

JAERI - M  
83-193

NSRR 実験プログレス・レポート 13  
(1981年7月～1981年12月)

1983年11月

反応度安全研究室・NSRR 管理室

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

JAERI-M 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。  
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1983

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 いばらき印刷株

NSRR実験プログレス・レポート 13  
(1981年7月～1981年12月)

日本原子力研究所東海研究所安全工学部  
反応度安全研究室・NSRR管理室

(1983年10月21日受理)

本報告書は、1981年7月から同年12月までにNSRRにおいて実施した燃料破損実験の結果およびその考察等についてまとめたものである。

今期実施した実験は、標準燃料試験（高発熱量試験、標準燃料再現性確認試験）、燃料設計パラメータ試験（ギャップガス・パラメータ試験）、冷却条件パラメータ試験（強制対流試験）、特殊燃料試験（混合酸化物燃料試験）、欠陥燃料試験（擦過腐食燃料試験）、被覆管歪測定試験、水素発生量測定試験、燃料挙動可視試験、及び高温高圧カプセル試験の総計31回である。

執筆者

斎藤伸三・石井敏雄・星 蔦雄<sup>\*1</sup>・大西信秋<sup>\*2</sup>・藤城俊夫・稻辺輝雄・塩沢周策  
石島清見・岩田耕司<sup>\*3</sup>・丹沢貞光・柳原 敏・鶴田隆治・片西昌司・吉村富雄<sup>\*4</sup>  
落合政昭<sup>\*4</sup>・床井博見<sup>\*5</sup>・白川典幸<sup>\*6</sup>・植村 瞳<sup>\*7</sup>

---

注)

- \* 1 現、科学技術庁出向
- \* 2 現、研究炉管理部付
- \* 3 退職
- \* 4 協力研究員：船舶技術研究所
- \* 5 業務協力員：株式会社日立製作所
- \* 6 “ ”：日本原子力事業株式会社
- \* 7 外来研究員：コンピュータサービス株式会社

JAERI-M 83-193

Semiannual Progress Report on the NSRR Experiments (13)

( July 1981 to December 1981 )

Reactivity Accident Laboratory  
and NSRR Operation Division  
Department of Nuclear Safety Research  
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received October 21, 1983)

Fuel behavior studies in simulated reactivity initiated accident (RIA) conditions have been performed by utilizing Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) since October, 1975.

This report describes the results obtained from July to December, 1981. A total of 31 tests were carried out during this period; those are 10 standard fuel rod tests ( 9 high energy deposition tests and 1 detailed test ), 3 fuel design parameter tests ( 3 gap-gas composition parameter tests ), 3 cooling condition tests ( 3 forced convection tests ), 2 special fuel rod tests ( 2 mixed oxide fuel rod tests ), 2 defected fuel rod tests ( 2 fretting corroded fuel rod tests ), 3 fuel behavior observation tests, 1 high temperature high pressure capsule test, and 7 miscellaneous tests.

Keywords: Fuel Failure, Reactivity Initiated Accident, Fuel Behavior, Cladding Strain Measurement, Forced Convection, Fretting Corroded Fuel Rod, Fuel Behavior Observation Capsule, Slow Motion Film, High Temperature High Pressure Capsule, NSRR

---

Authors: S. SAITO, T. ISHII, T. HOSHI, N. OHNISHI, T. FUJISHIRO, T. INABE,  
S. SHIOZAWA, K. ISHIJIMA, K. IWATA, S. TANZAWA, S. YANAGIHARA,  
T. TSURUTA, T. YOSHIMURA, M. OCHIAI, H. TOKOI, N. SHIRAKAWA,  
M. UEMURA, S. KATANISHI

## 目 次

1. 今期の進捗	1
2. 大気圧カプセル実験	5
2.1 標準燃料試験	5
2.1.1 高発熱量試験	5
2.2 燃料設計パラメータ試験	9
2.2.1 ギャップガス・パラメータ試験	9
2.3 冷却条件パラメータ試験	13
2.3.1 強制対流試験	13
2.4 特殊燃料試験	18
2.4.1 混合酸化物燃料試験	18
2.5 欠陥燃料試験	21
2.5.1 擦過腐食燃料試験	21
2.6 その他の試験	23
2.6.1 被覆管歪測定試験	23
2.6.2 水素発生量測定試験	30
3. 燃料挙動可視実験	36
4. 高温高圧カプセル実験	50
5. 今後の実験計画	65
参考文献	66
付 錄	73
A. NSRR炉の概要	73
B. 大気圧カプセル, 燃料挙動可視カプセル, 高温高圧カプセル, 水ループ, 及び 標準試験燃料	80
C. NSRR実験概要一覧	84
D. NSRRパルス運転記録	107

## CONTENTS

1.	Progress in this period .....	1
2.	Atmospheric pressure capsule tests .....	5
2.1	Standard fuel rod tests .....	5
2.1.1	High energy deposition tests .....	5
2.2	Fuel design parameter tests .....	9
2.2.1	Gap-gas composition parameter tests .....	9
2.3	Cooling condition parameter tests .....	13
2.3.1	Forced convection tests .....	13
2.4	Special fuel rod tests .....	18
2.4.1	Mixed oxide fuel rod tests .....	18
2.5	Defected fuel rod tests .....	21
2.5.1	Fretting corroded fuel tests .....	21
2.6	Miscellaneous tests .....	23
2.6.1	Cladding strain measurement tests .....	23
2.6.2	Hydrogen generation measurement tests .....	30
3.	Fuel behavior observation tests .....	36
4.	High temperature high pressure capsule tests .....	50
5.	Future plan of the NSRR experiments .....	65
	References .....	66
	Appendices .....	73
A.	Description of NSRR facility .....	73
B.	Description of atmospheric pressure capsule, fuel behavior observation capsule, high temperature high pressure capsule, loop and standard test fuel rod .....	80
C.	Summary of NSRR experiments .....	84
D.	Summary of NSRR pulsing operation data .....	107

Summary of the progress in this period  
(S. Saito, T. Ishii)

This report summarizes the progress and the major results of the NSRR experiments during a semianual period from July to December 1981. A total of 31 tests, including one high pressure and high temperature capsule test and three transient fuel behavior observation tests, were performed in this period.

(1) Standard Fuel Rod Test Series

Nine high energy deposition tests were conducted. In these tests, the influences of water subcooling and water-to-fuel ratio on the mechanical energy conversion ratio were studied. The mechanical energy conversion ratio was measured utilizing a spring as well as a float.

In the test studying influence of water subcooling, the mechanical energy conversion ratio of 0.03% was evaluated for the case in which the fuel rod was subjected to an energy deposition of about 440 cal/g·UO<sub>2</sub> under the water subcooling of 15°C. This value is fairly small as compared with that obtained under the same condition except the water subcooling of about 75°C.

To study the effect of water-to-fuel ratio on the mechanical energy conversion ratio, two types of tests were performed. In the tests with small inner capsule to change water-to-fuel ratio, it was found that the mechanical energy conversion ratio decreased when water-to-fuel ratio decreased. Another test to evaluate the effect of water-to-fuel ratio was performed under 4 fuel rod bundle system (rod pitch was 40 mm). The mechanical energy conversion ratio evaluated based on this test was almost the same as that obtained in the standard single rod test probably because of large rod pitch.

In the tests with a spring for the constraint against water column movement, it was found that strength of spring (spring constant) had an effect on the energy conversion ratio, but, had little effect on the fuel fragmentation behavior.

(2) Fuel Design Parameter Test Series

Three gap-gas composition parameter tests were performed. In these tests, the influence of gap-gas composition on the cladding temperature was studied. The test results showed that the influence of gap-gas composition increased as the energy deposition increased. However, it

started decreasing when the energy deposition was in excess of about 220 cal/g·UO<sub>2</sub>, and was almost negligible when the energy deposition was near the fuel failure threshold of 260 cal/g·UO<sub>2</sub>.

### (3) Cooling Condition Parameter Test Series

Three single rod tests under a forced convection condition were performed. In these tests, data reproducibility and, the influence of water temperature and gap-gas composition on the fuel behavior under a forced convection condition were studied.

In the test to investigate the influence of the water temperature, it was found that, even in the small subcooling condition, coolant flow decreased the cladding temperature and shortened the film boiling duration as seen in case of large subcooling condition. As a whole, degree of the fuel rod damage under a forced convection condition was milder than that under a stagnant condition. However, at a lower stream position, the fuel rod damage was more severe than that in a stagnant water condition in which water-to-fuel ratio was quite large due to further decrease of water subcooling. Therefore, special attention should be paid to coolant subcooling when the results of the forced convection tests were applied to a real power reactor problem.

In the tests to investigate the influence of gap-gas composition on the fuel behavior under a forced convection condition, almost the same result as that under a stagnant condition was obtained, that is, the influence of gap-gas composition was remarkable at lower energy depositions, and it became smaller when the energy deposition was in excess of about 240 cal/g·UO<sub>2</sub>. It was also found that gap-gas composition had almost no effect on the failure threshold.

### (4) Special Fuel Rod Test Series

Two mixed oxide fuel tests were performed. In these tests, energy deposition calibration was aimed for a PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> mixed oxide fuel rod. The energy deposition determined by chemical analysis was in good agreement with that evaluated by calculation.

### (5) Defected Fuel Rod Test Series

Two tests were conducted for fuel rods with fretting corroded cladding. In the test to study the influence of defect depth in the cladding outer surface on the fuel failure behavior of a pre-pressurized rod, it was found that the failure time became later and the deformation of cladding tube became larger as the defect depth decreased.

Reproducibility test of mechanical energy generation in a high energy deposition for a fuel rod with fretting corroded cladding showed that there was no essential difference in failure behavior within a range of maximum defect depth from 0.3 to 0.4 mm.

#### (6) Miscellaneous Tests

Four cladding strain measurement tests and two hydrogen generation measurement tests were performed.

In the cladding strain measurement tests, transient history of cladding strain due to PCMI (Pellet-Cladding Mechanical Interaction) was measured using strain gauges. The purposes of these tests were to obtain information for the modeling of transient fuel behavior under an RIA condition, and to develop instruments for the future pre-irradiated fuel rod tests in the NSRR. From these tests, it was found that strain gauge was one of the possible instruments to measure cladding strain due to PCMI. The measured strain values showed a good agreement with those obtained from the diameter measurements after the tests.

In the hydrogen generation measurement tests, influence of the energy deposition level was studied. From these tests, it was found that hydrogen generation increased as the energy deposition increased, and in case of the presence of break or fragmentation of a fuel rod, hydrogen generation due to UO<sub>2</sub>-water reaction in addition to that due to Zircaloy-water reaction was suggested.

#### (7) Fuel Behavior Observation Tests

Three fuel behavior observation tests were performed. These tests were conducted under a natural convection condition, an air cooling condition, and a forced convection condition, respectively, using an in-pile high speed photography.

In the high energy deposition test under a natural convection condition, a rod was irradiated at an energy deposition of 330 cal/g·UO<sub>2</sub>, and the dispersion of molten fuel and violent boiling of water were observed.

In the test under an air cooling condition, a rod was irradiated at an energy deposition of 250 cal/g·UO<sub>2</sub>, and the break of the cladding and flow of molten material were observed.

In the test under a forced convection condition, almost the same energy as that in the test under an air cooling condition was deposited in a rod, and the moving of quench front was clearly observed. The

velocity of quench front was larger than that under a stagnant condition.

(8) High Pressure and High Temperature Capsule Tests

A test with a current BWR type rod and PCI remedy fuels (a Zr-lined fuel and a Cu-barrier fuel) was conducted under a BWR condition. Results of this test were compared with those of PWR type fuel rod test.

There was no significant difference in cladding temperature among three types of BWR rods. However, cladding temperatures of BWR type rods were lower than those of PWR type rods due to larger thickness of cladding tube. Collapses of the cladding tube were observed in all of the BWR type rods, but they did not fail. These results were almost the same as those for PWR rods. In Cu-barrier rod, diffusion of melted copper into pellet grain boundaries and gap inside the rod was observed.

As summarized above, a total of 31 tests were conducted in this period, which makes a grand total of 548 tests since the first test in October 1975. The classification and the number of the tests are presented in the following table.

Table Classification and Number of NSRR Experiments (until Dec. 1981)

Test Item	Number of Tests		
	Oct. '75 ~Jun. '81	Jul. '81 ~Dec. '81	Total
1. Standard Fuel Rod Tests			
(i) Scoping tests	31	9	40
(ii) Detailed tests	27	1	28
(iii) Others	13	0	13
2. Fuel Design Parameter Tests			
(i) Gap width parameter tests	16	0	16
(ii) Enrichment parameter tests	17	0	17
(iii) Pre-pressurized fuel rod tests	49	0	49
(iv) Cladding parameter tests	39	0	39
(v) Gap-gas composition parameter tests	17	3	20
(vi) Others	11	0	11
3. Cooling Condition Parameter Tests			
(i) Coolant temperature parameter tests	19	0	19
(ii) Flow area simulation tests	22	0	22
(iii) Rod bundle tests	12	0	12
(iv) Forced convection tests	21	3	24
4. Special Fuel Rod Tests			
(i) USNRC fuel rod tests	21	0	21
(ii) HTR fuel tests	3	0	3
(iii) Mixed oxide fuel rod tests	0	2	2
5. Defected Fuel Rod Tests			
(i) Water logged fuel rod tests	91	0	91
(ii) Fretting corroded cladding fuel rod tests	26	2	28
6. Fuel Behavior Observation Tests	5	3	8
7. High Temperature High Pressure Capsule Tests	9	1	10
8. Water Loop Tests	6	0	6
9. Miscellaneous Tests	60	7	67
Total	515	31	546

## 1. 今期の進捗

(斎藤伸三・石井敏雄)

本報告は、1981年7月から12月までの間に実施したNSRR実験について、その進捗と主な成果に関してまとめたものである。この期間に実施した実験は、高温高圧カプセル実験1回、燃料挙動可視実験3回を含む計31回である。

標準燃料試験では、高発熱量試験9回を実施した。これらの実験では、熱エネルギーから機械的エネルギーへの転換率に及ぼす冷却材のサブクール度の影響及び、水一燃料比の影響を調べると共に、スプリングを用いて水柱の飛上りを抑制した場合の影響を究明した。

サブクール度の影響を調べる実験では、水温85°Cの条件下で10%濃縮燃料に約440cal/g・UO<sub>2</sub>の発熱量を与えた場合、エネルギー転換率は0.03%となり、室温条件下での0.15%と比較して非常に小さな値となった。水一燃料比の影響を調べるために行った小型内カプセルを用いた実験では、水一燃料比が小さくなるにつれてエネルギー転換率も低くなることがわかった。同様の目的でピッチ40mmの4本バンドル体系で行った実験では、単一燃料を用いた場合と大差ない転換率を得た。スプリングを用いた実験では、スプリングの強度によりエネルギー転換率は影響を受けるが、燃料の微粒化の程度は影響を受けないことがわかった。

燃料設計パラメータ試験においては、ギャップガス・パラメータ試験3回を実施した。その結果、被覆管温度に及ぼすギャップガス成分の影響は、発熱量が増すにつれて顕著となるが、約220cal/g・UO<sub>2</sub>を越すと影響は低下し始め、260cal/g・UO<sub>2</sub>の破損しきい値付近ではほとんど影響を受けなくなることが明らかとなった。

冷却条件パラメータ試験においては強制対流試験3回を行った。これらは、強制対流条件下における冷却材温度の影響の再現性と、ギャップガス成分の影響を調べることを目的としたものである。冷却材温度の影響を調べる実験では強制対流条件下においてはサブクール度が低い場合でも静水条件の場合に比べて被覆管最高温度は低下し、膜沸騰継続時間も短くなることがわかった。全体として燃料棒の損傷の程度は静水条件下と比較して軽くなることが示されたが、冷却材の下流部ではサブクール度がさらに低下するという現象を生じ、このため燃料棒の上端部において静水条件下よりも軽度とは言えない損傷を生じた。このことから、強制対流試験の結果を実際の動力炉に適用する場合には、冷却材のサブクール度について充分な配慮が必要であることがわかった。ギャップガス成分の影響を調べる実験では、静水中における実験結果と同様に、発熱量が比較的低い範囲では被覆管温度に及ぼすギャップガス成分の影響は顕著であるが、約240cal/g・UO<sub>2</sub>以上で影響の低下が見られ、破損しきい値にはほとんど影響が現われないということが判明した。

特殊燃料試験としては混合酸化物燃料試験2回を実施した。本実験は熱中性子炉用プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料の破損挙動を調べることを目的としたものである。今期は発熱量の較正を目的とした実験を行った。照射後、試験燃料の化学分析を行って求めた発熱量は、核計算による評価値と良い一致を示した。

欠陥燃料試験では擦過腐食燃料試験を2回行った。欠陥部深さの違いによる加圧燃料の破損挙動における冷却材温度の影響の再現性と、ギャップガス成分の影響を調べる実験では、強制対流条件下においてはサブクール度が低い場合でも静水条件の場合に比べて被覆管最高温度は低下し、膜運動の変化を調べる実験では、欠陥部深さが小さい程破損時刻は遅く、被覆管の変形量は大きくなることがわかった。また、欠陥燃料を用いた高発熱量試験の再実験を行い、欠陥部最大深さが0.3～0.4 mmの範囲ではほぼ同様の破損挙動となることが判明した。

その他の大気圧カプセル実験としては、被覆管歪測定試験4回、水素発生量測定試験2回を実施した。

被覆管歪測定試験は、過渡的な歪量の測定を行い、PCMI (Pellet - Cladding Mechanical Interaction) による被覆管変形のモデル化とバーンアップの進んだ燃料実験のための計装開発に役立てるデータを採取することを目的としたものである。この実験の結果、PCMIによる被覆管の変形量は歪ゲージを用いて測定することが可能であることがわかった。

水素発生量測定試験では、これまでの実験を補完する実験を実施した。その結果、水素の発生量は発熱量の増加とともに増大し、特に、燃料棒が分断あるいは微粒子化する場合にはジルカロイ-水反応だけでなく、 $\text{UO}_2$ -水反応による水素発生も存在することを示唆する結果が得られた。

燃料挙動可視実験としては、高発熱量試験、空気雰囲気中の試験、及び強制対流試験の3回を実施した。

高発熱量試験では約330 cal/g・ $\text{UO}_2$ の発熱量を与え、溶融燃料の飛散の様子と激しい水の沸騰を観察した。空気雰囲気中で約250 cal/g・ $\text{UO}_2$ の発熱量を与えた試験では、被覆管の飛散やクラック発生、及び分断の様子が記録された。強制対流試験では約250 cal/g・ $\text{UO}_2$ の発熱量を与え、クエンチフロントが下方から上方へ進む様子を観察した。その速度は自然対流条件下の場合と比べて速く、強制対流の影響が顕著に示されていた。

高温高圧カプセル実験では、3種類のBWR型燃料（従来型、ジルコニウム内張りPCI対策型、銅バリアPCI対策型）を同時照射して、3種類の間およびPWR型燃料との比較を行った。その結果、3種類の燃料で被覆管温度には有意な差は認められなかった。また、PWR型燃料と比較すると、被覆管の厚さがBWR型燃料の方が厚いため、被覆管温度が低くなった。BWR型の3種類の燃料に共通して、高温高圧による被覆管のつぶれ等の変形が観察されたが破損はなかった。ただし、銅バリア燃料においては、溶融した銅がペレット内に侵入するという特別な現象が見られた。

今期は以上合計31回の実験を実施し、昭和50年10月の実験開始以来、実験総数は548回となつた。その内訳をTable 1.1に示す。

Table 1.1 NSRR実験の分類と実験回数

試験項目	目的	実験回数		
		50.10~ 56.6	56.7~ 56.12	合計
1. 標準燃料試験				
(i)スコーピング試験	未照射健全燃料に関する全般的な燃料挙動の究明	31	9	40
(ii)詳細試験	酸化、変形、しきい値等の詳細な情報を得る	27	1	28
(iii)その他		13	0	13
2. 燃料パラメータ試験				
(i)ギャップ燃料試験	初期ギャップ幅が燃料の過渡温度挙動、破損に及ぼす影響の究明	16	0	16
(ii)濃縮度燃料試験	燃料内発熱密度の歪と破損しきい値との関係の究明	17	0	17
(iii)加圧燃料試験	燃料棒内圧と燃料破損挙動との関係の究明	49	0	49
(iv)特殊被覆材燃料試験	被覆材質、肉厚、熱処理条件等の燃料破損挙動に及ぼす影響の究明	39	0	39
(v)ギャップガス・パラメータ試験	ギャップガスが燃料の過渡温度挙動、破損に及ぼす影響の究明	17	3	20
(vi)その他		11	0	11
3. 冷却条件パラメータ試験				
(i)冷却水温パラメータ試験	冷却水温度の燃料破損挙動に及ぼす影響の究明	19	0	19
(ii)流路模擬燃料試験	流路条件が燃料破損に及ぼす影響の究明	22	0	22
(iii)バンドル燃料試験	バンドル(4~5本)体系での燃料破損しきい値、破損の伝播について究明	12	0	12
(iv)強制対流試験	冷却水の流動が燃料破損挙動に及ぼす影響の	21	3	24
4. 特殊燃料試験	究明			
(i)USNRC燃料試験	BWR型PCI対策燃料の燃料挙動の究明	21	0	21
(ii)HTR燃料試験	HTR用粒子状燃料の燃料挙動の究明	3	0	3
(iii)混合酸化物燃料試験	熱中性子炉用混合酸化物燃料の燃料挙動の究明	0	2	2
5. 欠陥燃料試験				
(i)浸水燃料試験	欠陥燃料の破損しきい値、破壊エネルギーの把握	91	0	91
(ii)擦過腐食燃料試験	擦過腐食の燃料破損挙動に及ぼす影響の究明	26	2	28
6. 可視カプセル実験	高速度撮影による燃料挙動の可視化	5	3	8

試験項目	目的	実験回数		
		50.10～ 56.6	56.7～ 56.12	合計
7. 高圧カプセル実験	実炉の運転温度・圧力条件下における燃料挙動の究明	9	1	10
8. 水ループ実験	流動条件下における燃料挙動の究明	6	0	6
9. その他				
(i)計測試験	燃料中心温度、伸び、歪、音響等の測定	20	5	25
(ii)メルトダウン試験	気体雰囲気中での燃料挙動の究明	7	0	7
(iii)支持効果試験	燃料の固定法、グリッドスペーサ等が燃料挙動に及ぼす影響の究明	13	0	13
(iv)水素発生量測定試験	ジルカロイ一水反応により生じる水素量の測定	6	2	8
(v)その他		14	0	14
合		515	31	546

## 2. 大気圧カプセル実験

### 2.1 標準燃料試験

#### 2.1.1 高発熱量試験（床井博見，鶴田隆治，塩沢周策，斎藤伸三）

##### (1) 概要

前年度の高発熱量試験では、燃料破損に伴って発生する機械エネルギーの測定を行い、熱エネルギーから機械エネルギーへの転換率に及ぼす発熱量の影響、サブクール度の影響、スプリングによる体系の拘束による影響等を調べた。本期は引き続いて、(i)冷却水のサブクール度の影響を調べるサブクール度実験（Test No. 111-39）を実施するとともに、新たに(ii)水-燃料比の影響を評価するために、単一燃料に対して水の量を変えて行った実験（Test No. 111-32, -33, -35, -37），および4本バンドル体系で実施した実験（Test No. 111-36, -41），さらには、スプリングによる拘束実験（Test No. 111-34, -38）を実施した。

本期実施した試験の実験条件をTable 2.1.1に、実験体系をFig. 2.1.1に示す。

##### (2) 実験方法

サブクール度実験では、標準体系内に設けたヒーターにより冷却水の初期温度を所定のサブクール度に調整して実験を行った。これまでの実験では、20%濃縮燃料棒を用い530～568cal/g・UO<sub>2</sub>の発熱量で照射したが、今回は濃縮度10%の燃料を用いてやや低い発熱量で照射した。

水-燃料比の影響を調べる実験では、濃縮度10%の標準燃料1本を、内径60mmφ, 30mmφのアルミ製内カプセル及び内径16mmφのシュラウド中に固定して、約430cal/g・UO<sub>2</sub>で照射した。水塊の飛び上りは各々の内カプセル内に装着した浮子で測定したが、16mmφのシュラウド付実験の場合のみ内径30mmφのカプセル及びその浮子で測定した。バンドル体系での実験では、濃縮度20%の燃料4本をピッチ40mmで固定したものと、燃料ピッチ23mm, 43mmφシュラウド付4本バンドル体系での発熱量較正実験を行った。

スプリングによる拘束実験では、水面にピストンを設けカプセル内壁とのギャップ部はO-リングを用いた気密構造において、ピストン上部にスプリングを設置してその弾性エネルギーにより機械エネルギーを測定した。

##### (3) 実験結果及び考察

###### (i) サブクール度実験（Test No. 111-39）

サブクール度15°Cにおいて10%濃縮燃料棒に432cal/g・UO<sub>2</sub>の発熱量を与えた結果、燃料は飛散・微粒化して破壊エネルギーが発生した。そのエネルギー転換率は0.03%となり標準状態での実験（Test No. 111-21, 441cal/g・UO<sub>2</sub>）で得られた0.15%に比べて小さな値となった。Fig. 2.1.2に今回の結果とあわせて、これまでに実施したサブクール度実験により得た熱エネルギーから機械エネルギーへの転換率を示す。図中において、白丸は20%濃縮燃料に530～568 cal/g・UO<sub>2</sub>の発熱量を与えた場合の値であり、黒丸が10%濃縮燃料棒を使用した場合の転換率である。濃縮度20%の燃料を使用した実験では、サブクール度が40°Cの場

合に最も大きなエネルギー転換率 0.79%を記録しており、水温がこれより下がっても、また上がっても転換率は減少している。この傾向は 10%濃縮燃料に対しても同様であることが今回の実験結果からも推察できる。しかしながら、エネルギー転換率に及ぼすサブクール度の影響については、いまだよくわかっていない点が多く、燃料の微粒子化の問題とともに今後検討すべき課題である。

(ii) 水-燃料比パラメータ実験 (Test No. 111-32, 33, 35, 36, 37, 41)

機械エネルギーへの転換率に及ぼす体系の影響を調べる実験として、単一燃料に対して内カプセルの大きさを変えることにより水-燃料比を変えて実験を行った。その結果、カプセル径が 60 mm $\phi$  (Test No. 111-33), 30 mm $\phi$  (Test No. 111-37), 16 mm $\phi$  (Test No. 111-35) と小さくなるにつれて、エネルギー転換率も 0.023%, 0.020%, 0.012%と低い値となった。これは、カプセル径が小さくなるにつれて、飛散した燃料粒子と水との混合が抑制され、その結果として微粒化が抑制される為と推測される。(尚、Test No. 111-32 では、0.0026%と極めて低い転換率となっているが、これは計測上の問題から生じたものである。)

4 本バンドル体系では、Test No. 111-36において燃料ピッチ 40 mm で 414 cal/g・UO<sub>2</sub> の発熱量を与えたが、エネルギー転換率 0.10%となっており標準実験の場合と比べてさほど大きな違いは生じなかった。Test No. 111-41 は、46 mm<sup>□</sup> シュラウド付、燃料ピッチ 23 mm の 4 本バンドル体系における発熱量の較正のためのもので、発熱量換算係数として 3.74 cal/g・UO<sub>2</sub>/MWsec の値を得た。

(iii) スプリングによる拘束実験 (Test No. 111-34, 38)

前年度に実施した実験 (Test No. 111-29)においては、バネ定数  $9.8 \times 10^4 \text{ kg/s}^2$  のスプリングを使用して 0.05% のエネルギー転換率を得た。本期は、バネ定数を  $4.8 \times 10^4$  及び  $2.5 \times 10^5 \text{ kg/s}^2$  の 2通りに変えて実験を行った。その結果、 $4.8 \times 10^4 \text{ kg/s}^2$  のスプリングを用いた実験 (Test No. 111-34) ではエネルギー転換率は 0.13%となり、標準実験におけるスプリング無しの場合と変わらなかったが、 $2.5 \times 10^5 \text{ kg/s}^2$  のスプリングでは (Test No. 111-38)，水塊の運動が抑えられたため 0.02%という低いエネルギー転換率となった。微粒化の程度は両実験においても、標準実験の場合とほとんど変わっていなかったため、微粒化は水塊の運動が始まる前に、ほとんど決定されるものと思われる。

Table 2.1.1 High energy deposition test conditions

$H_2O/UO_2$ volumetric ratio	Coolant subcooling	Test No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Fuel enrich- ment (%)	Coolant sub- cooling (°C)	$H_2O/UO_2$ volume ratio (Capsule diameter)	Stiffness constant (kg/S <sup>2</sup> )	Remarks
Single rod	111-39	432		10	15	165.5 (120 mm $\phi$ )	Without spring	
	111-33	433		10	73	40.4 ( 60 mm $\phi$ )	"	
	111-37	432		"	78	9.1 ( 30 mm $\phi$ )	"	
	111-32	436		"	74	"	"	
	111-35	428		"	77	1.6 ( 16 mm $\phi$ )	"	
Bundle	111-36	414		20	77	40.4 (120 mm $\phi$ )	"	Fuel center pitch : 40mm
	111-4			"	8	6.5 ( 46 mm $\square$ )	"	Fuel center pitch : 23mm
Constraint	111-34	430		10	75	165.5 (120 mm $\phi$ )	$4.8 \times 10^4$	with spring
	111-38	424		"	80	"	$2.5 \times 10^5$	

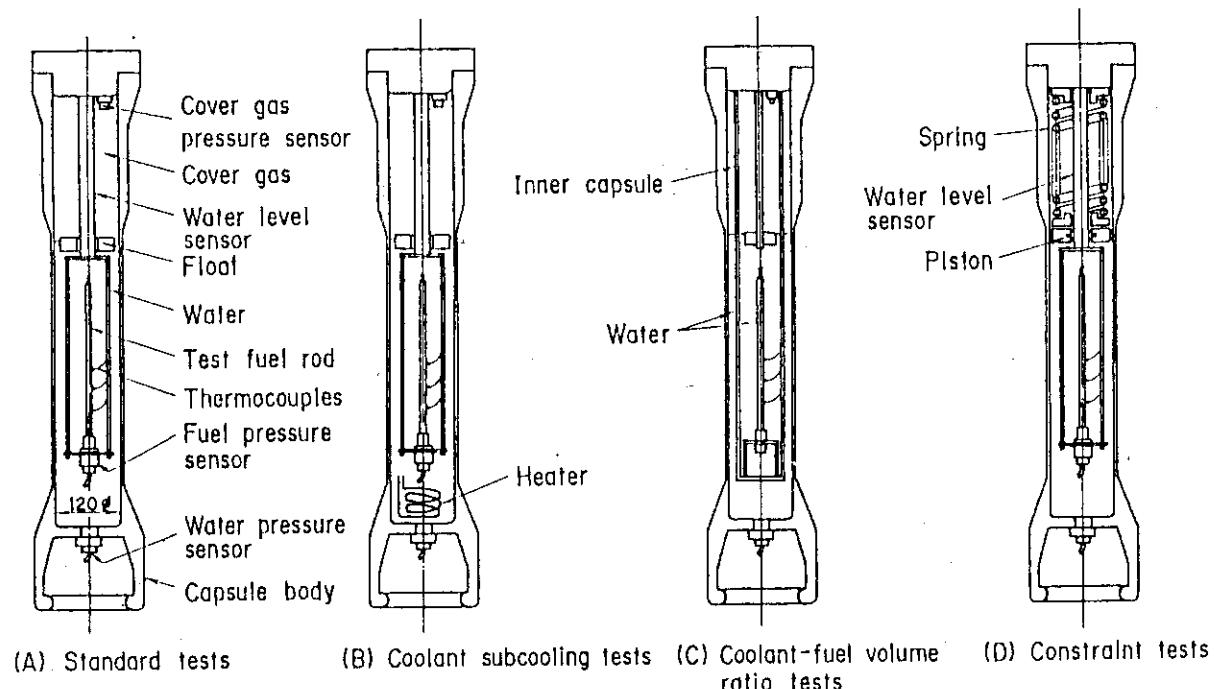


Fig. 2.1.1 Experimental capsule and measuring instruments

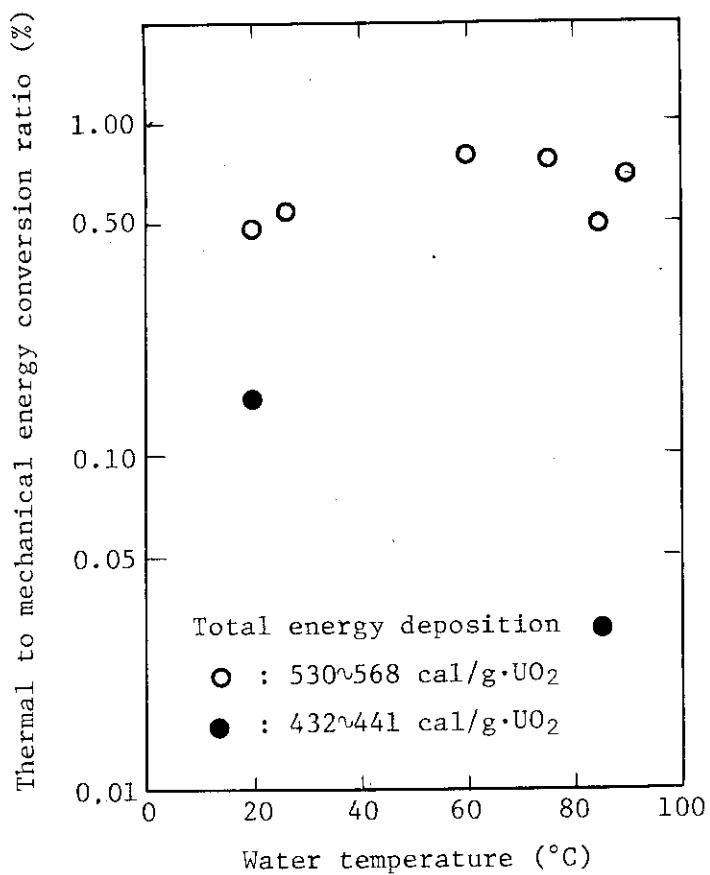


Fig. 2.1.2 Effect of coolant subcooling on thermal to mechanical energy conversion ratio in high energy deposition tests

## 2.2 燃料設計パラメータ試験

### 2.2.1 ギャップガス・パラメータ試験（藤城俊夫, 丹沢貞光）

#### (1) 概 要

これまで実施したギャップガス・パラメータ実験の結果、ギャップガス成分の燃料挙動に及ぼす影響が発熱量によって異なる事が明らかになった。

今期はこの発熱量依存性を明確にするため、DNB 発生しきい値をやや上まわる  $145\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$  でのキセノン封入燃料実験 (Test No. 235-18), および影響が比較的大きく現れると予想される発熱量  $195\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$  でヘリウム封入およびキセノン封入燃料を用い比較実験 (Test No. 235-21 および Test No. 235-22) を実施した。

#### (2) 実験方法

実験は、従来のギャップガス・パラメータ実験と同様に、標準燃料と同仕様の燃料でギャップガスをヘリウムの代りに  $0.1\text{ MPa}$  のキセノンガスとしたものを試験燃料とし、これをステンレス鋼製の大気圧カプセル中で室温・大気圧条件の静水中で照射した。ただし、Test No. 235-21 は、キセノン封入燃料による Test No. 235-22 の比較実験として行ったものであり、ヘリウム封入の標準燃料を用い Test No. 235-22 と全く同じ計装を取付け、同一の発熱量条件で照射実験を行った。

#### (3) 実験結果および考察

Fig. 2.2.1 は、発熱量が  $145\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$  の Test No. 235-18 の被覆管温度履歴を、これと同じ発熱量のヘリウム封入燃料による実験 (Test No. 205-5-1) の結果と比べたものである。約  $700\text{ }^\circ\text{C}$  までの急上昇は殆んど同一の軌跡をたどるが、その後、ヘリウム封入燃料では上昇速度があまり下らずに最高温度に達して短時間にクエンチするのに対し、キセノン封入燃料では約  $700\text{ }^\circ\text{C}$  を越えると温度上昇が緩やかになり約 3 秒後に最高温度に達した後にクエンチに至る。このように、急上昇した後の温度上昇挙動に対してギャップガス成分の影響が現れるが、発熱量が  $145\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$  程度では急上昇期以後の温度上昇はあまり大きくなないので、最高温度に対してはギャップガス成分の影響は殆んどないことが明らかになった。

なお、膜沸騰継続時間に大きな違いがあり、かつ、通常の場合と逆にキセノン封入燃料の方が継続時間がより長くなっているが、これは、発熱量条件が DNB 発生しきい値に近いため、膜沸騰が必ずしも安定しないことによっている。したがって、この結果が必ずしも再現性のあるものとは考えられない。

Fig. 2.2.2 は、発熱量が  $195\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$  の場合の被覆管温度履歴を比較したものである。 $145\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$  の場合と同様に、約  $700\text{ }^\circ\text{C}$  まで上昇する急上昇期の履歴は変わらないが、その後の温度上昇にギャップガス成分の影響が現れ、最高温度および膜沸騰継続時間ともに大きな差が生じた。

Fig. 2.2.3 は被覆管最高温度を発熱量に対してプロットし、キセノンおよびヘリウム封入燃料の結果を比較したものである。この結果が示すように発熱量が DNB 発生しきい値よりもあまり大きくなかった場合には、ギャップガスの影響は殆んど無いが、発熱量の増大に伴い影響は大きくなり、約  $220\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$  で影響が最大となる。しかし、発熱量がさらに増大すると、ギャップガ

ス成分の影響は逆に低下し、破損しきい値に近づくにつれて燃料ペレット外周と被覆管内面で融着が起りギャップガス成分の影響は殆んど消滅することが明らかになった。

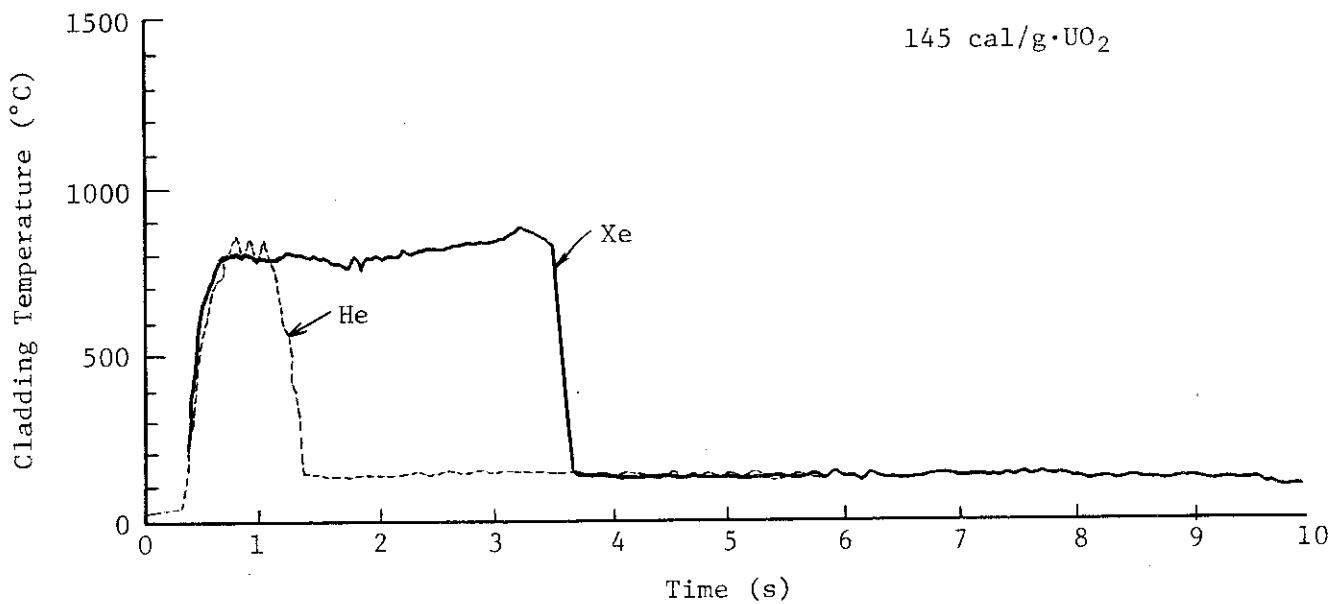


Fig. 2.2.1 Cladding temperature histories of helium and xenon filled rods at the energy deposition of 145 cal/g·UO<sub>2</sub>

