

JAERI-M  
91-130

NSRR実験プログレス・レポート・19  
(1987年1月～1987年12月)

1991年8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）で複写による実費頒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 Division, Department  
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun,  
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1991

---

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 日立高速印刷株式会社

N S R R 実験プログレス・レポート・19

(1987年1月～1987年12月)

日本原子力研究所東海研究所燃料安全工学部  
反応度安全研究室・N S R R 管理室

(1991年7月17日受理)

本報告書は、1987年1月から同年12月までにN S R Rにおいて実施した燃料破損実験の結果及びその考察についてまとめたものである。

今期実施した試験は、5回の標準燃料実験、6回の燃料設計パラメータ実験（ヨウ素入り燃料実験2回、S U S被覆実験3回、破壊力測定実験1回）、7回の冷却パラメータ実験（流路管付燃料実験3回、バンドル実験4回）、8回の特殊燃料実験（米国N R C実験1回、P C I対策型燃料実験5回、中空加圧燃料実験2回）、1回の高温高圧カプセル実験、2回の高温高圧ループ実験、3回の高圧冠水実験、3回の燃料挙動可視実験、およびその他の実験3回（燃料損傷実験1回、加速度計実験2回）の総計38回である。本報では、これにコード開発の進捗状況報告も加えた。

---

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

報告書：藤城俊夫・堀木歎一郎・傍島眞・稻辺輝雄・石島清見・柳澤和章・丹沢貞光・片西昌司・中村武彦・

笹島栄夫<sup>+</sup>・更田豊志

+仮 カダラッシュ研（派遣中）

Annual Progress Report on the NSRR Experiments (19)  
(January 1987 through December 1987)

Reactivity Accident Laboratory  
and NSRR Operation Division

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

(Received July 17, 1991)

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 experiments performed from January through December, 1987. A total of 38 tests was carried out during this period : those are 5 NSRR standard fuel test, 6 fuel design parameter tests (2 fuel tests with iodine, 3 tests with SUS claddings, and 1 for destructive force measurement test), 7 cooling parameter tests (3 tests with flow tube and 4 bundle tests), 8 advanced type fuel tests (1 NRC tests, 5 PCI-resistant fuel tests, 2 pressurized hollow fuel tests), 1 high pressure / high temperature tests, 2 high temperature / high pressure loop tests, 3 high temperature flooding tests, 3 fuel motion observation tests, and 3 miscellaneous atmospheric pressure capsule tests (1 fuel damage test, 2 acceleration tests). The progress of computer code development is also described.

---

Authors : T. FUJISHIRO, O. HORIKI, M. SOBAJIMA, T. INABE, K. ISHIJIMA  
K. YANAGISAWA, S. TANZAWA, S. KATANISHI, T. NAKAMURA  
H. SASAJIMA<sup>+</sup> and T. FUKETA

+ Assigned to CEA, Cadarache

Keywords : Fuel Failure, Reactivity Initiated Accident, Annual Progress Report, NSRR, Fuel Design Parameters, Additive Fuel, PCI-resistant Fuel, High Temperature, High Pressure, Computer Code

## 目 次

1. 今期の進捗	9
2. 大気圧カプセル実験	14
2.1 標準燃料実験	14
2.2 燃料設計パラメータ実験	23
2.2.1 ヨウ素入り燃料実験	23
2.2.2 破壊力測定実験	33
2.3 冷却条件パラメータ実験	44
2.3.1 流路管付燃料実験	44
2.3.2 バンドル実験	45
2.4 特殊燃料実験	52
2.4.1 米国NRC実験	52
2.4.2 PCI対策型燃料実験	52
2.4.3 中空加圧燃料実験	55
2.5 その他	67
2.5.1 燃料損傷実験	67
3. 高温高圧カプセル実験	70
4. 高温高圧ループ実験	76
5. 高温冠水実験	80
6. 燃料挙動可視実験	87
7. 解析コードの開発	92
7.1 事故時燃料挙動解析コードNSR-FEMの開発	92
7.2 FPRETAINの開発と検証	93
8. 今後の実験計画	95
参考文献	96
付録A NSRR炉の概要	108
付録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	115
付録C NSRR実験概要一覧	119
付録D NSRRパルス運転記録	153

## Contents

1.	Progress in This Period .....	9
2.	Atmospheric Pressure Capsule Tests .....	14
2.1	Standard Fuel Tests .....	14
2.2	Fuel Design Parameter Tests .....	23
2.2.1	Tests of Fuel Rods with Iodine .....	23
2.2.2	Destructive Force Measurement Tests .....	33
2.3	Cooling Condition Parameter Tests .....	44
2.3.1	Fuel Tests of Flow Tube .....	44
2.3.2	Bundle Tests .....	45
2.4	Advanced Type Fuel Tests .....	52
2.4.1	NRC Tests .....	52
2.4.2	PCI-resistant Fuel Tests .....	52
2.4.3	Prepressurized Hollow Fuel Tests .....	55
2.5	Separate Effect Tests .....	67
2.5.1	Fuel Damage Tests .....	67
3.	High Temperature High Pressure Capsule Tests .....	70
4.	High Temperature High Pressure Loop Tests .....	76
5.	High Temperature Flooding Tests .....	80
6.	Fuel Motion Observation Capsule Tests .....	87
7.	Development of Analytical Computer Codes .....	92
7.1	Development of Accidental Fuel Behavior Analysis Computer Code NSR-FEM .....	92
7.2	Development and Verification of Computer Code FPRETAIN .....	93
8.	Future Plan of the NSRR Experiments .....	95
	Reference .....	96
	Appendix A Description of NSRR Facility .....	108
	Appendix B Description of Atmospheric Pressure Capsule, Fuel behavior Observation Capsule, High Temperature High Pressure Capsule, Loop and Standardized Test Fuel Rod .....	115
	Appendix C Summary of NSRR Experiments .....	119
	Appendix D Summary of NSRR Pulsing Operation Data .....	153

Summary of the progress of this period  
(T. Fujishiro and O. Horiki)

This report summarizes the progress and major results of the NSRR experiments and the development of computer codes conducted in the period from January through December, 1987. Experiments performed were 30 atmospheric capsule tests, one high temperature high pressure (HTHP) capsule test, one HTHP loop test, 3 fuel motion observation capsule tests, and 3 high temperature reflooding tests. Namely, a total of 38 tests was executed. Details are listed and shown in Table 1.1.

Outlines of each are described in the subsequent sections.

(1) Standard fuel tests

(1.1) Test for transient rod strain measurement

To evaluate the hoop strain arised from the NSRR standard fuel during pulse irradiation, strain gauges attached directly to the cladding surface were used. From the tests, it was found that the hoop strain was increased with increasing energy deposition. At energy deposition above 150cal/g·UO<sub>2</sub>, the occurrence of plastic deformation was observed. The tendency of PCMI saturation above the energy deposition of 200cal/g·UO<sub>2</sub> was also observed. The narrow gap rod (0.10mm against standard gap of 0.19mm) was caused rather large PCMI than the standard gap rod at the same energy deposition level.

(1.2) Test for detecting the small rod deformation to be caused by PCMI

To detect the small rod deformation to be caused by PCMI, a LVDT type sensor consisted of a light weight ferric core and Pt bare wire by 0.3mm O.D. welded directly to the fuel cladding surface was used. As a result of test, it was found that a small amount of PCMI was detectable though being some limitaions such as stability. Data were rather stable when the surface of cladding was under film boiling conditions. It is worthy mentioning that there is another possibility to detect the PCMI by combination of this LVDT type sensor with a strain gauge one.

## (2) Fuel design parameter tests

### (2.1) Test for the iodine added fuel rod

NSRR standard fuel rod having  $1.0 \sim 1.3$  mg iodine ( $I-127$ ) was fabricated. As for reference, non-additive standard fuels were also prepared. Both were pulse irradiated with deposited energy range from 268 to 280 cal/g fuel. From this, an influence of corrosive environment on fuel failure mode was investigated.

Post-irradiation examination (PIE) revealed that no fuel failure occurred in the iodine added rods. However, the reference rods were defected. Thus, corrosive environment did not reduce the failure threshold. One of characteristics observed in the iodine added rods were columnar grain growth at the fuel periphery location. No grain growth was observed in the reference rod.

### (2.2) Destructive force measurement test

Influence of rod prepressurization amounted to 7.0 MPa on the generation of destructive force was studied. In the proceeding tests performed with prepressurization level below 5.0 MPa, overall active fuel column and oxidized zircaloy cladding were defected and dispersed into coolant. However, in this test, failure was limited to rod bottom region only without accompanying the oxidation of cladding. Dispersion of fuel in the latter was insignificant. It is revealed from that the increase of prepressurization level may be effective to cause somewhat different type of failure from the proceeding tests.

## (3) Cooling condition parameter tests

### (3.1) Coolant flow with shroud tests

To use the fuel bundle simulated to High Conversion LWR (HCLWR) system, tests were performed where coolant to fuel ratio, coolant velocity, and coolant temperature were used as parameter.

In a stagnant coolant, DNB occurred at energy deposition of 115 and 82 cal/g· $UO_2$ . Influence of coolant temperature was, however, not significant.

In addition to these, influence of the parameters on fuel failure condition was further studied. Under stagnant flow condition, for example, fuel rods having a shroud (13.0 or 14.0 mm in thickness) failed at energy deposition of 235 cal/g· $UO_2$ .

### (3.2) Boundle tests

With hexagonal boundle including of 7 SUS claddings, fuel transient behavior was studied. Center rod in the bundle had an enrichment by 20% and peripheral rods had an enrichment by 10%. This arrangement was due to make uniform distribution of neutron flux across the bundle.

Used parameters were coolant temperature (20°C or 80°C), coolant velocity (0 ~ max. 1.8 m/s), rod internal pressure (0.1 ~ 3.0 MPa) and shape of shroud (cylindrical or rectangular). From the tests, the occurrence of DNB and the failure threshold of each fuel rods were clarified.

## (4) Advanced type fuel tests

### (4.1) USNRC tests

8x8 BWR type fuel rods whether or not having the cadmium (cd) seal at both ends of fuel column have pulse irradiated with energy deposition of 434 cal/g·UO<sub>2</sub>. The fuel rod having Cd seal caused the overall failure along rod and caused the fuel dispersion into the coolant. However, the fuel rod not having Cd seal caused the local failure and the local fuel dispersion. Thus, effect of cadmium on failure mode is significant.

### (4.2) PCI-resistance fuel tests

Fuel pellet having a small amount of mullite additives (so called alumino-silicate) was prepared and used as 8x8 BWR type PCI resistant fuel. The additive fuel consisted of A type (Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>:SiO<sub>2</sub>=1:1) and B type (Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>:SiO<sub>2</sub><1:1). Additive concentration consistent of High (>1.6 v/o) and Low (<1.6 v/o). Both are combined each other.

Failure threshold of these additive fuels (HA, LA, HB, LB) is revealed to be not less than 260 cal/g fuel, which is considered to be the failure threshold of NSRR standard fuel. There is not significant difference of mechanical energy release between NSRR standard rods and tested additive fuel rods.

### (4.3) Pressurized hollow fuel tests

Hollow fuel pressurized up to 0.6 MPa was provided for pulse irradiation. Three fuel rods having a different pressurization were pulsed simultaneously by using an atmospheric capsule. Failure threshold of the fuel rod was resulted in about 251 cal/g fuel. The failure mode was varied from melt/brittle mechanism to ballooning/rupture one depending on the initial

pressurization level to 0.6 MPa.

The magnitude of ballooning in hollow/pressurized fuel was found to be greater than that in solid/prepressurized fuel.

#### (4.4) Fuel damage tests

Debris beds consisted of fractured  $\text{UO}_2$ , zircaloy and stainless steel cladding materials were provided for this study. The debris beds were heated first by electrically and subsequently heated nuclear for the purpose of understanding the cohesive debris formation. During the test, maximum integrated reactor power by 87.5 MWs, was reached followed by electrical heating up to 500°C. However, it was found that overall cohesive debris beds did not form.

#### (5) High temperature/high pressure capsule tests

Influence of pressure difference between rod internal and coolant, and influence of plenum volume on failure threshold of fuel rod were studied. System coolant pressure and coolant temperature were 13.6 MPa and 320°C, respectively. Deposited energy was 228 cal/g· $\text{UO}_2$ .

As to the case for relatively greater pressure difference (3.8 MPa), a fuel rod was defected by rupture. However, for relatively small pressure difference (0.77 MPa), a fuel rod was only ballooned without deflection.

The decrease of plenum volume revealed to have a slight effect with increasing the magnitude of rod ballooning.

#### (6) High temperature/high pressure loop tests

Tests were done under simulated PWR conditions. PWR type fuel rod prepressurized to 1.6 MPa was used under coolant pressure of 12.1 MPa, coolant temperature of 287°C and flow rate of 1 m/s. Energy deposition of 306 cal/g· $\text{UO}_2$  was given. Fuel rod, however, caused no failure.

Another PWR type fuel rod prepressurized to 1.6 MPa was pulse irradiated under coolant pressure of 16.0 MPa, coolant temperature of 300°C and flow rate of 1 m/s. Energy deposition of 234 cal/g· $\text{UO}_2$  was given under the conditions. Fuel rod, however, caused no failure. It is revealed that failure threshold of PWR type fuel under simulated PWR conditions may be greater than 300 cal/g· $\text{UO}_2$ .

## (7) High temperature flooding tests

It may be considered that there is a possibility to cause severe fuel destruction during a quench (reflooding) phase of fuel rod during LOCA (Loss-of-Coolant Accident). Test was performed under simulated reflood condition. During test, electrical heating combined with nuclear heating was used. Zircaloy cladding surface temperature during heat up phase reached to about 1025°C and subsequently quenched. Through this test, fuel rod used was defected by ballooning. However, significant destruction of fuel rod did not occur.

## (8) Fuel motion observation tests

Quenching behavior of fuel rod at reflooding phase of LOCA (deposited energy: 180 cal/g·UO<sub>2</sub>) as well as melting behavior of stainless steel cladding (deposited energy : 340 and 105 cal/g·UO<sub>2</sub>) were conducted by the fuel motion observation capsule. A total of 3 tests was carried out in order to make continuous monitoring the fuel behavior by video film.

## (9) Development of analytical computer code

## (9.1) Development of Accidental Fuel Behavior Analysis Computer Code

## NSR-FEM

To describe the fuel behavior under the accident conditions which was represented by the ballooning and the pellet cladding mechanical interaction (PCMI), a developmental work by using the finite element method (FEM) has initiated. The code is named as Accidental Fuel Behavior Analysis Computer Code NSR-FEM.

After completion of the fundamental programing, a preliminary verification study is in progress.

## (9.2) Development and verification of FPRETAIN

In a series of NSRR pulse irradiation program, preirradiated fuel rods transferred from JMTR (NSRR standard fuel), from commercial power reactors (BWR and PWR type fuel rods), are using. In parallel to experiment development of computer code which can predict fuel behavior not only during preirradiation stage but during pulse irradiation stage has been in progress.

Modelling to describe fuel behavior at preirradiation stage is almost finished in computer code FPRETAIN. Further modelling for fuel behavior at pulse irradiation stage is in progress. Regarding FP gas release from PWR type fuel rod, for example, predicted FGR value of 3.4% was well coincided with punctured value of 3.7%.

Table 1.1 Outline of NSRR Experiments until Dec. 1987

Test Item	Objective	Number of Test			
		Jan. 1975 ~ Dec. 1986	Jan. 1987 ~ Dec. 1987	Total	
Atmospheric Pressure Capsule Tests	1. Standard Fuel Tests	To know general fuel behavior on oxidation kinetics, deformation, failure threshold and failure mechanism for establishing detail fuel data base	119	5	124
	2. Fuel Design Parameter Tests	To know the influence of design parameters on fuel behavior, failure threshold and failure mechanism	17 16 22 59 5 9 31 26	0 0 2 0 0 0 3 1	17 16 24 59 5 9 34 27
	3. Cooling Condition Parameter Tests	To know the influence of cooling conditions on fuel behavior and failure propagation	26 26 23 32	0 3 4 0	26 28 27 32
	4. Defected Fuel Rod Tests	To know failure behavior, failure threshold and destructive energy	91 53	0 0	91 53
	5. Severe Fuel Damage Tests	To know fuel behavior under gaseous environment and to reveal the debris bed coolability	35	1	36
	6. Advanced Fuel Rod Tests	To understand fuel behavior, failure threshold, mechanical energy generation, and failure mechanism of newly developed remedy fuels	21 13 7 22 13	1 0 0 0 7	22 13 7 22 20
	7. Separate Effect Tests	To understand the scope and function of newly developed instrumentations or newly started tests	7 84	0 2	7 86
	High Temperature/High Pressure Capsule Tests	To understand fuel behavior under simulated LWR coolant pressure and temperature condition	24	1	25
	High Temperature/High Pressure Loop Tests	To study fuel behavior under loop operation	17	2	19
	High Temperature Flooding Capsule Tests	To study fuel collapse during reflooding phase of LOCA	0	3	3
Fuel Behavior Observation Tests		To know fuel behavior through high speed camera	25	3	28
Total			823	38	861

## I. 今期の進捗

(藤城俊夫, 堀木歐一郎)

1987年1月から同年12月までの間に実施したNSRR実験と解析コード開発の進捗について、取りまとめた。当該期間中に実施された実験は、大気圧カプセル実験30回、高温高圧カプセル実験1回、高温高圧ループ実験1回、可視カプセル実験3回、高温冠水3回の合計38回である。この実験を分類してまとめたものをTable 1.1として示す。

実施された実験の概要を示すと、以下の様になる。

### (1) 標準燃料実験

#### (1.1) 過渡歪測定実験

燃料棒に歪ゲージを直接貼りつけて、周方向歪を測定する実験を実施した。この結果、周方向歪は発熱量の増加と共に増加すること、 $150 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 以上では、塑性変形を起こし、 $200 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 以上では、PCM Iが飽和する傾向等が明らかになった。

また、周方向歪はギャップを標準燃料の0.19mmに対し0.10mmと小さくすると、同一発熱量であっても、歪量が増加することが、明らかになった。

#### (1.2) 微少変形測定試験

直径0.3mmの白金線の一端を被覆管にスポット溶接し、他端に軽量の芯材(コア)を取りつけたLVDT型のセンサを用いて、被覆管の微少変形を測定した。この結果、当該センサを用いた純粋なPCM Iの評価には限界があるものの、被覆管表面が膜沸騰に至った後のふるまいは安定していた。すなわち、歪ゲージによる測定値との併用により、PCM I評価に有用なデータが得られる見通しがついた。

### (2) 燃料設計パラメータ実験

#### (2.1) ヨウ素入り燃料実験

NSRR標準燃料棒中に、I-127を1.0～1.3mg封入した燃料棒を作製するとともに、I-127を封入しない燃料棒(レファレンス棒)も作製し参考供試材とした。これら燃料棒を $268 \sim 280 \text{ cal/g fuel}$ の範囲でパルス照射し、腐食性雰囲気が燃料破壊に及ぼす分離効果実験を実施した。

実験の結果、I-127封入棒に破損は観られず、レファレンス棒に破損が生じた。実験後照射後試験(以下PIE)を実施したが、I-127封入燃料棒では、ペレット外径に於て等軸結晶粒が円錐状に成長しているのが特徴的であった。レファレンス棒にはそれが観られなかった。

### (2.2) 破壊力測定実験

燃料棒初期内圧 (7.0 MPa) が破壊力発生に及ぼす影響を調べた。燃料棒初期内圧 5.0 MPa 以下の実験では、発熱部が被覆管も含めて破損飛散し、被覆管には酸化が観られた。しかし、今回の実験では、燃料棒の破壊は底部側に限定されており、被覆管の酸化もなく燃料微粒子化の程度も大きかった。すなわち、これまでの実験に較べると、加圧量の上昇により破損時の状況が異なる事が明らかにされた。

### (3) 冷却条件パラメータ

#### (3.1) 流路管付燃料実験

高転換軽水炉 (H L W R) の燃料バンドルを模擬し、水／燃料比、水流速及び水温をパラメータとした実験を実施した。流速 0 の場合、いずれの実験発熱量 (115 及び 82 cal/g · UO<sub>2</sub>) でも D N B の生じること、水温の影響はあまり顕著でなかったこと、等が明らかになった。この他、燃料破損に対する上記パラメータの影響についても検討がなされた。例えば流速 0 では、発熱量 235 cal/g · UO<sub>2</sub> 於て、管径 13.0 及び 14.0 mm でいずれも燃料破損の生じることが明らかにされた。

#### (3.2) バンドル実験

7 本の S U S 被覆燃料棒で稠密格子バンドル (6 角配列) を構成し、過出力時の挙動を調べる実験を行った。バンドル中心の燃料棒の濃縮度は 20w/o、外側の燃料棒の濃縮度は 10w/o とし、均一な発熱量が得られる体系とした。

実験から、D N B 発生の有無及び燃料破損しきい値に対して、冷却材温度 (20°C と 80°C)、流速 (0 ~ 最大 1.8 m/s)、燃料棒内圧 (0.1 ~ 0.3 MPa) 及び流路管形状 (円形と角形) がどの様に影響を及ぼすかの相関が明らかにされた。

### (4) 特殊燃料実験

#### (4.1) 米国 N R C 実験

8 × 8 B W R 燃料棒を 434 cal/g · UO<sub>2</sub> でパルス照射したが、エンドペレットピーキング発生部が中性子吸収材であるがカドミウム板 (Cd 板) で覆われていると、燃料有効発熱長全域で破損と微粒子化が生じることがわかった。一方、当該部に Cd 板がないと底部の局所的な部分のみで破損が生じ、燃料の微粒子化がおこることが明らかになった。