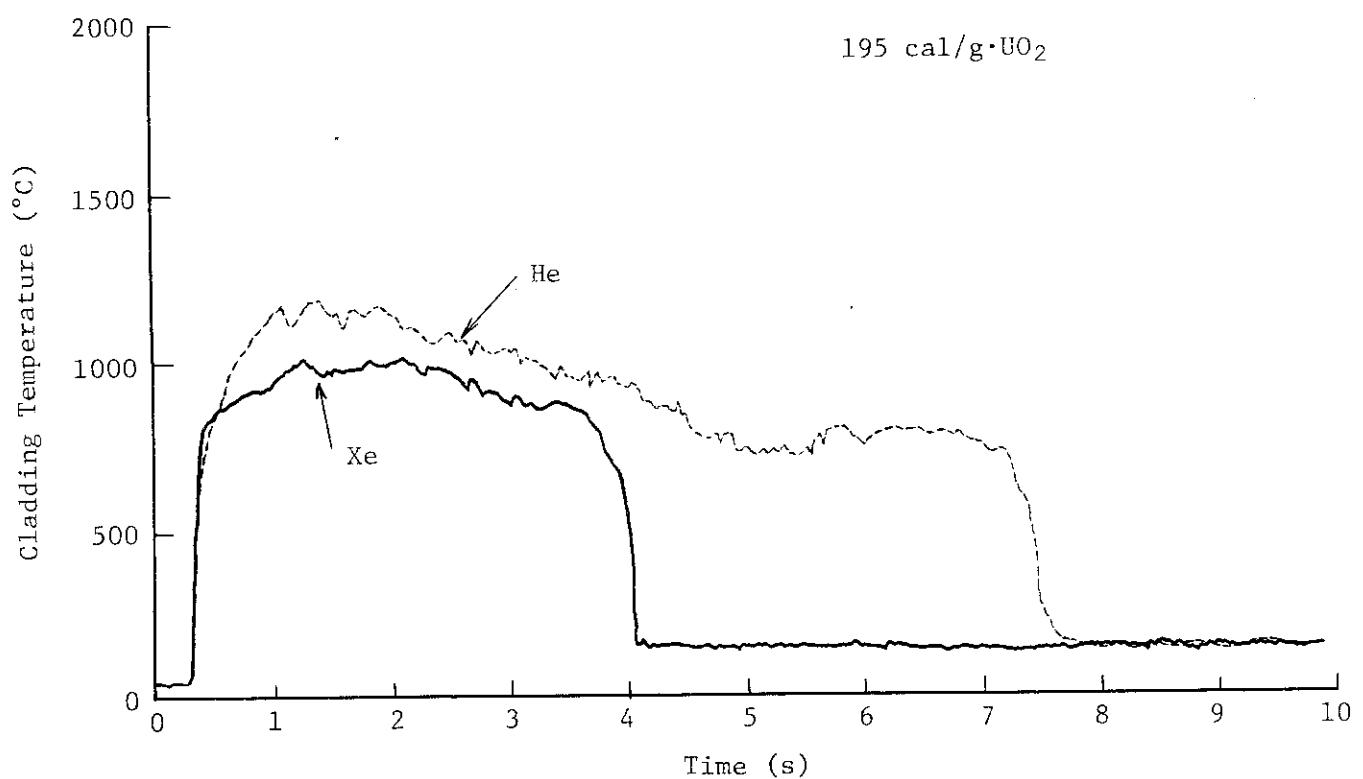


Fig. 2.2.2 Cladding temperature histories of helium and xenon filled rods at the energy deposition of 195 cal/g·UO<sub>2</sub>

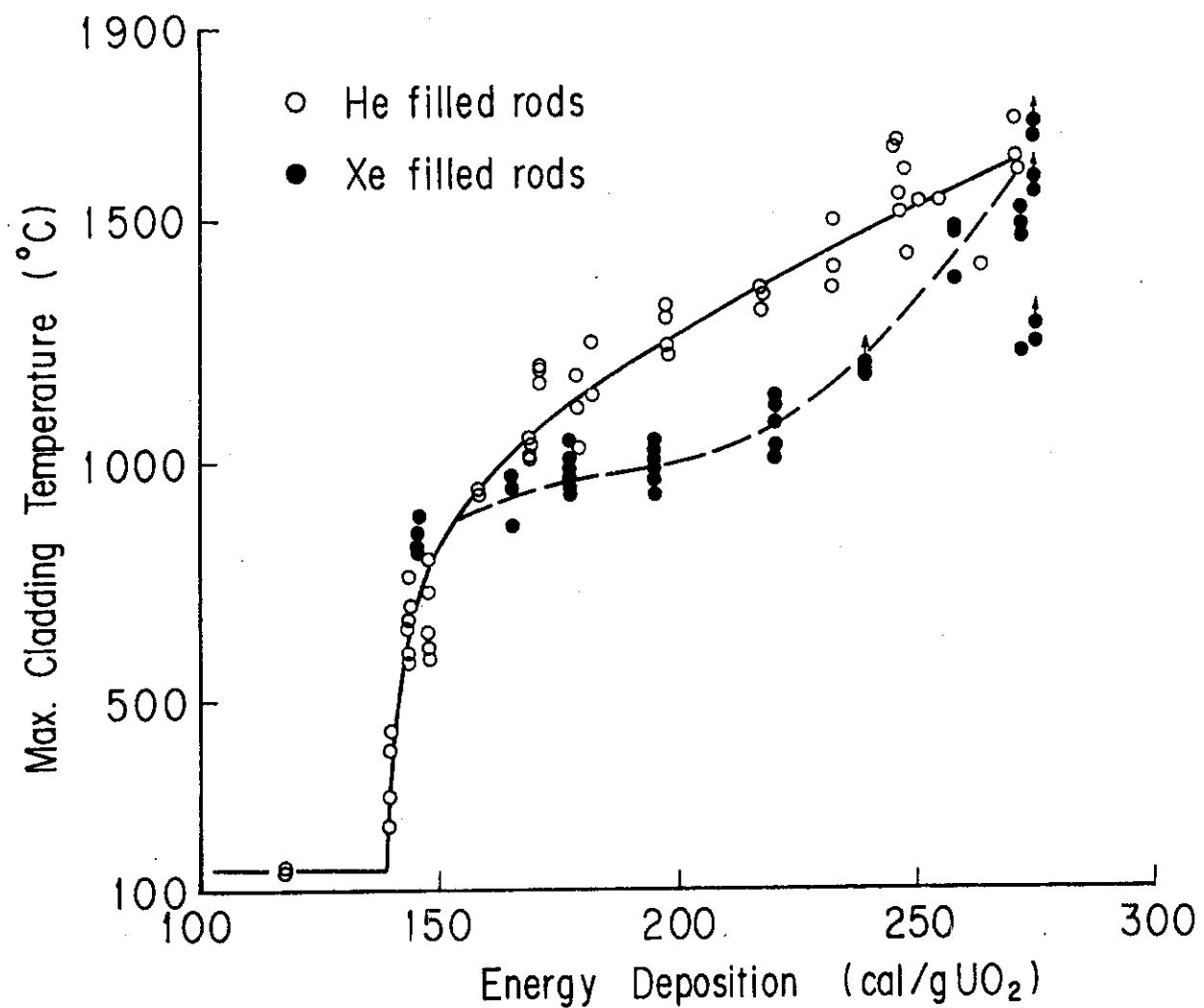


Fig. 2.2.3 Comparison of maximum cladding temperatures of xenon and helium filled rods as a function of energy deposition

## 2.3 冷却条件パラメータ試験

### 2.3.1 強制対流試験（藤城俊夫，丹沢貞光，白川幸典）

#### (1) 概要

今期は、冷却材温度をパラメータとした強制対流実験 Test No. 241-5 の再実験として Test No. 241-5b を、また、強制対流条件下でのギャップガス成分の影響を調べる事を目的として、キセノンガスを封入した燃料による実験 Test No. 241-1<sup>\*</sup>，-2 および-3 を実施した。

#### (2) 実験方法

強制対流実験シリーズでは、基本的には Fig. 2.3.1 に示すような装置と計装を用いて実験を行っている。すなわち、10%濃縮の試験燃料棒 1 本を内径 16 mm のジルカロイ製流路管内に収め、これを小型の循環ポンプに接続しカプセル内の冷却水を流路管に送り込み試験燃料棒を強制対流冷却する条件とする。計測としては熱電対による冷却材温度、被覆管表面温度およびドラグ・ディスクによる冷却水入口流速の測定を行った。

冷却材温度をパラメータとした Test No. 241-5b においては、内装した電気ヒータにより水温を 60 °Cまで上昇して初期条件とし、また、ギャップガスをパラメータとした Test No. 245-1, -2 および-3 においては、試験燃料にキセノンガス封入燃料を用い、冷却条件は水温 20 °C, 流速 1.8 m/s として行った。

#### (3) 実験結果および考察

##### (1) Test No. 241-5b

この実験では、冷却材温度 60 °Cの場合の強制対流の影響を調べるために、60 °C 静水条件の場合の破損しきい値近傍の発熱量 245 cal/g·UO<sub>2</sub> で照射した。Fig. 2.3.1 に本実験で測定された被覆管表面温度履歴を以前に同じ 60 °C の冷却材温度の静止水中で行った Test No. 103-9 の結果と比較して示す。また、同じく、照射後燃料の外観の比較を Fig. 2.3.2 に示す。これらの結果から、強制対流冷却の効果は 60 °C の条件においても認められ、被覆管最高温度を下げ、かつ膜沸騰継続時間を短縮する事が分った。また、照射後燃料の外観の上からも全体としては損傷の程度がより軽くなることが分った。しかし、Test No. 241-5b においても、燃料発熱部の上端、すなわち流路の出口側には一部に溶融して凹状に変形した部分が認められ、局所的には必ずしも静止水中で行った Test No. 103-9 の場合よりも軽度の損傷とは言えない部分があった。これは、流路管を用いた強制対流実験にあっては、燃料部で冷却材が加熱され、下流部では冷却材サブクール度が低下する事によると考えられる。本実験において測定された流路管出口の冷却材温度は 70 ~ 80 °C であった。したがって、燃料発熱部の上端における冷却材温度は、静止水中の場合に比べて 10 ~ 20 °C も高くなっていることになり、60 °C の場合には強制対流冷却を行っても自然対流冷却に比べ、冷却条件が必ずしも大幅に向上しているとは言えないことになる。

さらに、実際の動力炉の炉心を考えた場合には、冷態起動条件あるいは PWR 運転条件で、冷却材の入口サブクール度があったときにおいても 4 m 近くもある燃料部の上端付近では冷却

\* Test No. 240-15 を No. 245-1 と読みかえる。

材サブクール度が入口条件に比べ大きく低下し、殆んど飽和条件に達することが考えられる。従って、強制対流実験結果を実際の動力炉に適用する場合には、冷却材のサブクール度について、充分配慮をすべきであろう。

なお、冷却水温度 60 °C 条件の強制対流実験としては、すでに、Test No. 241-4b として、発熱量 180 cal/g・UO<sub>2</sub> の実験を行った。この実験結果も併せて、被覆管最高温度を発熱量に対してプロットし、同じ冷却水温度の静止水条件の結果と比べたものを Fig. 2.3.3 に示す。このプロットから、冷却材流動が被覆管温度上昇に与える影響は発熱量が低い場合の方がより顕著であることがわかる。

### (ii) Test No. 245-1 ~ 245-3

本実験 No. 245 シリーズは、強制対流条件の下でギャップガス成分が燃料挙動に与える影響を調べることを目的として行った。Fig. 2.3.4 は、本実験で行ったキセノン封入燃料の被覆管温度履歴を同じ冷却条件および発熱量を与えたヘリウム封入燃料の場合と比較して示したものである。これから、発熱量が 190 cal/g・UO<sub>2</sub> および 220 cal/g・UO<sub>2</sub> ではギャップガス成分の違いによる影響が極めて大きく現れるが、250 cal/g・UO<sub>2</sub> になると、必ずしも影響が明確でなくなることがわかる。Fig. 2.3.5 は、被覆管最高温度を発熱量に対してプロットしたものである。図中の白丸はヘリウム封入の場合、黒丸はキセノン封入の場合を示す。この温度比較からも、220 cal/g・UO<sub>2</sub> 以下の発熱量では、ヘリウム封入とキセノン封入の場合とでは大幅な差が現れるのに対し、240 cal/g・UO<sub>2</sub> 以上では殆んど差が生じないことがわかる。このように、発熱量が約 240 cal/g・UO<sub>2</sub> 以上でギャップガスの影響が極めて小さくなる傾向は静止水中での実験でも明確に認められた。この原因はこの発熱量条件の下では被覆管と燃料ペレットが融着を生じ、被覆管が高温に達しても良好な接触状態が保持されるからであると解釈できる。本実験の結果は、このようなペレット一被覆管の融着現象が強制対流による良好な冷却条件の下においても、自然対流冷却条件の場合とほぼ同じ発熱量で生じる事を示している。

以上の結果から、ギャップガス成分の影響について、強制対流条件においても静止水中におけるものと同じ結果、すなわち、発熱量が比較的低い範囲では大きな影響があるが、240 cal/g・UO<sub>2</sub> 以上になると影響は減少し、また、破損しきい値には殆んど影響が現れない事が判明した。

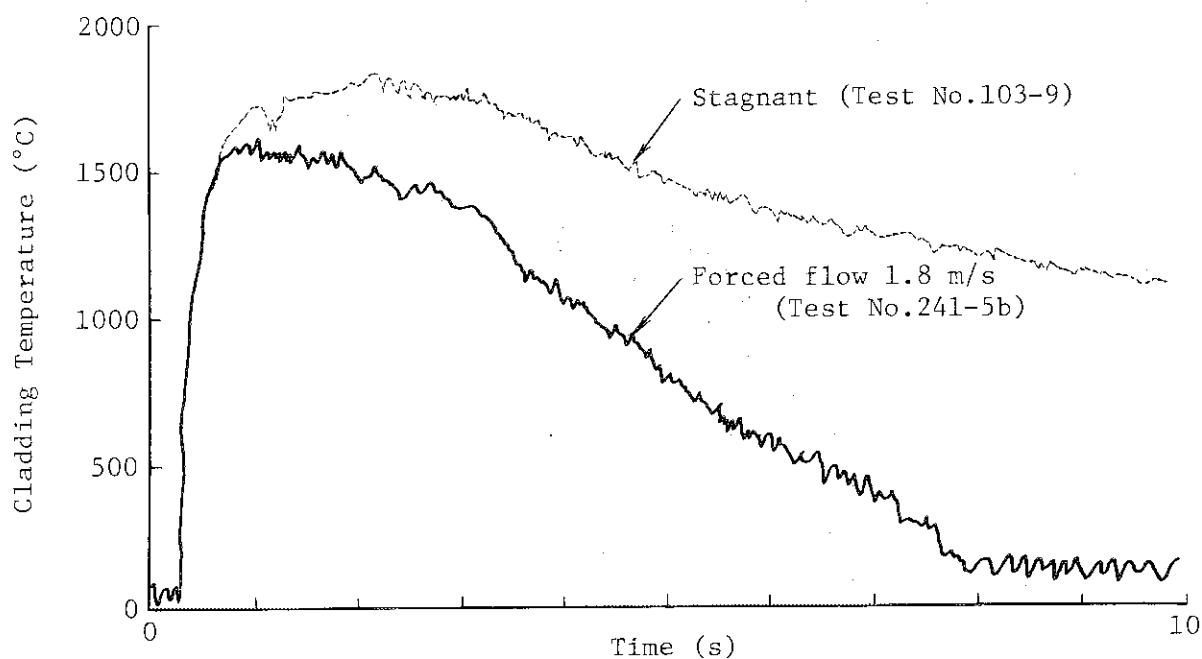


Fig. 2.3.1 Comparison of cladding surface temperature histories between stagnant and forced flow tests under coolant temperature of 60°C (245 cal/g·UO<sub>2</sub>)

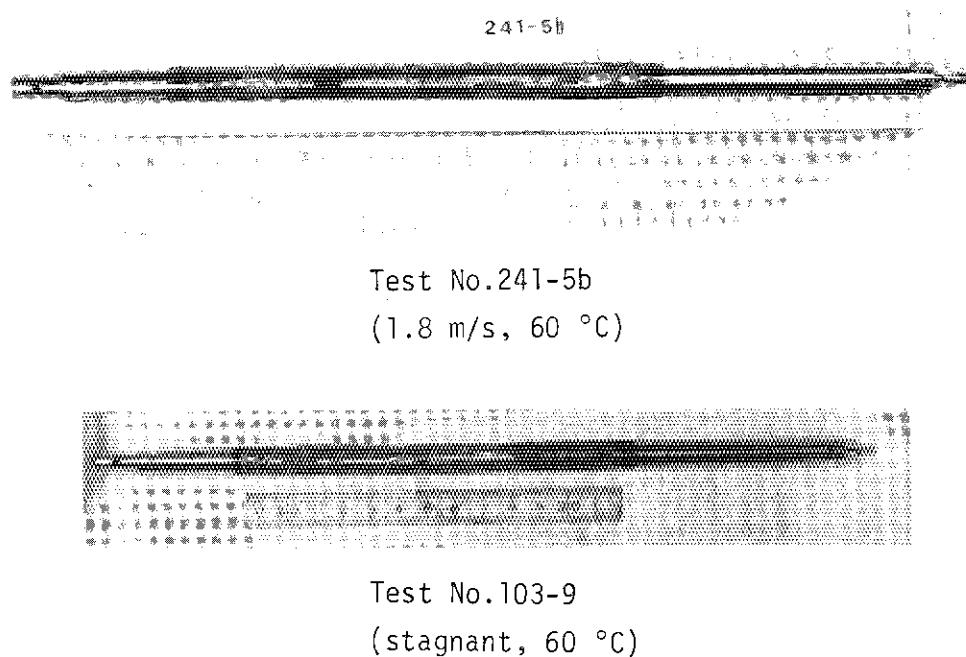


Fig. 2.3.2 Post test fuel rods irradiated under forced (Test No. 241-5b) and natural (Test No. 103-9) cooling condition at coolant temperature of 60°C (245 cal/g·UO<sub>2</sub>)

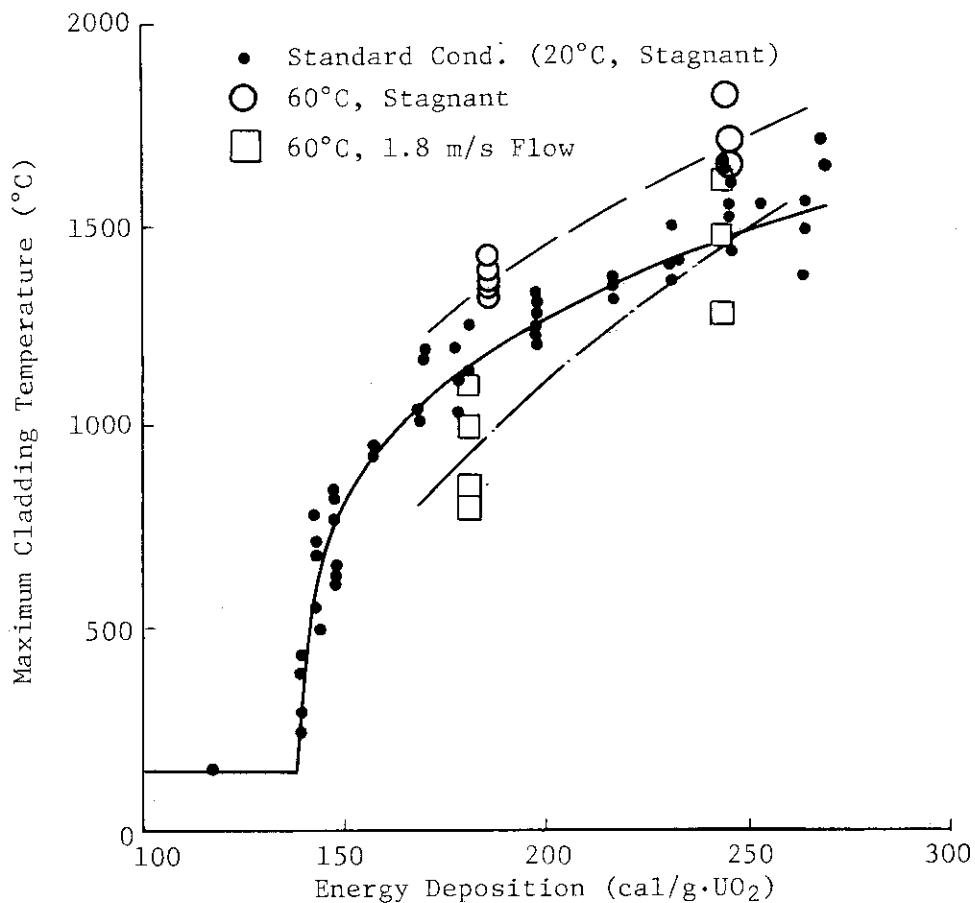


Fig. 2.3.3 Maximum cladding temperatures vs. energy deposition

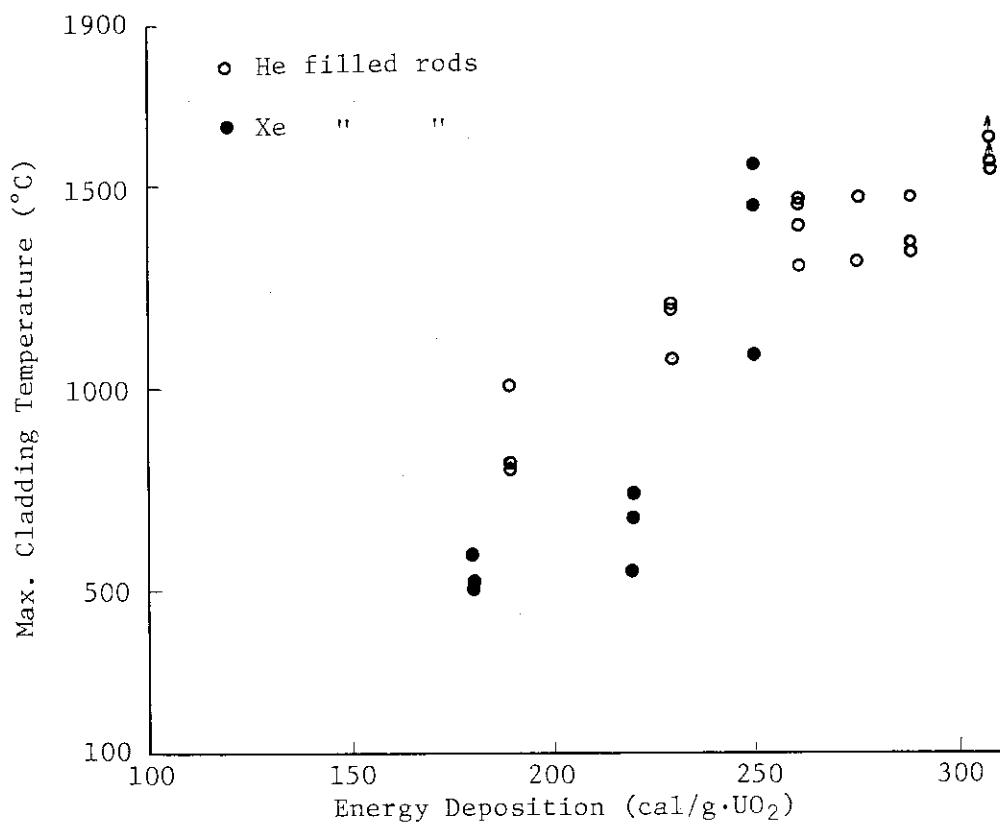


Fig. 2.3.5 Maximum cladding temperatures vs. energy deposition under forced coolant flow conditions of 1.8 m/sec

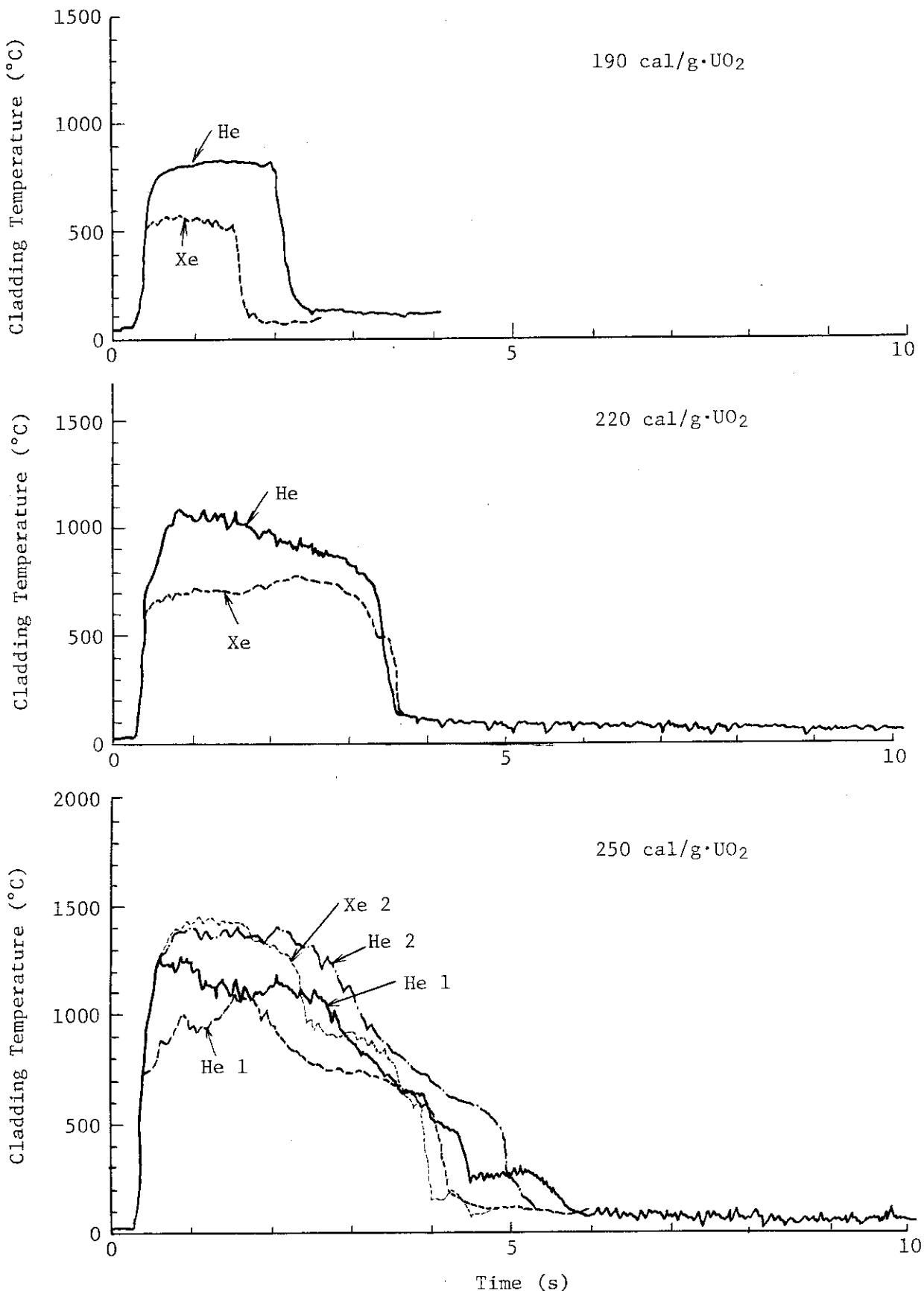


Fig. 2.3.4 Comparison of cladding temperature histories between helium and xenon filled rods under forced coolant flow (coolant flow = 1.8 m/sec)

## 2.4 特殊燃料試験

### 2.4.1 混合酸化物燃料試験（斎藤伸三，稻辺輝雄，塩沢周策）

#### (1) 概要

NSRRにおいては、これまで軽水炉用ウラン酸化物( $\text{UO}_2$ )燃料の破損挙動を調べるための実験研究を進めてきたが、これに加えて、熱中性子炉用プルトニウム-ウラン混合酸化物( $\text{PuO}_2-\text{UO}_2$ )燃料の破損挙動に関する実験研究を動力炉・核燃料開発事業団(動燃)との共同研究として計画し、安全審査及び実験カプセルの工事認可を含む準備作業を進めてきた。実験は、第Ⅰ期実験(昭和56年度～57年度)と第Ⅱ期実験(昭和58年度～60年度)から成る。第Ⅰ期実験においては、NSRRの標準試験燃料と同一の寸法を有する混合酸化物燃料の破損しきい値を把握して、破損しきい値に及ぼすプルトニウムの存在の影響を明らかにする。第Ⅱ期実験においては、新型転換炉の燃料と同一の寸法を有する混合酸化物燃料の破損しきい値を確認するとともに、ペレット表面に人工的に付着せしめたプルトニウム・スポットの熱的影響を調べる。

第Ⅰ期実験としては、合計10回の実験を予定しているが、今期はそのうち初めの2回の実験(実験No.701-1及び701-2)を実施した。この2回の実験は、特に試験燃料の発熱量を較正することを主目的として行ったものであり、実験前には核計算を実施し、核分裂性核種( $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ 等)の核分裂比を評価するとともに、実験後には放射化学分析を実施し、燃料単位重量当たりの核分裂数の評価を行った。

#### (2) 実験方法

本実験に用いた混合酸化物燃料の仕様をTable 2.4.1に示す。実験に当っては、燃料1本を、内部カプセル及び外部カプセルから成る2重構造の大気圧水カプセル(I-N-D型大気圧水カプセル)に装填し、NSRR中央実験孔にてパルス出力照射に供した。今期行った2回の実験の照射条件をTable 2.4.2に整理して示す。なお、燃料棒の表面には3対のPt/Pt-13%Rh熱電対を取り付け(それぞれ、燃料有効長の中央部及び中央部から上・下各27.5mm離れた位置に取付)，実験中の過渡温度挙動の測定を行った。

実験後は、NSRR施設において、2重カプセルのうち外部カプセルのみを解体し、内部カプセルを取り出した後、燃料入り内部カプセルを動燃に搬出した。動燃では、内部カプセルを解体して燃料を取り出し、外観・寸法検査を実施した後、燃料を切断し、数個の燃料ペレットを密封容器に入れて、原研に再び搬入した。原研では、この後、原子炉化学部・燃焼率測定開発室において、燃料試料に対する発熱量較正のための放射化学分析を実施した。なお、動燃では引き続き、切断後の燃料に対する金相試験等を実施中である。

#### (3) 実験結果

実験結果の概略を、Table 2.4.2に示す。なお、同表に示した燃料発熱量は、次項に述べる発熱量の較正結果に基いた値である。表に示したように、実験No.701-1では、燃料に113cal/g・( $\text{PuO}_2-\text{UO}_2$ )の発熱量を与えたが、燃料被覆管の表面最高温度は約220°Cであり、膜沸騰の発生はなかった。また、実験No.701-2では、燃料に183cal/g・( $\text{PuO}_2-\text{UO}_2$ )の発熱量を与えたが、被覆管表面の最高温度は約1200°Cと高く、燃料中央部位置では、7秒程度の膜沸騰の継続が観察された。なお、いずれの燃料も健全であり、破損の発生はなかった。

## (4) 燃料発熱量の較正結果

実験No. 701-1 及び 701-2 の燃料から、それぞれ約 1g の試料を各 3 個ずつ取り出し、化学分析を行って核分裂数を評価した結果、実験No. 701-1 の試料については平均  $1.728 \times 10^{13}$  fissions/g、実験No. 701-2 の試料については平均  $2.706 \times 10^{13}$  fissions/g の値が得られた。1 分裂当りの燃料発熱量を 173.4 MeVとして、NSRR炉心単位積分出力 (MW・s) 当りの燃料発熱量を求めると、2 実験についての平均値は 2.74 cal/g/MW・s となる。なお、この値は、核計算によって求めた値 2.82 cal/g/MW・s と極めて近いものであった。

Table 2.4.1 Design Characteristics of the PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> Test Fuel for the Test Series of 701.PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> Pellet

Diameter : 9.31 mm  
 Length : 10 mm  
 Density : 95.4% T.D.  
 PuO<sub>2</sub>/(PuO<sub>2</sub> + UO<sub>2</sub>) : 6.33 w/o  
 (<sup>239</sup>Pu + <sup>241</sup>Pu)/Pu : 73.9 w/o  
 U : Natural uranium

Zircaloy-4 Cladding

Outside Diameter : 10.72 mm  
 Wall Thickness : 0.62 mm

Fuel Rod

Fuel Stack Length :  
 110 mm of PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> pellets (11 pellets) with a 11 mm natural-uranium oxide (UO<sub>2</sub>) pellet at each end.  
 Filled Gas : Helium at 1 atmosphere

Table 2.4.2 Test Results for PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> Fuel

Test No.	Reactivity Insertion (\$)	Core Energy Release (MW·s)	Energy Deposition in Test Fuel (cal/g·(PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> ))	Maximum Clad Surface Temperature (°C)	Fuel Failure
701-1	2.35	41.2	113	#1 : 220 #2 : 150 #3 : 150	No
701-2	3.28	66.8	183	#1 : 1180 #2 : 1170 #3 : 1150	No

(Notes) #1 : At 27.5mm lower than the point #2.

#2 : At the middle of the fuel stack region.

#3 : At 27.5mm higher than the point #2.

## 2.5 欠陥燃料試験

### 2.5.1 擦過腐食燃料試験（吉村富雄，落合政昭，星 蔦雄）

#### (1) 概要

本実験の目的は、被覆管にフレッティング腐食等の摩耗欠陥をもつ燃料棒の破損しきい値や破損挙動が、健全燃料の場合とどのように異なるかを明らかにすることである。今期は被覆管にやすりで摩耗欠陥を作つて試験燃料とし、燃料初期内圧が破損しきい値や破損挙動に及ぼす影響を調べることを目的とした加圧燃料実験1回（Test No. 115-36）と、高発熱量領域での破損挙動を調べるための高発熱量再実験1回（Test No. 115-27b）の計2回の大気圧水カプセル実験を実施した。

#### (2) 実験方法

Test No. 115-36 の実験は、欠陥部最大深さが 0.3, 0.4 および 0.5 mm と異なる 3 本の摩耗被覆管燃料を、燃料初期内圧 1.2 MPa に加圧し、3 単一燃料体系に配置し、発熱量 192 cal/g・UO<sub>2</sub> で照射したものである。この 3 単一燃料体系では、3 本の燃料はカプセル中心から半径 28.2 mm の円周上の 3 等分点に置かれ、相互効果の比較的少ない同一条件で照射したが、発熱量は単一燃料体系の約 94 % と低くなった。

Test No. 115-27b の実験では、被覆管に最大深さ 0.3 mm の摩耗欠陥をもつ燃料棒に発熱量 369 cal/g・UO<sub>2</sub> を与えた。

#### (3) 実験結果と考察

115-36 の加圧燃料実験では、燃料は 3 本とも破損した。燃料内圧の変動の様子を Fig. 2.5-1 に示す。破損時刻は欠陥深さが小さい程おそくなっている。被覆管表面最高温度は 970 °C ~ 1050 °C、クエンチングまでの時間は 1.4 ~ 2.1 秒で、欠陥深さの違いによる特別な傾向はみられなかった。照射後の燃料は、3 本とも欠陥部中央に小さな割れ口を生じており、被覆管変形量は直径で 143 % (欠陥深さ 0.3 mm), 116 % (同 0.4 mm), 114 % (同 0.5 mm) と欠陥深さが小さい程大きかった。

被覆管は表面温度測定値にみられるように、何れもジルカロイの相変態温度領域 ( $\alpha + \beta$ ) に相当する温度範囲に達し、強度が低下して破損したものであるが、欠陥深さが小さい程破損までの高温耐久時間は長く、そのため変形量も大きくなったものと考えられる。

115-27b の高発熱量再実験では、燃料は発熱量 338 cal/g・UO<sub>2</sub> (全発熱量 369 cal/g・UO<sub>2</sub>) の時点で破損した。水位上昇速度は最大 0.6 m/sec, 圧力パルスは 4.1 bar であった。前回の実験では、燃料破損は 0.4 mm 欠陥の場合の 338 cal/g・UO<sub>2</sub> より早い 332 cal/g・UO<sub>2</sub> の時点で生じていたが、本実験では 0.4 mm 欠陥の場合と同程度までおそくなり、水位上昇や圧力パルスもより明確な信号が得られた。これらの実験結果から、この高発熱量領域では、欠陥最大深さが 0.3 mm と 0.4 mm の場合とも、ほぼ同様の破損挙動を示すことが明らかとなった。

今後は炉外での摩耗被覆管高温バースト実験等を行つて、摩耗被覆管加圧燃料の欠陥深さと破損しきい値の関連等をより明確にする。

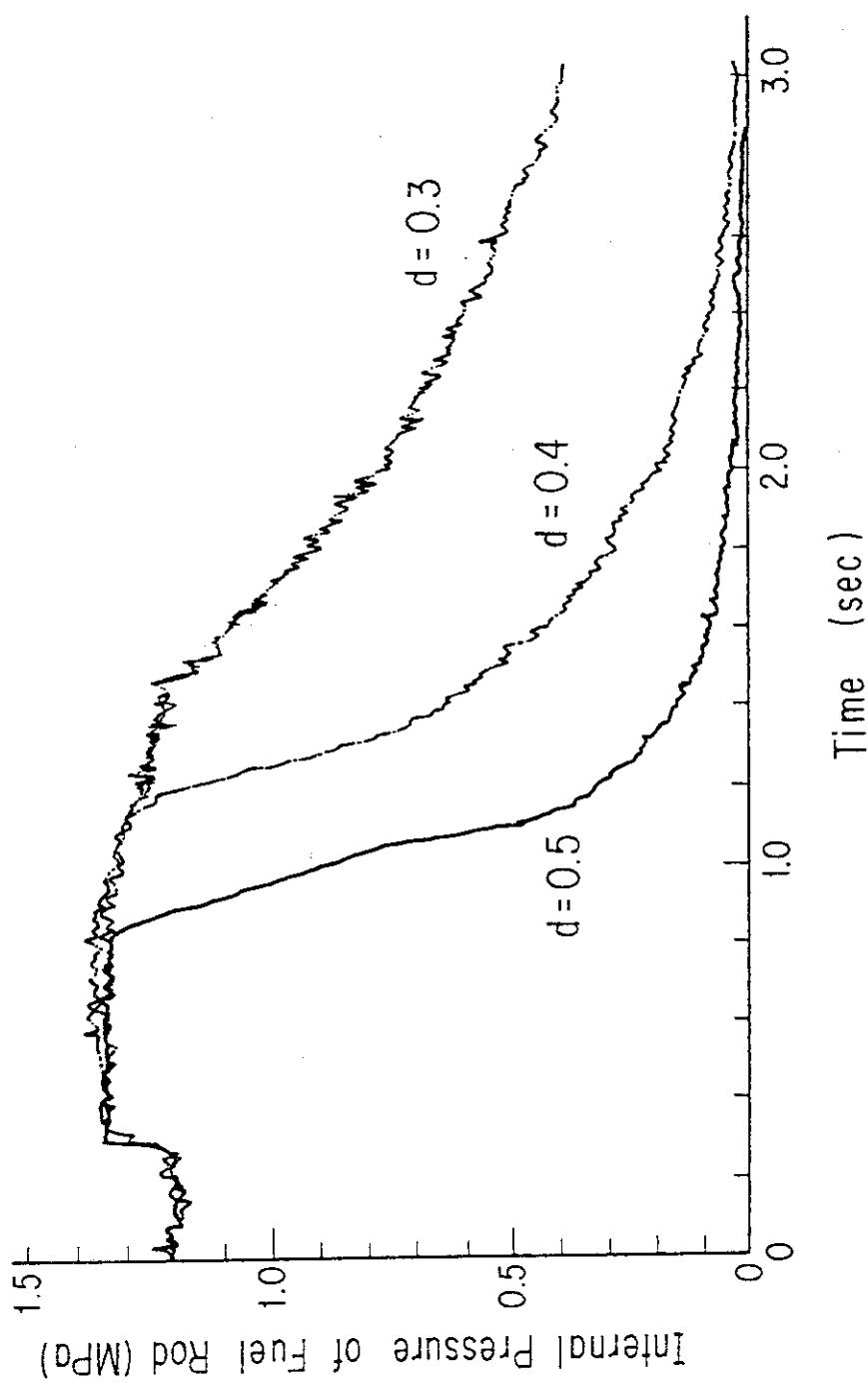


Fig. 2.5.1 Time histories of internal pressure of defected cladding pre-pressurized fuel rods

## 2.6 その他の試験

### 2.6.1 被覆管歪測定試験（石島清見，植村 瞳，大西信秋）

#### (1) 概要

本実験シリーズはPCMI (Pellet - Cladding Mechanical Interaction) によって生じる被覆管の過渡的歪量を測定し、燃料棒変形のモデル化および将来のバーンアップの進んだ燃料実験のための計装開発に寄与することを目的としたものである。今期実施した実験は Test No. 206 - 35 ~ 38 の 4 回であるが、前期に実施した Test No. 206 - 31 ~ 34 が未報告であるので、ここで合わせて記述する。

#### (2) 実験方法

実験は被覆管に歪ゲージおよび熱電対を取り付け、パルス照射時の過渡応答を測定するという方法で行った。実験燃料は水中に据付けられるので、歪ゲージを被覆管に接着後、防水のためにバリヤー剤を塗付した。また、歪ゲージは周方向歪を測定するように取付けた。歪ゲージ、接着剤およびバリヤー剤の概略仕様を Table 2.6.1 に示す。

実験は発熱量および実験燃料の初期ギャップ幅をパラメータとして実施した。Table 2.6.2 に実験条件の一覧を、また Fig. 2.6.1 に各実験における計装の取付け位置を示す。

#### (3) 実験結果

Table 2.6.3 に各実験において測定された最高被覆管表面温度および被覆管歪のピーク値を示す。Fig. 2.6.2 は被覆管歪の典型的な履歴を示したものである。パルス照射時に放射線の影響によるマイナス方向の信号が出ており、その後ペレットの熱膨張によって被覆管が押されて歪量は急上昇するが、ピーク値を示した後急速に低下する傾向を示す。Table 2.6.3 に示した歪量はこのピーク値を示したものである。また、歪量がピークになる時点での被覆管表面温度は 100 °C に達していないことがわかる。

#### (4) 考察

##### 1) 過渡挙動

Fig. 2.6.2 に示すように、被覆管歪はピークを有している。このような被覆管の急激な変形はペレットの熱膨張に起因するものである。歪がピークに達した後、急激に低下する現象は、被覆管歪が塑性域に達していること、および低下量が 1%にも及んでいることを考慮するとペレットの収縮によるものとは考えられない。従って、この現象は被覆管温度の上昇により歪ゲージがはがれるためであると判断される。ただし、ピークはパルス出力がほとんど終了する時点で生じているので、ピーク値は PCMI による変形量の大部分を検出しているものと考えられる。

##### 2) ギャップ幅の影響

PCMI による被覆管の変形挙動は当然のことながら初期ギャップ幅に強く依存する。Fig. 2.6.3 は、歪履歴に及ぼすギャップ幅の影響を示すものであるが、ギャップ幅が小さくなるにつれてピーク値が大きくなると共に、ピークが現われる時刻も早くなる傾向がある。これは、被覆管の変形挙動として妥当なものである。

##### 3) 測定値の妥当性の検討

Fig. 2.6.4 は測定した歪量をギャップ幅の異なった実験燃料毎に発熱量の関数として示したものである。白ぬきは今回の測定結果であり、黒ぬりは照射後の燃料の変形量をプロファイル・メータ又はマイクロ・メータを用いて測定した結果から得たものである。同図から、歪ゲージを用いた測定の結果は、傾向及び絶対値ともに、PCMIによる被覆管の変形量をほぼ表わすものと言える。

今後、接着剤並びに歪ゲージともより高温に耐えるものを使用する実験、変形量測定用センサーとして歪ゲージ以外のものを使用する実験等を行うことを予定している。

Table 2.6.1 Specifications of Strain Gauge Adhesive,  
and Dampproofer

#### Strain Gauge

Type : Foil Gauge  
 Gage Resistance :  $120 \pm 0.2 \Omega$   
 Gauge Factor :  $1.72 \pm 0.02$   
 Dimensions :  $0.2\text{mm}^{\text{thick}} \times 0.9\text{mm}^{\text{W}} \text{ (Grid)}$   
 $2.5\text{mm}^{\text{L}} \times 2.0\text{mm}^{\text{W}} \text{ (Base)}$   
 Temperature Compensation :  $10 \sim 65^\circ\text{C}$  (Self-compensation)  
 Usable Temperature Range :  $-70 \sim 200^\circ\text{C}$

#### Adhesive

Hardening Condition : 1 ~ 5 min. at Room Temperature  
 Usable Temperature Range :  $-50 \sim 70^\circ\text{C}$   
 Strain Limit : 8%

#### Dampproofer

Material : Uncorrosive Silicon Rubber  
 Usable Temperature Range :  $-18 \sim 260^\circ\text{C}$   
 Hardening Condition : 2 hr. at Room Temperature

Table 2.6.2 Experimental Condition

Test No.	Energy Deposition (cal/g.UO <sub>2</sub> )	Type of Test Fuel	Gap Width (mm)
206 - 31	204	Standard Fuel Rod	0.095
206 - 32	257	Standard Fuel Rod	0.095
206 - 33	149	Standard Fuel Rod	0.095
206 - 34	104	Standard Fuel Rod	0.095
206 - 35	200	Wide-gapped Fuel Rod	0.195
206 - 36	255	Wide-gapped Fuel Rod	0.195
206 - 37	201	Narrow-gapped Fuel Rod	0.050
206 - 38	254	Narrow-gapped Fuel Rod	0.050

Table 2.6.3 Summary of Test Results

Test No.	206-31	206-32	206-33	206-34	206-35	206-36	206-37	206-38
Initial Gap Width (mm)	0.095	0.095	0.095	0.095	0.195	0.195	0.050	0.050
Energy Deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	204	257	149	104	200	255	201	254
# 1	410 <sup>2)</sup>	970 <sup>2)</sup>	760 <sup>2)</sup>	120 <sup>2)</sup>	800 <sup>2)</sup>	450 <sup>2)</sup>	770 <sup>2)</sup>	970 <sup>2)</sup>
Maximum Cladding	# 2	1,270	>1,700	770	130	1,290	Failed	1,250
	# 3	940 <sup>2)</sup>	1,220 <sup>2)</sup>	210 <sup>2)</sup>	Failed <sup>2)</sup>	1,240	1,530	Failed
Surface Temperature	# 4	Failed	1,530	890	—	1,370	1,570	1,340
(°C)	# 5	330 <sup>2)</sup>	800 <sup>2)</sup>	810 <sup>2)</sup>	—	500 <sup>2)</sup>	830 <sup>2)</sup>	810 <sup>2)</sup>
	# 6	980 <sup>2)</sup>	>1,110 <sup>2)</sup>	280 <sup>2)</sup>	—	Failed	1,560	1,200
	# 1	960 <sup>1)</sup>	960 <sup>1)</sup>	2,030 <sup>1)</sup>	1,730 <sup>1)</sup>	670 <sup>1)</sup>	>1,160 <sup>1)</sup>	5,780 <sup>1)</sup>
Maximum Cladding	# 2	2,300 <sup>1)</sup>	2,030 <sup>1)</sup>	2,700 <sup>1)</sup>	1,630	1,330 <sup>1)</sup>	>1,110 <sup>1)</sup>	3,590 <sup>1)</sup>
	# 3	4,510	13,810	2,440	180 <sup>1)</sup>	1,470	1,540	5,440
Hoop Strain	# 4	2,830	11,890	2,400	-140 <sup>3)</sup>	1,340	990	25,070
(μst)	# 5	5,220 <sup>1)</sup>	5,860 <sup>1)</sup>	2,570 <sup>1)</sup>	-100 <sup>3)</sup>	720	1,490	19,190
	# 6	3,240 <sup>1)</sup>	5,500 <sup>1)</sup>	Failed <sup>1)</sup>	—	720	1,360	18,080
							9,030	16,690

(Note) 1) Strain gauge was located just at the end of the active fuel region.

2) Thermocouple was located just at the end of the active fuel region.

3) Strain gauge was positioned at the non-active fuel region.

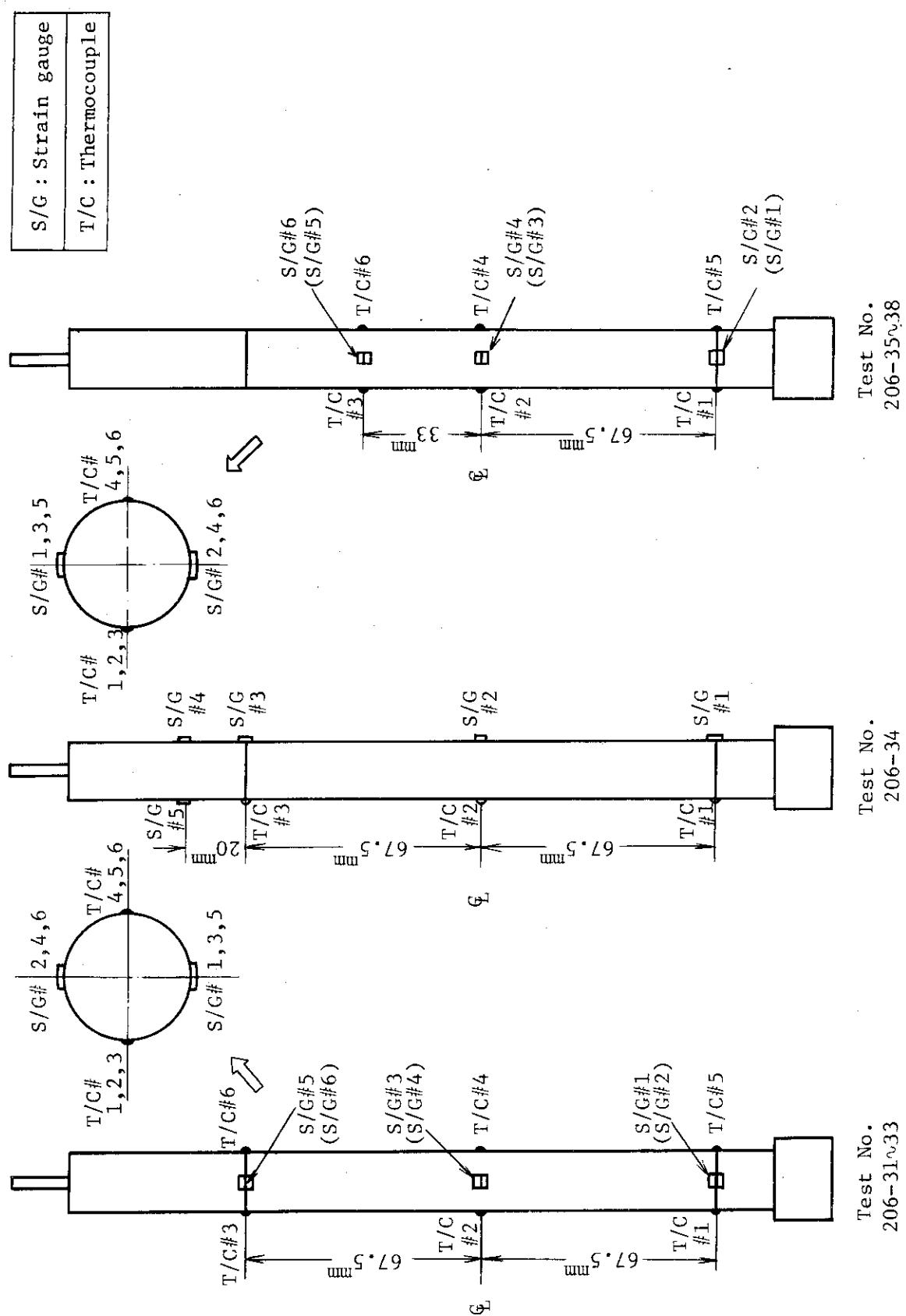


Fig. 2.6.1 Instrumentations in Strain Measurement Tests

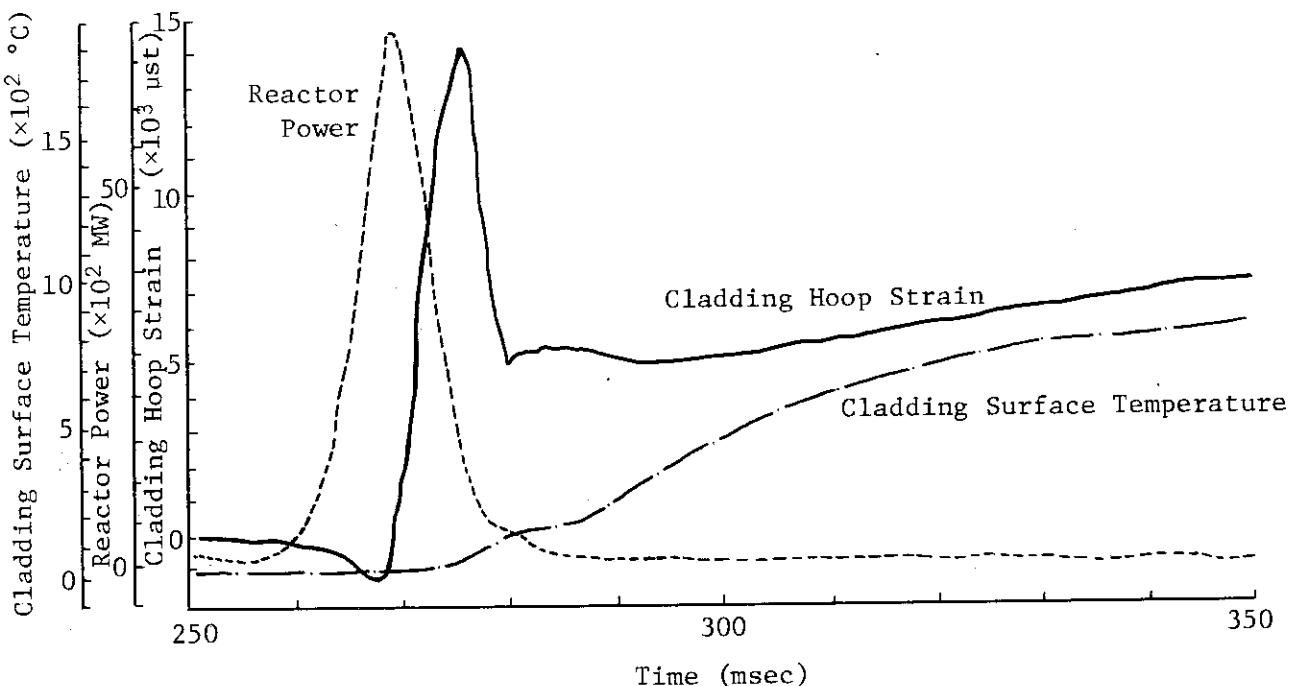


Fig. 2.6.2 Typical Histories of Cladding Hoop Strain, Reactor Power and Cladding Surface Temperature in Strain Measurement Test

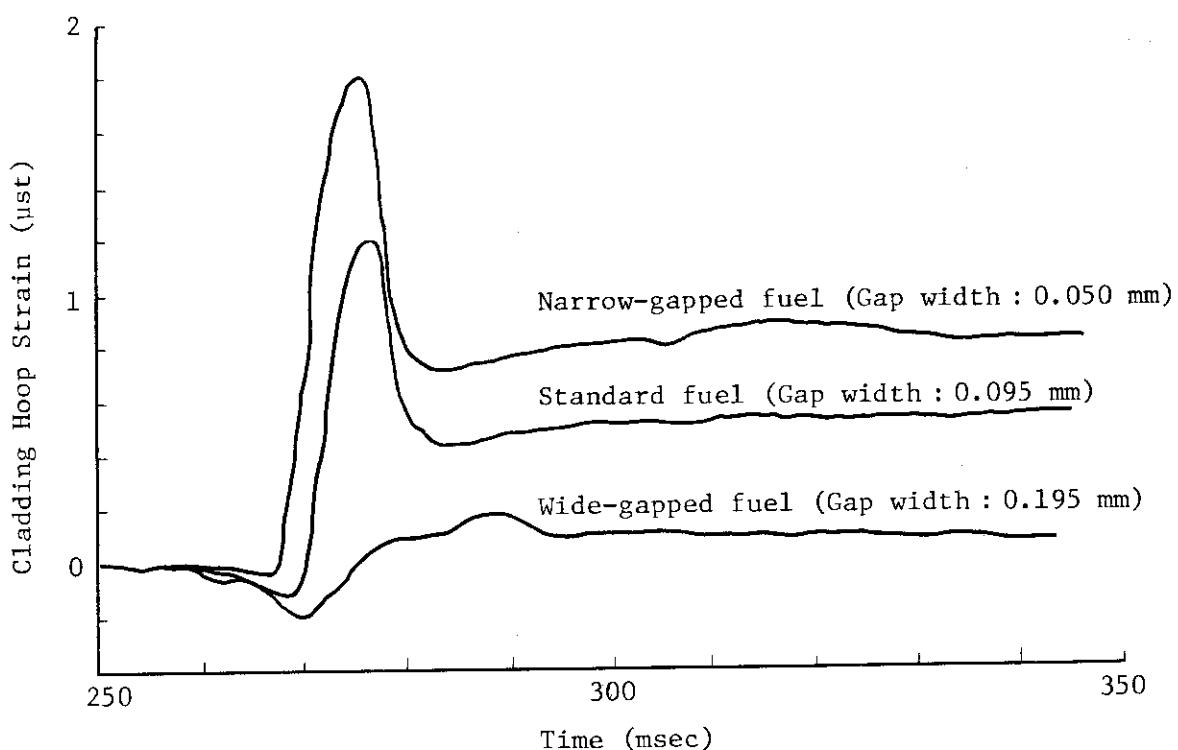


Fig. 2.6.3 Effect of Gap Width on Transient Cladding Hoop Strain  
(Energy Deposition : ~255 cal/g·U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)

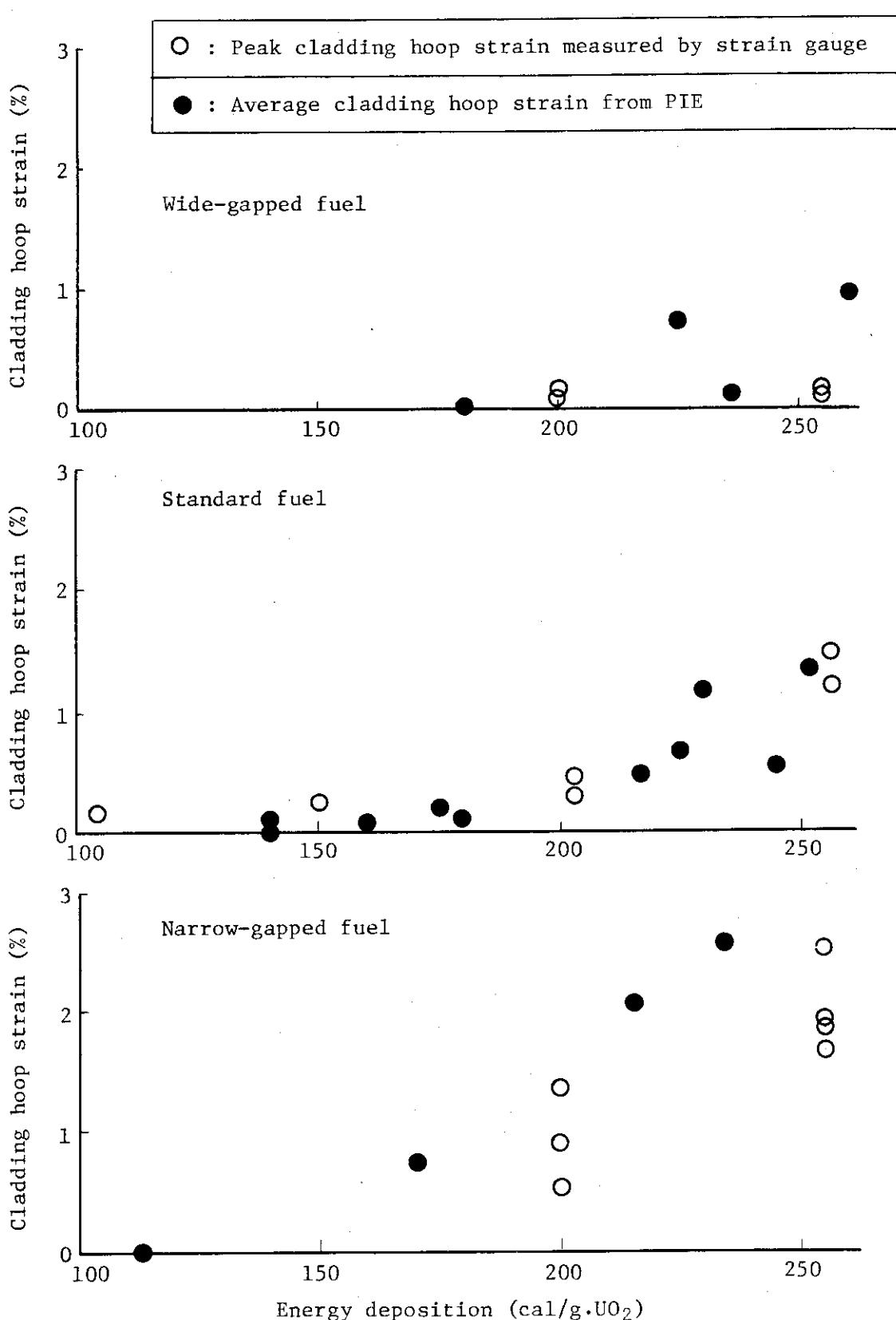


Fig. 2.6.4 Measured Cladding Hoop Strain

## 2.6.2 水素発生量測定試験 (稻辺輝雄, 岩田耕司, 柳原 敏)

### (1) 概 要

高温の燃料(ジルカロイ被覆管及び燃料が破損した場合には $\text{UO}_2$ ペレットも含む)と水との酸化還元反応によって発生する水素量と燃料発熱量との関係を明らかにするため、これまでに主として 20 %濃縮の標準型試験燃料に対し、3回の実験を実施してきたが(燃料はそれぞれ、非破損、被覆管のクラックによる破損、及び燃料棒の微粒子化)，今期はこれらのデータを補完するため、2回の実験を実施した。このうち、1回の実験は、燃料棒の分断をねらったものであり、他の1回は、これまでに実施した実験よりもさらに低い発熱量を付与したものである。

### (2) 実験方法

20 %濃縮の標準型試験燃料を、内容積約  $1000 \text{ cm}^3$  の小型カプセルに装填し、内部に約  $850 \text{ cm}^3$  の常温・常圧水を入れた後(初期上部自由空間約  $100 \text{ cm}^3$ )、これを大気圧水カプセルの内部に組んだものを実験物として、パルス出力照射実験に供した。今期行った実験のうち、1回目の実験(実験No. 700-7)では、試験燃料に  $320 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$  の発熱量を与えた。また、2回目の実験(実験No. 700-8)においては、試験燃料に  $198 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$  の発熱量を与えた。実験に際しては、燃料被覆管表面温度、内部カプセル内水温、及び内部カプセル内圧力をそれぞれ測定した。

### (3) 実験結果

実験No. 700-7においては、試験燃料に  $320 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$  の発熱量を与え、この結果、被覆管表面温度測定用熱電対( $\text{Pt}/\text{Pt}-13\% \text{Rh}$ )はパルス出力発生から約0.2秒後に測定限界に近い  $1700^\circ\text{C}$  の温度を指示して破損した。また、内部カプセルの圧力は、パルス出力発生後比較的ゆるやかな上昇を示し、約15秒後には  $9.5 \text{ kg/cm}^2$  (ゲージ圧)に達した。過渡時の計装類の記録を、Fig. 2.6.5に示す。照射後の燃料は、Fig. 2.6.6(d)に示すように4個に分断しており、被覆管には溶融によるシワ状の変形が多数見られた。

実験No. 700-8では、試験燃料に  $198 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$  の発熱量を与えた結果、被覆管表面温度はパルス出力発生後約0.8秒後に最高値  $1250^\circ\text{C}$  に達した。カプセル内部ではパルス出力発生後約0.2秒の時刻に最大  $7.3 \text{ kg/cm}^2$  (ゲージ圧) の圧力波の発生が観測された。この時点での被覆管表面温度の測定値は約  $850^\circ\text{C}$  であった。圧力波は直ちに減衰し、初期圧にまでもどったが、その後徐々にカプセル内圧は増加し、10秒後には  $1.7 \text{ kg/cm}^2$  (ゲージ圧) に達した。照射後の燃料被覆管は、黒色に変色し、かつ全体的にふくれが生じていた(被覆管の外径変化で約3%程度)。このうち、上部においては、部分的に約22%の大きさのふくれが起きており(外径13.1mm)、この部分で被覆管は破裂していた。破裂口の大きさは、長さが約8mm、幅が約2.3mmであった。この被覆管の破損形態は、加圧型燃料の場合に見られるもので、燃料棒内に水分が若干含まれていた可能性がある。

Table 2.6.4に、これまでの実験結果を整理して示す。いずれの実験においても、燃料を収納したカプセルの内部では、Fig. 2.6.5に例示したような、ゆるやかな圧力の上昇が観測されている(実験No. 700-4の場合にのみ、圧力計の信号にノイズが大きく、圧力増分の真値は把握できていないが、その値は概略  $6 \text{ kg/cm}^2$  程度と推定される)。この圧力増加のうち、カプセル水の熱膨張によって上部の空気が圧縮するために起こる空気圧の増加は、表に示した様に高々0.5

kg/cm<sup>2</sup> と小さく、残りは燃料-水反応によって発生する水素ガスによるものと考えられる。この推定される水素分圧に対応する水素分子の量を、表に併記する。また、Fig. 2.6.7には、カプセル内圧力の上昇値及び水素ガス発生量の推定値を、燃料発熱量に対して整理したグラフを示す。ただし、グラフのプロットからは、不確実性の残る上記実験No. 700-4のデータは除いてある。図から分るように、カプセル内圧の上昇値は、発熱量の増加とともに、増大している。285 cal/g·UO<sub>2</sub> (実験No. 700-6) 以下の発熱量領域においては、燃料が棒状の形状を保っていることから、圧力の増加は、ジルカロイ被覆管と水の反応による水素の発生に起因していると考えられる。また、約 340 cal/g·UO<sub>2</sub> (実験No. 700-3) の発熱量においては、Fig. 2.6.6(e) に示すように、燃料は微粒子化していることから、ジルカロイ-水反応に加えて UO<sub>2</sub>-水反応によっても水素が発生し、カプセル内圧が大きく上昇したものと考えられる。また、320 cal/g·UO<sub>2</sub> の発熱量 (実験No. 700-7) においては、燃料棒は 4 つに分断しており、ジルカロイ-水反応に加えて、若干の UO<sub>2</sub>-水反応による水素の発生が起こったものと考えられ、カプセル内圧上昇値は、上記 2 実験における値のほぼ中間的な値となっている。

Table 2.6.4 Summary of the Test Results for Hydrogen Pressure Measurement

Test No.	Energy Deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Maximum Cladding Surface Temperature (°C)	Maximum Capsule Water Temperature (°C)	Capsule Pressure Rise (kg/cm <sup>2</sup> )			Estimated Amount of Generated Hydrogen (mol)	Appearance of Fuel Rod after the Test
				Measured Pressure Rise	Estimated Air Pressure Rise due to Water Expansion	Estimated Pressure Rise due to Hydrogen Generation		
700-3	341	>1700	75	13	0.4	12.6	0.034	Fragmentation into small particles.
700-4	253	1580	47	(~6*)	0.2	(~5.8*)	(~0.02*)	No failure.
700-6	285	>1700	58	5.5	0.2	5.3	0.017	Cladding failure by crack.
700-7	320	>1700	75	9.5	0.4	9.1	0.025	Rod break into four pieces.
700-8	198	1250	36	1.7	0.1	1.6	0.006	Cladding burst.

\* Actual pressure rise was not determined due to large noises in the pressure sensor output signal.

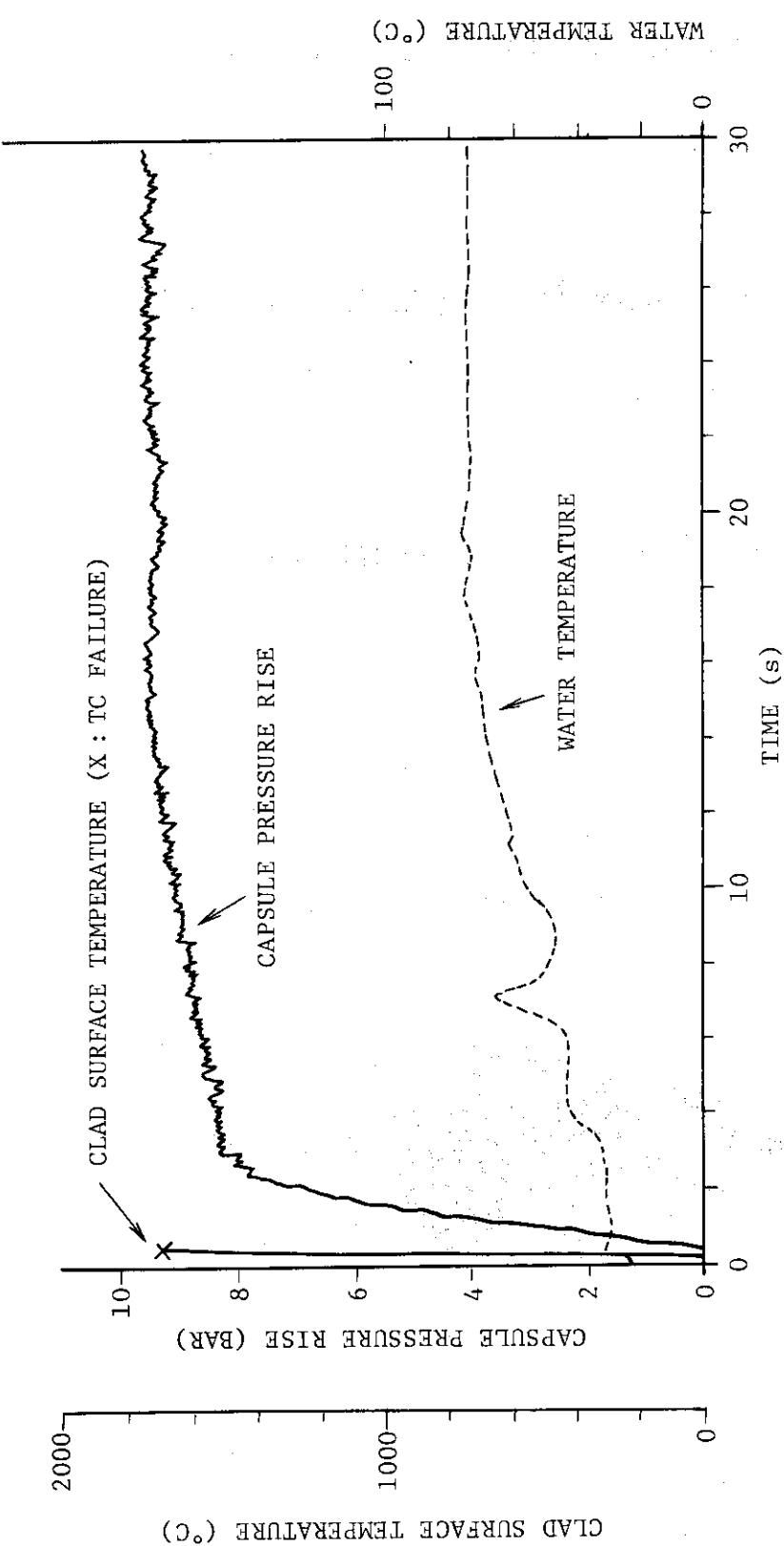
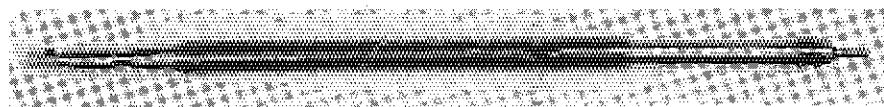
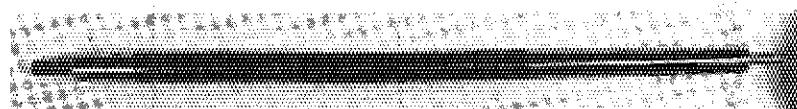


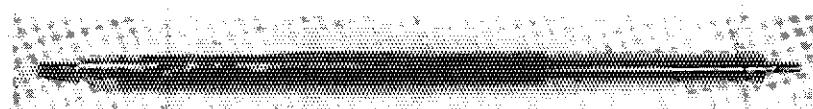
Fig. 2.6.5 Capsule pressure rise, clad surface temperature, and capsule water temperature measured during Test 700-7 (320 cal/g. $\text{UO}_2$ )



(a) Test No. 700-8 (198 cal/g·UO<sub>2</sub>)



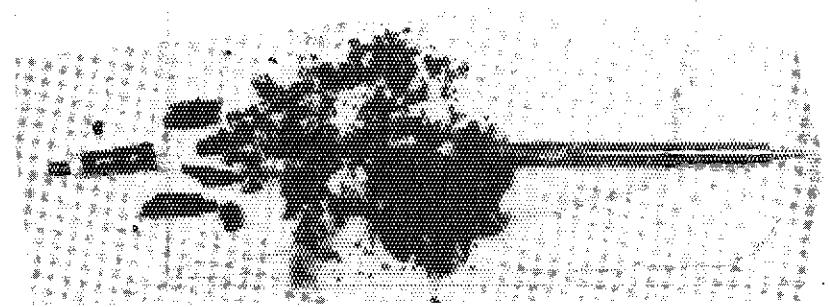
(b) Test No. 700-4 (253 cal/g·UO<sub>2</sub>)



(c) Test No. 700-6 (285 cal/g·UO<sub>2</sub>)



(d) Test No. 700-7 (320 cal/g·UO<sub>2</sub>)



(e) Test No. 700-3 (341 cal/g·UO<sub>2</sub>)

Fig. 2.6.6 Fuel rods after the tests for hydrogen pressure measurement

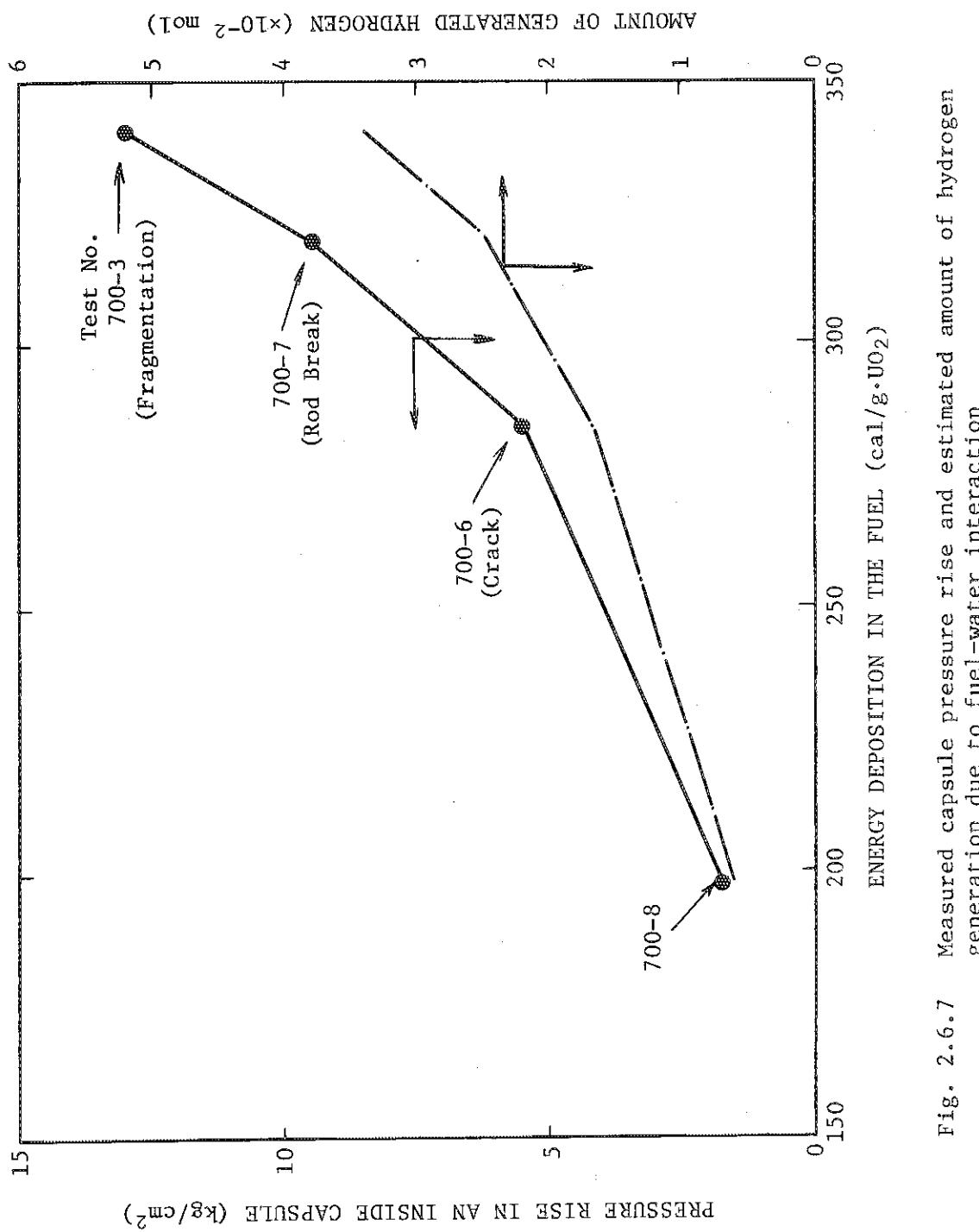


Fig. 2.6.7

Measured capsule pressure rise and estimated amount of hydrogen generation due to fuel-water interaction

### 3. 燃料挙動可視実験

(斎藤伸三, 鶴田隆治, 塩沢周策)

#### (1) 概要

NSRR 実験においてカプセル内で過渡時に起っている現象を光学的に把え高速度写真に収める実験をこれまで 3 回行ったが、今期は更に水霧囲気中における高発熱量実験（実験番号 600-6）空気霧囲気中における実験（実験番号 600-7）および水霧囲気における強制対流実験（実験番号 600-8）を行いそれぞれ燃料破損や周囲の水の沸騰の様子をカラーフィルムに収めた。<sup>(B-44)</sup>

#### (2) 実験条件

実験はすべて Fig. 3.1 に示す光学的可視装置を備えた可視カプセルを用いて行ったが、実験番号 600-7 および 600-8 では燃料棒周囲の霧囲気を空気あるいは水の強制対流とするために試験部容器内の実験体系を変更した。すなわち、実験 No. 600-7 では試験燃料棒を内径 25 mm の石英ガラス管内に収め、その上端は水面より上で開口するようにした。なお、石英ガラス管のペリスコープ保護筒窓と面する個所には直径 30 mm の石英ガラス板の窓を設け、ガラス管の曲面によって像が歪むのを避けた。また、実験 No. 600-8 では試験部容器内に小型のポンプを取り付け、内径 16 mm のガラス管内に収めた燃料棒の周囲での流速を 1.9 m/sec とした。この際の試験部容器内の実験体系を Fig. 3.2 に示す。