#### (4.2) P C I 対策型燃料実験

燃料ペレットに、ムライト系鉱物 (アルミノシリケート) を微量添加した 8 × 8 B W R 型燃料棒を用い、R I A 時の性能比較研究を行った。これら添加物入り燃料は、A 型 (Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> : SiO<sub>2</sub> = 1 : 1) と B 型 (Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> : SiO<sub>2</sub> < 1 : 1) とがあり、またその添加物の濃度に従って高添加濃度 H (> 1.6 v/o) と低添加濃度 L (≤ 1.0 v/o) に区分されていた。

実験の結果、H A, H B, L A, L B いずれの型の燃料棒においても破損しきい値は、R I A基準値である 260 cal/g fuel を下回らないことが明らかにされた。また、機械的エネルギー転換率についても、供試燃料と N S R R 標準燃料間に有意差は生じないことが、明らかにされた。

#### (4.3) 中空加圧燃料実験

0.6 MPa まで純ヘリウムガスで加圧した、中空燃料棒による実験を実施した。中空加圧燃料の破損しきい値は、実験の結果 251 cal/g fuel である事が明らかにされた。その破損モードは、加圧の程度に従って、被覆溶融から破裂破損モードに変化すること、また中空燃料のふくれ量は、中実燃料のそれよりも概して大きいことも明らかになった。

#### (4.4) 燃料損傷実験

破砕 UO<sub>2</sub> 燃料中に、ジルカロイ及びステンレス金属片を混入させたデブリベッドを作り、ヒータ加熱と核加熱の併用により、結合デブリ (Cohesive Debris) の形成の有無を調べる実験を行った。電気ヒータで 500°C まで加熱し、その後 N S R R で実験可能な最大パルス照射条件 (87.5 MWs) で核加熱を行ったが、全面的な結合デブリの形成に至らなかった事が明らかになった。

#### (5) 高温高圧カプセル実験

燃料棒の内外圧差及び燃料プレナム部容積の大小が、破損しきい値に及ぼす影響について研究した。実験に用いた冷却材圧力は 13.6 MPa、温度は 320°C であり、投入発熱量は 228 cal/g • UO<sub>2</sub> とした。

内外圧差が大きい (3.8 MPa) 場合、燃料棒は内圧破裂で破損したが、内外圧差があまり顕著でない (0.77 MPa) 場合、ふくれはあったものの非破損であったことが、実験の結果明らかにされた。一方、プレナム容積を 0 とすると、ふくれ量の僅かな増加のあることが、先行実験との比較により明らかになった。

#### (6) 高温高圧ループ実験

P W R 模擬実験を実施した。供試燃料棒は P W R 型とし、初加圧量を 1.6 MPa とした。まず、冷却材圧力 12.1 MPa、温度 287°C、流速 1m/s の条件下で 306 cal/g • UO<sub>2</sub> でパルス照射したが、非破損であった。続いて、冷却材圧力 16.0 MPa、温度 300°C、流速 1m/s の条件下で 234 cal/g • UO<sub>2</sub> でパルス照射したが、非破損であった。この様な条件下では、300 cal/g • UO<sub>2</sub> 以下の発熱量を与えても燃料破損が生じないことが明らかになった。

## (7) 高温冠水実験

LOCA発生後の再冠水時には、燃料崩壊の可能性がある。この事故シナリオに対し、被覆の過渡温度、時間、等をパラメータとした実験を実施している。

今回の実験は、電気加熱及び核加熱の組合せにより最大で  $1025^{\circ}\text{C}$  の表面温度を被覆管に発生させたのち、急冷させた。燃料はふくれにより破裂破損したが、燃料崩壊等の厳しい損傷は生じなかつた事が明らかにされた。

## (8) 燃料挙動可視実験

LOCA後再冠水時の急冷燃料挙動（発熱量  $180 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ ），SUS被覆燃料の溶融挙動（発熱量 340 及び  $105 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ ）を調べるため、計3回の実験が行なわれ、可視化に成功した。

## (9) 解析コード

## (9.1) 事故時燃料挙動解析コードNSR-FEMの開発

燃料のバルーニングやPCMを有限要素法を用いて取扱うことができる事故時燃料挙動解析コードNSR-FEMの開発に着手した。現在、基本部分のプログラミングを完了し、基礎的な検証計算に入っている。

## (9.2) FPRETAINの開発と検証

NSRRで予定している予備照射済燃料（これにはJMT-Rキャップセル照射燃料、LWR商用炉燃料がある）のパルス照射実験に対して、通常運転時及びRIA時の燃料ふるまいを予測する計算コードFPRETAINを開発中である。

すでに、予備照射中の燃料ふるまいに関するモデリングを終了した。現在、パルス照射時の燃料ふるまいをモデリング中である。一部終了したPWR型燃料のFPガス放出に関する検証計算では、実験値3.7%に対して計算値は3.4%となり、極めて精度の良い予測結果が得られた。

Table 1.1 NSRR 実験分類と実験回数

実験項目	目的	実験回数			
		1975.10 ~1986.12	1987.1 ~1987.12	合計	
大気圧力プロセス試験	1. 標準燃料実験	NSRR標準燃料に関する全体的な燃料挙動の解明、酸化、変形、破損しきい値とメカニズム等の詳細なデータベースを得るため	119	5	124
	2. 燃料パラメータ実験	燃料棒の基本設計仕様である左記因子か、燃料の諸挙動、破損しきい値、破損メカニズムに及ぼす影響を明らかにするため	17 16 22 59 5 9 31 26	0 0 2 0 0 0 3 1	17 16 24 59 5 9 34 27
	(i) 濃縮度				
	(ii) ギャップ幅				
	(iii) ギャップガス				
	(iv) 燃料内圧				
	(v) 被覆管肉厚				
	(vi) 被覆管熱処理				
	(vii) 被覆管材質				
	(viii) その他				
4. 欠陥燃料実験	3. 冷却条件パラメータ実験	冷却条件が燃料破損挙動、破損の伝播等に及ぼす影響について明らかにするため	26 26 23 32	0 3 4 0	26 29 27 32
	(i) 浸水燃料				
	(ii) 擦過腐食燃料				
6. 特殊燃料実験	5. 燃料損傷実験	欠陥燃料の破損しきい値、破損挙動及び破壊エネルギーを把握するため	91 53	0 0	91 53
7. その他	6. 特殊燃料実験	気体雰囲気中での燃料挙動及び冷却性の解明のため	35	1	36
	(i) 照射被覆管燃料実験				
高温高压プロセス実験	(ii) その他(加速度計等)				
		分離効果実験、開発計装類の特性を知るため	7 84	0 2	7 86
高温高压ループ実験		実炉模擬の運転温度、圧力条件下における燃料挙動の研究のため	24	1	25
高温冠水実験		流動条件下における燃料挙動の研究のため	17	2	19
燃料挙動可視実験		LOCA再冠水時の燃料崩壊挙動の究明のため	0	3	3
合計		高速度写真撮影による燃料挙動の可視化	25	3	28
合計			828	38	861

## 2. 大気圧カプセル実験

### 2.1 標準燃料実験

(石島清見)

今期は、被覆管の過渡歪測定実験3回（実験番号：253-14～16）及び微小変形測定実験2回（実験番号：252-8, 9）を実施した。これらの実験は、いずれも、PCM-I（Pellet-Clad Mechanical Interaction）による被覆管の過渡変形挙動の解明を目的とするものである。以下に、今期実施した実験の結果について概要を示す。

#### (1) 過渡歪測定実験

本実験シリーズは、PCM-Iによって生ずる被覆管の過渡変形を歪ゲージを用いて測定し、その機構を解明しようとするものである。今期は、10%濃縮の標準燃料及び狭幅ギャップ燃料に比較的高い発熱量を与える実験（253-14及び15）及び、発熱分布の影響を見るため20%濃縮の標準燃料を用いる実験（253-16）を行なった。

実験は、Fig. 2.1.1に示すように、10%もしくは20%濃縮の実験燃料（ギャップ幅：標準0.095 mm, 狹幅0.050 mm）に歪ゲージ4枚（発熱部に3枚、非発熱部に1枚）及び被覆管温度測定用のPt/Pt-13%Rh熱電対3対を取り付け、常温・大気圧の水を満たした大気圧カプセルに装填し、NSRRにおけるパルス照射に供した。使用した歪ゲージは、250°Cまでの温度で使用でき、最大2%の歪測定ができる高温用小型箔歪ゲージである。

Table 2.1.1に実験結果の概略を示す。同表には、前期までに実施した同実験シリーズの結果も併せて示されている。10%濃縮の標準燃料に223 cal/g・UO<sub>2</sub>の発熱量を与えた実験（253-14）では、被覆管表面温度は最高で1,510°Cに達し、約0.67%の周方向歪が測定された。10%濃縮の狭幅ギャップ燃料に232 cal/g・UO<sub>2</sub>の発熱量を与えた実験（253-15）では、被覆管表面の最高温度は同程度の1,560°Cであったが、周方向歪は約1.3%に達した。また、20%濃縮の標準燃料に183 cal/g・UO<sub>2</sub>の発熱量を与えた実験では、被覆管表面温度の最高値は1,350°Cであり、周方向歪は約0.54%に達した。

Figure 2.1.2は、これまでの実験で得られた被覆管周方向歪の測定値を発熱量の関数として整理したものである。10%濃縮の標準燃料では、周方向歪は発熱量の増加とともに増加すること及び、発熱量が150 cal/g・UO<sub>2</sub>以上では塑性変形が至ることがわかる。今期の実験により、発熱量が200 cal/g・UO<sub>2</sub>以上ではPCM-Iによる変形が飽和する可能性が示された。10%濃縮の狭幅ギャップ燃料は、標準燃料とほぼ同様の挙動を示すが、歪の絶対値はかなり大きくなる。また、今期の実験により、高発熱量領域で変形が飽和する傾向が標準燃料と同様に見られる。PCM-Iによる被覆管の過渡変形に及ぼす発熱分布の影響については、実験数が今期実施した1件のみであるため、確定的なことは言い難いが、それほど大きなものではないよう見える。

## (2) 微小変形測定実験

この実験シリーズは、PCMによる被覆管の微小な変形の過渡挙動を測定するセンサの開発を目的としている。被覆管の微小変形の測定は、(1)において述べたように、主として高温歪ゲージを用いて行なっている。しかしながら、現在使用している歪ゲージは250°Cまでの温度域でしか使えないため、過渡挙動の初期の測定のみが可能である。従って、被覆管温度の上昇後も変形の測定ができ、取付及び取扱の容易な微小変形測定用センサの開発が必要となった。このセンサは、カプセル内に組み込むため小型（3cm×3cm×3cm程度）のものである必要があり、かつ、高放射線場に耐えるとともに高応答速度を有するものでなければ意味がない。また、本センサを取り付けることにより燃料棒の変形挙動にもたらされる影響は最小限でなければならない。本実験で用いたセンサは、直径0.3mmの白金線の一端を被覆管にスポット溶接し、他端に軽量コアを取り付け、その移動をLVDTにより検出するものである。