試験燃料棒は光学装置による視野が 3 cm であるので、この領域に 10%（実験 No. 600-7, 8）又は 20%（実験 No. 600-6）濃縮のペレット（高さ 1 cm）3 個、その上下に端部出力ピーキングを抑えるために濃縮度 5% ペレットを 1 個ずつ配した特殊な燃料棒を製作し実験に供した。実験計装としては被覆管表面温度並びに水温（空気温度）測定用の熱電対、流量計、カプセル内圧計等を取付けた。

各実験における発熱量および高速度写真の撮影速度を Table 3.1 に示す。

#### (3) 実験結果

##### 実験番号 600-6

本実験では試験燃料に約 330 cal/g · UO<sub>2</sub> の高発熱量を与える、溶融燃料の飛散、水との相互作用の状況等を観察することを目的とした。このため、UO<sub>2</sub> が吹き出す方向を予め決めておく目的で被覆管表面に深さ 0.2 mm の傷をつけておいた。実験の結果、パルス出力発生直後に溶融燃料片が飛出し、周囲では激しい水の沸騰が見られた。また、燃料の飛出した方向は予め被覆管に傷をつけておいた方向であった。燃料は中央の 20% 濃縮燃料領域の外周が溶融して飛出した形で中心部は残り、パルス出力発生後 5 秒間程度は膜沸騰がその表面で形成され、その後クエンチした。膜沸騰の様子は既に実験を行った実験 No. 600-4 の場合と同様極めて激しいものであり、また、数箇所に穴があき、その箇所からの気泡の放出も見られた。

燃料挙動の時間経過の概略は次の通りである。

時 間	燃 料 の 挙 動
0 msec	チエレンコフ光発生
9.04	キズ側に赤い斑点見える
16.3	キズ側で燃料が吹出し、約30 msec 続く
43.4	暗くなる（被覆管温度～200°C）
57.9	キズと反対側に赤い斑点見える
86.8	燃料が吹出し、水と激しく相互作用する
95	T/C # 2 1700°Cを指示して破損
126	T/C # 4 1700°Cを指示して破損
154	画面中央に真赤な燃料が見える
213	大きな気泡発生
224	多数の気泡発生
277	発生気泡回転運動する
320	赤色した燃料棒識別される
401	大きな気泡発生、上昇
584	燃料棒周囲に厚い蒸気膜が形成される。小さな気泡も発生
770	下部から大きな気泡
1.02 sec	燃料表面の赤色の程度が場所により異なる。被覆管が残っている部分とはがれた部分？
1.06	下部より厚い蒸気膜形成され、上昇
1.70	大きな気泡形成
2.44	中央やや下部及び上部に穴
2.77	穴より気泡離脱
3.47	全般に暗赤色となる。大きな気泡の発生、上昇続く。
4.27	キズ側1部冷えて黒くなる。
4.52	中央部黒く、上下はまだ赤色
4.60	裏側からの気泡生成続く
4.78	2箇所に赤色部残り、その箇所からの沸騰続く
5.61	2箇所の赤色部は極めて小さくなり、気泡の発生も僅かとなる
6.44	ほとんど冷却される

Figs. 3.3, 3.4に原子炉出力、被覆管温度および水温の時間変化を示す。（時間0はトランジェント棒引抜開始時）被覆管温度測定用の熱電対（# 1～# 4）はパルス後350 msec 前後（# 1, 2, 4）、590 msec（# 3）に1700°Cを記録して破損したが# 5（燃料棒上部の5%濃縮ペレット領域）では1.05秒後に最大1530°Cとなり6.54秒後のクエンチも測定された。一方、水温用熱電対は# 1は524 msec後に200°Cを記録して破損したが、# 2は1.26秒後に最高90.8°C（4T=62.4°C）を記録した。

カプセル内圧はピーク出力100 msec後に約1 barであった。

実験中の燃料の様子、実験後、解体中にペリスコープを通して観察した燃料及び解体後の燃料をそれぞれ Figs. 3.5 ~ 3.7 に示す。

#### 実験番号 600 - 7

本実験は空気雰囲気中における燃料の破損を調べるもので、発熱量は約  $250 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$  とし燃料棒は予め  $2 \text{ MPa}$  まで加圧しておいた。被覆管はパルス後  $82 \text{ msec}$  で破裂し、赤熱した被覆管の一部は飛散したが、溶融した被覆管の多くと一部燃料は燃料棒の外周に付着した。パルス後  $116 \text{ msec}$  には中央で被覆管に周方向のクラックが入り始め、 $151 \text{ msec}$  では被覆管は完全に分断し、分断した被覆管の上半分は上方へ移動した。また、パルス後  $478 \text{ msec}$  と  $718 \text{ msec}$  に燃料棒表面に付着した溶融物が下へ移動するのが見られた。燃料棒はその後、徐冷されたが、約20秒後でも約  $1000^\circ\text{C}$  を保っていた。Figs. 3.8, 3.9 に原子炉出力、燃料棒内圧、被覆管表面温度の時間変化を示す。また、Fig. 3.10 には過渡時の燃料棒の様子を、Fig. 3.11 には実験後の燃料の外観を示す。燃料は実験時に破損したが、なお自立していた。しかし、カプセル解体時に燃料棒を横にした際に分断し、小さな破片も生じた。

#### 実験番号 600 - 8

本実験は強制対流条件下における沸騰、クエンチ等の現象の撮影を目的としたもので流速  $1.9 \text{ m/sec}$ 、発熱量約  $250 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$  で撮影速度は 225 コマ/秒とした。

被覆管の最高温度は  $1200 \sim 1300^\circ\text{C}$  で膜沸騰の継続時間は場所にもよるが  $1.3 \sim 1.56 \text{ 秒}$  程度であった。Test No. 600 - 4 ではクエンチはまず下方から起り、その後上方からも発生したが、強制対流下の本実験ではクエンチは下方から上方のみでクエンチフロントが極めて鮮明に観察された。クエンチフロントの速度は視野内で平均  $2.4 \text{ cm/sec}$  で Test No. 600 - 4 の場合の  $0.29 \text{ cm/sec}$  と比較すると約 8 倍程度速く、強制対流の影響が明らかに現れている。水温の上昇は  $11^\circ\text{C} \sim 16.5^\circ\text{C}$  程度でやはり自然対流の場合と比較すると低い。また、Test No. 600 - 4, 600 - 6 等で見られた極めて厚い蒸気膜も見られなかったが、これは一つには被覆管温度が相対的に低いことと、流路を狭く限定していることによるものと思われる。

Figs. 3.12, 3.13 に原子炉出力、冷却材流速、被覆材表面温度の時間経過を示す。また、Fig. 3.14 に過渡時の燃料棒のクエンチの様子、Fig. 3.15 に解体後の燃料を示す。燃料は解体時においても破損しなかったが、変形、ふくれが見られた。

Table 3.1 Test Conditions and Results of Fuel Behavior Observation Tests

Test No.	Test Condition		Recording Speed (fps)	Outline of Results
	Atmosphere	Energy Deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )		
600-3	Stagnant water	250	250	The cladding melted locally and deformed. The quenching occurred laterally.
4	Stagnant water	300	250	The red hot state of the fuel rod, violent film boiling, cracking and deformation of cladding and quenching were observed.
5	Air	300	430	The cladding ruptured immediately after power burst and molten fuel dispersed into the air.
6	Stagnant water	330	550	The periphery of pellets melted, dispersed and interacted with water, and violent film boiling continued on the surface of the remained fuel rod.
7	Air	250	450	The cladding ruptured and molten fuel and cladding stuck on the surface of the rod and then slipped down.
8	Forced convected water	250	225	The duration of film boiling was short and the quench front progressed from bottom to top.

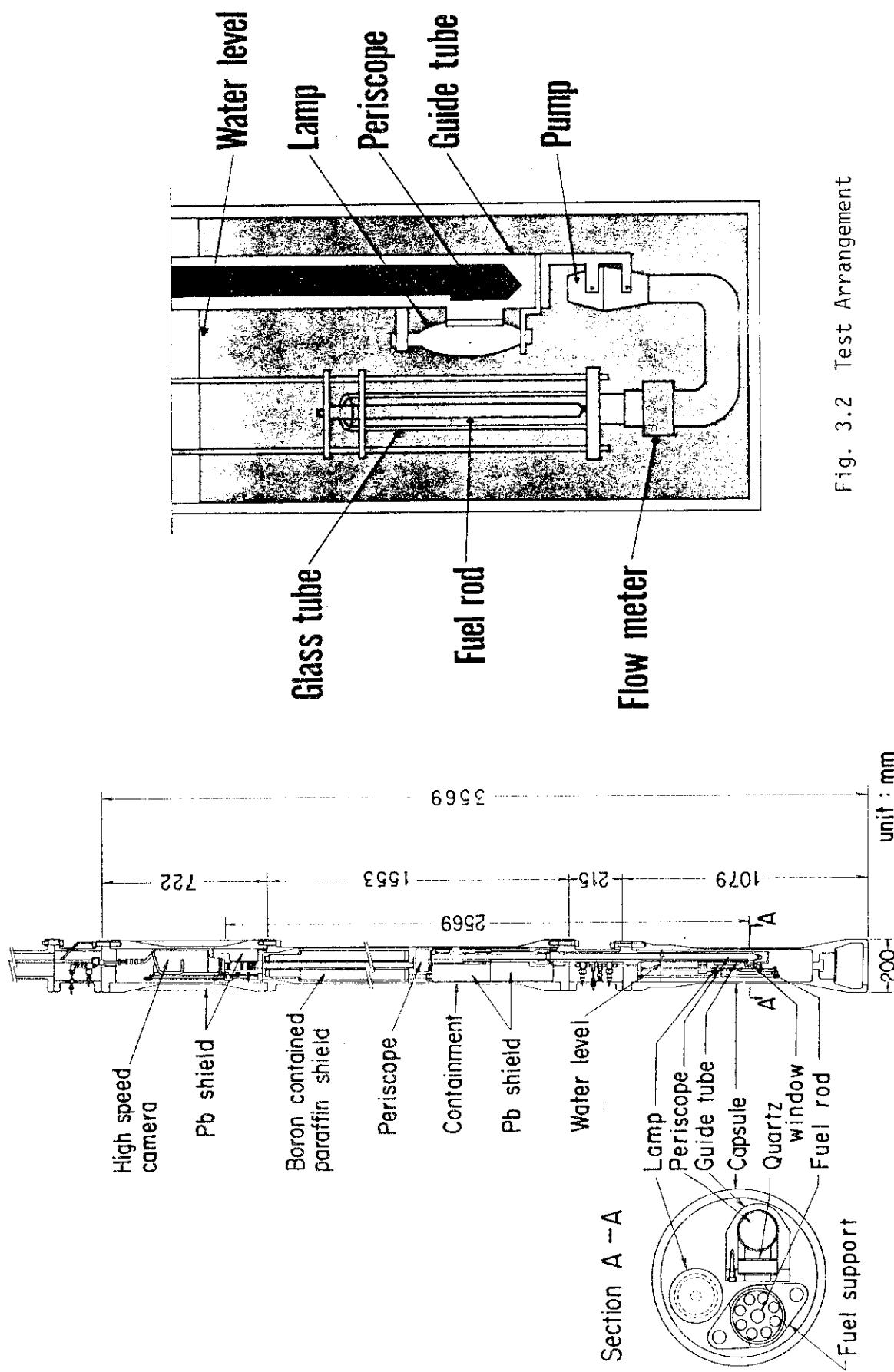


Fig. 3.1  
Schematic Configuration of In-reactor Fuel Behaviour  
Observation Facility

Fig. 3.2 Test Arrangement

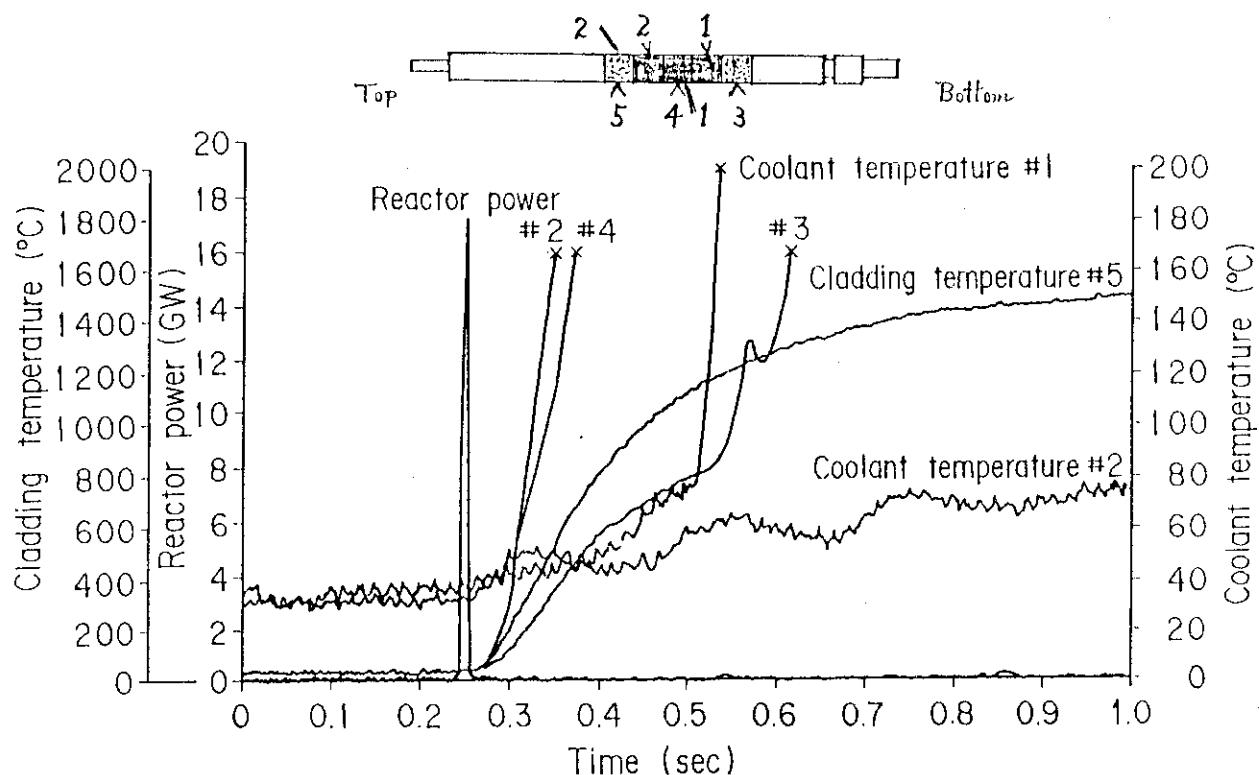


Fig.3.3 Transient Histories of Reactor Power, Cladding Surface and Coolant Temperatures in Test NO.600-6 (0~1 sec)

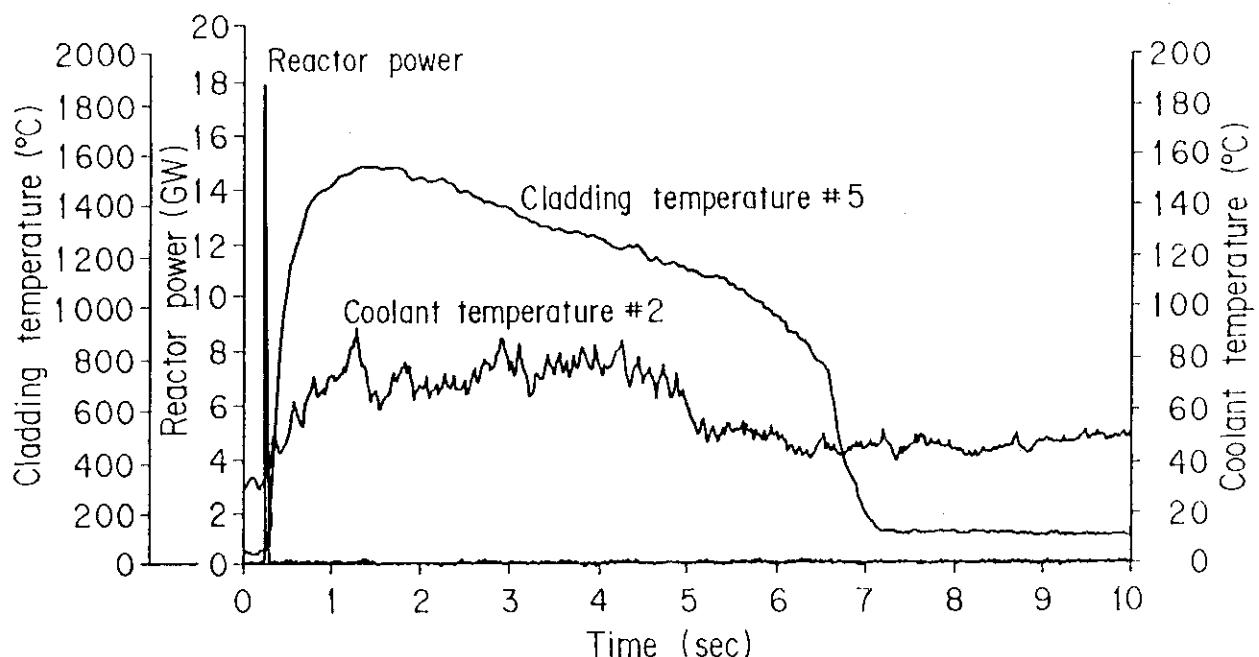


Fig.3.4 Transient Histories of Reactor Power, Cladding Surface and Coolant Temperatures in Test NO.600-6 (0~10 sec)

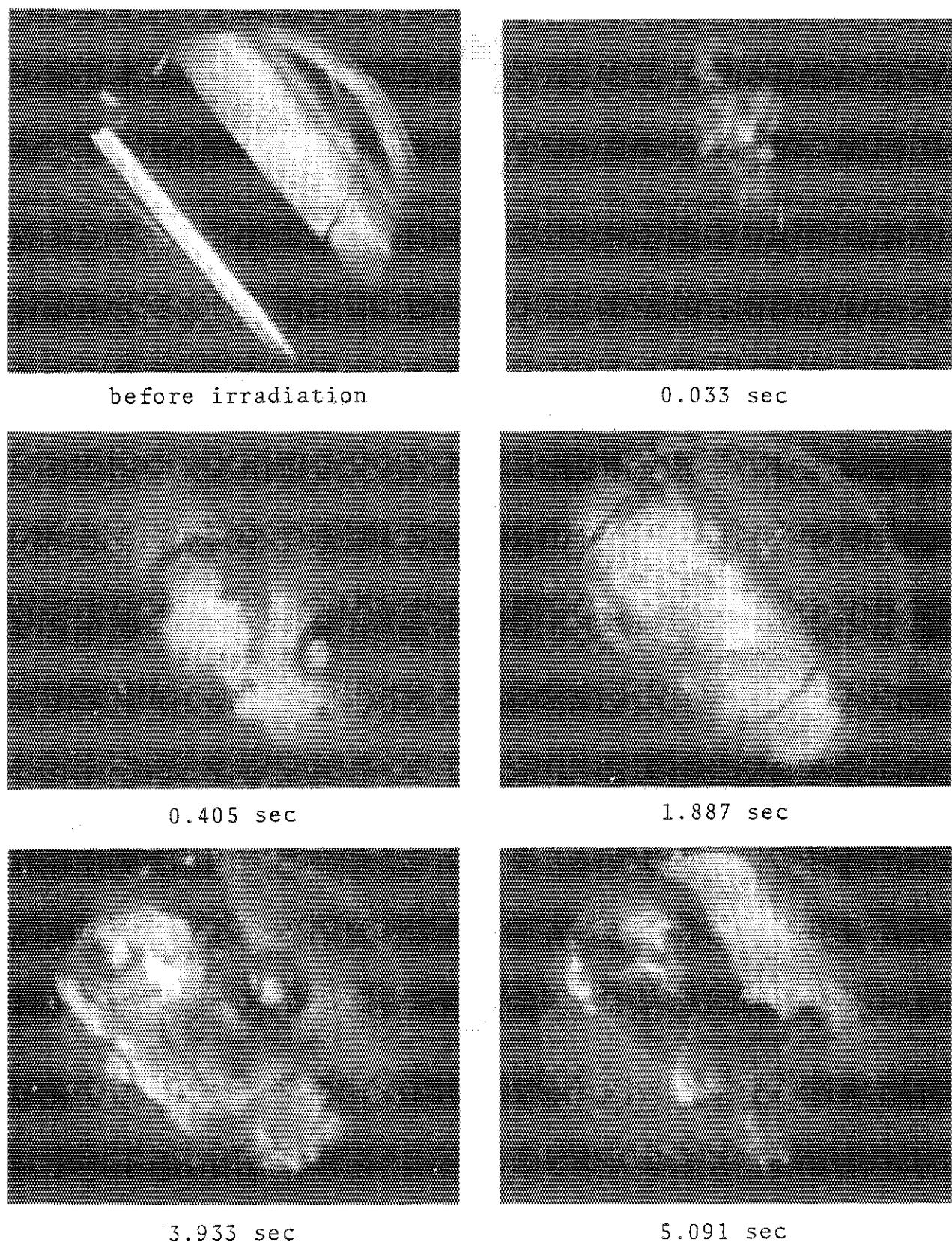


Fig. 3.5 Pictures printed from motion film taken in the Test No.600-6 at 550 fps.

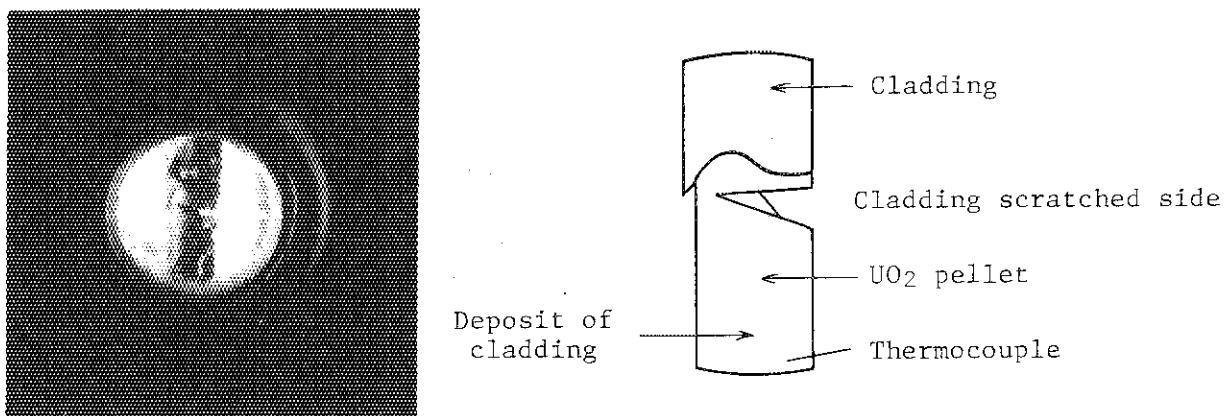


Fig. 3.6 Post-test Fuel Rod Observed through Periscope

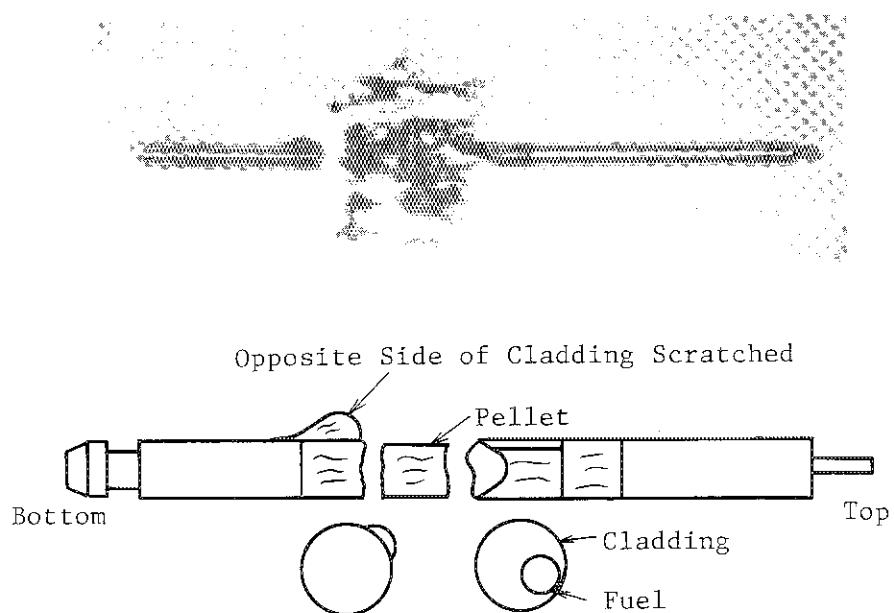


Fig. 3.7 Appearance of Post-test Fuel Rod after Dismantling the Capsule

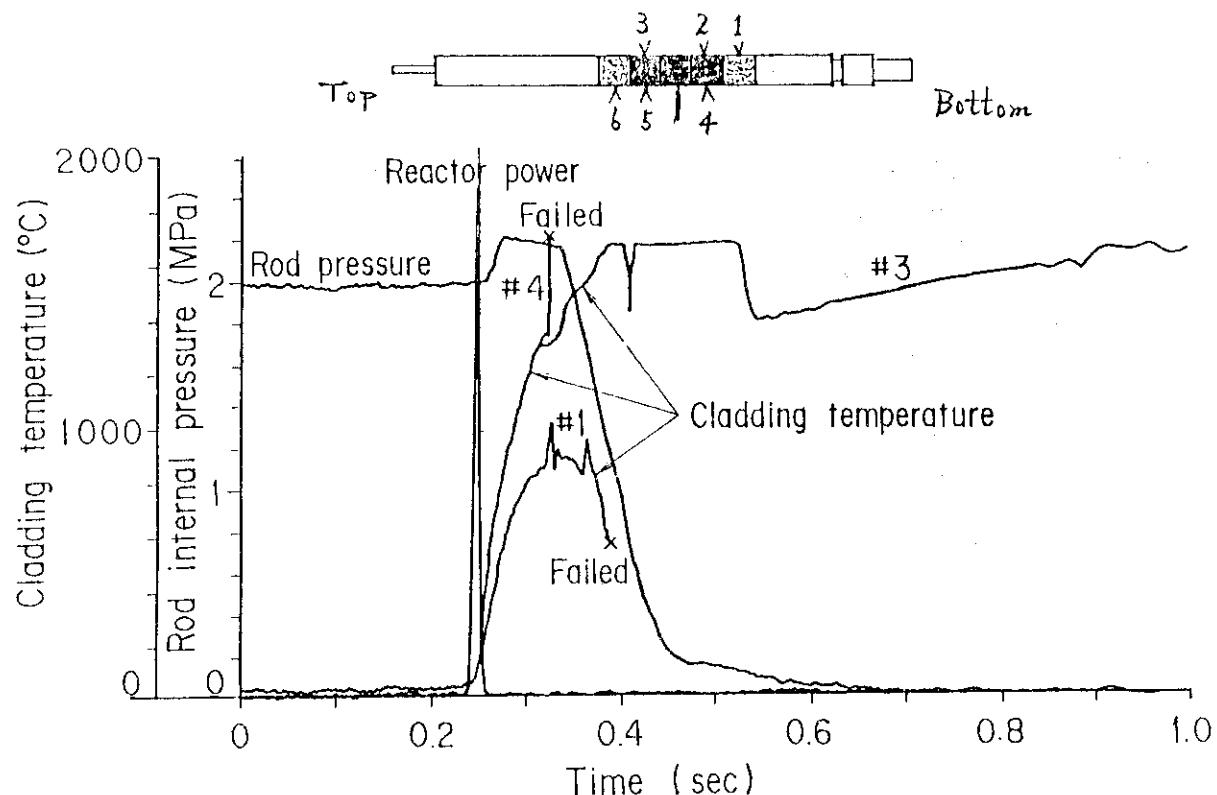


Fig.3.8 Transient Histories of Reactor Power, Cladding Surface Temperature, Fuel Rod Internal Pressure in Test NO. 600-7

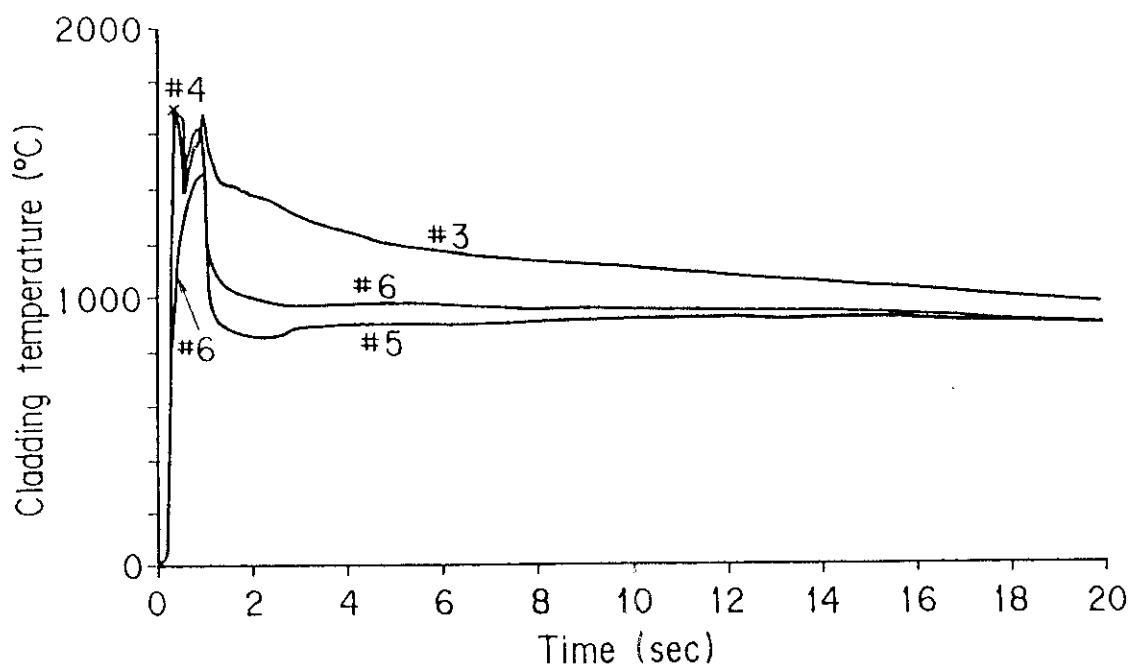


Fig.3.9 Transient Histories of Cladding Surface Temperature in Test NO. 600-7

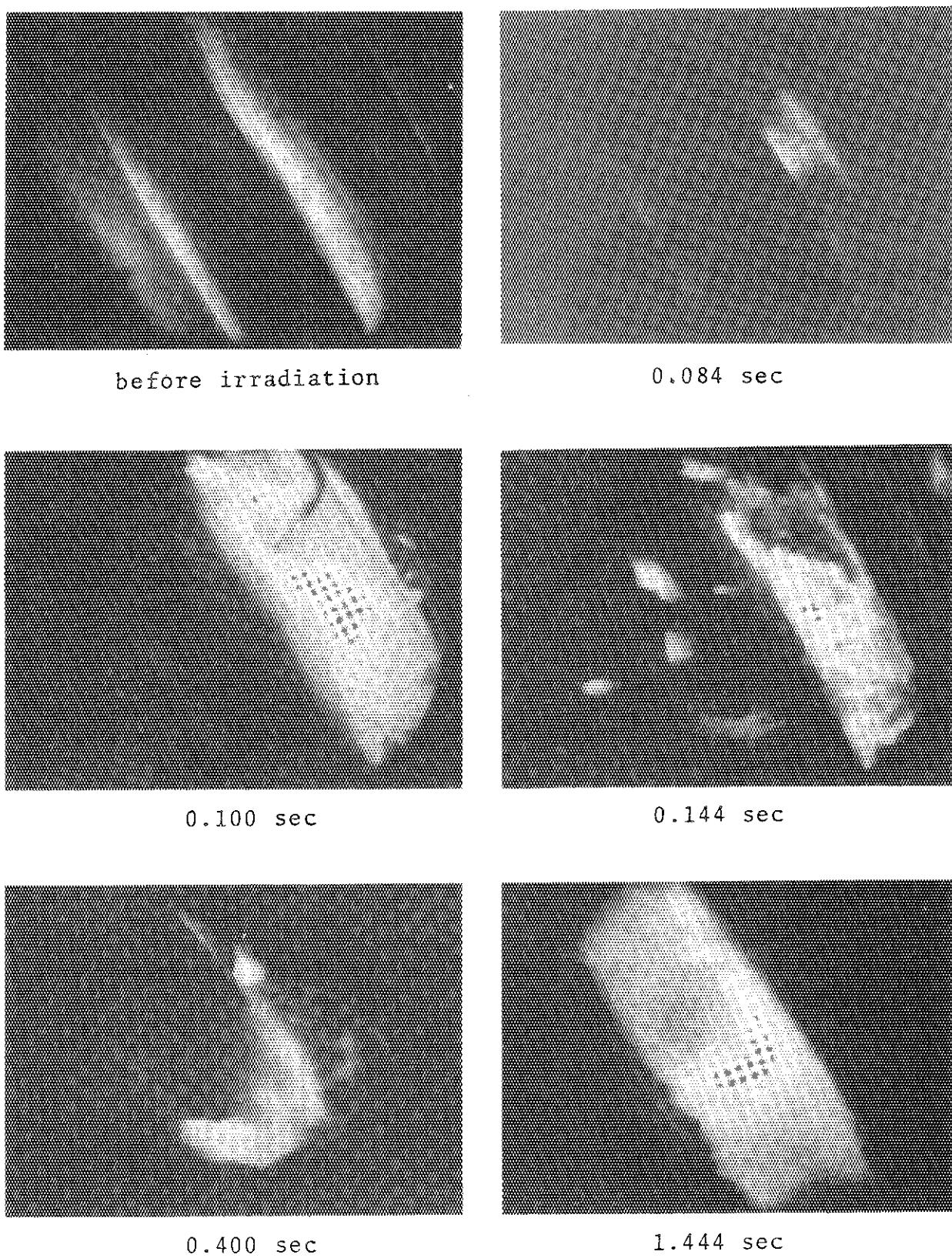


Fig. 3.10 Pictures printed from motion film taken in the Test No.600-7  
at 450 fps

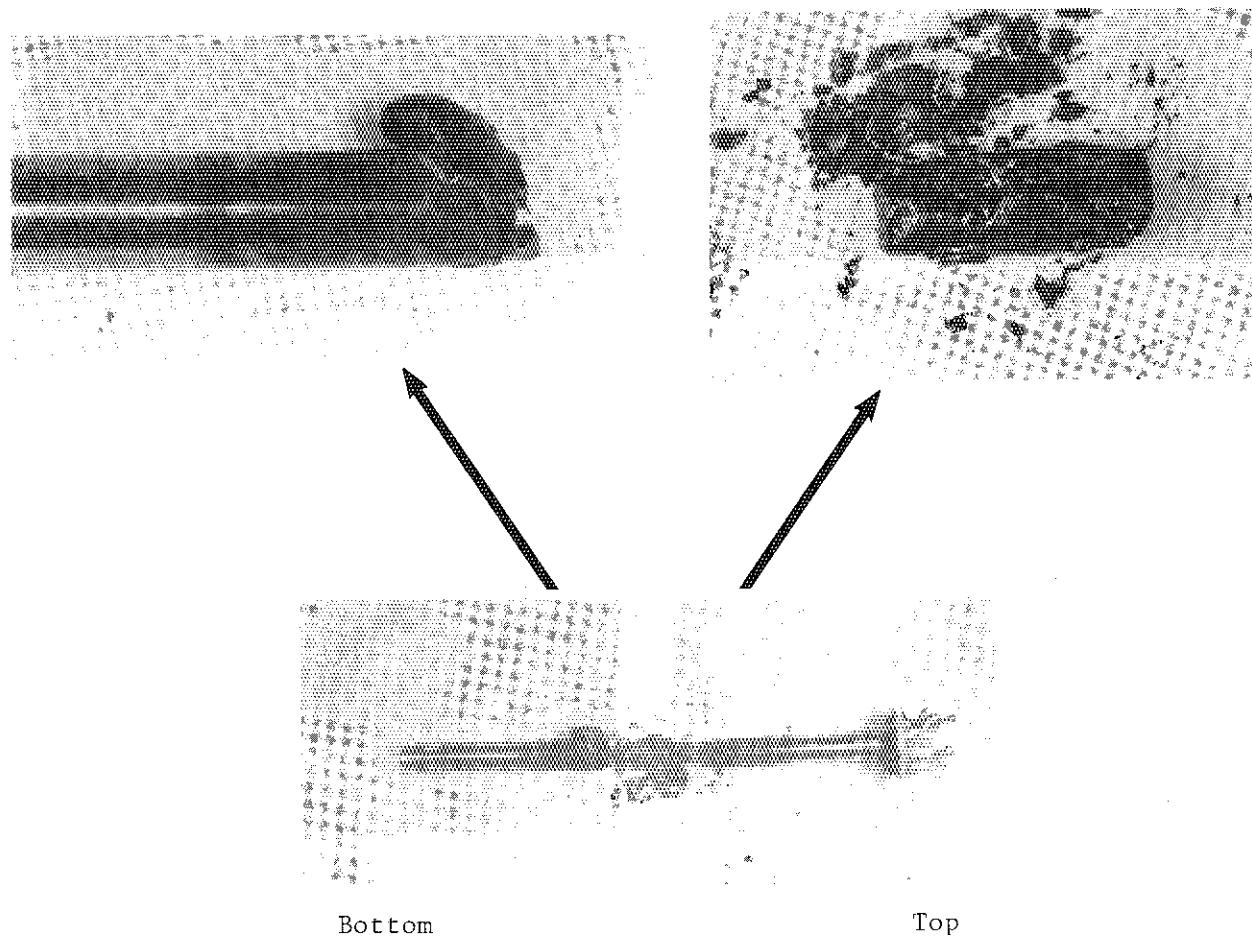


Fig. 3.11 Appearance of post-test fuel rod in the Test No.600-7

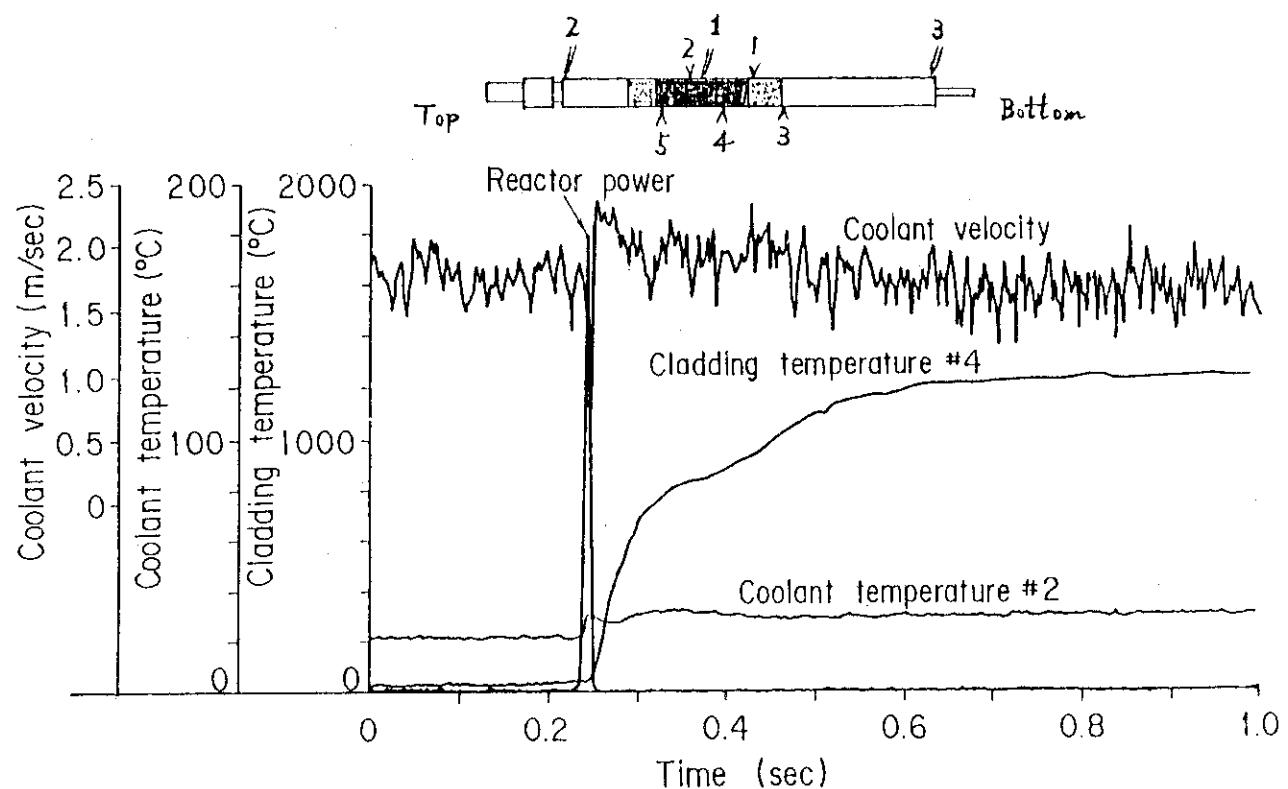


Fig.3.12 Transient Histories of Reactor Power, Cladding Surface Temperature, Coolant Temperature and Coolant Velocity in Test NO. 600-8