今期は、10%濃縮の標準燃料を用いた実験（252-8）及び狭幅ギャップ燃料を用いた実験（252-9）の2回を実施した。Fig. 2.1.3に示すように、微小変形センサは、同一レベルで120°毎に配置した3個のセンサを一組として試験燃料に取り付けた。試験燃料にはさらに3本の被覆管表面温度測定用熱電対が取り付けられている。これらの実験物は、大気圧水カプセルに装荷され、NSRRでのパルス照射に供された。

Figure 2.1.4は、252-8（発熱量：179 cal/g・UO<sub>2</sub>）において得られた被覆管の径方向変位と被覆管表面温度の過渡挙動を示したものである。被覆管の変位は、パルス出力の影響で低下した後、PCMの開始により急速に増加している。これらの測定値は、PCMによる変位が0.1mm（周方向歪にして約2%）程度であることを示しており、歪ゲージによる測定値（Fig. 2.1.2参照）の約3倍である。結果を吟味すると、PCMの最も顕著な時間帯がパルス照射の影響を大きく受けており、また、変位測定用コア及び白金線がバネ系のごとく振舞っているように見られることから、本センサによる純粋なPCMの検出には限界があるようと思える。しかしながら、被覆管表面が膜沸騰に至った後の挙動は安定しており、歪ゲージによる測定値と併用すれば、有用なデータとなり得る。

Figure 2.1.5は、252-9（発熱量190 cal/g・UO<sub>2</sub>）で得られた過渡挙動を示したものである。本実験では、パルス照射直後に大きな剛体変位があったものとみられ、センサ#1では-方向に、また、センサ#3では+方向に、大きな変位を示している。センサ#2位置では信号レベルにはほとんど変化がない。また、本実験においてもパルス照射による影響が顕著に示されている。

Figure 2.1.6は、252-8及び252-9で得られた径方向の変位（0～10秒）を示したものである。252-8では、約9秒の時点で、センサ#1の信号が急速な縮みを示すのに対し、センサ#3は急速な伸びを示している。センサ#2はほとんど顕著な変動を示していない。約8～9秒というのは、被覆管が急冷した時間帯であり、センサの挙動は、急冷に伴い120°方向に燃料棒の曲がりが生じたことを示している。252-9では、センサ#1とセンサ#3の信号がパルス照射直後からほぼ対照的な挙動を示している。これらから、燃料棒は、パルス照射後まず120°方向に曲がり、約1～8.5秒の間方向を変えて緩やかに0°方向に曲がったことがわかる。また、約8.5秒で、急冷に伴い曲がりが加速された様子が示されている。

Table 2.1.1 Summary of Test Results

Test No.	Fuel enrichment	Gap width	Energy deposition	Max. cladding temp. (°C)			Max. cladding strain ( $\mu$ strain)		
	(%)	(mm)	(cal/g · UO <sub>2</sub> )	#1	#2	#3	#1	#2	#3
253-1	10	0.095	198	1,340	1,400	1,320	4,420	6,540	5,410
253-2	10	0.050	194	1,360	1,235	1,235	>5,000	>5,000	>5,000
253-3	10	0.095	118	885	820	790	650	300	820
253-4	10	0.050	196	1,220	1,235	1,185	13,410	10,770	11,600
253-5	10	0.095	110	315	480	640	990	1,020	770
253-6	10	0.095	115	520	685	720	350	1,170	1,300
253-7	10	0.095	119	780	810	590	590	610	890
253-8	20	0.195	183	1,320	1,270	1,280	2,260	1,080	780
253-9	10	0.050	112	460	730	670	1,100	-	1,400
253-10	10	0.095	146	810	950	990	1,740	650	2,400
253-11	10	0.095	155	1,070	1,040	Failed	3,720	2,140	3,020
253-13	10	0.050	156	1,050	1,100	Failed	3,700	6,600	6,650
253-14	10	0.095	223	>1,000	1,510	>1,100	6,740	5,270	6,590
253-15	10	0.050	232	1,530	1,560	1,385	12,610	10,470	12,010
253-16	20	0.095	183	>1,080	1,330	1,350	4,370	5,420	4,400