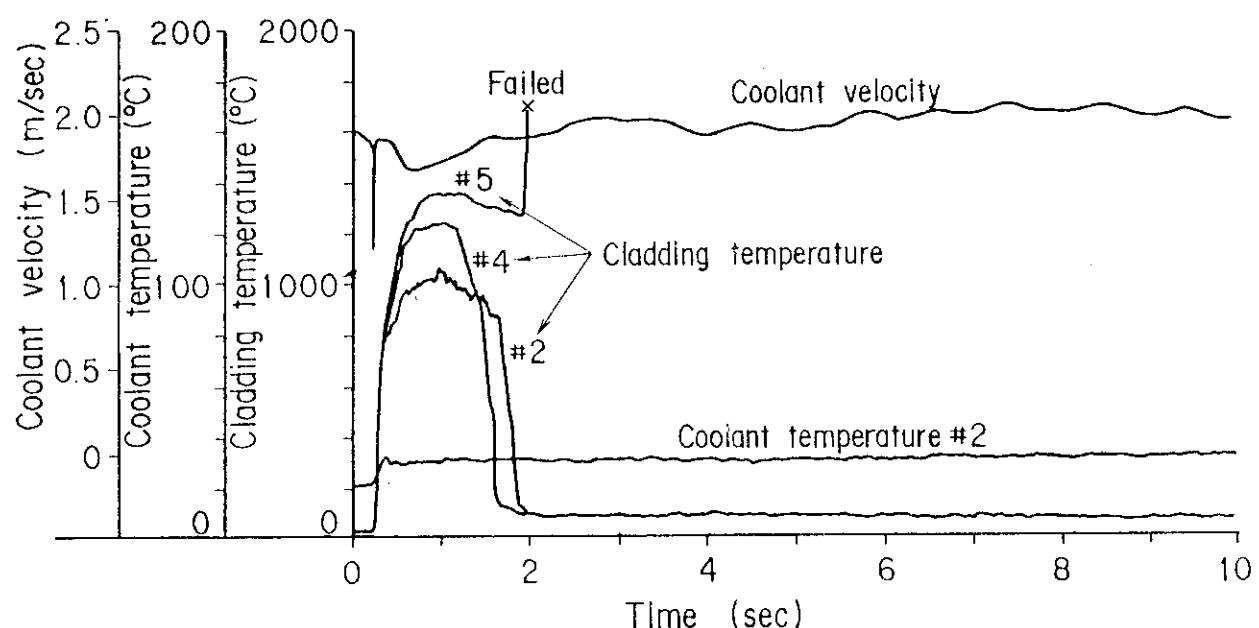
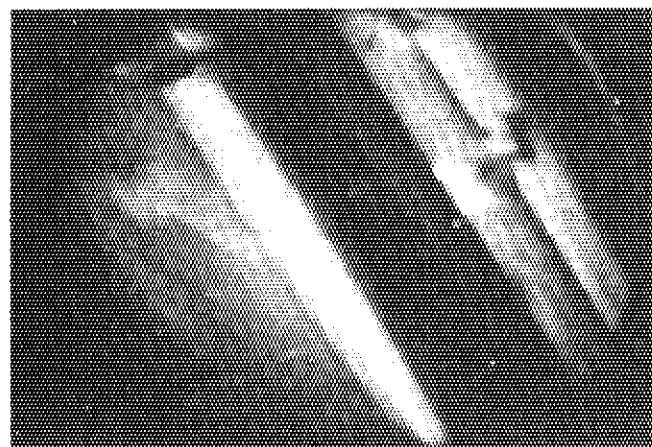
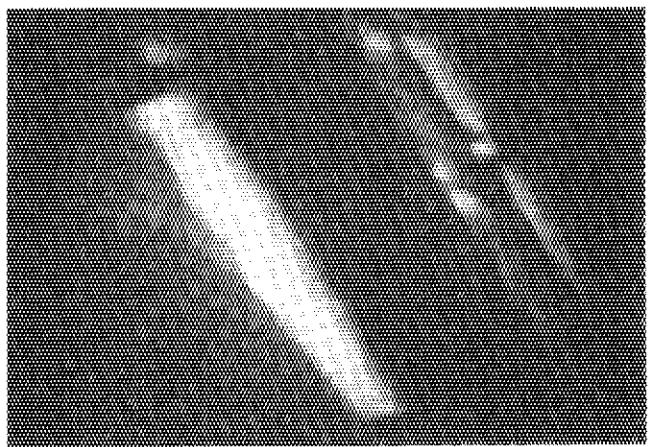


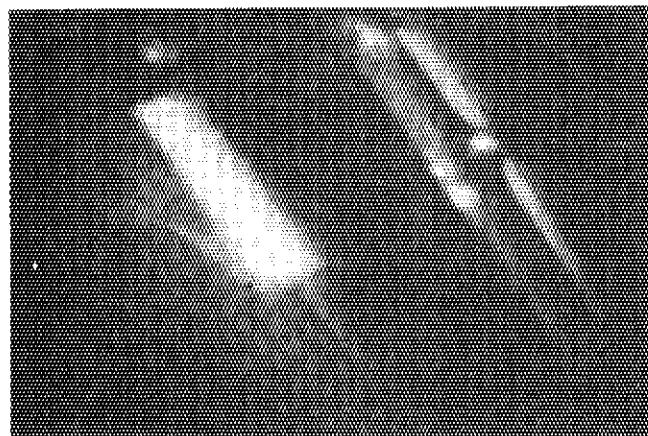
Fig.3.13 Transient Histories of Cladding Surface Temperature, Coolant Temperature and coolant Velocity in Test NO. 600-8



before irradiation



1.013 sec



1.502 sec



1.858 sec

Fig. 3.14 Pictures printed from motion film taken in the Test No.600-8 at 225 fps

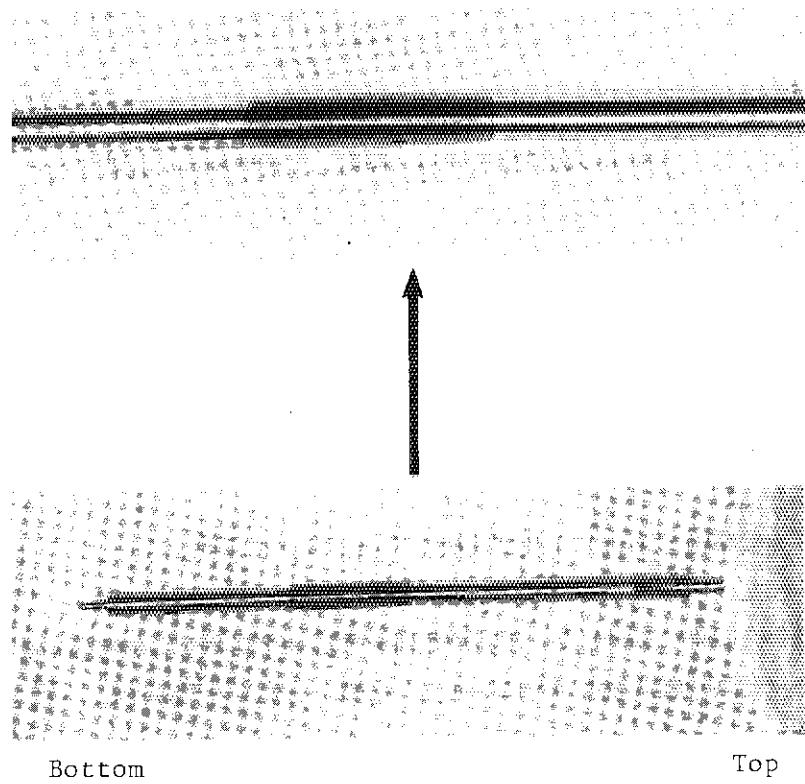


Fig. 3.15 Appearance of post-test fuel rod in the Test No.600-8

## 4. 高温高压カプセル実験

(塩沢周策, 岩田耕司)

### (1) 概要

今期は、BWR型燃料を用いて、冷却材の温度・圧力が燃料挙動に及ぼす影響を調べる実験を1回実施した。実験では、3種類の燃料棒を同時に照射して燃料棒間の比較を行うとともに、PWR型燃料との比較も行った。

### (2) 実験方法・条件

#### (i) 試験燃料棒：

- ・GE 在来型（在来  $8 \times 8$  BWR型）
- ・Zr 内張り GE PCI 対策型
- ・Cu バリア “

試験燃料の概略図を Fig. 4.1 及び仕様を Table 4.1 に示す。

#### (ii) 試験燃料棒配列：

3本の燃料を同時に照射した。燃料棒配列を Fig. 4.2 に示す。燃料棒中心間距離は 48.5mm であるため、各燃料棒は熱水力的には独立な振舞いをすると思われる。

#### (iii) 発熱量：

約 200 cal/g·UO<sub>2</sub> (初期エンタルピー 15 cal/g UO<sub>2</sub> を含む)

#### (iv) 冷却材条件：

高温高压カプセルを使用して以下の条件とした。

温度 — 276°C  
圧力 — 7.2 MPa } BWR 条件 (試験中変化なし)

流れ 強制対流なし (静水)

#### (v) 過渡計測：

被覆管表面温度 — 各燃料棒 3 点の計 9 点に対して、Pt/Pt-13%Rh 熱電対の素線 (線径 0.2 mm) を燃料表面にスポット溶接した。

被覆管表面温度用熱電対の取付け位置を Fig. 4.3 に示す。

### (3) 実験結果及び考察

#### (i) 被覆管温度挙動

測定した被覆管表面温度履歴の一例を Fig. 4.4 に示す。本図に見られるように、温度履歴の形状は、これまでの PWR 型燃料を用いた高温高压カプセル実験のそれと同じで、パルス出力発生後温度は急昇し、数秒から 20 秒の範囲膜沸騰状態が続いた後約 700 ~ 800 °C で急冷し、その後は核沸騰状態となり、被覆管温度は約 300 °C の一定値となる。各測定位置における被覆管表面最高温度は以下のとおりである。

## 被覆管表面最高温度測定結果 (°C)

燃料棒型式	-33 mm*	0 mm*	33 mm*
GE 在来型	#1 1350	#2 1300	#3 >1210**
Cu バリア	#4 1370	#5 1350	#6 1300
Zr 内張り	#7 >1000**	#8 1330	#9 1290

(\* 燃料中心からの距離)

(\*\* 熱電対が部分的に破損したと思われる)

本結果において、Cu バリア燃料が多少高い値を示しているが、その差は正常に測定できたもののみで比較すると50°C以下であることが分かる。なお、燃料棒下端側の方が温度が若干高いのは軸方向出力密度が下端側で若干大きいことに対応している。本結果を同一条件のPWR型燃料の結果と比較したもののがFig. 4.5である。BWR型燃料では約100~200°C低くなっているが、これは被覆管の肉厚の相違によるものと考えられる。即ち、被覆管肉厚はBWR型で0.86mm, PWR型で0.62mmであり、BWR型の方が0.24mm厚いためである。被覆管肉厚が被覆管最高温度に及ぼす影響を解析した例をFig. 4.6に示す。この例は初期エンタルピー  $15 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$  込みで  $240 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$  の場合のものであり温度の絶対値は高くなっているが、傾向としては肉厚の効果をよく説明している。本図にはPWR型燃料の結果も示してあるが、燃料棒直径(BWR: 12.52mm, PWR型: 10.72mm)やギャップ幅(BWR型: 0.115mm, PWR型: 0.095mm)の相違による差は肉厚による差に比して小さいといえる。厚肉のBWR型燃料では被覆管温度が低くなるという傾向は、大気圧水カプセル実験でも認められている。

熱電対による温度測定では限られた場所の温度しか分からぬこと、熱電対のフィン効果により必ずしも正確な温度が求まらないことの理由により、照射後被覆管の金相から最高温度を評価した。その結果は下表のとおりで、

## 金相から求めた被覆管最高温度

燃 料 棒 型	温 度 (°C)	
	燃料中心からの軸方向距離 (mm)	
	-33	0
GE 在 来 型	1460 - 1525	1470 - 1520
Cu-バリア型	1430 - 1520	1450 - 1520
Zr-内張り型	1470 - 1520	1470 - 1520

先に示した熱電対の指示値より100~150°C高くなっているが、これは熱電対のフィン効果によるものであると考えられる。ここで、上表において最高温度は常にカプセルの中心を向いた側で逆に最低値はその180°反対側であった。この周方向温度差の原因としては、3本配列の結果、中

(\*) 大気圧水カプセル実験条件では、被覆管温度が約1,500°C以上の時熱電対の指示は金相から求めた最高温度より100~200°C低いことが分っている。

性子減速材としての水の厚さがそれぞれの燃料棒のまわりで周方向に不均一となり、周方向に出力歪が生じ、カプセル中心側での発熱が高くなつたことによるものと思われる。

燃料棒対角距離を $40\text{mm} \times \sqrt{2}$ とした4本バンドル体系における実験及び中性子拡散コード CITATIONによる計算結果によると、大気圧常温下ではペレット内の半径方向の出力分布は、カプセル中心側が外側に比べて約5%高くなつておる、計算結果のみであるが高温高压条件下では、同様約10%高くなつてゐる<sup>(A-9)</sup>。本実験条件である3本燃料棒体系とは全く同じでないので直接の比較はできないが、周方向発熱分布によって温度分布が生じたことは容易に想像できる。

一方、燃料棒型式の相違による温度差は、先に示した表から分かるようにほとんどないことが実験の結果より明らかになつた。即ち、PCI 対策燃料は在来のBWR型燃料と同じ温度挙動を示すといえる。先に実施した同じBWR型燃料による常温大気圧条件下での実験では、同じ発熱量の時、Cuバリア燃料は高い被覆管温度を示した<sup>(B-30)</sup>。これはCuバリア燃料では、内側のCuが溶融し(融点: 1,083°C)燃料ペレットと被覆管間のギャップを完全に埋め尽してしまうが、他の燃料ではギャップは保たれるので、ギャップ熱伝達の相違が生じたことによるものである。しかし高压条件下では後述するように被覆管は外圧により潰れ(コラップス - collapse)るため、いずれの燃料においてもギャップがなくなるので同一の温度挙動を示すものと解釈できる。

なお、高温高压条件下と大気圧条件下での温度挙動は燃料棒型式、発熱量など他の条件が同じであれば、両者において大差ないことが実験的に認められた。その理由に関しては(iii)項で述べる。

### (ii) 照射後燃料試験

照射後燃料の外観をFig. 4.7に示す。燃料破損はいずれの燃料棒にもなく、3本の燃料とも外観上非常に類似していた。Fig. 4.7に示したように外観上特徴的なことは、被覆管が潰れ、ペレット-ペレット界面でいわゆるウェイスティング(waisting)を生じていること(Fig. 4.7(c)), ペレット界面以外にも局所的に凹んだ部分があること(Fig. 4.7(d)), 燃料発熱部上端で周方向全周にわたって膨らみ(以下リッヂング-ridgingと呼ぶ)が認められること(Fig. 4.7(b))写真からは明らかではないが、このリッヂングを生じた部分で燃料がカプセル中心に向って曲っていたことである。これらの特徴は大気圧条件下では認められなかつたもので、明らかに外圧による影響である。Fig. 4.8は、照射後燃料棒の外径を示したもので、本図において、燃料棒外径は照射前より約0.1mm小さくなつておる、被覆管が外圧により潰れた様子がよく分かる。なお、本プロットに際してはウェイスティングや局所的な凹みの部分を除いてあるので、Fig. 4.8は被覆管の全体的な潰れを示すものである。一般に被覆管の潰れは内部のペレットに接触するまで起こるので、ペレット-ペレット界面(ペレット端部は面取りしてある—chamfered pellet)やペレットが欠けた部分での潰れの程度は大きくなる。これらは、Fig. 4.7に示したウェイスティングや局所的な凹みとなって現われる。局所的な凹みの状況を示した燃料縦断面写真がFig. 4.9である。本実験では被覆管温度は1,400°C以上にもなつておるが、外圧7.2MPaに対して被覆管は容易に潰れる。内外圧差が7.1MPaの時、被覆管が潰れる温度は約780°Cであり、ウェイスティングを生じる温度は約840°Cであることが強度計算及び実験結果<sup>(F-1)</sup>より分つてゐる。

次に、リッヂングについてであるが、リッヂングの様子をFig. 4.10に示す。本図から分かるようにこの部分の被覆管肉厚は1mm以上と初期よりかなり厚くなつておる。組織観察の結果より、この部分の温度は1,300°C以下(low β-Zry)であった。リッヂングの原因は完全には解明

されていないが、外圧のため被覆管が軸方向にも圧縮され（燃料の支持は下端のみで上端は自由である）、強度を十分保っている非発熱部と高温のため軟化した発熱部との境界で軸方向に被覆管が潰れ、その結果リッディングが生じたものと考えられる。

PCI 対策燃料が在来型の燃料と比較して反応度事故時にどのような異った挙動を示すかを調べることは本実験の目的の一つである。温度挙動及び外観上は特別な相違は認められなかつたが金相試験の結果 Cu バリア燃料では他と異った現象が観察された。(i) 項で述べたように Cu バリア燃料では被覆管内面の Cu が溶融する。その結果、Fig. 4. 11 に示すように溶融した Cu は、ペレットクラック部 (Fig. 4. 11(a))、ペレット界面部 (Fig. 4. 11(b)) 及びペレット結晶粒界上 (Fig. 4. 11(c)) へ侵入する。このような被覆材溶融物の侵入は、発熱量が高い場合、即ち被覆管温度が高い場合、在来型燃料でも認められたが、その程度は Cu バリア燃料に比べると圧倒的に小さい。

また、在来型と Zr 内張り燃料において、被覆内面での  $\text{UO}_2$  - ジルカロイ（又はジルコニウム）化学反応は試験した範囲では全く観察されないか、あっても数  $\mu\text{m}$  以下の軽微のものであった。一般に反応度事故のように高温での維持時間が短い場合には、 $\text{UO}_2$  - ジルカロイ反応が生じるのは、 $1600^\circ\text{C}$  以上の温度の時である<sup>(B-48)</sup>。従って本実験でも、被覆管が潰れてペレットに十分接触していても温度が低いので反応が生じなかったといえる。即ち、 $\text{UO}_2$  - ジルカロイ反応の量を決定する上で支配的因素は接触圧ではなく温度であることが分った。

### (iii) 高圧条件が燃料挙動に及ぼす影響

高圧条件が燃料挙動に及ぼす影響のうち最も重要なものは被覆管の潰れである。このため、被覆管の潰れは燃料破損機構の一つと考えられていた。しかし、本実験及び既に実施した PWR 型燃料を用いたいきなる実験においても被覆管の潰れは直接破損の原因とはなっていない。また、米国 PBF (Power, Burst Facility) 計画での PCM (Power-Cooling-Mismatch - 出力冷却不整合) 実験でも被覆管の潰れによっては燃料は破損していない。この理由は、被覆管が潰れるのは先に述べたように  $900^\circ\text{C}$  以下と低温であり、この時被覆管は酸化していないので十分延性を保っており、自由に変形できるためである。

被覆管が潰れると燃料ペレットと被覆管間のギャップは埋め尽されるので、ギャップ熱伝達は良くなる。従って、被覆管温度はその分だけ高くなる。ペレットが偏心した場合の例であるので直接は比較できないが、ペレットが完全に偏心して一方で被覆管に接触し、他方ではギャップがある場合、被覆管温度が  $1,500^\circ\text{C}$  前後の時、ギャップ熱伝達の相違により  $100^\circ\text{C}$  以上の温度差が生じる<sup>(B-49)</sup>。一方、冷却材圧力が高くなると被覆管外表面熱伝達率が良くなるので、その分被覆管は冷却されるので温度上昇は抑えられる。実験の結果、被覆管の最高温度は大気圧条件下と高圧条件下でほぼ同じ値であるので、被覆管の潰れによるギャップ熱伝達が良くなる効果と高圧下で被覆管表面熱伝達が良くなる効果が相殺し合い最終的に被覆管温度は同じになると解釈できる。

## (4) 結論

今期実施した Test No. 1201 実験における結論は以下のとおりである。

(i) 大気圧条件下では銅バリア燃料が高い被覆管温度を示したが、高圧下では 3 燃料で有意な温度差は認められなかった。

(ii) 高圧条件下でBWR型燃料はPWR型燃料より、より低い被覆管温度を示したが、これは被覆管肉厚が大きいことによる。(BWR型: 0.86 mm肉厚, PWR型: 0.62 mm肉厚)この傾向は、大気圧カプセル実験においても認められた。

(iii) 200 cal/g·UO<sub>2</sub>の発熱量(初期エンタルピー 15 cal/g·UO<sub>2</sub>を含む)では、被覆管の潰れやウェイスティングが認められたが、燃料は破損しなかった。

(iv) 高温高圧冷却条件が燃料に与える影響は、BWR型燃料でもPWR型燃料でも同じであると考えられる。しかし、銅バリア燃料は例外で、高温高圧下で発熱量が高い場合、大部分の銅が溶融して燃料ペレット界面やクラック部そして結晶粒界上へも流れ込んでいた。

Table 4.1 Characteristics of GE fuel rods

Type of fuel rods tested

GE reference type fuel rod (8x8 BWR type)  
 Zirconium lined fuel rod (Zr-lined)\*1  
 Copper barrier fuel rod (Cu-barrier)\*2

UO<sub>2</sub> pellet

Diameter	10.57 mm
Length	10 mm
Density	95% T.D.
Enrichment	10%
End shape	chamfered

Cladding

Material	Zircaloy-2
Outer diameter	12.52
Wall thickness	0.86 mm
Zr-liner thickness	~10% of wall thickness
Cu-barrier thickness	~0.01 mm

Element

Fuel length	135 mm
Gap width	0.115 mm
Plenum gas	He (atmospheric pressure)

\*1 Zr-lined cladding fuel rod has a zircaloy cladding with a metallurgically bonded layer zirconium (~75 µm) on the inner surface.

\*2 Cu-barrier cladding fuel rod has a zircaloy cladding with a very thin layer (~5~10 µm) of copper plated on the inner surface.

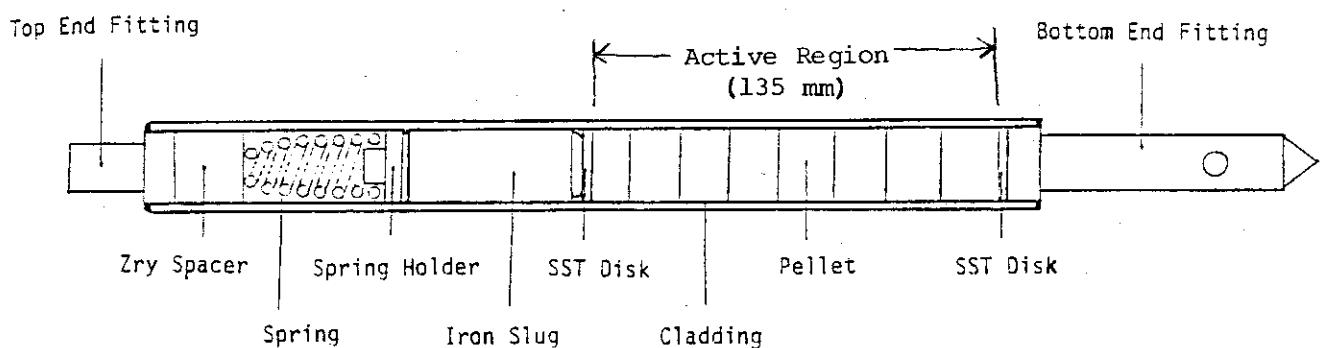


Fig. 4.1 Schematic of GE fuel rod

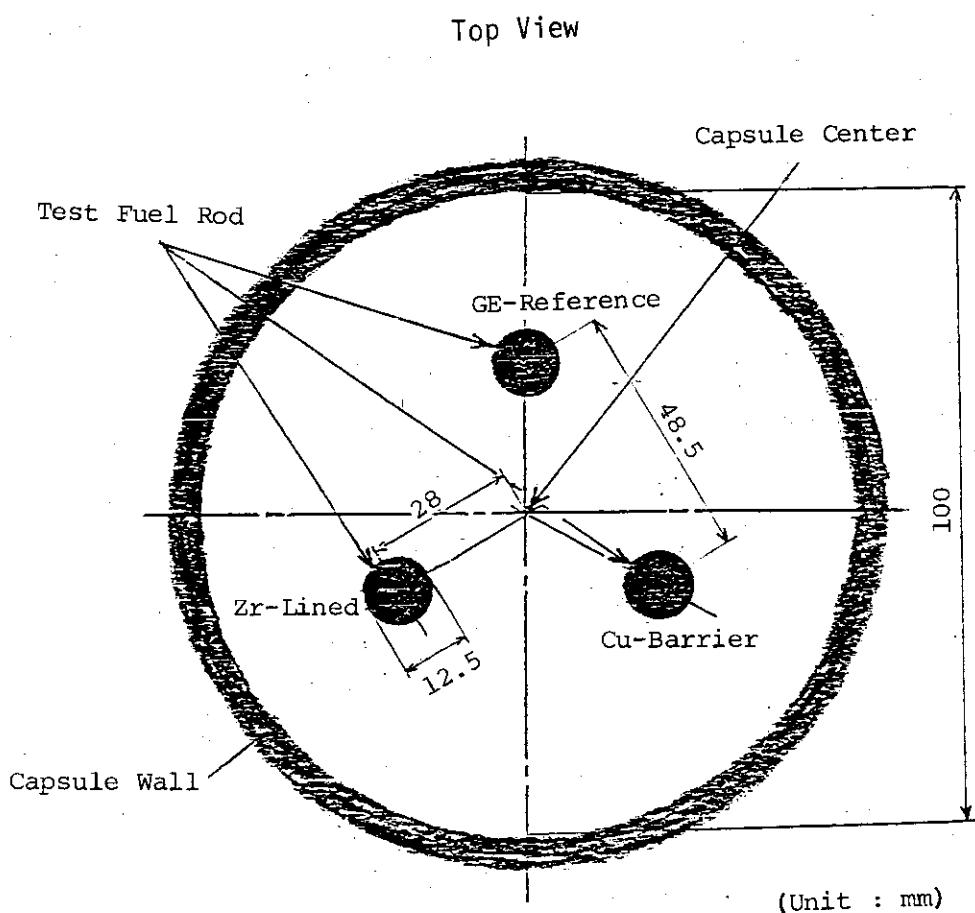


Fig. 4.2 Configuration of test fuel rods in test NO.1201

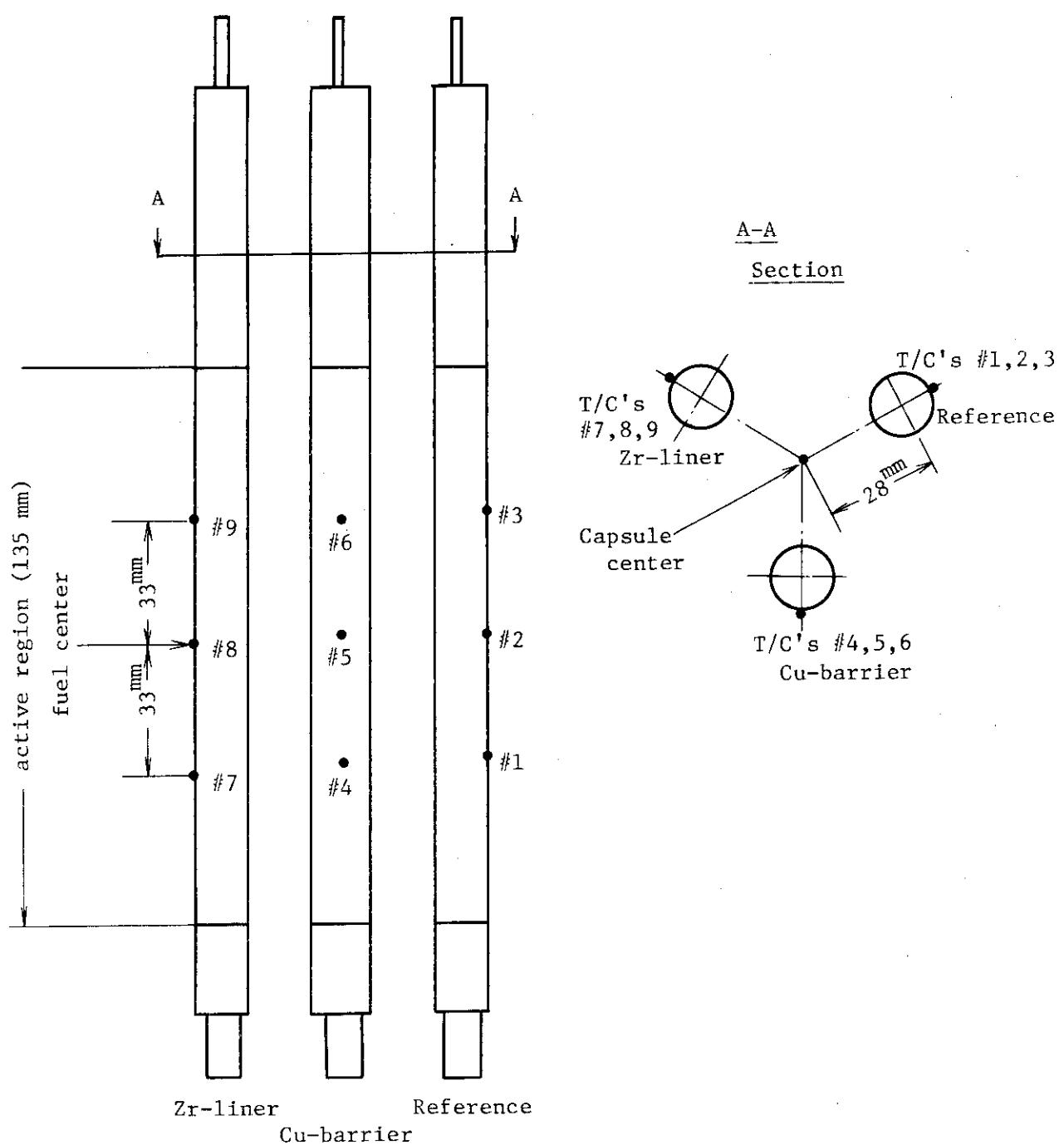


Fig. 4.3 Thermocouple locations for cladding surface temperatures.

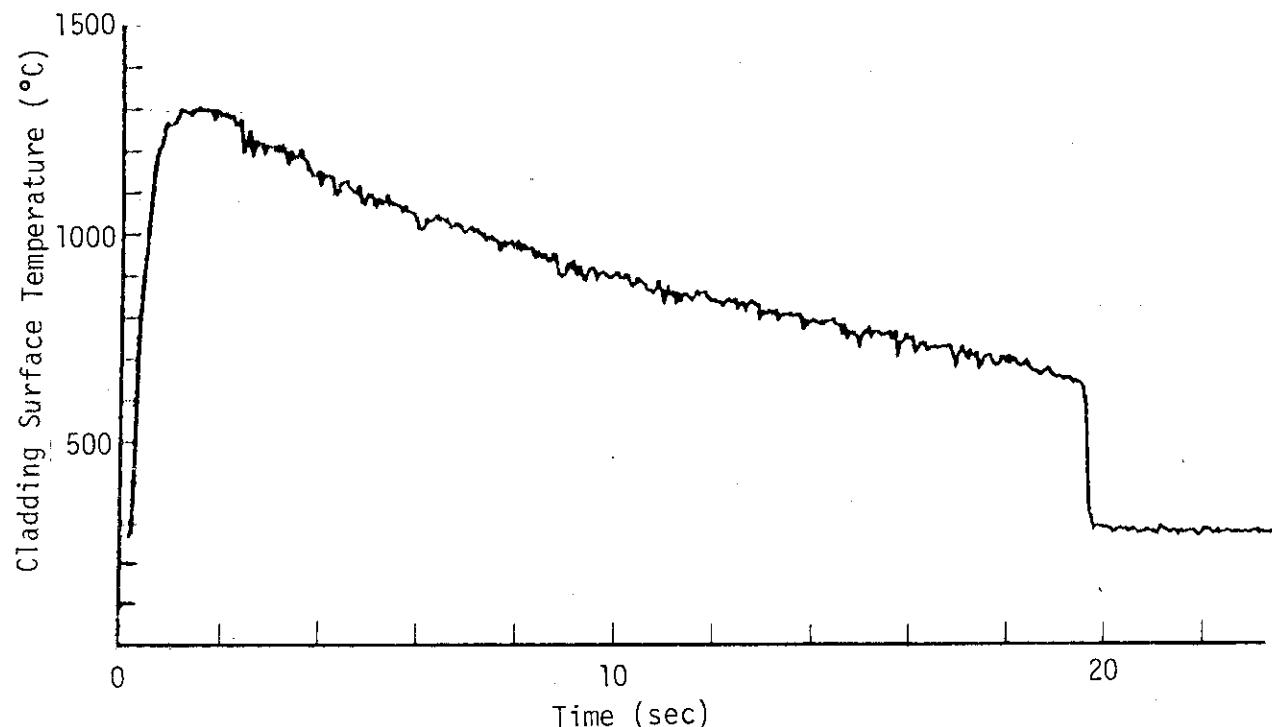


Fig. 4.4 An example of transient cladding surface temperature measured by T/C #6 at the elevation of 33 mm above the fuel center at the orientation opposite the capsule center in the Cu-barrier fuel rod

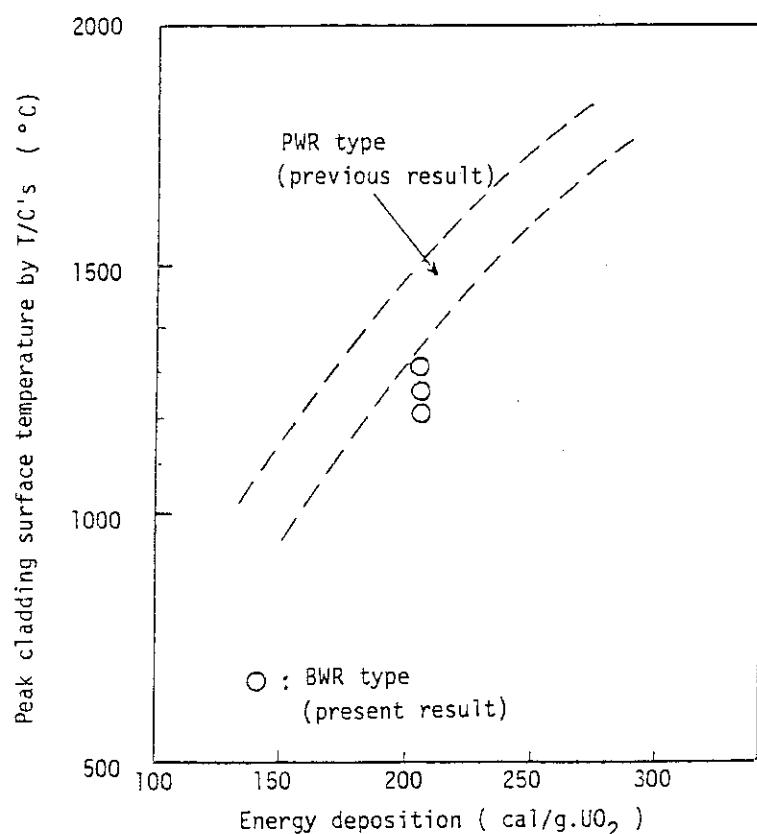


Fig. 4.5 Comparison of peak cladding surface temperatures measured by T/C's between PWR type and BWR type fuel rods under nominal temperature and pressure of BWR condition without forced flow

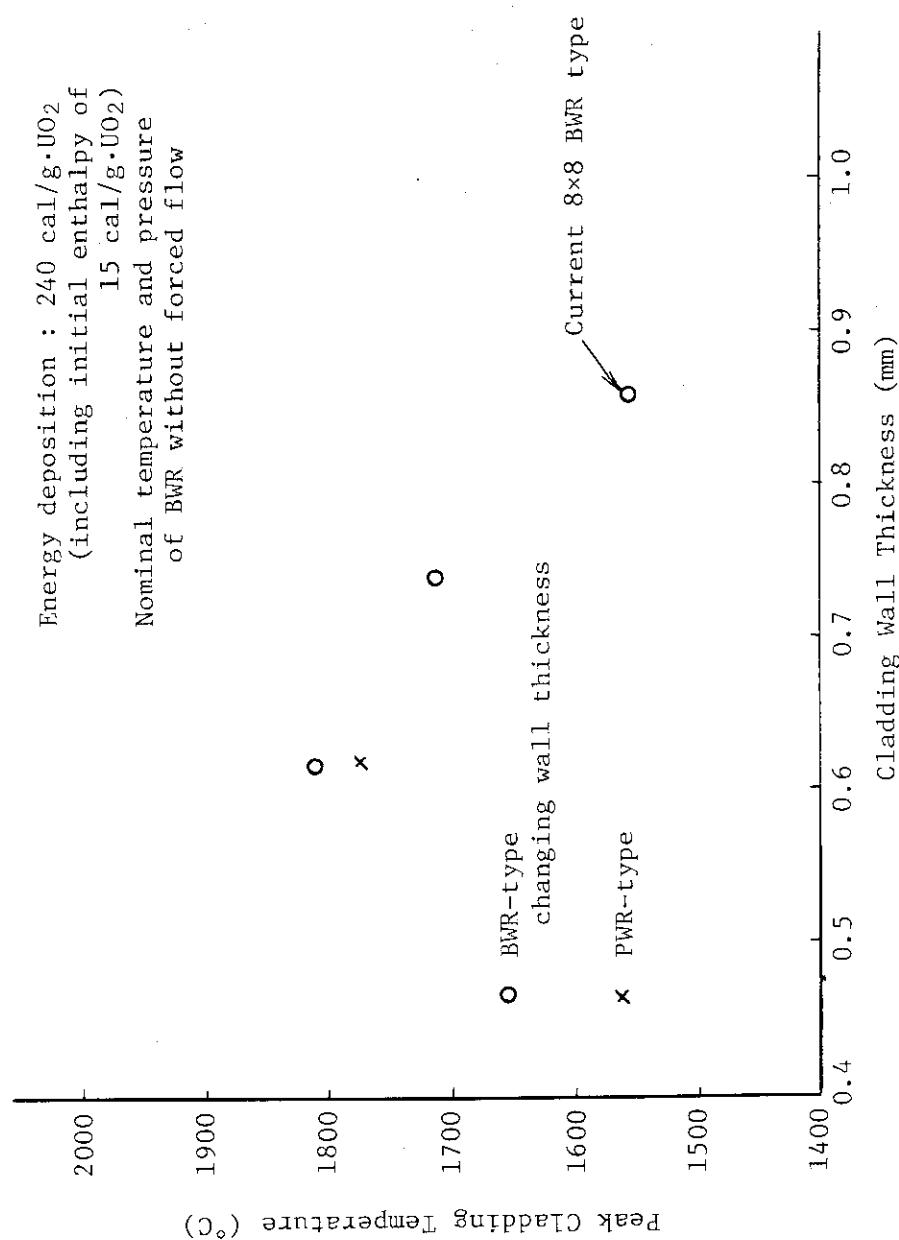


Fig. 4.6 Effect of cladding wall thickness on peak cladding temperature  
 (Analysed by NSR-77, by courtesy of Mr. K. Ishijima).