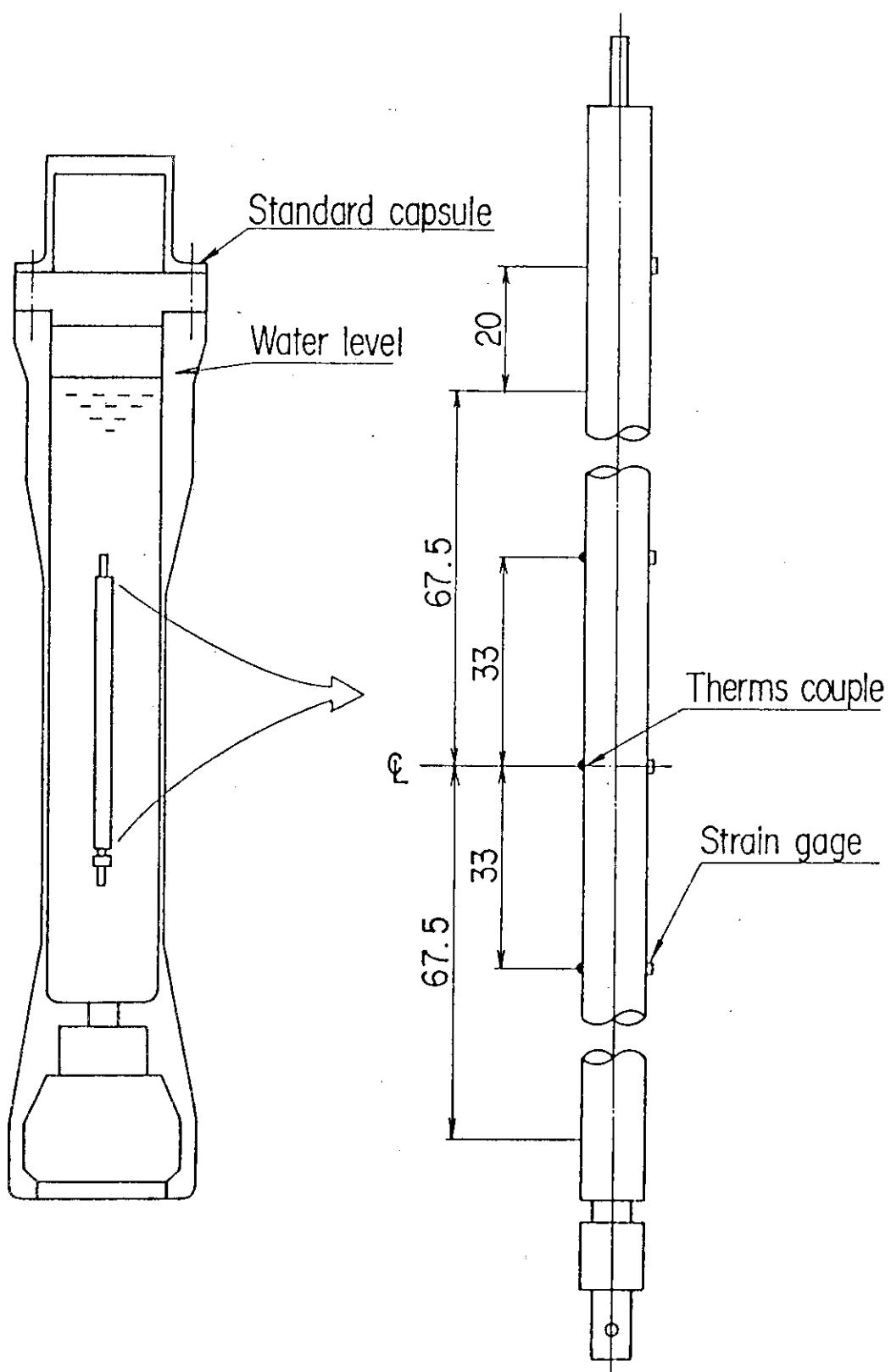


Fig. 2.1.1 Instrumentations for strain measurement test

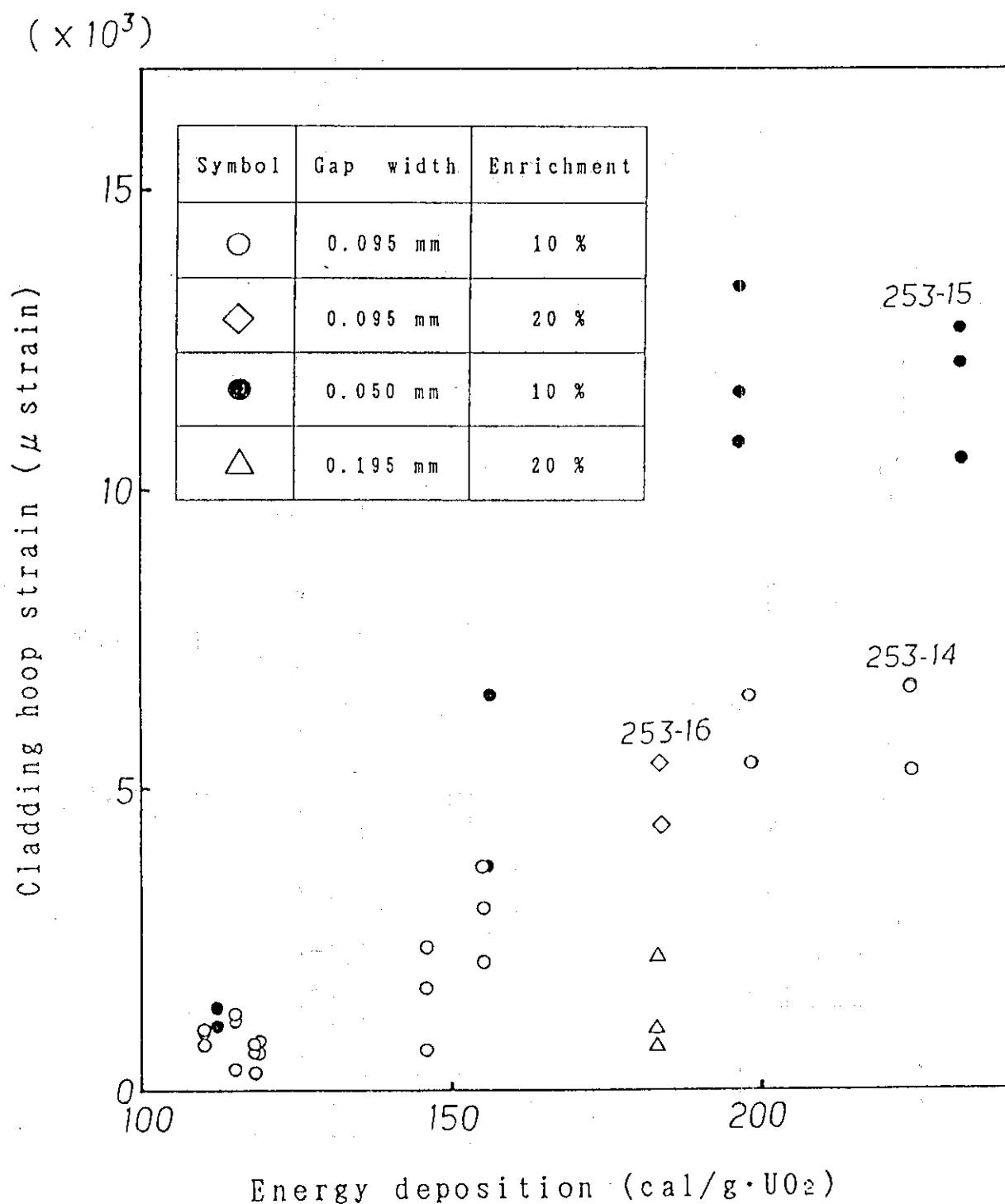
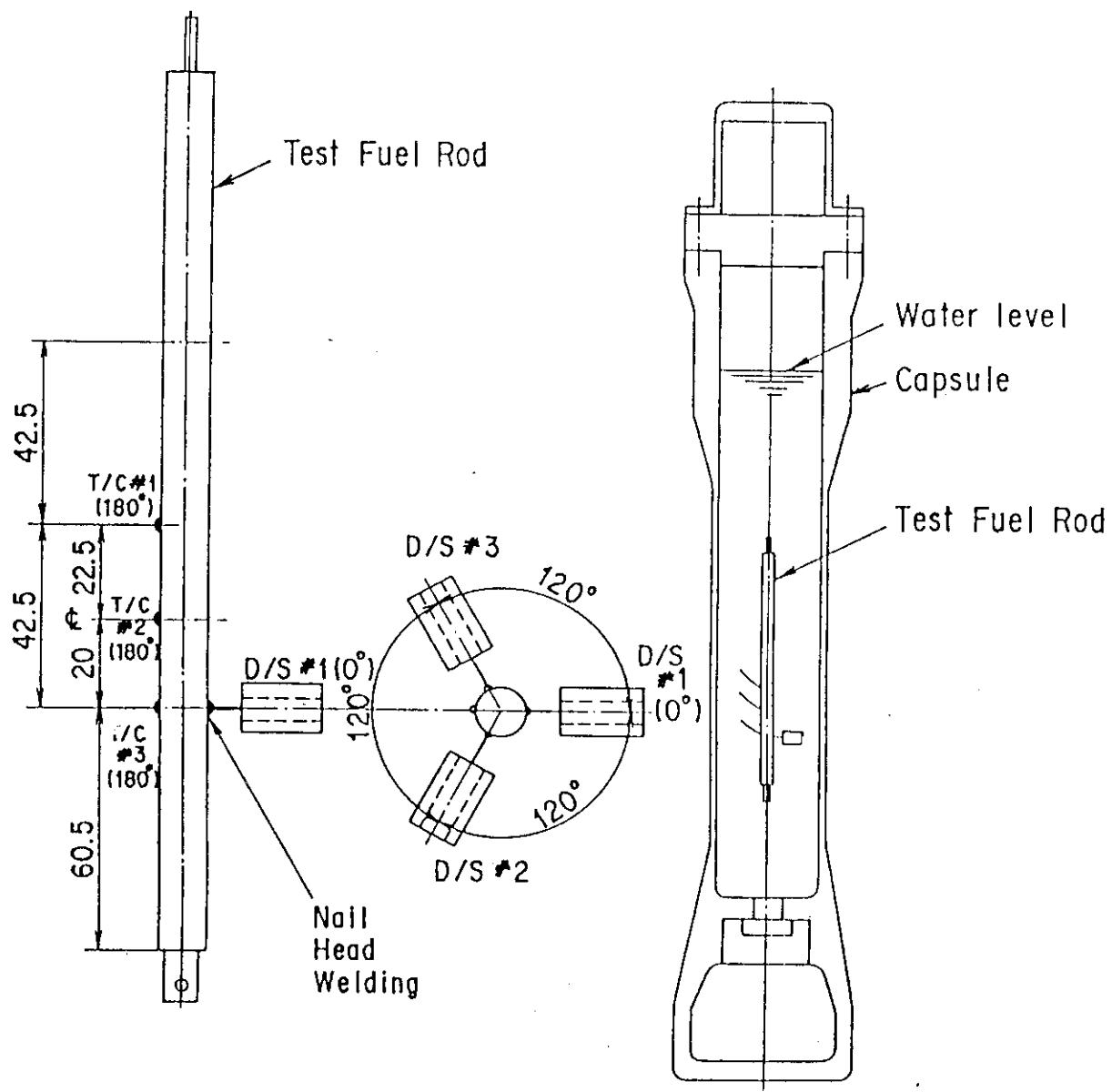


Fig. 2.1.2 Cladding hoop strain due to PCMI as a function of energy deposition



T / C : Thermo-couple for cladding  
surface temperature

( Unit : mm )

D / S : Small deformation sensor

Fig. 2.1.3 Instrumentations for small deformation measurement tests

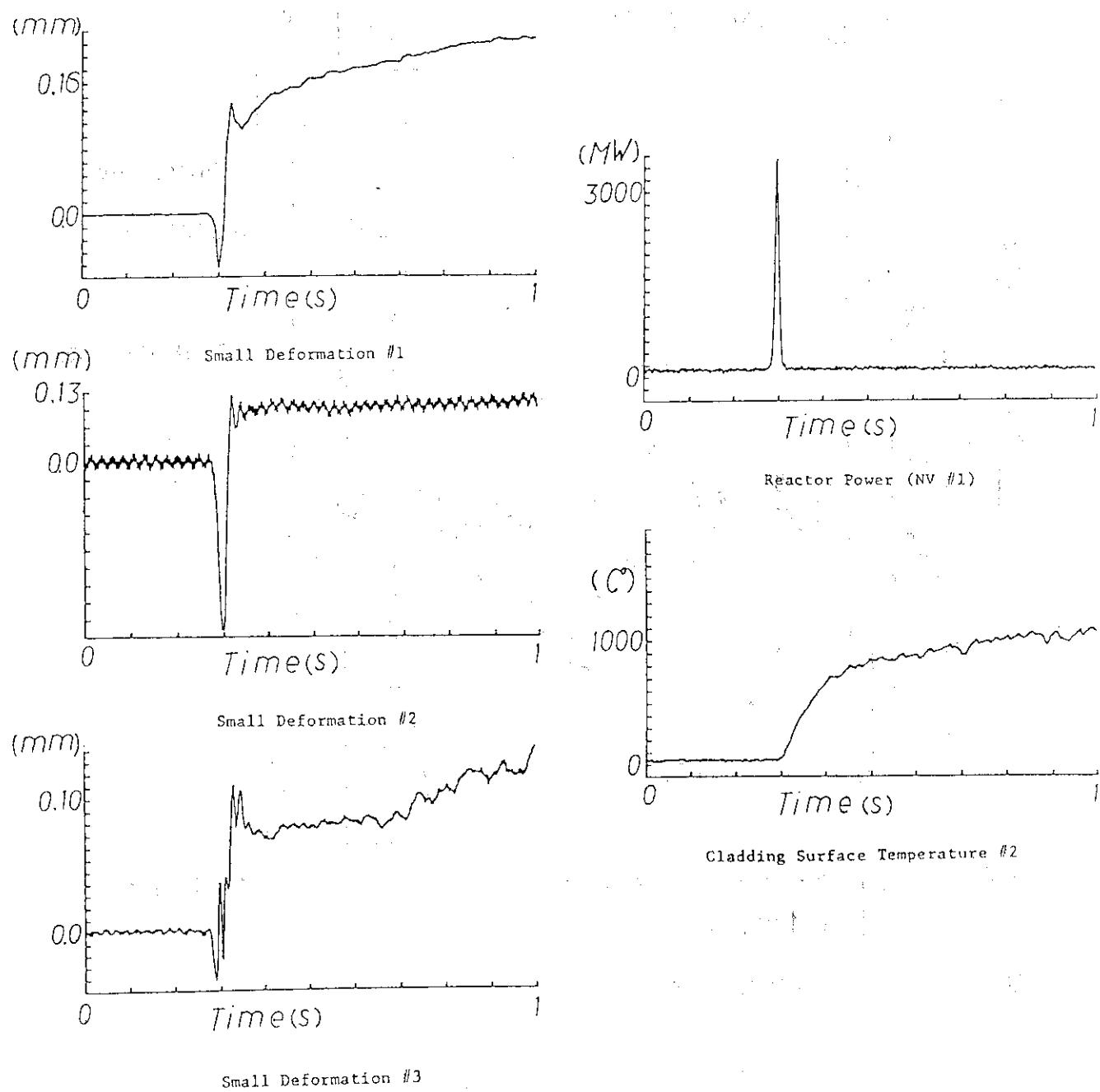


Fig. 2.1.4 Transient histories of cladding radial displacements and cladding surface temperature measured in Test 252-8

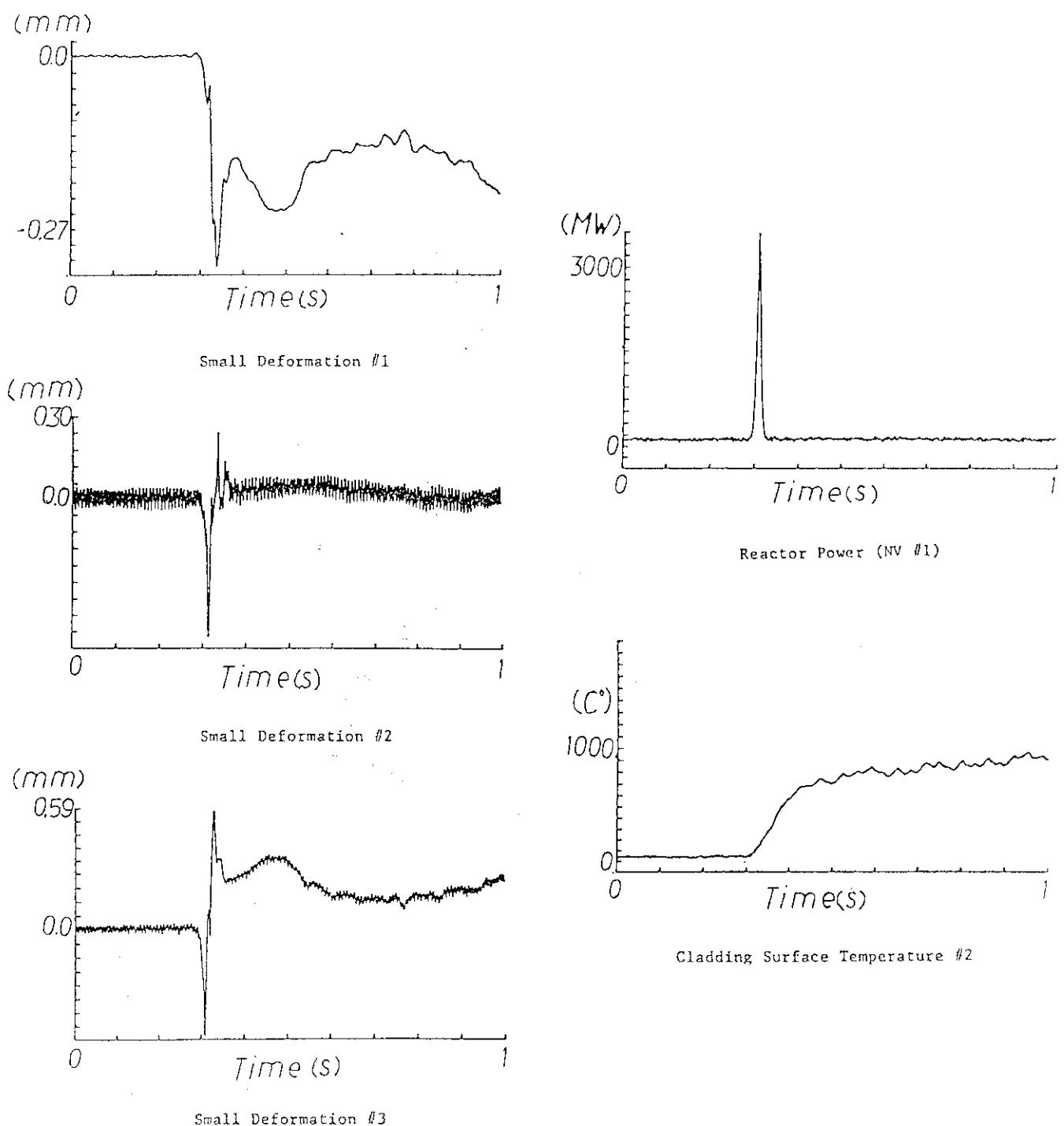


Fig. 2.1.5 Transient histories of cladding radial displacements and cladding surface temperature measured in Test 252-9

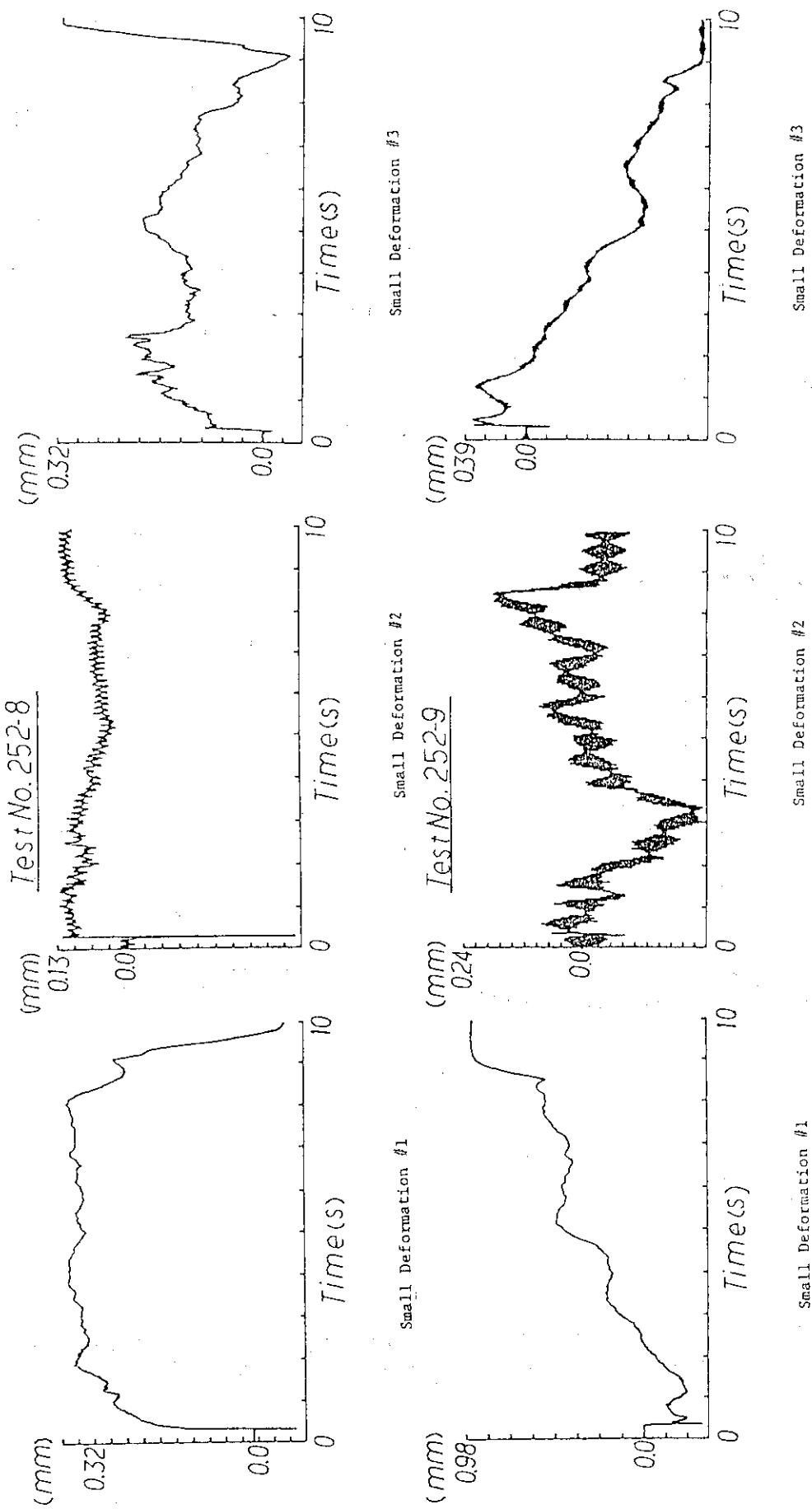


Fig. 2.1.6 Transient histories of cladding radial displacements measured in Tests 252-8 and 252-9(0~10s)

## 2.2 燃料設計パラメータ実験

(柳澤和章, 笹島栄夫)

### 2.2.1 ヨウ素入り燃料実験

#### (1) 概要

発電用軽水型原子炉燃料棒（以下、燃料棒）の燃料ペレット－ジルカロイ被覆管相互作用（Pellet-Cladding Interaction, 以下 PCI）に起因する燃料破損は、燃料から被覆管内に放出された化学的に活性な核分裂生成物（Fission Product, 以下 FP）による腐食環境と、PCIにより被覆管内面に生じた引張応力とが重畠した形態：すなわち PCI－応力腐食割れの形態をとる。

この PCI－応力腐食割れ破損（以下、PCI 破損）機構究明のため、これまで数多くの炉外実験〔1-23〕、出力急昇実験を中心とした炉内実験〔24-66〕、及び計算コードによる燃料挙動モデリング研究〔67-81〕が行われた。

炉外実験からの知見によれば、ジルカロイ被覆材の応力腐食割れを引きおこす重要な因子にヨウ素濃度〔17-20〕がある。Peehs ら〔19〕の炉外実験（被覆管内部加圧及びリング割れ実験）結果では、ジルカロイ試料表面に  $10^{-6} \text{ g/cm}^2$  以上のヨウ素濃度があれば、ヨウ素－応力腐食割れが発生するとされている。筆者らが検証した FEMAX I-III による計算〔82〕では、応力値 320 MPa, FP ガス放出率約 8 % の腐食性ヨウ素によってヨウ素－応力腐食割れが発生するという結果が得られている。

これらヨウ素濃度が応力腐食割れに及ぼす研究結果は、主として、通常運転及び運転時の異常な過渡変化時の燃料挙動を対象として行われたものである。

原研の NSRR を用いて研究されている反応度投入事故（以下、RIA）模擬実験下では、まず燃料ペレットが断熱的に温度上昇し、自らの熱膨張によりジルカロイ被覆管との間のギャップを開じ、一時的ではあるが PCI が発生する。現在の NSRR 実験では、未照射燃料を用いているので、その PCI 発生時に腐食性のヨウ素の存在量は極めて少ないと考えられるが、実験的に PCI 破損がおこらないことは、これまでに検証されていなかった。

本報は、燃料棒製造時にあらかじめ腐食性ヨウ素-127 を封入した未照射燃料棒を用い、RIA 実験中に PCI 破損が発生するかどうかを検証した分類効果実験の結果である。

#### (2) 実験方法

##### 1) 燃料棒

実験に用いた燃料棒は、Table 2.2.1 に示すような NSRR 標準燃料（PWR 仕様）である。濃縮度は 10w/o であり、燃料有効長は、137 mm である。この燃料棒を 4 本製造した。このうち 2 本にはヨウ素-127（以下、I-127）を封入した。その方法は、Fig. 2.2.1 に示すように、燃料有効長の中央位置に、アンプル（長さ 10 mm, 直径 2 mm）に封入した I-127 を挿入するものである。実験にあたっては、小パルス照射でアンプルを破り、ヨウ素をガス化し燃料棒中に拡散させて腐食性の雰囲気を作った。

## 2) 実験マトリクス

準備した4本の燃料棒を二組に分けて、Table 2.2.2 の様にした。即ち、実験 256-1 では、I-127 を 1.3 mg 封入した燃料棒と I-127 を含まない燃料棒 2 本を大気圧力カプセルに装荷し、同時にパルス照射し、268 cal/g・UO<sub>2</sub> の発熱量を与えた。一方、実験 256-2 では、I-127 を 1.0 mg 封入した燃料棒と I-127 を含まない燃料棒 2 本を大気圧カプセルに装荷し、同時にパルス照射し、280 cal/g・UO<sub>2</sub> の発熱量を与えた。

## 3) 封入 I-127 量の決定

封入 I-127 量は、実際に PCI 破損した燃料棒から推定した。その燃料棒は、Fig. 2.2.2 に示す様に、ハルデン計画に於て平均線出力密度 30 kW/m で 15 MWd/kg U まで燃焼し、その時点で 50 kW/m まで出力急昇試験にかけられた原研燃料棒 [83] である。同燃料棒は、出力急昇後約 0.7 h で PCI 破損した。そこで、その燃料棒の製造データと同図に示す照射履歴を原研の開発した燃料ふるまい解析コード FEMAX I-III に入力し、同コードにて燃料棒中に蓄積された腐食性ヨウ素量を推定した。その結果、実際に燃料棒が PCI 破損した時点での FP ガス放出率は 13%，蓄積ヨウ素量は  $33 \times 10^{-6}$  g/cm<sup>2</sup> であった。これら計算値は、Peehs らの報告した I-応力腐食割れのしきい値  $10^{-6}$  g/cm<sup>2</sup> の約 30 倍、FEMAX I-III による PCI 破損発生のために FP ガス放出しきい値 8% の 1.6 倍に相当している。計算から得たヨウ素濃度  $33 \times 10^{-6}$  g/cm<sup>2</sup> を、本実験に用いた燃料被覆の内側面積を用いて換算し、封入ヨウ素量 1.0 ~ 1.3 mg を設定した。