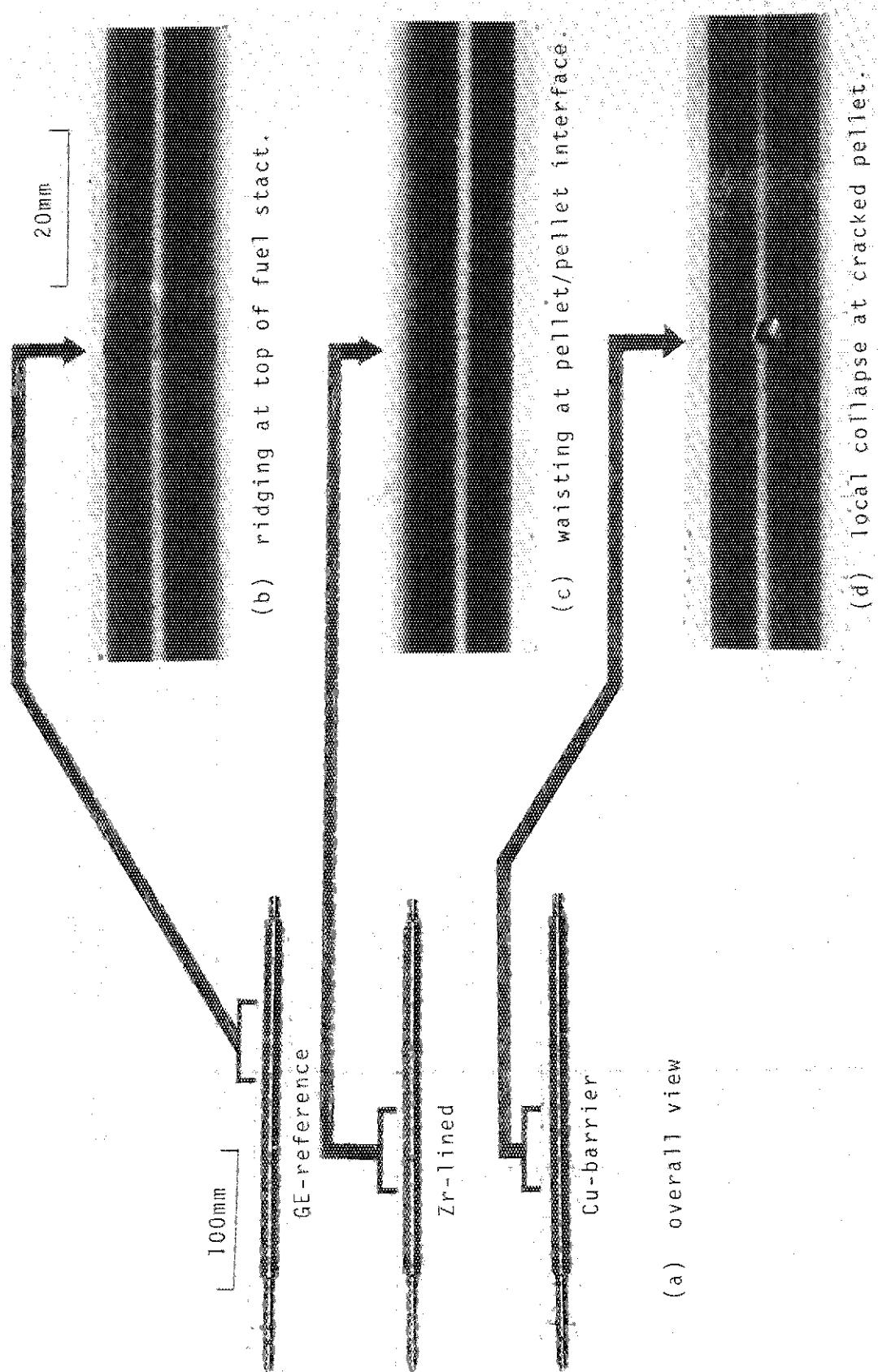


Fig. 4.7 Post-test fuel rod rod appearances showing cladding damages in Test No. 1201-1

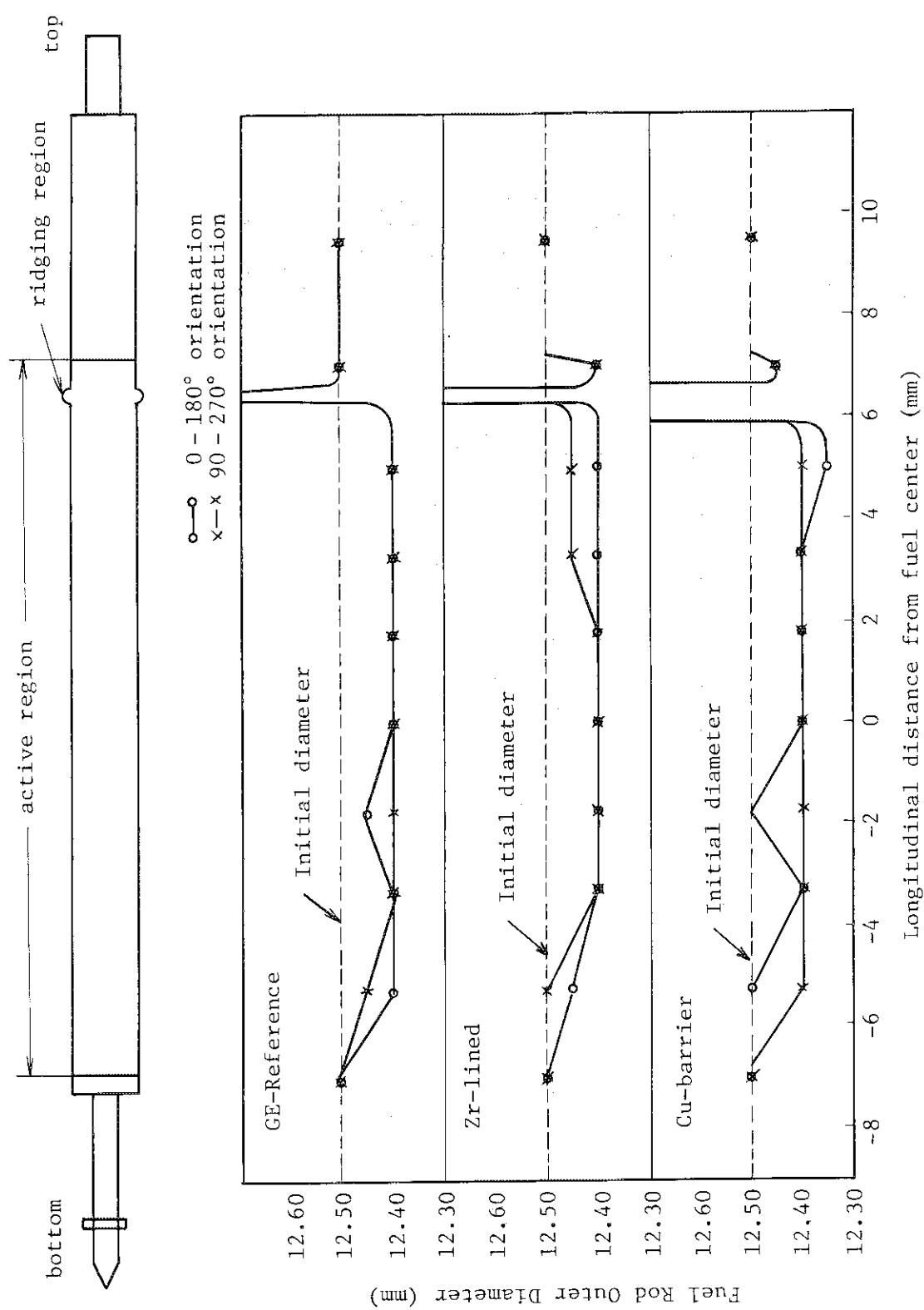


Fig. 4.8 Post-test fuel rod outer diameter, showing cladding collapse

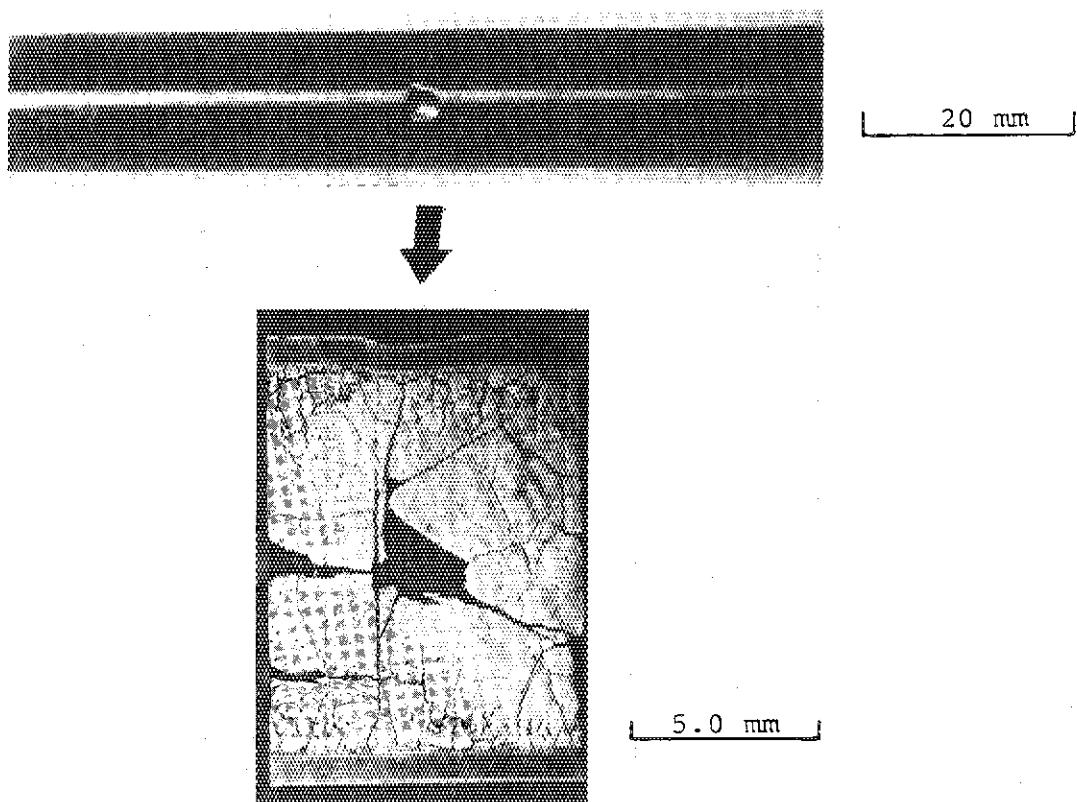


Fig.4.9 Local collapse observed in Cu-barrier fuel rod

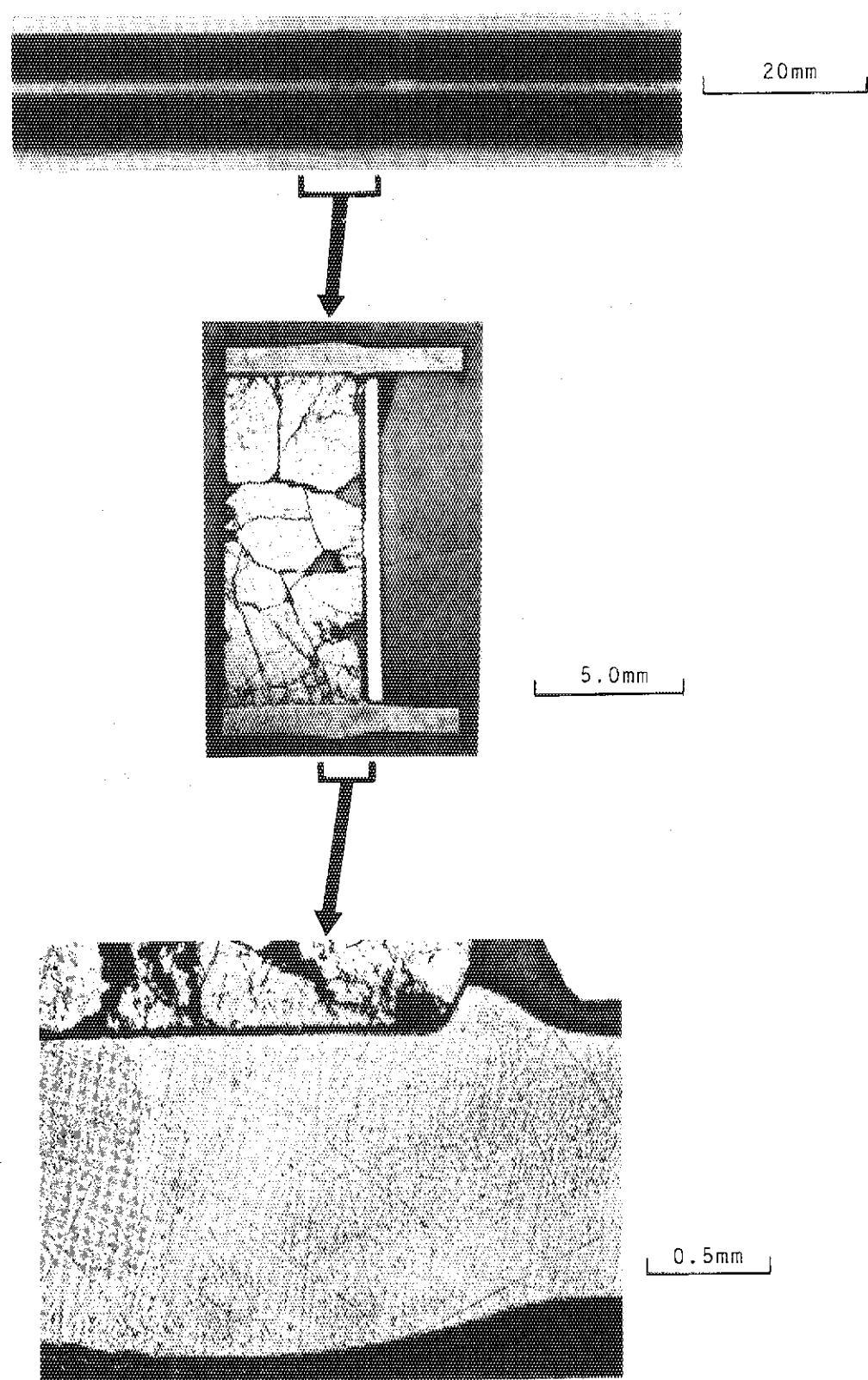
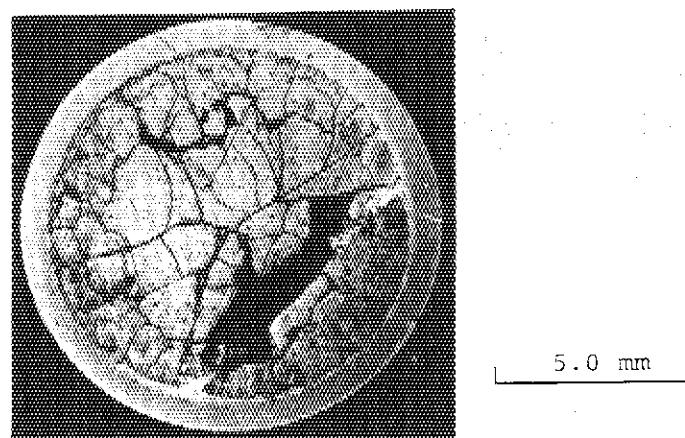


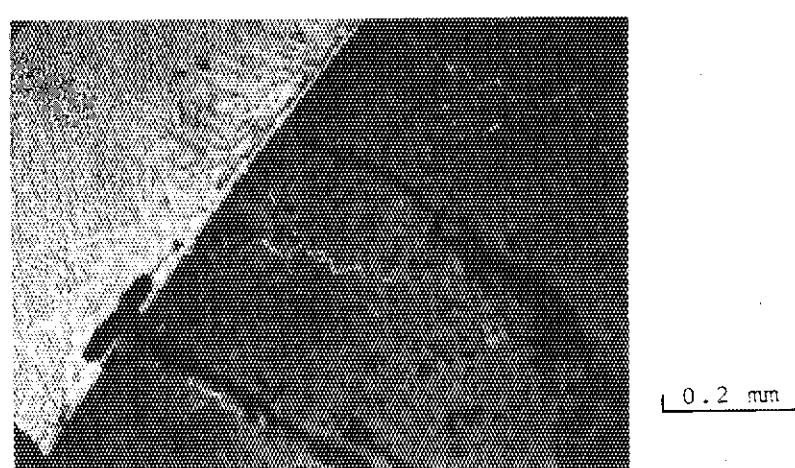
Fig.4.10 Ridging on entire circumference of cladding observed in GE-reference fuel rod



(a) Into pellet cracks



(b) Into pellet interface



(c) Into pellet grain boundaries

Fig. 4.11 Molten copper incursion into fuel pellet

## 5. 今後の実験計画

NSRRにおける実験は順調に進行し、大気圧カプセルを用いた各種パラメータ実験も収束の方向に向っている。また、可視カプセルを用いた実験ではさらに大きな成果をあげつつある。

次期以降は、高温高圧カプセルを用いた燃料パラメータ実験、高温高圧水ループを用いた本格的な実験、及び可視カプセル実験を中心に実施する予定である。大気圧カプセル実験については高発熱量付加時の機械エネルギー評価のための実験、強制対流条件下での加圧燃料実験、ステンレス鋼被覆燃料実験、冷却材パラメータ実験（流速及びサブクール度）、混合酸化物（U-PuO<sub>2</sub>）燃料実験などを行う。

また、燃料挙動解析コード NSR-77 を用いた実験解析を引き続き進めると共に、二次元モデルの導入を行い、ペレットの偏心の効果について評価を行う。

なお、今後の大きな研究課題は、バーンアップの進んだ場合の燃料挙動の解明にある。このため、NSRRにおいてバーンアップ燃料実験を実施するために必要な諸設備の整備や炉改造について検討を行うとともに実験計画の立案を進める。

## 参考文献

### A. プログレス・レポート

A-1 石川, 富井監修: "NSRR 実験プログレス・レポート・1 (1975年10月~1976年3月)"  
JAERI-M 6635 (1976)

A-2 石川, 富井監修: "NSRR 実験プログレス・レポート・2 (1976年4月~1976年6月)"  
JAERI-M 6790 (1976)

A-3 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・3 (1976年7月~1976年12月)", JAERI-M 7051 (1977)

A-4 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・4 (1977年1月~1977年6月)", JAERI-M 7304 (1977)

A-5 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・5 (1977年7月~1977年12月)", JAERI-M 7554 (1978)

A-6 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・6 (1978年1月~1978年6月)", JAERI-M 7977 (1978)

A-7 反応度安全研究室, 他: "NSSR 実験プログレス・レポート・7 (1978年7月~1978年12月)", JAERI-M 8259 (1979)

A-8 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・8 (1979年1月~1979年6月)", JAERI-M 8799 (1980)

A-9 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・9 (1979年7月~1979年12月)", JAERI-M 9011 (1980)

A-10 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・10 (1980年1月~1980年6月)", JAERI-M 9319 (1981)

A-11 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・11 (1980年7月~1980年12月)", JAERI-M 9755 (1981)

A-12 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・12 (1981年1月~1981年6月)", JAERI-M 82-012 (1982)

その他, NSRR 実験結果速報 (1)~(64)

### B. 実験結果に関するトピカル・レポート, 学会誌, 国際会議提出論文等

B-1 M Ishikawa, et al.: "Some Experiences and Plans on Reactor Safety Research by NSRR", 1st US/Japan Seminar on Fast Pulse Reactors, Tokai, Japan (1976)

B-2 M Ishikawa: "First Progress Report of the Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) Experiments", 4th LWR Safety Information Meeting, Washington. (1976)

- B - 3 S. Saito, et al : "Some Experiences and Inpile Experimental Programme on Fuel Coolant Interaction in NSRR", Proceedings of 3rd Specialists' Meeting on the Sodium Fuel Interaction in Fast Reactors (NEA-CSNI), Tokyo, (1976)
- B - 4 石川迪夫 : "NSRR 実験に現われた燃料破損挙動", 火力原子力発電, vol. 28, No. 5 (1976)
- B - 5 A. Morishima, et al. : "Safety of Light Water Reactor Fuel", Nuclear Power and its Fuel Cycle vol. 2, International Atomic Energy Agency, Vienna (1977)
- B - 6 M. Inshikawa, et al. : "NSRR Experiments on LWR Fuel Behavior Under Reactivity Initiated Accident Conditions", Proceedings of Topical Meeting on Thermal Reactivity, CONF-770708, Sun Valley, Idaho (1977)
- B - 7 塩沢周策 : "NSRR 実験における標準燃料の振舞いに関する一考察", JAERI-M 7267 (1977)
- B - 8 石川迪夫, 他 : "NSRR 実験報告, (I) 軽水炉燃料の常温・常圧下での破損実験", 日本原子力学会誌, vol. 19 No. 7 (1977)
- B - 9 石川迪夫, 他 : "NSRR 実験報告, (II) 軽水燃料の常温・常圧下での破損実験", 日本原子力学会誌, vol. 20 No. 10 (1978)
- B - 10 大西信秋, 他 : "NSRR 実験における試験燃料の発熱量の評価" JAERI-M 7539 (1978)
- B - 11 星 薫雄, 他 : "NSRR 実験における燃料中心温度測定", JAERI-M 7796 (1978)
- B - 12 星 薫雄, 他 : "反応度事故条件下における未照射燃料の破損挙動", 日本原子力学会誌, vol. 20, No. 9 (1978)
- B - 13 S. Kobayashi, et al. : "Experiment Results of Some Cluster Tests in NSRR", Journal of Nuclear Science and Technology vol. 15, No. 6 (1978)
- B - 14 M. Nozawa, et al. : "Fast Reactor Fuel Test Program in the NSRR", For Presentation at NRC/RSR-Japan FBR Safety Research and Development Meeting, in Tokyo, Japan (1978)
- B - 15 S. Suguri, et al. : "Results of In-pile Experiments in the NSRR on Reactivity Initiated Accidents", 6th PNS-Kolloquium at Karlsruhe, KfK-2770 (1978)
- B - 16 大西信秋, 他 : "反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼす発熱分布の影響" JAERI-M 6990, (1978)
- B - 17 T. Fujishiro, et al. : "Light Water Reactor Fuel Response During Reactivity Initiated Accident Experiments", NUREG/CR-0269, TREE-1237, (1978)

- B-18 斎藤伸三, 他: "反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼす初期ギャップ幅の影響(1)", JAERI-M 8087 (1979)
- B-19 吉村富雄, 他: "NSRR 実験における損耗被覆管燃料実験結果", JAERI-M 8152 (1979)
- B-20 塩沢周策, 他: "NSRR 実験におけるジルカロイ被覆管の酸化量に関する評価", JAERI-M 8178 (1979)
- B-21 柳原 敏, 他: "NSRR 実験におけるジルカロイ被覆管の円周方向の酸化膜厚さに基づく温度分布の評価", JAERI-M 8200 (1979)
- B-22 T. Fujishiro, et al.: "A Study on Pressure Generation Caused by Actual Fuel Failure in the NSRR Experiment", Fourth CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interaction in Nuclear Reactor Safety, Bournemouth, UK (1979)
- B-23 M Ishikawa, et al.: "A Study on Fuel Failure Mechanism for Unirradiated Fuel Rods under a Reactivity Initiated Accident Condition", International Colloquim on Irradiation Tests for Reactor Safety Programme, Petten, Netherland (1979)
- B-24 塩沢周策, 他: "NSRR 実験における UO<sub>2</sub> - ジルカロイ反応" JAERI-M 8267 (1979)
- B-25 M Mori, et al.: "Study on the Transient Cooling Process of a Fuel Rod in a Reactivity Initiated Accident", J. of Nuclear Science and Technology, vol. 17, No 6 June, 1980
- B-26 M Ishikawa, et al.: "Recent Results From the NSRR Experiments", Seventh Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, USA (1979)
- B-27 斎藤伸三, 他: "サブクール水中におけるクエンチング現象と熱伝達", JAERI-M 8570, (1979)
- B-28 斎藤伸三, 他: "冷間加工および完全焼鈍被覆材の燃料破損挙動に及ぼす影響", JAERI-M 8586 (1979)
- B-29 落合政昭, 他: "反応度事故条件下における燃料挙動に及ぼすラン・アウト出力の影響", JAERI-M 8285 (1979)
- B-30 T. Hoshi, et al.: "Fuel Failure Behavior of PCI-Remedy Fuels under the Reactivity Initiated Accident Conditions", JAERI-M 8836 (1980)
- B-31 斎藤伸三, 他: "NSRR による混合酸化物燃料の破損挙動に関する研究(I)", JAERI-M 8865 (1980)
- B-32 藤城俊夫, 他: 反応度事故条件下の燃料挙動に及ぼす冷却材の流動の影響(1), JAERI-M 9104 (1980)
- B-33 細川隆徳, 他: 反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼすペレット形状の影響, JAERI-M 9140 (1980)

- B-34 稲辺輝雄, 他: "NSRRにおける混合酸化物燃料予備実験の結果", JAERI-M 9178  
(1980)
- B-35 M. Ishikawa, et al.: "A study of Fuel Behavior under Reactivity  
Initiated Accident Conditions -Review", J. Nucl. Mater. 95  
(1980)。
- B-36 T. Fujiyoshi, et al.: "The Effects of Coolant Flow on Light Water  
Reactor Fuel Behavior during a Reactivity Initiated  
Accident", J. Nucl. Sci. Tech. 18-3 (1981)
- B-37 大西信秋, 他: "TREATにおける反応度事故条件を模擬した燃料破損実験に関する検  
討", JAERI-M 9488, (1981)
- B-38 藤城俊夫, 他: "NSRR強制対流実験リグのボイド発生時の流動特性",  
JAERI-M 9630, (1981)
- B-39 床井博見, 他: "反応度事故に伴う破壊エネルギー発生機構の研究, 炉外可視実験報告",  
JAERI-M 9840, (1981)
- B-40 斎藤伸三, 他: "燃料棒急速加熱条件下における燃料過渡挙動の可視的研究",  
JAERI-M 9756, (1981)
- B-41 藤城俊夫, 他: "NSRR強制対流実験におけるボイド挙動の測定",  
JAERI-M 9825, (1981)
- B-42 S. Saito, et al.: "Development of In-reactor Fuel Behavior Observation  
Facility", J. Nucl. Sci. Tech. vol. 18, No. 6, June 1981
- B-43 石川迪夫, 他: "軽水炉における事故時の燃料破損と炉心の冷却性", 日本原子力学会誌,  
vol. 23, No. 12, (1981年12月)
- B-44 斎藤伸三 : "原子炉内燃料棒急速加熱時の燃料挙動", 流れの可視化,  
vol. 2, No. 5 (1982)
- B-45 岩田耕司, 他: "反応度事故時燃料挙動に及ぼす燃料棒支持条件の影響",  
JAERI-M 9927 (1982)
- B-46 大西信秋, 他: "軽水動力炉の反応度事故条件下における浸水燃料の破損挙動",  
日本原子力学会誌, vol. 24, No. 4 (1982)
- B-47 S. Saito, et al.: "Effects of Rod Pre-Pressurization on Light Water  
Reactor Fuel Behavior during Reactivity Initiated  
Accident Conditions", J. Nucl. Sci. Tech. vol. 19, No. 4  
(1982)
- B-48 S. Shiozawa, et al.: "Zircaloy-UO<sub>2</sub> and-Water Reactions and Cladding  
Temperature Estimation for Rapidly Heated Fuel Rods  
under on RIA Condition", J. Nucl. Sci. Tech. vol. 19  
No. 5 (1982)
- B-49 S. Yanagihara, et al.: "Effect of Fuel Pellet Eccentricity with the  
Cladding on Fuel Rod Thermal Behavior under a Reactivity

Initiated Accident Condition", J. Nucl. Sci. Tech. vol. 19,  
No. 5 (1982)

- B-50 岩田耕司, 他: "反応度事故条件下の燃料挙動に及ぼす冷却材流動の影響(2) — NSRR  
インパイル水ループ実験結果 —", JAERI-M 82-137 (1982)
- B-51 床井博見, 他: "反応度事故条件下における高発熱量照射時の燃料微粒子化の形態  
— 微粒子化燃料の粒度分布測定および粒子の観察 —", JAERI-M  
82-141 (1982)
- B-52 T. Fujishiro, et al.: "Effects of Gap Heat Transfer on LWR Fuel  
Behaviors during an RIA Transient : In-pile Experimental  
Results with Helium and Xenon Filled Rods", Nuclear  
Engineering and Design, vol. 73, No. 3 (1982)
- B-53 M. Ishikawa, et al.: "Post-Accident Core Coolability of Light Water  
Reactors", Energy Developments in Japan, vol. 5 (1983)

#### C. 計算コード, 解析結果等

- C-1 石川迪夫, 他: "軽水動力炉の動特性解析 (核熱水力結合動特性解析コード EUREKA  
による解析)", JAERI-1201 (1971)
- C-2 石川迪夫, 他: "軽水動力炉の反応度事故時に現れる減速材温度効果" 日本原子力学会誌  
vol. 13, No. 6 (1971)
- C-3 石川迪夫, 他: "即発性減速材加熱 (PMH) 効果がもたらすフィードバック挙動",  
日本原子力学会誌, vol. 13, No. 6 (1971)
- C-4 石川迪夫, 他: "暴走出力により誘起される即発性減速材加熱 (PMH) 効果",  
JAERI-1214 (1971)
- C-5 M. Ishikawa, et al.: "EUREKA : A Computer Code for Uranium-Oxide  
Fueled, Water Cooled Reactor Kinetics Analysis",  
JAERI-1235, (1974)
- C-6 大西信秋 : "重みつき残差法を用いた有限要素非定常 2 次元熱伝導計算コード  
(HEATRN-FEM)", JAERI-M 6665 (1976)
- C-7 S. Saito : "Evaluation of Effects of Finite Mixing Time and Non-  
Condensable Gas on Fuel Sodium Interactions", Journal of  
Nuclear Science and Technology, 14 [6] (1977)
- C-8 稲辺輝雄, 他: "準静的多元空間依存炉心動特性解析コード EUREKA-SPACE",  
JAERI-M 7183 (1977)
- C-9 S. Saito : "EXCURS-A Computing Programme for Analysis of Transient  
Behavior in a Sodium Cooled Fast Reactor",  
JAERI-M 7280 (1977)
- C-10 藤城俊夫 : "燃料破損にともなう破壊力発生挙動の解析コード : PULSE-2",  
JAERI-M 7583 (1978)

- C-11 大西信秋 : "軽水動力炉の事故時の燃料挙動解析コード MCDRAN-1",  
JAERI-M 8634 (1979)
- C-12 石島清見, 他 : "NSRR 実験データ・バンク・システムの開発(その1)",  
JAERI-M 9261 (1981)
- C-13 T. Fujishiro, et al. : "A Computer Code for Fuel/Coolant Interaction  
Analysis under LWR and LMFBR Conditions",  
JAERI-M 9306 (1981)
- C-14 大西信秋, 他 : "軽水動力炉の事故時燃料挙動解析コード, NSR-77",  
JAERI-M 82-050 (1982)
- C-15 植村 瞳, 他 : "NSRR 実験データバンクシステムの開発(その2)",  
JAERI-M 82-121 (1982)

**D. NSRR 炉特性, カプセル, 実験計装等**

- D-1 伊勢武治, 他 : "NSRR の制御棒効果の解析 (NSRR の炉物理と核設計・3)",  
JAERI-M 5361 (1973)
- D-2 伊勢武治, 他 : "NSRR の試験燃料1本ピンの発熱計算 (NSRR の炉物理と核設計・4)",  
JAERI-M 5613 (1974)
- D-3 伊勢武治, 他 : "NSRR の熱中性子スペクトラム, 温度係数および動特性パラメータ  
(NSRR の炉物理と核設計・1)", JAERI-M 5730 (1974)
- D-4 藤城俊夫, 他 : "NSRR カプセルの耐爆実験", JAERI-M 5861 (1974)
- D-5 斎藤伸三, 他 : "NSRR 炉心燃料の機械的および熱的健全性確認試験",  
JAERI-M 6021 (1975)
- D-6 藤城俊夫, 他 : "溶融金属の水中落下実験 (溶融金属, 水相互作用における金属の微粒子  
化発生条件)", JAERI-M 6281 (1975)
- D-7 NSRR 管理室, 反応度安全研究室 : "NSRR 臨界および特性試験報告",  
JAERI-M 6791 (1976)
- D-8 S. Saito, et al. : "Measurement and Evaluation on Pulsing Characteristics  
and Experimental Capability", Journal of Nuclear Science  
and Technology, vol. 14, No. 3 (1977)
- D-9 山崎 利, 他 : "NSRR 大気圧カプセルおよび実験計装の現状", JAERI-M 7105  
(1977)
- D-10 S. Saito, et al. : "An Optical Approach for the Observation of Nuclear  
Fuel Failure Phenomenon in a Water Environment",  
Proceedings of the 13th International Congress on High  
Speed Photography and Photonics, Tokyo (1978)
- D-11 NSRR 研究委員会実験計装開発専門部会 : "放射線による燃料移動測定の現状"  
JAERI-M 7683 (1978)

- D-12 柳原 敏, 他: "カロリメトリ法による NSRR 試験燃料の発熱量の較正",  
JAERI-M 8457 (1979)
- D-13 斎藤伸三, 他: "NSRR 実験孔内中性子束および $\gamma$ 線量率の評価",  
JAERI-M 8474 (1979)
- D-14 小林晋昇, 他: "NSRR 高温高圧水カプセルの試作開発", JAERI-M 8274 (1979)
- D-15 橋倉宏行, 他: "NSRR 実験孔内中性子束及び $\gamma$ 線量率の評価(II)",  
JAERI-M 9142 (1980)
- D-16 斎藤伸三, 他: "NSRR 実験用ナトリウムループの試作と特性試験",  
JAERI-M 9114 (1980)
- D-17 丹沢貞光, 他: "NSRR 高温高圧ループの開発", JAERI-M 83-039 (1983)

#### E. NSRR 計画, 解説等

- E-1 石川迪夫 : "反応度事故に対する安全性研究", 日本原子力学会誌 vol. 12, № 5  
(1970)
- E-2 原子炉安全性研究炉委員会: "反応度事故研究の概要と安全性研究炉(NSRR)計画",  
JAERI-memo 4031 公開 (1970)
- E-3 石川迪夫, 他: "反応度事故に関する安全性研究計画", 火力原子力発電, vol. 26,  
№ 4 (1974)
- E-4 斎藤伸三 : "反応度事故時の燃料のふるまい", 原子力工業 22 [6] (1976)
- E-5 星 薫雄, 他: "PCM研究の現状", JAERI-M 6927 (1977)
- E-6 石川迪夫, 他: "軽水炉事故時燃料挙動に関する炉内実験の現状と将来計画",  
日本原子力学会誌 20 [12] (1978)
- E-7 M. Ishikawa, et al. : "Present Status and Future Plan of In-Reactor  
Experiments on Fuel Behavior under Accidental Conditions  
of Light Water Reactor", Energy Development in Japan,  
vol. 2 (1979)
- E-8 M. Ishikawa, et al. : "In Reactor Experiments in Japan", Seventh  
Reactor Safety Research Information Meeting, Geithersburg,  
USA (1979)
- E-9 大西信秋 : "NSRR の概要と制御棒較正について", 炉物理の研究
- E-10 S. Saito : "Activities on Fuel-Coolant Interaction in JAERI",  
OECD-NEA Fuel-Coolant Interaction Newsletter  
SINDO (82) 1, № 2 (1982)

#### F. その他

- F-1 D. J. Varacalle, Jr, et al. : "PBF/LOFT Lead Rod Test Series Test  
Results Report", NUREG/CR-1538, EGG-2047, 1980

## 付録A 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TR-IGA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. A-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・グリッピング装置があり、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・グリッピング装置の下端は、原子炉プール下部のサブバ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抑えるためのもので、カプセル・グリッピング装置とともに、カプセル飛び上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 $-9.3 \times 10^{-5} \text{ } \text{dk}/\text{dk}/^\circ\text{C}$ )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. A-2に示すように、内径22cm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、パルス出力のために用いるトランジェント棒3本がある。トランジェント棒はB,Cの中性子吸收体に空気フォロアのついた制御棒で、3本のトランジェント棒のうち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量を調節しうる。

パルス運転時には、各トランジエント棒は全て圧縮空気系で急速引き抜きする。トランジエ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50 msec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/secになる。

### (3) パルス特性

今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21,100 MWであり、1パルス当た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·sec、パルス半値幅4.4 msec、最短炉周期1.13 msecであった。Fig.A-3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.A-4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

実験孔はブラックス・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.A-5)。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率的に溶融せしめることができる。

Fig.A-6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型試験燃料に与え発熱量は約340 cal/g·UO<sub>2</sub>でこれはUO<sub>2</sub>の溶融エンタルビを十分に上まわるものである。

Table A-1 Characteristics of NSRR

(1) <u>Reactor Type;</u>	Modified TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor)
(2) <u>Reactor Vessel;</u>	3.6 <sup>m</sup> (wide) x 4.5 <sup>m</sup> (long) x 9 <sup>m</sup> (deep) open pool
(3) <u>Fuel;</u>	
Fuel type	12 wt% U-ZrH fuel
Fuel enrichment	20 wt% U-235
Clad material	Stainless steel
Fuel diameter	3.56cm
Clad diameter	3.76cm O.D.
Length of fuel section	38cm
Number of fuel rods	157 (including 8 fuel-followed control rods)
Equivalent core diameter	62cm
(4) <u>Control Rods;</u>	
Number	8 (including 2 safety rods)
Type	Fuel followed type
Poison material	Natural B <sub>4</sub> C
Rod drive	Rack and pinion drive
(5) <u>Transient Rods;</u>	
Number	2 fast transient rods and 1 adjustable transient rod
Type	Air followed type
Poison material	92% enriched B <sub>4</sub> C
Rod drive	Fast : Pneumatic Adjustable : Rack and pinion & Pneumatic
(6) <u>Core Performance;</u>	
a) Steady state operation	
Steady state power	300KW
b) Pulse operation	
Max. peak power	21,100MW
Max. burst energy	117MW-sec
Max. reactivity insertion	3.4% Δk (\$4.67)
Min. period	1.17 msec
Pulse width	4.4 msec (1/2 peak power)
Neutron life time	30 μsec
(7) <u>Experiment Tube;</u>	
Inside diameter	22cm