蓄積ヨウ素量を上記のように決定した FEMAX I-III 計算では、自然界に存在しない放射性の I-125 (半減期 59 日), I-129 (半減期  $1.57 \times 10^7$  年) 等も考慮されていた。しかし、本報ではそれらを全て自然界に存在する腐食性の I-127 に置きかえた。

## 4) パルス照射

パルス照射は 1 回の実験で 2 度実施した。第 1 回目のパルス照射は、燃料棒内に充填した I-127 をガス化させ、それを燃料棒内に充満させるために行った。この 1 回目のパルス照射による被覆管表面温度は約 115°C 程度であった。これから推定される燃料中心付近の温度は、NSR-77 を用いたコード計算によれば約 500°C であり、ガス化温度 184°C の I-127 は、その条件下で十分にガス化したと考えられる。

第 2 回目のパルス照射では、第 1 回目のパルス照射後約 0.7 h 後に（前述 H BWR で生じた PCI 破損の時間を模擬した）燃料棒の発熱量を 268 又は 280 cal/g・UO<sub>2</sub> とした。パルス照射後、使用キャップセルは約 4 週間冷却され、除荷された。除荷後、照射燃料棒を取り出し、詳細な照射後試験を実施した。

## (3) 実験結果と考察

## 1) 破損しきい値

Fig. 2.2.3 は、燃料棒に与えた発熱量で整理した供試燃料棒の破損の状況である。実験点は少ないが、I-127 封入棒が（以下、I-127 棒）が非破損であったのに対して I-127 封入なしの参考燃料棒（以下、レファレンス棒）はともに破損した。但し、I-127 棒のうち、280 cal/g・UO<sub>2</sub> まで達したものは、被覆管肉厚の 50% に至る未貫通の割れキズがみつかった。

すなわち、本実験条件下では明らかなPCI破損は生じなかった。

## 2) 金相観察

Photo.2.2.1は、268 cal/g・UO<sub>2</sub>でパルス照射した供試燃料棒の輪切り写真である。写真からわかる様に、レファレンス棒の中央では、被覆管の肉厚変化が不規則になって偏肉しており、その薄くなった被覆管肉厚の箇所で割れていた。これは、高温になった被覆管内に塑性流動が生じ、その薄くなった箇所が冷却時に脆化して割れキズが入った（破損した）と考えられる。

一方、I-127棒では、被覆管の偏肉は生じておらず、ほぼ均一な肉厚であった。この燃料ペレットでは、レファレンス棒にない特徴が観られた。すなわち、燃料ペレット外縁に於て、厚みの均一な円環が観られた。そこで軸方向中央位置でこの一部分を拡大してみたところ、Photo.2.2.2の様になった。この写真から分かる様に、円環と観られたのは、等軸的に大きく成長した結晶粒の集合であった。また、この等軸晶の集合には、円周方向の粒界割れが観られた。

Photo.2.2.3は、280 cal/g・UO<sub>2</sub>でパルス照射した供試燃料棒の輪切り写真である。写真から分かる様に、レファレンス棒の中央では、やはり被覆管の偏肉による脆性割れが生じていた。

一方、I-127棒では、被覆管の偏肉は生じておらず、ほぼ均一であった。しかし、底部ピーキング位置から切り出した輪切り写真には、被覆管の一部が溶融した形跡があり、そこには未貫通割れ（被覆管肉厚の約50%）が発生しているのが確認された。この割れキズは、燃料被覆の一部溶融において生じたものであり、PCIによる割れではなかった。発熱量268 cal/g・UO<sub>2</sub>で観られた燃料ペレット外縁の円環が再現されると共に、その幅も一層増大した。そこで、軸方向中央位置で、円環の一部を拡大してみたところ、Photo.2.2.4のようになつた。写真から分かるようにこの円環は柱状晶の集合体であった。また、この柱状晶よりなる燃料部分とそうではない燃料部分との境界面では、円周方向に走る割れが存在していた。

## (4) 結言

NSRRの標準仕様未照射燃料棒に、I-127を1.0～1.3 mg 封入したものを準備し、RIA実験条件下でPCI-応力腐食割れ破損（PCI破損）が発生するか否かを確認する分離効果実験を実施した。得られた結果は、以下のとおりである。

- (1) RIA実験条件下において大きなPCI応力が発生したものにも拘らず、ヨウ素を封入した燃料棒の被覆管内面温度は、ヨウ素によるPCI感受性が消失するとされている限界温度650°Cを0.2秒以内で超えた。このため、PCI破損は発熱量を268及び280 cal/g・UO<sub>2</sub>とした本実験条件の範囲内では生じなかった。一方、ヨウ素を封入しなかつた燃料棒であるレファレンス棒は、被覆管の高温化に起因する被覆管肉厚の極端な減少（偏肉化）により、268及び280 cal/g・UO<sub>2</sub>で溶融破損した。
- (2) ヨウ素を封入した燃料ペレットの外縁には、268 cal/g・UO<sub>2</sub>では等軸晶、280 cal/g・UO<sub>2</sub>では柱状晶の結晶粒が、均一な円環状に集合しているのが観られた。しかし、レファレンス棒ではそれが観られなかった。

## (5) 参考文献

- [ 1 ] JONES, R. L., CUBICCIOTTI, D., and SYRETT, B. C., "Effect of Test Temperature, Alloy Composition, and Heat Treatment on Iodine-Induced Stress Corrosion Cracking of Unirradiated Zircaloy Tubing," *J. Nucl. Mater.*, 91, 277 (1980)
- [ 2 ] UNE, K., "Deformation and Fracture Behavior of Zircaloy-2 Deformed at Constant Strain Rate in Iodine Environment, (I)," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 16, 577 (1979)
- [ 3 ] 田中 博, 恩地健雄, "ジルカロイ-2 のヨウ素雰囲気中における応力腐食割れ破面の観察" 電力中央研究所報告, 研究報告 279032 (1980)
- [ 4 ] PEEHS, M., STEHLE, H., and STEINBERG, E., "Out-of-Pile Testing of Iodine Stress Corrosion Cracking in Zircaloy Tubing in Relation to Pellet-Clad-Interaction," ASTM-STP 681, p.244, American Society for Testing and Materials (1979)
- [ 5 ] WILSON, H. W., YOON, K. K., and BATY, D. L., "Effect of Fuel Rod Design on SCC Susceptibility," *Proc. ANS Topl. Mtg. Light Water Reactor Fuel Performance*, Portland, Oregon, April 29 - May 3, 1979, DOE/ET/34007-1, p.246, American Nuclear Society
- [ 6 ] ADAMSON, R. B., "Effect of Texture on Stress Corrosion Cracking of Irradiated Zircaloy in Iodine," *J. Nucl. Mater.*, 92, 363 (1981)
- [ 7 ] SMITH, E., "The Effect of The Inner Surface Texture on The Stress Corrosion Cracking Susceptibility of Zircaloy Cladding," *J. Nucl. Mater.*, 89, 87 (1980)
- [ 8 ] KNORR, D. B. et al. : "Effects of Material Condition on The Iodine SCC Susceptibility of Zircaloy-2 Cladding," *J. Nucl. Mater.*, 110, 230 (1982)
- [ 9 ] SYRETT, B. C., CUBICCIOTTI, D., and JONES, R. L., "The Effects of Texture and Surface Condition on The Iodine Stress Corrosion Cracking Susceptibility of Unirradiated Zircaloy-2," *Nucl. Technol.*, 55, 628 (1981)
- [10] CUBICCIOTTI, D., HOWARD, S. M., JONES, R. L., "The Formation of Iodine Induced Stress Corrosion Cracks in Zircaloys," *J. Nucl. Mater.*, 78, 2(1978)

- [11] LUNDE, L., et al., "Stress Corrosion Testing of Irradiated Zircaloy Cladding and Its Relevance to PCI Failure," *Proc. IAEA Specialists' Mtg. Pellet/Cladding Interaction in Water Reactors*, Risø, Denmark, September 22-26, 1980
- [12] WOOD, J. C. and HARDY, D. G., "Characteristics and Interpretation of Power Ramping Defects," *Proc. ANS Topl. Water Reactor Fuel Performance*, St. Charles, Illinois, May 9-11, 1977, p.315, American Nuclear Society (1977)
- [13] LUNDE, L. et al., "The Influence of Environmental Variables and Irradiation on Iodine Stress Corrosion Crack Initiation and Growth in Zircaloy," *Proc. IAEA Specialists' Mtg. on Water Reactor Fuel Element Performance Computer Modelling*, Blackpool, England, March 17-21, 1980
- [14] BEMENT, A. L. et al., "Effects of Neutron Irradiation on The Flow and Fracture Behavior of Zircaloy-2," ASTM-STP-380, 372 (1964)
- [15] WOOD, J. C. and KELM, J. R., "Effects of Irradiation on The Iodine Induced Stress Corrosion Cracking of CANDU Zircaloy Fuel Cladding," *Proc. IAEA Specialists' Mtg. on Pellet-Cladding Interaction in Water Reactors*, Risø, Denmark, 22-26 September, 1980, IWGFPT (1980)
- [16] ONCHI, T., "Effects of Neutron Irradiation on Iodine Stress Corrosion Cracking Susceptibility of Zircaloy-2 Tubing," *J. Nucl. Scie. and Technol.*, 19, 9, 740 (1982)
- [17] JONES, R. L. et al., "Threshold Conditions For Iodine-Induced Stress Corrosion Cracking of Unirradiated Zircaloy-4 Tubing Under Internal Pressurization," *J. Nucl. Mater.*, 82, 26 (1979)
- [18] UNE, K., "Influence of Cesium and Cesium Oxide on Iodine Stress Corrosion Cracking of Zircaloy-2 in Out-of-Pile and In-Pile Conditions," *J. Nucl. Mater.*, 87, 207 (1979)
- [19] PEEHS, M., et al., "Diskussion Möglicher Mechanismen Von PCI-Defekten," *J. Nucl. Mater.*, 87, 274 (1979)
- [20] HOFMANN, P., and SPINO, J., "Determination of The Critical Iodine Concentration For Stress Corrosion Cracking Failure of Zircaloy-4 Tubing Between 500 and 900°C," *J. Nucl. Mater.*, 107, 297 (1982)
- [21] SHANN, S. H. and OLANDER, D. R., "Stress Corrosion Cracking of Zircaloy By Cadmium, Iodine and Metal Iodines," *J. Nucl. Mater.*, 113, 234 (1983)