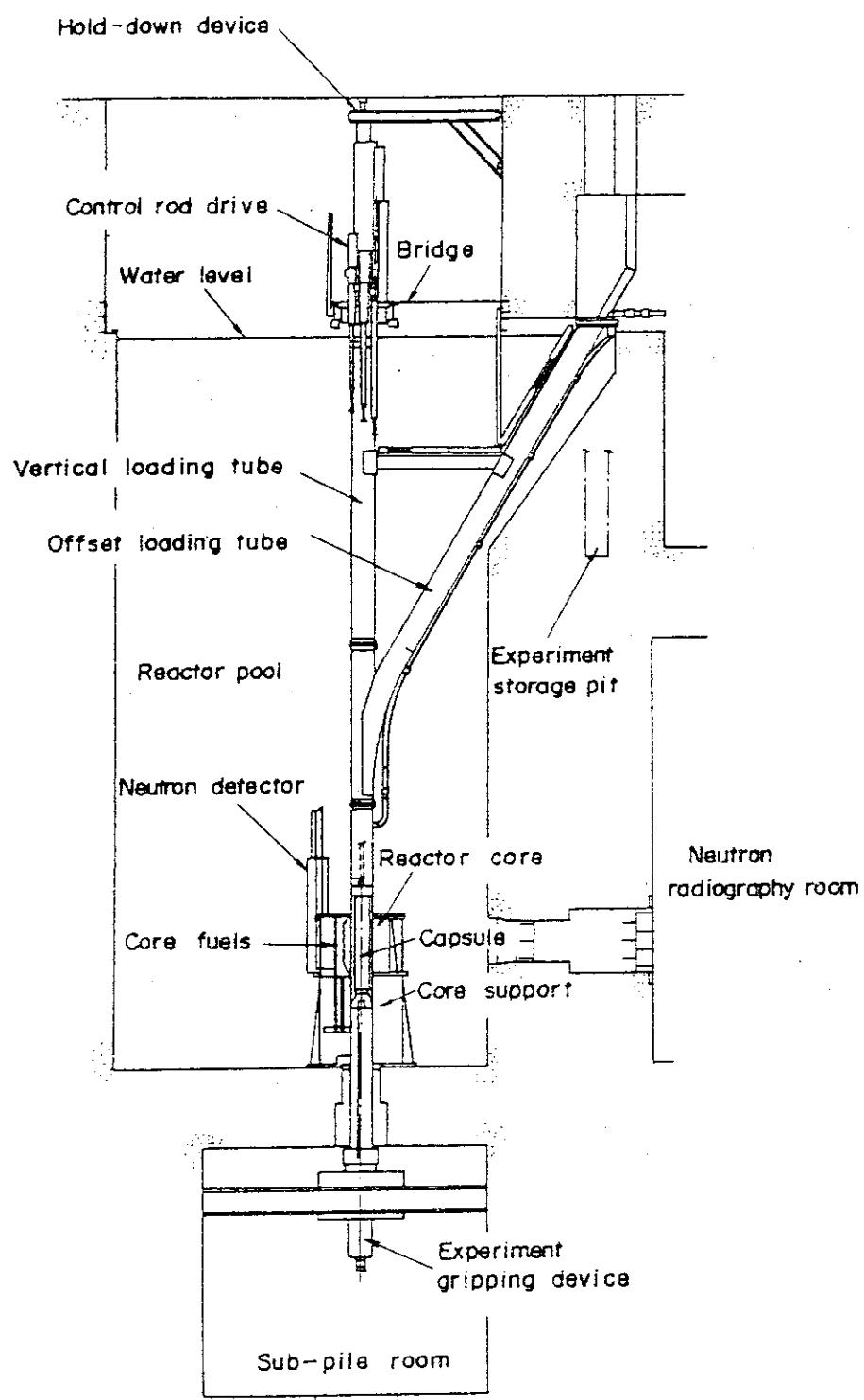


Fig. A-1 General Arrangement of NSRR

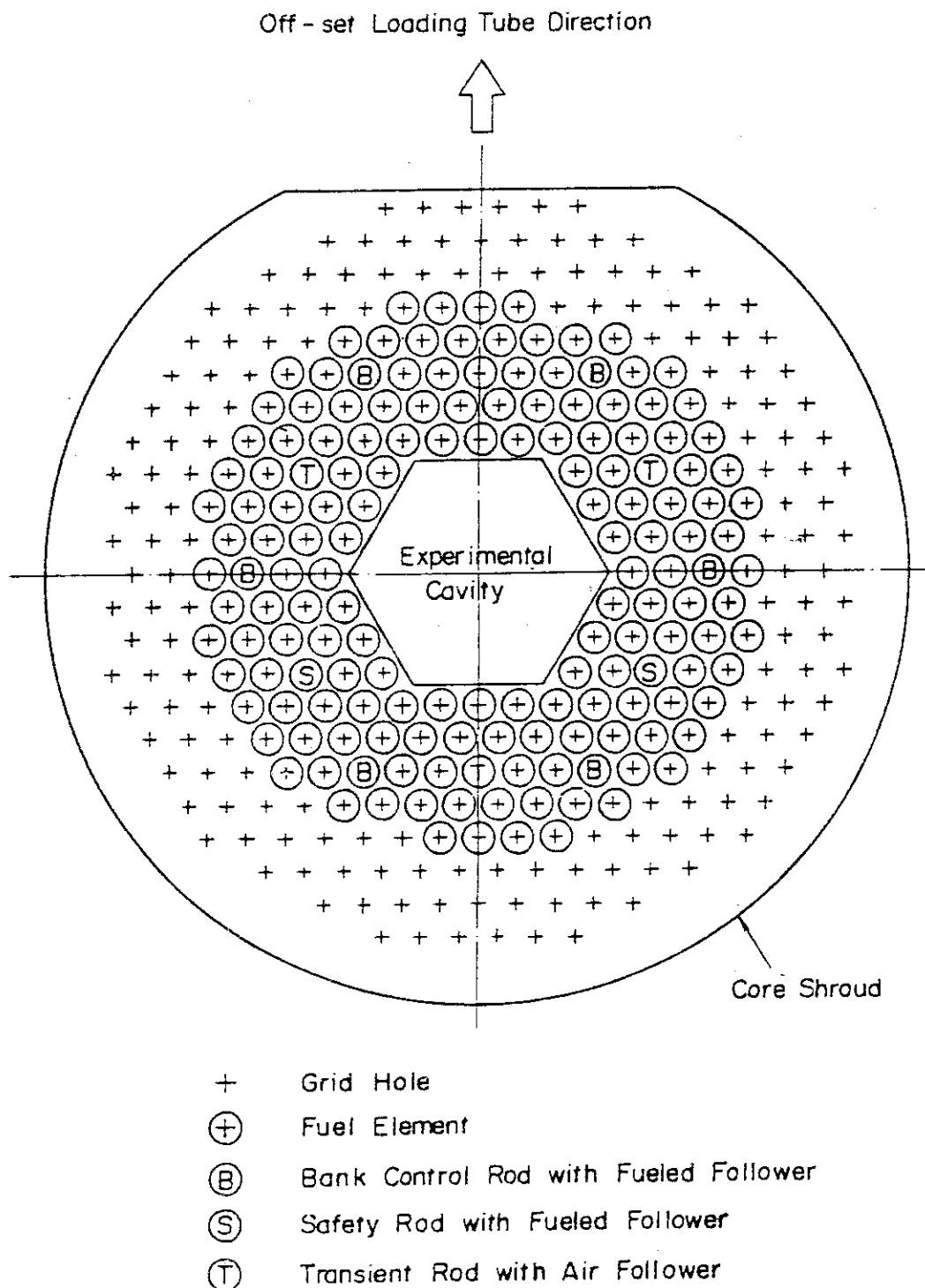


Fig. A-2 Operational Core Configuration

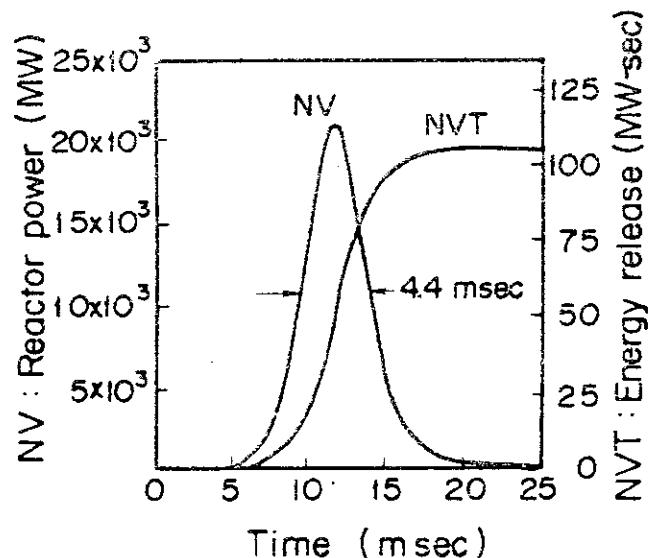


Fig. A-3 Reactor Power and Core Energy Release given by \$4.67 Pulse

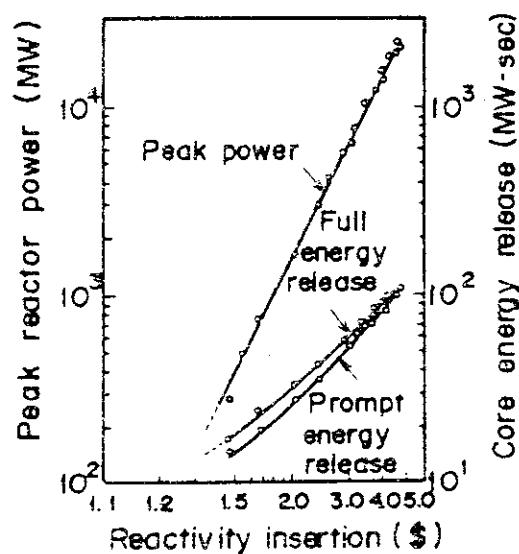


Fig. A-4 Peak Reactor Power and Core Energy Release Versus Reactivity Insertion

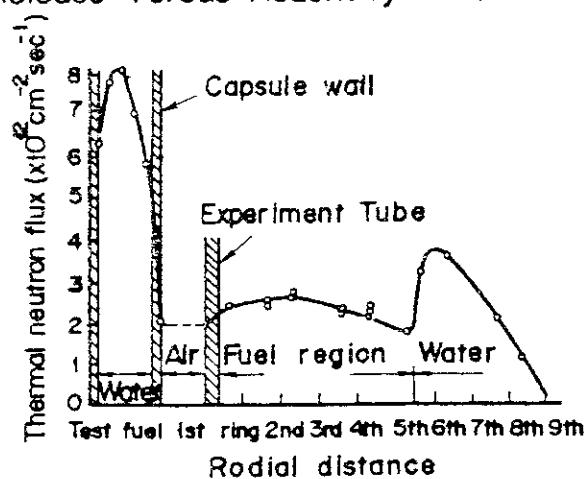


Fig. A-5 Radial Thermal Neutron Flux Distribution in the Core and Capsule

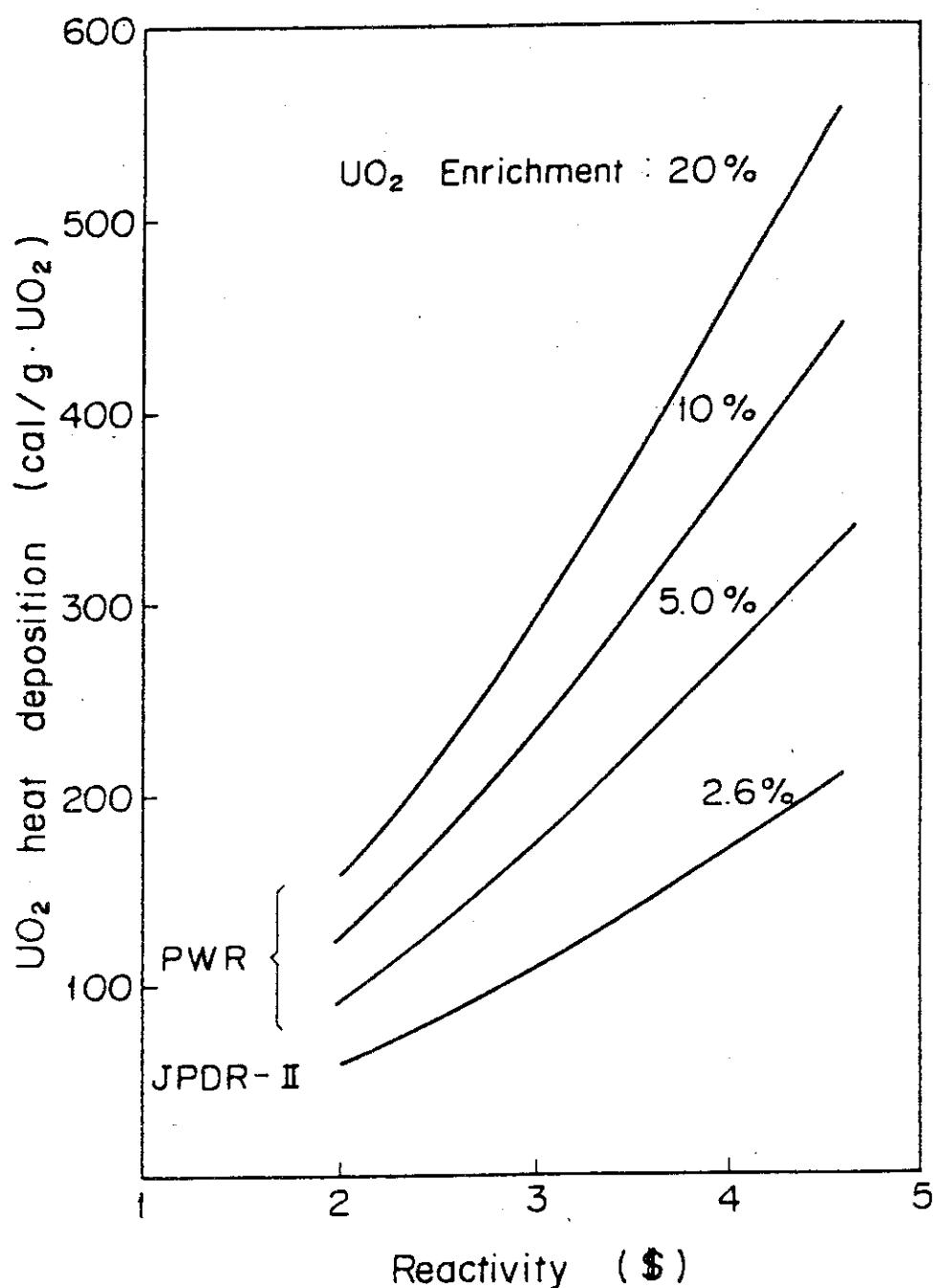


Fig. A-6 Heat Deposition in a LWR Size Test Fuel Rod  
Contained in a Capsule with Water as a Function  
of Inserted Reactivity in Pulsing Operation

付録 B. 大気圧カプセル, 燃料挙動可視カプセル,  
高温高压カプセル, 水ループ, および標  
準試験燃料

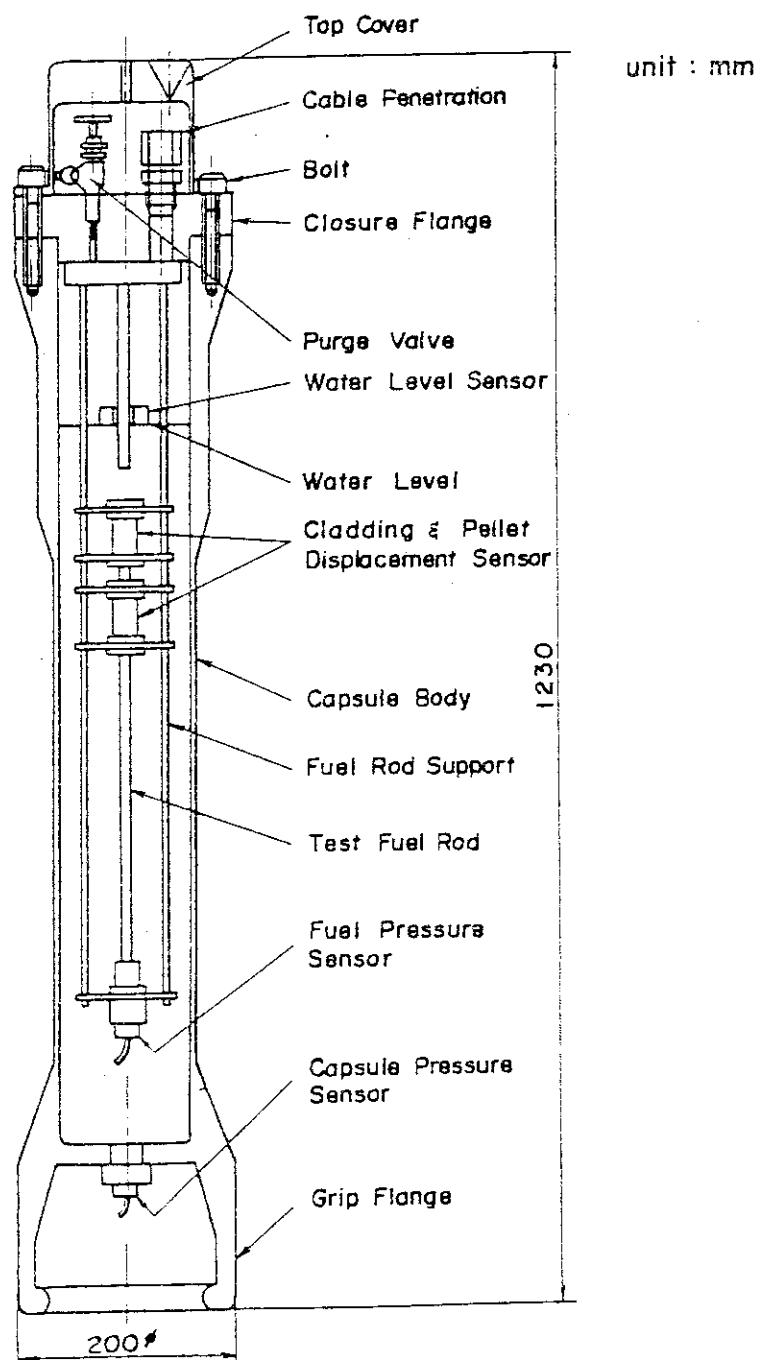


Fig. B-1 Standard Water Capsule

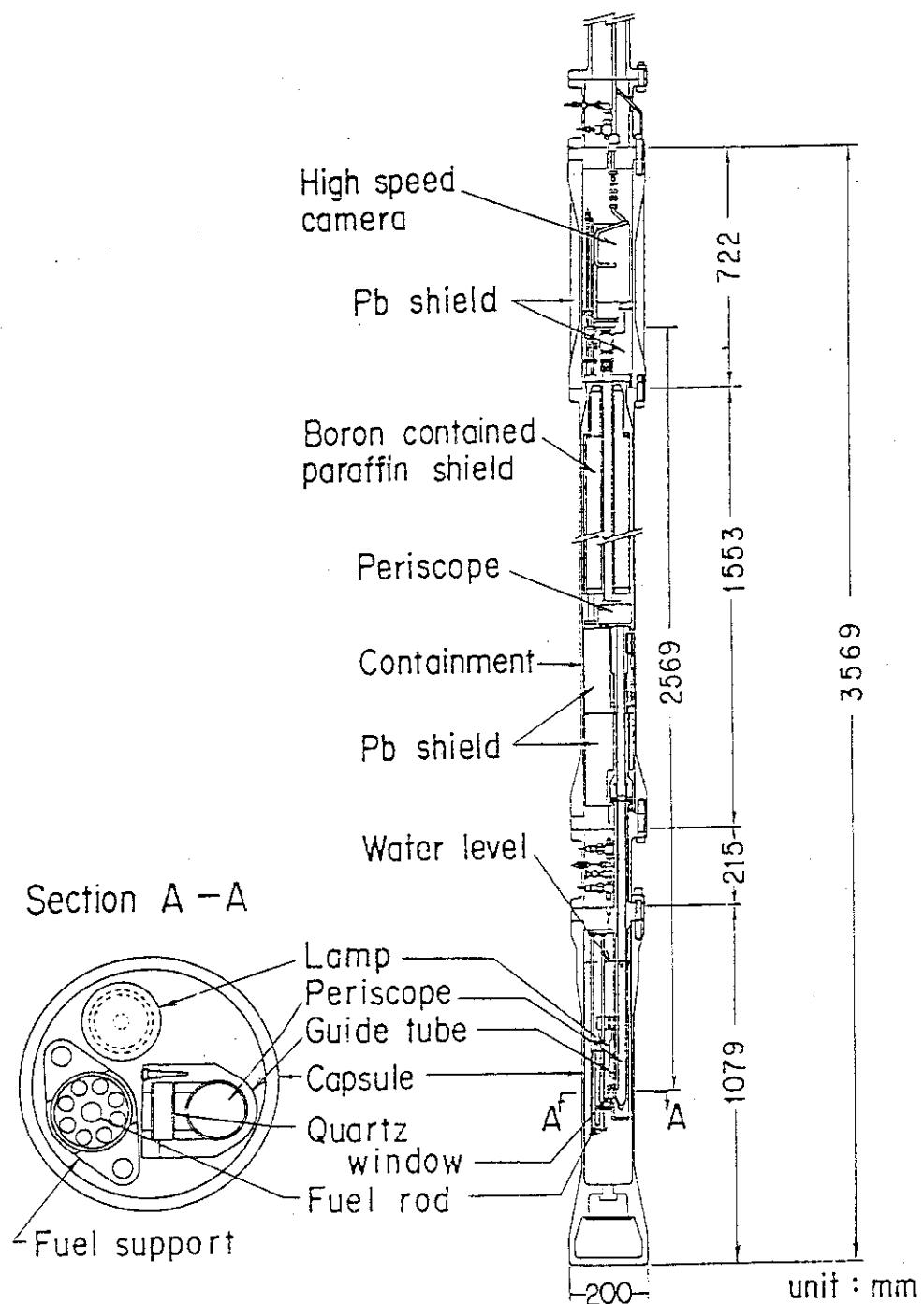


Fig. B-2 Schematic Configuration of In-reactor Fuel Behavior Observation System

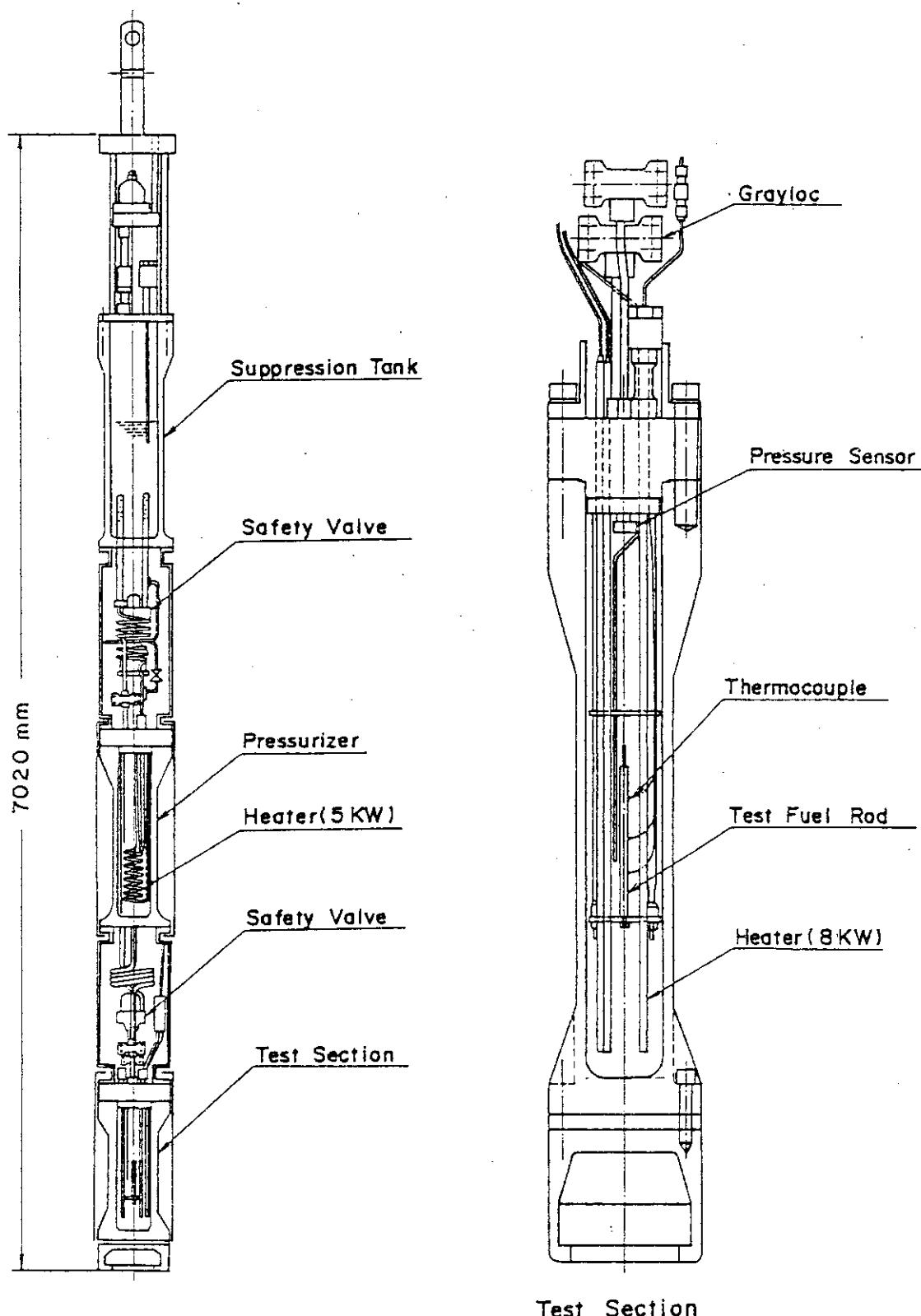


Fig. B-3 Schematic of high pressure capsule

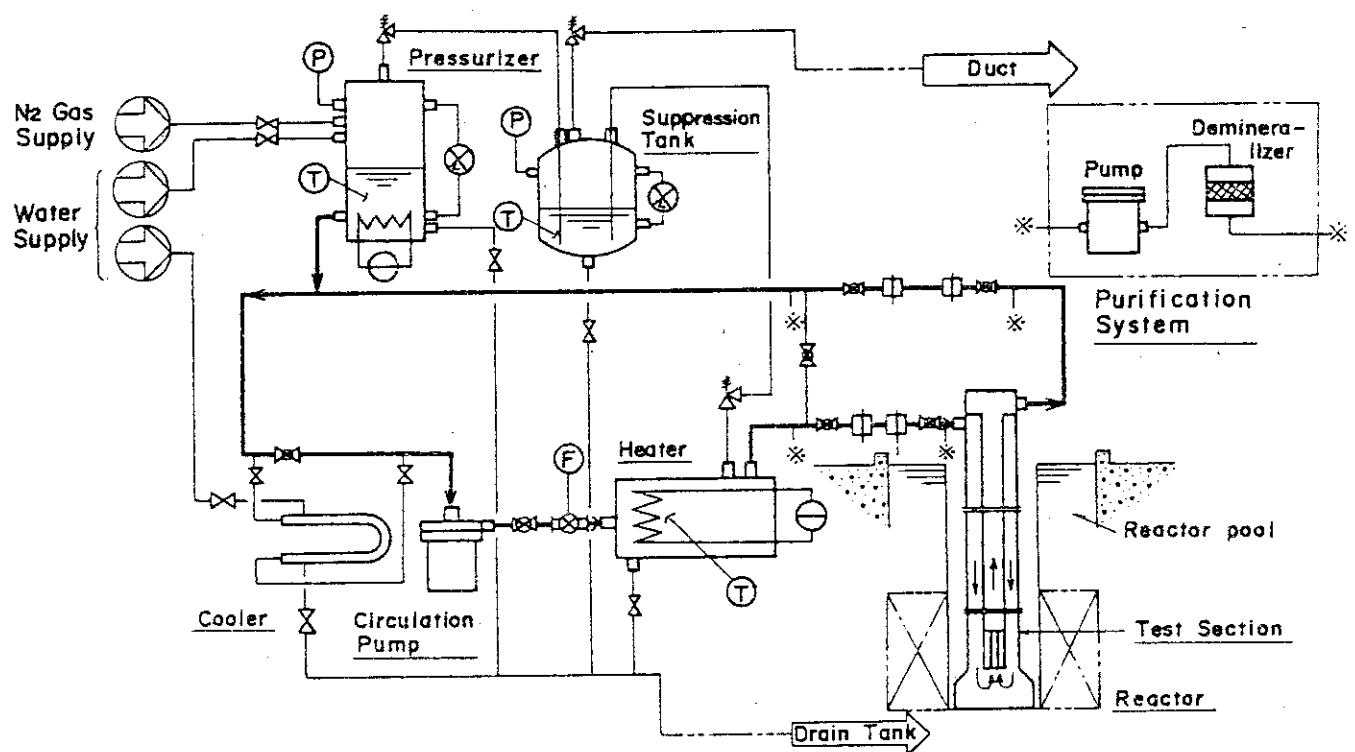


Fig. B-4 L.P. LT Loop

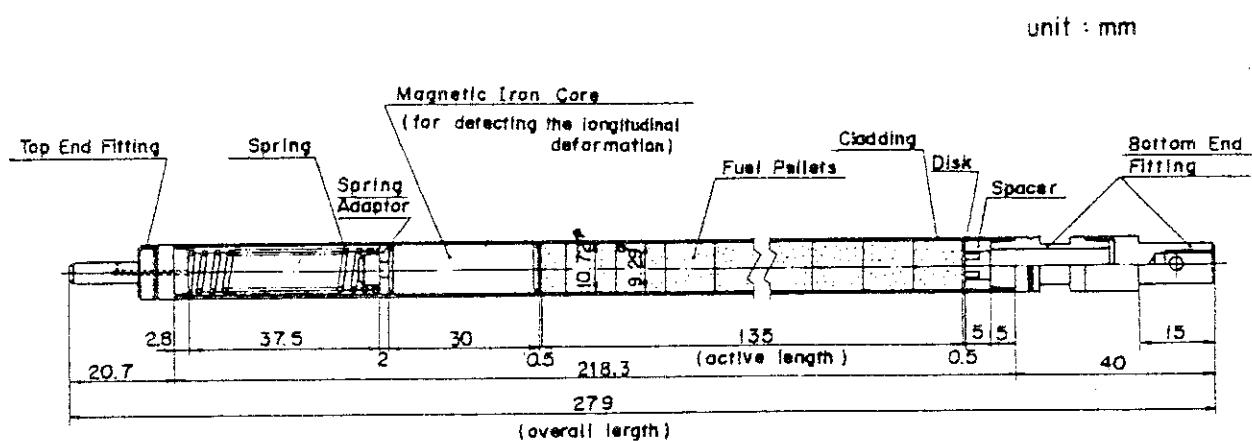


Fig. B-5 Standard Type Test Fuel

### 付録 C N S R R 実験概要一覧

Table C に今期までに行った実験の概要の一覧表を示す。これは、今後も実験毎に累積的に記録してゆくもので、N S R Rにおいて初回からどのような実験を行ってきたか把握しうるようにするためにとりまとめたものである。

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Loss of structural integrity
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	
103-1	441	267	2.16	Standard	10.0	S	
103-2	455	180	3.36	Standard	10.0	S	
103-3	467	219	2.72	Standard	10.0	S	
103-4	482	364	1.48	Standard	10.0	S	
103-5	532	239	2.26	Standard	10.0	S	
103-6	704	230	2.31	Standard	10.0	S	
103-7	727	205	2.61	Standard	10.0	S	
103-9	573	573	2.10	Standard	10.0	S	O
103-10	587	587	3.15	Standard	10.0	S	
103-11-1	624	179	3.20	Standard	10.0	S	
103-11-2	625	178	3.20	Standard	10.0	S	
103-11-3	626	175	3.20	Standard	10.0	S	
103-11-4	627	174	3.20	Standard	10.0	S	
103-11-5	628	173	3.20	Standard	10.0	S	
103-11-6	629	170	3.53	Standard	10.0	S	
103-12-1	650	229	2.19	Standard	10.0	S	
103-12-2	651	232	2.19	Standard	10.0	S	
103-12-3	652	232	2.19	Standard	10.0	S	
103-12-4	653	232	2.31	Standard	10.0	S	
103-12-5	654	260	2.19	Standard	10.0	S	
103-12-6	655	230	2.03	Standard	10.0	S	O
103-14	520	175	2.33	Standard	5.0	S	
103-15	759	215	1.73	Standard	5.0	S	
103-16	784	234	1.54	Standard	5.0	S	O
103-20	679	178	4.04	Standard	20.0	S	
103-21	736	206	3.33	Standard	20.0	S	O
103-22	748	192	3.78	Standard	20.0	S	
103-23	956	204	2.72	Standard	10.0	S	
103-24	955	198	2.83	Standard	10.0	S	
104-1	831	112	6.13	Short-sized	10.0	S	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
104-2	848	376	1.34	Short-sized	10.0	S		O
104-3	861	380	1.34	Short-sized	10.0	S		O
104-4	893	299	1.69	Short-sized	10.0	S		O
104-5	951	420	1.24	Special	10.0	S		O
104-6	1005	200	2.63	Special	10.0	S		O
104-7	1035	170	3.18	Standard	10.0	S		O
105-1*	1191	306	2.08	Standard	10.0	S		O
111-1	123	44	9.14	JP-II	2.6	S		
111-2	126	112	2.29	JP-II	2.6	S		
111-3	127	181	3.29	Standard	10.0	S		
111-4	135	244	2.41	Standard	10.0	S		
111-5	136	270	1.91	Standard	10.0	S		O
111-6	140	333	1.61	Standard	10.0	S		O
111-7	175	376	1.43	Standard	10.0	S		O
111-8	268	433	1.32	Standard	10.0	S		O
111-9	236	158	1.59	JP-II	2.6	S		
111-10	237	204	1.23	JP-II	2.6	S		
111-12	299	179	2.23	Standard	10.0	S		
111-12B	1027	165	3.59	Standard	10.0	S		
111-13	340	140	4.48	Standard	10.0	S		
111-14	362	161	3.82	Standard	10.0	S		
111-16	351	221	2.77	Standard	10.0	S		
111-17	363	229	2.57	Standard	10.0	S		
111-18	547	485	1.39	Standard	20.0	S		O
111-19	553	526	1.28	Standard	20.0	S		O
111-20	671	402	1.28	Standard	10.0	S		O
111-20B	681	388	1.28	Standard	10.0	S		O
111-21	675	441	1.15	Standard	10.0	S		
111-22	708	170	2.31	Standard	10.0	S		
111-23	880	393	1.34	Short-sized	10.0	S		O

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
111-24	965	486	1.39	Standard	10.0	S		O	
111-25	1001	475	1.40	Standard	10.0	S		O	
111-26	1020	528	1.35	Standard	10.0	S		O	
111-27	1057	529	1.37	Standard	20.0	S		O	
111-28	1080	474	1.40	Standard	20.0	S		O	
111-29	1090	432	1.26	Standard	10.0	S		O	
111-30	1108	508	1.30	Standard	20.0	S		O	
111-31	1117	508	1.30	Standard	20.0	S		O	
111-32*	1158	436	1.19	Standard	10.0	S		O	
111-33*	1163	432	1.26	Standard	10.0	S		O	
111-34*	1165	430	1.26	Standard	10.0	S		O	
111-35*	1179	428	1.26	Standard	10.0	S		O	
111-36*	1189	414	1.38	Standard	20.0	B		O	
111-37*	1188	432	1.26	Standard	10.0	S		O	
111-38*	1192	424	1.26	Standard	10.0	S			
111-39*	1195	432	1.34	Standard	10.0	S			
111-41*	1196	152.2	3.20	Standard	10.0	B		O	
1113-1	303	245	2.22	Standard	10.0	S		O	
1113-2	304	264	2.06	Standard	10.0	S		O	
1113-3	305	481(*1)	1.41	Standard	10.0	S			
1115-1	439	214	2.81	Standard	10.0	S			
1115-2	440	210	2.77	Standard	10.0	S			
1115-3	450	240	2.42	Standard	10.0	S		O	
1115-4	503	262	2.05	Standard	10.0	S		O	
1115-5	514	239	2.42	Standard	10.0	S			
1115-6	527	342	1.56	Standard	10.0	S		O	
1115-7	521	221	2.66	Standard	10.0	S			
1115-8	614	197	2.89	Standard	10.0	S		O	
1115-9	631	157	3.62	Standard	10.0	S			
1115-10	594	153	3.82	Standard	10.0	S		O	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
115-11	669	214	2.44	Standard	10.0	S			
115-12	678	248	2.03	Standard	10.0	S			
115-22	889	342	1.56	Standard	10.0	S		O	
115-23	894	331	1.56	Standard	10.0	S		O	
115-24	900	249	2.13	Standard	10.0	S			
115-25	903	343	1.56	Standard	10.0	S		O	
115-26	939	366	1.43	Standard	10.0	S		O	
115-27	924	366	1.43	Standard	10.0	S		O	
115-27B*	1162	369	1.43	Standard	10.0	S		O	
115-28	940	293	1.72	Standard	10.0	S		O	
115-29	942	338	1.56	Standard	10.0	S		O	
115-31	982	342	1.56	Standard	10.0	S	O		
115-31B	1068	327	1.63	Standard	10.0	S		O	
115-32	1041	190	2.91	Pressurized	10.0	S	O		
115-33	1075	175	2.85	Pressurized	10.0	S	O		
115-34	1085	168	3.30	Pressurized	10.0	S			
115-35	1109	190	2.91	Pressurized	10.0	S	O		
115-36*	1157	192	2.77	Standard	10.0	B	O		
200-1-1	182	39	28.63	Standard	10.0	S			
200-1-2	183	241	2.36	Standard	10.0	S			
200-2-1	179	116	5.96	Standard	10.0	S			
200-2-2	180	271	2.04	Standard	10.0	S	O		
200-3	148	176	3.33	Standard	10.0	S			
200-4	181	233	2.36	Standard	10.0	S			
200-4B	1028	232	2.33	Standard	10.0	S			
200-4C*	1176	227	2.42	Standard	10.0	S			
200-5	189	264	2.09	Standard	10.0	S	O		
200-5B	246	267	2.03	Standard	10.0	S	O		
200-5C	1029	258	2.15	Standard	10.0	S		O	
200-5D	1115	261	2.06	Standard	10.0	S			

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel 1			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
200-6	187	271	2.00	Standard	10.0	S	O	
200-6B	247	276	1.95	Standard	10.0	S	O	
200-6C	1030	261	2.06	Standard	10.0	S	O	
200-7	191	295	1.83	Standard	10.0	S	O	
200-8	1047	197	2.73	Standard	10.0	S		
201-1	243	244+39	2.25	Standard	10.0	S		
201-2	390	140	4.96	Standard	10.0	S		
201-3	438	171	4.96	Standard	10.0	S		
202-1	298	250	2.19	Standard	10.0	S		
202-2	300	254	2.21	Standard	10.0	S		
202-3	341	252	2.30	Standard	10.0	S	O	
202-4	353	252	2.32	Standard	10.0	S	O	
202-4B	397	254	2.42	Standard	10.0	S		
203-1	316	325	1.72	Standard	10.0	S	O	
203-2	318	336	1.67	Standard	10.0	S	O	
203-3	320	367	1.56	Standard	10.0	S	O	
203-4	341	380	1.50	Standard	10.0	S	O	
203-5	367	241	1.62	Standard	10.0	S		
205-1-1	533	36	20.62	Standard	10.0	S		
205-1-2	534	36	20.62	Standard	10.0	S		
205-1-3	535	70	10.98	Standard	10.0	S		
205-1-4	536	148	4.00	Standard	10.0	S		
205-1-5	537	209	2.77	Standard	10.0	S		
205-1-6	538	231	2.52	Standard	10.0	S	O	
205-2-1	558	151	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-2	559	154	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-3	560	155	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-4	561	234	2.31	Standard	10.0	S		
205-5-1	601	147	4.00	Standard	10.0	S		
205-5-2	602	177	3.25	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
205-5-3	603	208	2.77	Standard	10.0	S		
205-5-4	604	228	2.44	Standard	10.0	S		
205-5-5	605	242	2.19	Standard	10.0	S		
206-1-1	566	36	20.62	Standard	10.0	S		
206-1-2	567	34	20.62	Standard	10.0	S		
206-1-3	568	66	10.98	Standard	10.0	S		
206-1-4	569	157	4.00	Standard	10.0	S		
206-1-5	570	216	3.82	Standard	10.0	S		
206-1-6	571	247	3.82	Standard	10.0	S		
206-2-1	597	157	4.00	Standard	10.0	S		
206-2-2	598	160	4.00	Standard	10.0	S		
206-2-3	599	160	4.00	Standard	10.0	S		
206-2-4	600	238	2.31	Standard	10.0	S		
206-3	677	322	1.67	Standard	10.0	S		O
206-4-1	685	149	4.0	Special	10.0	S		
206-4-2	686	240	2.31	Special	10.0	S		
206-4-3	687	286	1.78	Special	10.0	S		
206-5-1	635	146	4.00	Standard	10.0	S		
206-5-2	636	178	3.25	Standard	10.0	S		
206-5-3	637	219	2.77	Standard	10.0	S		
206-5-4	638	235	2.44	Standard	10.0	S		
206-5-5	639	259	2.08	Standard	10.0	S		
206-6-1	699	-	4.0	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	S		
206-6-2	700	-	2.31	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	S		
206-6-3	701	-	1.67	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	S		
206-7-1	711	148	4.00	Standard	10.0	S		
206-7-2	712	233	2.31	Standard	10.0	S		
206-8-1	732	71	10.98	Standard	10.0	S		
206-8-2	733	178	3.25	Standard	10.0	S		
206-8-3	734	230	2.44	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
206-9-1	760	150	4.0	Standard	10.0	S		
206-9-2	761	150	4.0	Standard	10.0	S		
206-9-3	762	150	4.0	Standard	10.0	S		
206-9-4	763	241	2.31	Standard	10.0	S		
206-10-1	768	240	2.31	Standard	10.0	S	O	
206-10-2	769	150	4.0	Standard	10.0	S	O	
206-10-3	770	284	1.91	Standard	10.0	S	O	
206-11-1	779	147	4.0	Special	10.0	S		
206-11-2	780	150	4.0	Special	10.0	S		
206-11-3	781	239	2.31	Special	10.0	S		
206-11-4	782	287	1.78	Special	10.0	S		
206-12-1	798	146	4.0	Standard	5.0	10.0	S	
206-12-2	799	146	4.0	Standard	5.0	10.0	S	
206-12-3	800	150	4.0	Standard	5.0	10.0	S	
206-12-4	801	238	2.3	Standard	5.0	10.0	S	
206-13-1	853	37	20.62	Standard	10.0	S		
206-13-2	854	74	9.07	Standard	10.0	S		
206-13-3	855	111	6.04	Standard	10.0	S		
206-13-4	856	158	3.78	Standard	10.0	S		
206-13-5	857	241	2.25	Standard	10.0	S		
206-31	914	204	2.61	Standard	10.0	S		
206-32	941	257	2.08	Standard	10.0	S	O	
206-33	947	149	3.65	Standard	10.0	S		
206-34	960	104	6.13	Standard	10.0	S		
206-35*	1156	200	2.83	Wide-Gap	10.0	S		
206-36*	1161	255	2.08	Wide-Gap	10.0	S		
206-37*	1186	201	2.83	Narrow-Gap	10.0	S		
206-38*	1187	254	2.08	Narrow-Gap	10.0	S	O	
207-1	0	-	Standard	5.0	10.0	S		
207-2	507	263	2.02	Standard	5.0	10.0	S	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test results			
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure
207-3	523	282	1.87	Standard	5.0, 10.0	S	O
207-4	574	274	1.87	Standard	10.0	S	O
207-5	592	210	2.77	Standard	10.0	S	
207-11	1048	162	3.59	Standard	10.0, 0.71	S	
207-12	1067	258	2.15	Standard	10.0, 0.71	S	
207-13	1081	233	2.33	Standard	10.0, 0.71	S	
209-1-1	238	155	3.38	Standard	10.0	S	O
209-1-2	239	157	3.38	Standard	10.0	S	
209-1-3	240	157	3.38	Standard	10.0	S	
209-1-4	241	158	3.38	Standard	10.0	S	
209-1-5	242	160	3.38	Standard	10.0	S	
209-2-1	407	183	3.41	Standard	10.0	S	
209-2-2	408	178	3.41	Standard	10.0	S	
209-2-3	465	180	3.41	Standard	10.0	S	
209-2-4	524	176	3.28	Standard	10.0	S	
209-2-5	668	180	3.20	Standard	10.0	S	
209-2-6	738	180	3.26	Standard	10.0	S	
209-2-7	911	173	3.41	Standard	10.0	S	
212-1	529	107(*3)	5.79	SUS	10.0	S	
212-2	548	207	2.47	SUS	10.0	S	
212-3	577	269	1.73	SUS	10.0	S	O
212-4	585	388	1.22	SUS	10.0	S	O
212-5	557	240	1.98	SUS	10.0	S	O
212-6	621	236	2.08	SUS	10.0	S	
212-7	705	157	3.33	SUS	10.0	S	
212-8	750	457	1.13	SUS	10.0	S	O
212-9	1038	320	1.48	SUS	10.0	S	O
212-10	1083	300	1.62	SUS	10.0	S	O
212-51	829	90	27.01	SUS	10.0	S	
212-52	882	254	4.43	SUS	10.0	S	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
212-53	906	277	3.93	SUS	10.0	S		
212-54	948	293	3.08	SUS	10.0	S		
212-55	967	373	2.13	SUS	10.0	S	O	
212-56	1002	341	2.68	SUS	10.0	S	O	
212-57	1082	290	3.08	SUS	10.0	S		
212-58	1104	317	2.77	SUS	10.0	S	O	
212-59	1112	317	2.77	SUS	10.0	S		
214-1	859	240	2.31	Oxidized	10.0	S	O	
214-2	862	259	2.31	Oxidized	10.0	S	O	
214-2B	891	239	2.31	Oxidized	10.0	S	O	
214-3	899	235	2.31	Oxidized	10.0	S	O	
214-4	905	188	2.91	Oxidized	10.0	S		
214-5	1087	240	1.87	Oxidized	10.0	S		
216-1	646	200	2.68	Thin-Wall	10.0	S		
216-2	582	255	2.00	Thin-Wall	10.0	S	O	
216-3	593	231	2.35	Thin-Wall	10.0	S	O	
216-4	630	220	2.35	Thin-Wall	10.0	S	O	
216-5	752	449	1.21	Thin-Wall	10.0	S		
217-1	612	185	2.73	Cold-worked	10.0	S	O	
217-2	730	260	2.10	Cold-worked	10.0	S	O	
217-3	778	243	2.27	Cold-worked	10.0	S		
218-1	682	262	2.02	Full-annealed	10.0	S	O	
218-2	728	240	2.30	Full-annealed	10.0	S		
218-3	755	237	2.27	Full-annealed	10.0	S		
219-1	834	234	2.43	Autoclaved	10.0	S		
219-2	860	264	2.03	Autoclaved	10.0	S		
219-3	881	271	1.98	Autoclaved	10.0	S	O	
220-1	293	53	13.44	Standard	5.0	S		
220-2	294	110	3.96	Standard	5.0	S		
220-3	295	49	62.46	Standard	20.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
220-4	296	113	8.35	Standard	20.0	S		
220-5	322	66	15.98	Standard	10.0	S		
221-1	349	239	1.58	Standard	5.0	S		
221-2	372	245	1.48	Standard	5.0	S		
221-3	384	242	1.44	Standard	5.0	S		
221-4	350	274	2.50	Standard	20.0	S	O	
221-5	373	189	3.89	Standard	20.0	S	O	
221-6	391	232	3.25	Standard	20.0	S	O	
222-1	396	264	1.39	Standard	5.0	S	O	
222-2	409	286	1.33	Standard	5.0	S	O	
222-3	418	276	1.36	Standard	5.0	S		
222-4	399	248	2.91	Standard	20.0	S	O	
222-5	410	245	3.06	Standard	20.0	S	O	
222-6	431	253	2.77	Standard	20.0	S	O	
226-1	589	208	2.77	Flat	10.0	S		
226-2	613	226	2.26	Flat	10.0	S		
226-5	583	207	2.77	Dished	10.0	S		
226-6	620	238	2.19	Dished	10.0	S	O	
226-7	690	238	2.28	Dished	10.0	S		
231-1	324	240	2.27	Pressurized	10.0	S	O	
231-2	315	249	2.27	Pressurized	10.0	S	O	
231-3	325	184	3.13	Pressurized	10.0	S	O	
231-4	339	136	4.38	Pressurized	10.0	S	O	
231-5	437	240	2.42	Pressurized	10.0	S	O	
231-6	477	227	2.37	Pressurized	10.0	S		
231-7	464	278	1.94	Pressurized	10.0	S		
231-8	443	235	2.26	Pressurized	10.0	S		
231-9	461	246	2.13	Pressurized	10.0	S		
231-10	480	250	2.03	Pressurized	10.0	S		
231-11	634	219	2.44	Pressurized	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
231-12	415	243	2.19	Pressurized	10.0	S		
231-13	448	262	2.04	Pressurized	10.0	S	O	
231-14	579	238	2.19	Pressurized	10.0	S		
231-15	526	259	2.00	Pressurized	10.0	S	O	
231-16	419	162	3.59	Pressurized	10.0	S	O	
231-17	449	150	3.89	Pressurized	10.0	S		
231-18	479	237	2.31	Pressurized	10.0	S	O	
231-19	508	177	3.28	Pressurized	10.0	S		
231-20	517	200	2.77	Pressurized	10.0	S	O	
231-21	623	270	1.98	Pressurized	10.0	S	O	
231-22	456	279	1.89	Pressurized	10.0	S	O	
231-23	471	353	1.43	Pressurized	10.0	S	O	
231-24	515	195	2.81	Pressurized	10.0	S		
231-25	518	209	2.70	Pressurized	10.0	S	O	
231-26	522	260	1.98	Pressurized	10.0	S	O	
231-27	649	193	3.01	Pressurized	10.0	S		
231-28	695	195	2.87	Pressurized	10.0	S		
231-29	698	195	2.77	Pressurized	10.0	S		
231-30	710	204	2.66	Pressurized	10.0	S		
231-31	936	195	2.97	Pressurized	10.0	S		
231-32	953	190	2.97	Pressurized	10.0	S		
231-33	980	205	2.63	Pressurized	10.0	S		
231-34	1006	227	2.37	Pressurized	10.0	S	O	
231-35	743	221	2.57	Pressurized	10.0	S		
231-36	765	232	2.43	Pressurized	10.0	S		
231-37	786	263	2.10	Pressurized	10.0	S	O	
231-38	939	197	2.97	Pressurized	10.0	S	O	
231-39	985	441	1.21	Pressurized	10.0	S	O	
231-44	1034	200	2.83	Pressurized	10.0	S	O	
231-45	1074	160	3.72	Pressurized	10.0	S	O	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
231-46	1049	200	2.83	Pressurized	10.0	S		
231-47	1078	216	2.57	Pressurized	10.0	S	O	
231-48	1093	200	2.83	Pressurized	10.0	S		
231-49	1096	225	1.66	Pressurized	10.0	S		O
231-71	657	195	2.77	Pressurized	10.0	S		
231-72	676	203	2.81	Pressurized	10.0	S	O	
231-81	672	219	2.19	Pressurized	10.0	S	O	
231-82	691	238	2.19	Pressurized	10.0	S	O	
232-1	155	181	3.46	Wide-Gap	10.0	S		
232-2	186	236	2.50	Wide-Gap	10.0	S		
232-3	188	261	2.22	Wide-Gap	10.0	S		
232-4	184	274	2.00	Wide-Gap	10.0	S	O	
232-5	194	326	1.68	Wide-Gap	10.0	S		
232-6	195	294	1.83	Wide-Gap	10.0	S	O	
232-7	329	218	2.60	Wide-Gap	10.0	S		
232-8	364	198	2.93	Wide-Gap	10.0	S		
232-11	741	140	4.48	Narrow-Gap	10.0	S		
232-12	581	112	5.96	Narrow-Gap	10.0	S		
232-14	619	237	2.13	Narrow-Gap	10.0	S		
232-15	572	257	2.03	Narrow-Gap	10.0	S	O	
232-16	551	219(*4)	2.13	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-1	607	171	3.41	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-2	683	180	4.16	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-3	696	171	3.20	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-4	895	170	3.41	Narrow-Gap	10.0	S		
232-21	746	171	3.41	Integral-Gap	10.0	S		
232-22	766	135	4.48	Integral-Gap	10.0	S		
233-1	327	180	3.41	Standard	10.0	S		
233-2	328	271	2.08	Standard	10.0	S	O	
233-3	378	180	3.41	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
233-4	352	247	2.31	Standard	10.0	S		O
233-5	379	251	2.31	Standard	10.0	S	O	
233-6	385	211	2.52	Standard	10.0	S		
233-7	404	237	2.31	Standard	10.0	S	O	
233-8	412	239	2.33	Standard	10.0	S	O	
233-9	446	234	2.40	Standard	10.0	S		O
233-10	356	371	1.45	Standard	10.0	S		O
233-11	357	421	1.35	Standard	10.0	S		O
233-11A	366	391	1.34	Standard	10.0	S		O
233-12	460	266	2.03	Standard	10.0	S		O
233-13	473	410	1.44	Standard	10.0	S		O
233-14	504	237	2.40	Standard	10.0	S		O
233-15	516	184	3.15	Standard	10.0	S		
233-16	530	243	2.19	Standard	10.0	S		O
233-17	552	254	2.01	Standard	10.0	S	O	
233-18	575	487	1.40	Standard	10.0	S		O
233-19	622	238	2.13	Standard	10.0	S		O
233-20	731	240	2.19	Standard	10.0	S		
233-30-1	706	185	2.97	Standard	10.0	S		
233-30-2	707	185	2.97	Standard	10.0	S		
234-1	(*2)	0.1	-	Standard	10.0	S		
234-2	(*2)	0.1	-	Standard	10.0	S		
234-3	511	288	1.87	Standard	10.0	S		O
234-4	525	280	1.87	Standard	10.0	S	O	
234-5	658	272	1.89	Standard	10.0	S		O
234-6	745	269	1.93	Standard	10.0	S		
235-1	586	167	3.56	Standard	10.0	S		
235-2	591	274	1.83	Standard	10.0	S		O
235-3	645	273	1.85	Standard	10.0	S		
235-4	680	165	3.62	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
235-5	694	270	1.85	Standard	10.0	S		
235-6	729	275	1.99	Standard	10.0	S	O	O
235-7	744	258	2.06	Standard	10.0	S		
235-8	772	260	1.92	Standard	10.0	S		
235-9	832	153	3.36	Standard	10.0	S		
235-10	852	232	2.44	Standard	10.0	S	O	
235-11	890	175	3.36	Standard	10.0	S		
235-12	902	227	2.44	Standard	10.0	S	O	O
235-13	954	239	2.05	Standard	10.0	S		
235-14	1032	220	2.35	Standard(Xe-gas)	10.0	S		
235-15	1070	170	3.41	Standard(Xe-gas)	10.0	S		
235-16	1069	150	4.29	Standard(Xe-gas)	10.0	S		
235-17	1110	175	3.18	Standard(Xe-gas)	10.0	S		
235-18*	1160	145	4.00	Standard	10.0	S		
235-21*	1193	194	3.06	Standard	10.0	S		
235-22*	1194	195	3.06	Standard	10.0	S		
240-1	742	190	2.97	Standard	10.0	S		
240-2	749	270	2.00	Standard	10.0	S		
240-3	753	180	2.97	Standard	10.0	S		
240-4	758	260	2.06	Standard	10.0	S		
240-5	774	194	2.97	Standard	10.0	S		
240-6	789	230	2.31	Standard	10.0	S		
240-7	826	290	1.77	Standard	10.0	S		
240-8	907	310	1.69	Standard	10.0	S		
240-9	937	290	1.77	Standard	10.0	S	O	O
240-10	943	290	1.75	Standard	10.0	S		
240-11	981	290	1.77	Standard	10.0	S	O	
240-12	1077	275	1.94	Standard	10.0	S		
240-14-1	1097	242	2.23	Standard	10.0	S	O	O
240-14-2	1098	276	1.94	Standard	10.0	S	O	
240-15	1116	262	2.05	Standard(Xe-gas)	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
240-20	1084	400	1.33	Standard	10.0	S		O	
241-1	839	183	3.20	Standard	10.0	S			
241-2	862	180	2.91	Standard	10.0	S			
241-3	1003	198	3.15	Standard	10.0	S			
241-4	1050	252	2.13	Standard	10.0	S	O		
241-4B	1113	252	2.12	Standard	10.0	S			
241-5	1058	252	2.13	Standard	10.0	S			
241-5B*	1159	255	2.13	Standard	10.0	S			
245-2*	1167	228	2.49	Standard	10.0	S			
245-3*	1177	182	3.15	Standard	10.0	S			
311-1	197	44(55)(*)5	5.37	JP-11	2.6	B(5)			
312-1	348	177(188)(*)5	1.72	Standard	10,20	B(5)			
312-2	419	188(220)(*)5	1.71	Standard	10,20	B(5)			
312-3	451	225(240)(*)5	1.46	Standard	10,20	B(5)	O		
312-4	576	228	1.46	Standard	10,20	B(5)	O		
312-10-1	633	50	5.96	Standard	5,10	B(5)			
312-10-2	740	210(170)(*)5	1.52	Standard	5,10	B(5)			
312-11	797	250(215)(*)5	1.24	Standard	5,10	B(5)			
312-20	647	180(90)(*)5	2.03	Standard	5,20	B(5)			
312-21	756	225(145)(*)5	1.69	Standard	5,20	B			
312-40	1007	223(中心)-238(周)	1.45	Standard	10,20	B	O		
312-41	1092	225(中心)-240(周)	1.45	Standard	10,20	B			
313-1-1	584	-	12.63	Standard	20.0	B(4)			
320-1	648	237	2.31	Standard	10.0	S	O		
320-2-1	692	126	4.63	Standard	10.0	S			
320-2-2	693	237	2.19	Standard	10.0	S			
320-3	726	260	1.93	Standard	10.0	S	O		
320-4	735	235	2.46	Standard	10.0	S			
320-5	737	270	1.87	Standard	10.0	S	O		
320-6	747	304	1.70	Standard	10.0	S	O		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g.UO <sub>2</sub> )	Period (nsec)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single / bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
320-7	754	266	1.93	Standard	10.0	S	O		
320-8	836	236	2.33	Standard	10.0	S	O		
320-9	912	253	2.03	Standard	10.0	S	O		
320-10	928	261	2.03	Standard	10.0	S	O		
320-11	959	237	2.33	Standard	10.0	S	O		
320-12	966	250	1.81	Standard	10.0	B(4)	O(2)		
320-13	1039	265	2.03	Standard	10.0	S	O		
330-1	785	154	3.82	Standard	10.0	S	O		
330-2	916	151	3.82	Standard	10.0	S	O		
330-3	920	256	1.98	Standard	10.0	S	O		
330-4	962	254	1.98	Standard	10.0	S	O		
330-11	1021	206 (C)	1.57	Standard	20.0 (C)	B	O		
330-12	1089	243 (中心)-260 (周)	1.34	Standard	20,10	B	O		
400-1	485	155	6.32	Only pellet	10.0	S	O		
400-2	459	155	6.42	Only pellet	10.0	S	O		
400-3	674	157	3.78	Only pellet	10.0	S	O		
400-4	751	152	3.82	Only pellet	10.0	S	O		
400-5	783	150	3.82	Only pellet	5,10,20	-	O		
400-6	828	153	3.82	Only pellet	10.0	S	O		
400-7	1072	150	3.82	Pellet and Rod	10.0	S	O		
400-8	1094	150	3.82	Special	10.0	S	O		
401-1	159	53	5.24	JP-II	2.6	S	O		
401-2	160	106	2.32	JP-II	2.6	S	O		
401-3	171	154(115)	1.56	JP-II	2.6	S	O		
401-3B	251	150(142)	1.53	JP-II	2.6	S	O		
401-4	313	166(136)	3.62	Standard	10.0	S	O		
401-4B	317	168(125)	3.78	Standard	10.0	S	O		
401-4C	394	155(129)	3.78	Standard	10.0	S	O		
401-5	319	131	4.90	Standard	10.0	S	O		
401-6	342	246(103)	2.28	Standard	10.0	S	O		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Fuel type	Test fuel		Test results	
					Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
401-7	549	291	1.85	Standard	10.0	S		O
402-1	168	47	5.58	JP-II	2.6	S		
402-2	169	104	2.27	JP-II	2.6	S		
402-3	174	154	1.56	JP-II	2.6	S		
402-4	343	165(109)	3.72	Standard	10.0	S		O
402-4B	615	160(105)	3.82	Standard	10.0	S		O
402-5	355	219(81)	2.32	Standard	10.0	S		O
402-5B	659	238(85)	2.19	Standard	10.0	S		O
402-6	414	131(90)	5.41	Standard	10.0	S		O
402-7	472	118	5.21	Standard	10.0	S		O
402-8	644	159(118)	3.62	Standard	10.0	S		O
402-9	667	157(96)	3.62	Standard	10.0	S		O
402-10	670	156	3.78	Standard	10.0	S		
402-11	688	153(132)	3.78	Standard	10.0	S	O	O
402-12	697	158(103)	3.62	Standard	10.0	S		O
402-13	709	157(131)	3.78	Standard	10.0	S		O
402-23	757	152	3.78	Standard	10.0	S		
402-24	764	152	3.78	Standard	10.0	S		
402-25	777	152	3.62	Standard	10.0	S		
402-26	788	151	3.78	Standard	10.0	S		
402-27	833	155	3.62	Standard	10.0	S		
402-28	851	151	3.62	Standard	10.0	S		
402-29	864	213	2.55	Standard	10.0	S		O
402-30	858	199	2.52	Standard	10.0	S		O
402-31	896	155	3.96	Standard	10.0	S		O
402-32	901	217	2.60	Standard	10.0	S		O
402-33	913	190	3.08	Standard	10.0	S		O
402-34	925	210	2.77	Standard	10.0	S		O
402-35	964	200	2.77	Standard	10.0(2.6)	B(2)		
402-36	886	155	3.72	Standard	10.0	S	O	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
402-37	892	157	4.04	Standard	10.0	S	O		
402-38	1037	157	3.82	Water logged	10.0	S	O		
402-39	1073	200	2.77	Water logged	10.0	S	O		
402-40	1076	200	2.70	Water logged	10.0	S	O		
402-41	1091	200	2.77	Water logged	10.0	S	O		
403-1	365	161(128)	3.93	Standard	10.0	S	O		
403-2	381	247(111)	2.42	Standard	10.0	S	O		
403-3	383	153(116)	1.44	Standard	10.0	S	O		
404-1	400	129	3.65	Standard	10.0	S	O		
404-2	405	243(138)	2.39	Standard	10.0	S	O		
404-2B	481	236(134)	2.28	Standard	10.0	S	O		
411-3	265	152(123)	1.53	JP-II	2.6	S	O		
412-1	393	155	3.78	Standard	10.0	S	O		
413-1	454	154(108)	3.89	Standard	10.0	S	O		
413-2	466	158( 99)	3.62	Standard	10.0	S	O		
413-10	927	213	2.60	Standard	10.0	S	O		
413-11	952	200	2.77	Special	10.0(2.6)	B(2)	O		
413-12	984	200	2.77	Special	10.0(2.6)	B(2)	O		
413-13	1040	200	2.77	Water logged	10.0	2.6	O		
421-3	264	152	1.53	JP-II	2.6	S	O		
431-1	470	155(115)	3.78	Standard	10.0	S	O		
432-1	402	160( 92)	3.93	Standard	10.0	S	O		
432-1B	457	165	3.82	Standard	10.0	S	O		
432-2	442	233(143)	2.44	Standard	10.0	S	O		
433-1	406	155	4.00	Standard	10.0	S	O		
433-2	445	237(172)	2.42	Standard	10.0	S	O		
441-1	484	161( 98)	3.62	Standard	10.0	S	O		
452-1	417	154(107)	4.00	Standard	10.0	S	O		
462-1	550	103(*4)	3.82	Narrow-Cap	10.0	S	O		
465-3-1	519	84	8.35	Standard	10.0	S	O		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
465-3-2	528	164	3.82	Standard	10.0	S		O
472-1	505	139	2.68	Standard	5.0	S		O
480-1	979	200	2.77	Special	10.0	S		O
480-2	1000	180	3.08	Special	10.0	S		O
480-3	1019	250	2.13	Water logged	10.0, 2.6	S	O	O
480-4	1031	300	1.79	Water logged	10.0	S	O	O
480-5	1086	200	2.77	Water logged	10.0	S		
480-6	1095	200	2.70	Water logged	10.0	S	O	
480-7	1102	200	2.77	Water logged	10.0	S	O	
481-1	1111	180	3.08	Water logged	10.0	S	O	
482-1	689	180(65)	3.01	SUS	10.0	S		O
482-2	606	165	3.82	Thin-Wall	10.0	S		O
482-3	578	167	3.82	Cold-worked	10.0	S		O
490-1-1	837	166	3.20	Standard	10.0	S		
490-1-2	838	237	2.01	Standard	10.0	S	O	
490-2	926	189	3.08	Standard	10.0	S		
490-3	983	200	3.08	Standard	10.0	S		
490-4	1004	200	3.08	Standard	10.0	S		
501-1	767	205	2.50	GE	10.0	S		
501-2	802	169	3.25	GE	10.0	S		
501-3	806	257	1.90	GE	10.0	S		
501-4	816	284	1.80	GE	10.0	S	O	
501-7	807	305	1.63	GE	10.0	S		O
501-8	821	393	1.28	GE	10.0	S		O
501-9	849	394	1.28	GE	10.0	S		O
501-10	884	277	1.77	GE	10.0	S		
502-1	804	208	2.63	GE	10.0	S		
502-2	817	171	3.25	GE	10.0	S		
502-3	819	313	1.61	GE	10.0	S		O
502-4	808	304	1.63	GE	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
502-4B	909	308	1.63	GE	10.0	S		O
502-5	822	386	1.28	GE	10.0	S		O
502-6	885	287	1.80	GE	10.0	S		O
503-1	805	201	2.63	GE	10.0	S		
503-2	818	169	3.08	GE	10.0	S		
503-3	823	283	1.80	GE	10.0	S	O	
503-3B	910	280	1.80	GE	10.0	S	O	
503-4	809	304	1.63	GE	10.0	S		O
503-5	824	392	1.28	GE	10.0	S		O
600-1	773	232	2.42	Cold-worked	10.0	S		O
600-2	796	518	1.28	Standard	20.0	S		O
600-3	1024	270	1.48	Standard	10.0	S	O	
600-4	1059	300	1.25	Short-Sized	10.0	S		O
600-5	1099	220	1.48	Short-Sized	20.0	S		O
600-6*	1153	~330	1.25	Short-Sized	5.0,20.0	S		O
600-7*	1175	200	1.25	Short-Sized	10.0	S		O
600-8*	1197	250	1.25	Standard	10.0	S		
700-1	(*)2	-	-	-	-	S		
700-2	825	140	3.85	Standard	20.0	S		
700-3	883	341	1.72	Standard	20.0	S		O
700-4	983	253	2.19	Standard	20.0	S		
700-5	1021	190	2.43	Standard	10.0	S		
700-6	1042	280	2.03	Standard	20.0	S	O	O
700-7*	1168	320	1.77	Standard	20.0	S		O
700-8*	1178	198	2.93	Standard	20.0	S		O
701-1*	1166	113	3.08	Mixed Oxide	(*)8	S		
701-2*	1190	183	1.82	Mixed Oxide	(*)8	S		
710-1	850	344	1.41	Short-sized	20.0	S		
710-2	915		1.34	Short-sized	20.0	S		
710-3	961	380	1.34	Special	20.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Fuel failure	Loss of structural integrity
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle		
900-1	775	(*)6	4.16					
900-2	776	(*)6	4.63					
900-3-1	840	(*)6	62.46					
900-3-2	841	(*)6	14.86					
900-3-3	842	(*)6	10.98					
900-3-4	843	(*)6	9.28					
900-3-5	844	(*)6	3.47					
900-3-6	845	(*)6	1.98					
900-3-7	846	(*)6	1.95					
900-3-8	847	(*)6	1.69					
1111-1	(*)2	-	-	Full-annealed	10.0	S		
1111-2	835	101	4.48	Standard	10.0	S		
1111-3	888	177	2.09	Standard	10.0	S		
1111-4	949	205	1.95	Standard	10.0	S		
1111-5	908	160	2.14	Standard	10.0	S		
1111-6	958	230	1.95	Standard	10.0	S		
1111-7	987	271	1.66	Standard	10.0	S	O	
1111-8	1036	270	1.48	Standard	10.0	S	O	
1111-9-1	1051	196	2.31	Full-annealed	10.0	S		
1111-9-2	1052	196	2.31	Full-annealed	10.0	S		
1111-9-3	1053	195	2.31	Full-annealed	10.0	S		
1111-9-4	1054	194	2.31	Full-annealed	10.0	S		
1111-9-5	1055	192	2.31	Full-annealed	10.0	S		
1201*	1169	200	(*)7		10.0			
2111-1	923	139	5.21	Standard	10.0	S		
2111-2-1	944	174	3.68	Standard	10.0	S		
2111-2-2	945	174	3.68	Standard	10.0	S		
2111-2-3	946	174	3.68	Standard	10.0	S		
2111-3	957	257	2.47	Standard	10.0	S		
2111-4	986	257	2.47	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g.UO <sub>2</sub> )	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
2111-5	1056	280	2.12	Standard	10.0	S		
2111-6-1	1105	240	2.47	Standard	10.0	S		
2111-6-2	1106	240	2.47	Standard	10.0	S		
2111-6-3	1107	240	2.47	Standard	10.0	S		
HTR-1	787	101	10.43	HTR	4,8,12,20	S		
HTR-2	827	217 997	1.98	HTR	4,8,12,20	S	O	
HTR-3	1118	110	10.43	HTR	8.0	S		

(\*) 今期(56.7 ~ 56.12)照射したTest No.である。  
 (\*) 投入反応度から評価すると約400 cal/g.UO<sub>2</sub>である。

(\*) 出力較正実験

(\*) ADRのデータが得られず、発熱量はConsole Dataより評価した。

(\*) NVのピーカ付近で原子炉のスケーリングが発生した。

(\*) 標準燃料寸法、形状が異なるため計算により補正した値である。

(\*) SUS,アルミニカセルの特性試験である。

(\*) 8×8 BWR type, Zr-Lined,Cu-barrier の3本

(\*) PuO<sub>2</sub> / (PuO<sub>2</sub>+UO<sub>2</sub>) : 6.33 w/o, U : 天然ウラン

## 付録 D. NSRRパルス運転記録

Table D に今期行ったパルス運転の記録を示す。表中, NV はパルス出力を示し, NVT は積分出力を示す。なお、これらの値は制御盤の記録計およびメータに指示された値に基づいており、データ集録装置に記録された値とわずかに異なる(NVTで約±3%)。また、NSRR 実験においてデータ解析のために用いた積分出力はデータ集録装置の記録に基づいており、本運転記録とはわずかに相違する。

Table D Summary data of pulsing operation (1)

A	B	C (*1)	D (*2)	E (*3)		F		G (*4)		H (*4)	I
Pulse No.	Date	Capsule Yes	ΔK/β (\$)	Bank rod position		Transient rod		Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW.sec)	Test No.	
		No.		Initial	Pulse	TA	TB	TC			
1120	Jul. 14	O	1.2	230	471	310	UP	UP	441	16.4	
1121	14	O	1.8	230	505	650	DN	UP	1096	27.7	
1122	14	O	1.8	230	506	650	DN	UP	1096	27.7	
1123	14	O	3.3	230	598	750	DN	DN	7308	65.5	
1124	14	O	4.5	230	684	460	DN	DN	15725	98.3	
1125	14	O	2.80	230	562	280	DN	UP	4460	50.4	
1126	14	O	1.20	230	471	310	UP	UP	204	13.9	
1127	14	O	2.30	230	537	470	DN	UP	2722	40.3	
1128	15	O	1.4	230	348	280	UP	UP	349	17.6	定期自主 検査
1129	15	O	2.0	230	384	680	DN	UP	1411	31.1	
1130	15	O	3.1	230	490	290	DN	UP	5594	57.1	
1131	15	O	3.7	230	487	740	DN	DN	9106	72.2	
1132	15	O	4.5	230	532	525	DN	DN	12734	92.4	
1133	15	O	3.15	230	467	900	DN	DN	7190	65.5	
1134	21	O	3.06	230	456	100	DN	UP	6334	62.2	
1135	21	O	3.06	230	456	100	DN	UP	5964	60.5	
1136	21	O	2.0	230	384	680	DN	UP	1421	31.1	
1137	21	O	3.44	230	485	740	DN	DN	9072	72.2	

Table D Summary data of pulsing operation (2)

A	B	C(*1)	D(*2)	E(*3)		F		G(*4)	H(*4)	I		
				Capsule	$\Delta K/\beta$	Bank rod position	Transient rod					
Pulse No.	Date	Yes No	No.	Initial	Pulse	TA	TB	TC	DN	14566	94.1	
1138	Jul. 21	O	4.5	230	532	525	DN	DN	14566	94.1		
1139	22	O	3.06	231	457	100	DN	UP	6350	62.2		
1140	22	O	4.17	231	532	525	DN	DN	14616	94.1		
1141	23	O	3.06	231	457	100	DN	UP	6300	60.5	定期自主 検査	
1142	23	O	3.06	231	457	100	DN	UP	6216	60.5		
1143	23	O	3.06	231	457	100	DN	UP	6233	60.5		
1144	23	O	2.5	231	421	477	DN	UP	3478	46.2		
1145	23	O	3.5	231	491	722	DN	DN	9408	73.9		
1146	23	O	4.5	231	554	438	DN	DN	17086	102.5		
1147	23	O	2.0	231	389	657	DN	UP	1618	32.8		
1148	30	O	3.06	231	460	100	DN	UP	6384	60.5		
1149	30	O	2.0	231	391	657	DN	UP	1628	33.6	定期検査	
1150	30	O	4.5	231	555	440	DN	DN	16934	102.5		
1151	Aug. 20	O	3.06	232	461	100	DN	UP	6384	62.2	テレビ撮影	
1152	20	O	3.06	232	461	100	DN	UP	5930	60.5		
1153	28	O	4.32	231	754	445	DN	DN	16128	100.8	600-6	
1154	Sep. 7	O	2.0	231	391	658	DN	UP	1638	33.6	$\mu$ FCC, rc	
1155	7	O	4.0	231	523	573	DN	DN	12701	89.0	較正	

Table D Summary data of pulsing operation (3)

Pulse No.	Date	Capsule Yes	No.	C(*1)		D(*2)		E(*3)		F		G(*4)		H(*4)		I
				Capsule ΔK/β	(\$)	Initial	Pulse	Bank rod position	TA	TB	TC	Transient rod	Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW.sec)	Test No.	
1156	Sep. 9	O		2.47		232	543	386	DN	UP		3682	46.6		206-35	
1157	9	O		2.5		232	531	390	DN	UP		3674	46.6		115-36	
1158	10	O	4.	3		232	665	450	DN	DN		15750	98.3		111-32	
1159	10	O	2.95			232	564	900	DN	DN		5610	54.2		241-5b	
1160	17	O	2.04			232	514	565	DN	UP		1877	34.0		235-18	
1161	17	O	3.0			232	573	100	UP	DN		5846	60.5		206-36	
1162	18	O	3.9			232	639	566	DN	DN		11894	85.7		115-27b	
1163	18	O	4.3			232	668	450	DN	DN		15725	95.8		111-33	
1164	21	O	3.06			232	460	100	DN	UP		6384	62.2		見学	
1165	29	O	4.	3		232	673	450	DN	DN		15826	98.3		111-34	
1166	29	O	2.35			232	534	467	DN	UP		2948	41.6		701-1	
1167	30	O	2.67			232	558	275	DN	UP		4627	50.4		245-2	
1168	30	O	3.35			232	596	707	DN	DN		8266	69.3		700-7	
1169	Oct. 8	O	3.74			232	544	610	DN	DN		10458	75.6		1201	
1170	21	O	2.0			231	391	660	DN	UP		1638	33.6			
1171	21	O	2.0			231	391	660	DN	UP		1588	32.8			
1172	21	O	2.0			231	391	660	DN	UP		1537	32.8			
1173	21	O	4.0			231	527	570	DN	DN		12751	88.2			

Table D Summary data of pulsing operation (4)

Pulse No.	A	B	C (*1)	D (*2)	E (*3)		F		G (*4)		H (*4)		I	
					Capsule Yes	No.	$\Delta K/\beta$	Bank rod position Initial	Pulse	TA	TB	TC	Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW.sec)
1174	Oct. 21	O	4.0	231	527	570	DN	DN	12600	87.4				
1175	23	O	4.32	232	750	445	DN	DN	16002	98.3	600-7			
1176	Nov. 5	O	2.72	230	559	239	DN	UP	4725	52.9	200-4C			
1177	5	O	2.32	230	533	455	DN	UP	3024	41.6	245-3			
1178	6	O	2.42	231	532	440	DN	UP	3251	42.8	700-8			
1179	6	O	4.3	231	669	450	DN	DN	15876	95.8	111-35			
1180	10	O	2.0	231	389	658	DN	UP	1613	30.2				
1181	10	O	2.0	231	389	658	DN	UP	1865	34.4				
1182	10	O	3.5	231	485	725	DN	DN	9156	72.2				
1183	11	O	3.5	231	482	725	DN	DN	9156	72.2				
1184	11	O	2.0	231	384	658	DN	UP	1603	31.9				
1185	11	O	2.0	231	379	658	DN	UP	1411	28.6				
1186	12	O	2.47	232	545	386	DN	UP	3704	46.6	206-37			
1187	13	O	3.0	231	572	100	UP	DN	5846	58.0	206-38			
1188	13	O	4.3	231	672	450	DN	DN	15674	95.8	111-37			
1189	20	O	4.0	231	604	535	DN	DN	12978	90.7	111-36			
1190	27	O	3.28	231	594	728	DN	DN	7812	65.5	701-2			
1191	27	O	3.38	231	525	705	DN	DN	8399	70.4	105-1			

Table D Summary data of pulsing operation (5)

A	B	C(*1)	D(*2)	E(*3)	F	G(*4)	H(*4)	I
Pulse No.	Date	Capsule	$\Delta K/\beta$	Bank rod position	Transient rod	Peak NV	NVT till 1.0 sec	Test No.
		Yes No	(\\$)	Initial	Pulse	TA	TB	TC
1192	Dec. 10	O	4.3	231	654	460	DN	15473 95.8 111-38
1193	10	O	2.36	231	543	460	UP DN	3493 44.9 235-21
1194	11	O	2.36	231	542	460	UP DN	3478 44.1 235-22
1195	11	O	4.1	231	644	510	DN	13860 90.7 111-39
1196	17	O	2.3	230	497	485	DN UP	2797 40.3 111-41
1197	18	O	4.32	231	751	445	DN DN	15876 98.3 600-8

(\*1) Column C shows existence or non existence of capsule.

(\*2) Column D shows reactivity insertion decided from the transient rod position.  
(\*3) Column E shows critical bank rod position with transient rods either up (Initial) or at specified positions in column F (Pulse).

(\*4) Column G and H show corrected values of peak reactor power (NV) and burst energy (NVT), measured by gamma chamber #2, which were indicated on the control console. The initiation of scram action is 1.0 seconds after the withdrawal of the transient.