- [22] WOOD, J. E., et al., "Effects of Strain Rate on The Iodine Induced Cracking of Zircaloy Under Localized Stress Conditions," *Trans. ANS*, 19, 105 (1974).
- [23] NORRING, K., HAAG, Y. and WIKSTØM, "Propagation of Stress Corrosion Cracks in Unirradiated Zircaloy," *J. Nucl. Mater.*, 105, 231 (1982)
- [24] VILPPONEN, K. O. et al., "Fuel Performance Under Power Ramp Conditions in The HBWR," *Proc. IAEA Specialists' Mtg. Pellet/Cladding Interaction in Water Reactors*, Risø, Denmark, September 22-26, 1980, IWGFPT/8 (1980)
- [25] 菊地 章, 市川達夫, "インターランプ計画の研究成果" *日本原子力学会誌* 23.7 (1981)
- [26] KOLSTAD, E., VITANZA, C. and VILPPONEN, K. O., "Fuel Behaviour During Steady State and Transient Operation," *Proc. CSNI Specialist Mtg. on Safety Aspects of Fuel Behaviour in Off-Normal and Accident Conditions*, ESPOO, Finland, 1st-4th September 1980
- [27] MOGARD, H. and HECKERMANN, ., "The International Super-Ramp Project at Studsvik," *Proc. ANS Topl. Mtg. Light Water Reactor Fuel Performance*, Orlando, Florida, April 21-24, 1985, Vol. 2, p.6-17, American Nuclear Society (1985)
- [28] LEMAIGNAN, C. et al., "Fuel Behavior, Fission Product Release and Cladding Deformation During The CANSAR PCI-Related Experiment," *Proc. ANS Topl. Mtg. Light Water Reactor Fuel Performance*, Orlando, Florida, April 21-24, 1985, Vol. 2, p.6-69, American Nuclear Society (1985)
- [29] HOLLOWELL, T. E., KNUDSEN, P. and MOGARD, H., "The International Over-Ramp Project at Stüdsvik," *Proc. ANS Topl. Mtg. Light Water Reactor Extended Burnup*, Williamsburgh, Virginia, April 4-8, 1982, Vol. 1, p.4-5, available from National Technical Information Service (1982)
- [30] INOUE, K. et al., "An Overview of The Joint Development Work on PCI Remedy Fuel," *Proc. ANS Topl. Mtg. Light Water Reactor Fuel Performance*, Orlando, Florida, April 21-24, Vol. 2, p.6-1, American Nuclear Society (1985)
- [31] KJAER-PEDERSEN, N. and WOODS, K. N., "Ramp Tests on Fuel Rods Containing Solid Pellet, Annular Pellet, and Sphere-Pac Particle Fuel," *Proc. ANS Topl. Mtg. Light Water Reactor Fuel Performance*, Orlando, Florida, April 21-24, Vol. 2, p.6-35, American Nuclear Society (1985)

- [32] JUNKRANS, S. and NERMAN, H., "ASEA-ATOM Results on PCI Experiments on Fuel Rods ; A Review," *J. Nucl. Mater.*, 87, 247 (1979)
- [33] ATABEK, R. et al., "High Burnup Effects on The Pellet-Cladding Interaction Phenomenon," *Proc. ANS Topl. Mtg. LWR Extended Burnup-Fuel Performance and Utilization*, Williamsburg, Virginia, April 4-8, 1982, Vol. 1, p.4-19, available from National Technical Information Service (1982)
- [34] HOWL, D. A. and RAVEN, R. A., "A Comparison Between Cold Worked and Annealed Clad on The Performance of Fuel Irradiated in a PWR to 35,000 MWD/tEU," *Ref. (33)*.
- [35] DAVIS, J. H. et al., "Power Ramp Tests of Potential PCI Remedies," *Proc. ANS Topl. Mtg. Light Water Reactor Fuel Performance*, Portland, Oregon, April 25-May 3, 1979, DOE/ET/34007-1, p.275, American Nuclear Society (1979)
- [36] ROSENBAUM, H. S. et al., "Determination of Fuel Resistant to Pellet-Cladding Interaction," GEAP-23773 (1978)
- [38] KNUDSEN, P. et al., "Power Ramp Performance of Vipac Fuel," *Proc. IAEA Specialists' Mtg. Pellet-Cladding Interaction in Water Reactors*, Risø, Denmark, 22-26 September, 1980, IWGFP/8 (1980)
- [38] HOLZER, R. and STEHLE, H., "Results and Analysis of KWU Power Ramp Investigations," *J. Nucl. Mater.*, 87, 227 (1979)
- [39] FREEBURN, H. R. and CORSETTI, L. V., "Fission Gas Release From PWR Fuel Rods Under Conditions of Normal Operation and Power Ramping," p.3-43, in *Ref. (33)*.
- [40] WOOD, J. C. et al., "Pellet-Cladding Interaction-Evaluation of Lubrication by Graphite," *J. Nucl. Mater.*, 88, 81 (1980)
- [41] BRADLEY, E. R., et al., "An Evaluation of The In-Pile Pressure Data From Instrumented Fuel Assemblies IFA-431 and IFA-432," PNL-3206, NUREG/CR-1139 (1979)
- [42] FRESHLY, M. D., "High Burnup Effects Program - A Summary Status Report," *Proc. ANS Topl. Mtg. Light Water Reactor Extended Burnup-Fuel Performance and Utilization*, Williamsburg, Virginia, April 4-8, 1982, Vol. 2, p.6-67, available from National Technical Information Service (1982)
- [43] DOMOTO, K. et al., "The Development of ATR Mox Fuels," *Proc. IAEA Specialists' Mtg. Improved Utilization of Water Reactor Fuel With Special Emphasis on Extended Burnups and Plutonium Recycling*, CEN/SCK, Mol, Belgium, May 7-11, (1984)

- [44] KNUDSEN, P. et al., "The Risø Fission Gas Project," *Proc. OECD-NEA-CSNI/IAEA Specialists' Mtg. Water Reactor Fuel Safety and Fission Product Release in Off-Normal and Accident Conditions*, IWGFPT/16 (1983)
- [45] ATABEK, R. et al., "High Burnup Effects on The Pellet-Cladding Interaction Phenomenon," p.4-19 in Ref. (42).
- [46] NAGAI, M. et al., "Elucidating The Iodine SCC Process For Zircaloy Tubing," *Proc. IAEA Specialists' Mtg. Pellet-Cladding Interaction in Water Reactor Fuel*, Seattle, Washington, October 3-7, 1983
- [47] VIDEM, K., LUNDEL, L., HOLLOWELL, T., VILPPONEN, K., and VITANZA, C., "Cracking of Cladding Tubes Caused by Power Ramping and by Laboratory Stress Corrosion Experiments," *J. Nucl. Mater.*, 87, 259 (1979)
- [48] PASUPATHI, V. et al., "Determination and Microscopic Study of Incipient Defects in Irradiated Power Reactor Rods," EPRI-NP 812 (1978)
- [49] FUHRMAN, N. et al., "Evaluation of Fuel Performance in Maine Yankee Core I Task C," EPRI-NP 218 (1976)
- [50] BOUFFIOUX, P. et al., "Potential Cause of Failures Associated With Power Changes in LWR's," *J. Nucl. Mater.*, 87, 251 (1979)
- [51] LaVAKE, J. C. and GAERTNER, "Ramp Test Behavior of High Burnup PWR Fuel Rods," *Proc. ANS Topl. Mtg. Light Water Reactor Fuel Performance*, Orlando, Florida, April 21-24, 1985, Vol. 2, p.6-53, American Nuclear Society (1985)
- [52] SEPPA, E. K., "A Review of Experiments and Modelling of The Effects of Extended Burnup on The PCI Behaviour of Power Reactor Fuel," *Proc. IAEA Specialists' Mtg. High Burnup in Power Reactor Fuel*, CEN/SCK, Mol, Bergium, March 23-27, 1981
- [53] SAHOO, K. C. et. al., "Pellet-Clad Interaction Observations in Boiling Water Reactor Fuel Elements," *Proc. IAEA Specialists' Mtg. on Pellet-Cladding Interaction in Water Reactors*, Risø, Denmark, September 22-26, 1980, IWGFPT/8 (1980)
- [54] VOGL, W., et al., "Experimental Strategy of Fuel Performance Testing With Respect to PCI," *Nucl. Eng. Des.*, 65, 307 (1981)
- [55] VENKATESWARLU, K. S. et al., "Pellet-Cladding Interactions; Detection and Location of PCI Defects Through Fission Product Release During Reactor Operation / Transients and The Concept of Cumulative PCI Damage," Ref. (53), IWGFPT/8 (1980)

- [56] von JAN, R. and HERING, W., "Experience and Plans with PCI Protection in KWU LWR Plants," *ibid.*
- [57] BERGENLID, U. et al., "Experimental Observations of The PCI Failure Occurrence on Power Ramping," *ibid.*
- [58] GARLICK, A. et al., "Windscale Nuclear Power Development Laboratories Power Ramp Experience in The Winfrith SGHWR (UK)," *Proc. KTG/ENS/JRC Mtg. Ramping and Load Following Behaviour of Reactor Fuel*, Petten, Netherlands, November 30 - December 1, 1978
- [59] GÖTSMANN, O., "Thermochemical Evaluation of PCI Failures in LWR Fuel Pins," *J. Nucl. Mater.*, 107, 185 (1982)
- [60] BREEMER, N. et al., "Experience of High Burnup Assemblies in The DODEWAARD BWR," *Ref. (52)*.
- [61] WOOD, J. C., "PCI-OGRAMS : Application of CANDU Fuelogram Methodology to PCI Data From Light-Water Reactors," *Proc. IAEA Specialists' Mtg. Power Ramping and Power Cycling of Water Reactor Fuel and Its Significance to Fuel Behaviour*, Arles, France, May 14-18, p.25, 1979, IWGFPT/5 (1979)
- [62] MANZEL, R. et al., "Power Ramp Experiments in The Nuclear Power Plant BIBLIS A," p.45, *ibid.*
- [63] JUNKRAUS, S. et al., "The Combined Use of Test Reactor Experiments and Power Reactor Tests For The Development of PCI-Resistance Fuel," p.75, *ibid.*
- [64] WOOD, J. C., HARDY, D. G., and BAIN, A. S., "Improved CANDU Fuel Performance," p.79, *ibid.*
- [65] ATABEK, R. et al., "Pellet/Clad Interaction : FRAMATOME-CEA Experience on Fuel Rods Pre-Irradiated in Power Reactors," p.96, *ibid.*
- [66] FICI, J. A. et al., "Pressurized Water Reactor Fuel Duty During Core Operation," *Ref. (53)*.
- [67] SMITH, E., and MILLER, A. K., "Stress Corrosion Fracture of Zircaloy Cladding in Fuel Rods Subjected to Power Increases : A Model For Crack Propagation and The Failure Threshold Stress," *J. Nucl. Mater.*, 80, 291 (1979)
- [68] CUBICCIOTTI, D. and JONES, R. L., "EPRI-NASA Cooperative Project on Stress Corrosion Cracking of Zircaloys," EPRI-NP-717 (1978)
- [69] BALLINGER, R. G. et al., "PCI Limitations at Extended Burnup," *Proc. ANS Topl. Mtg. LWR Extended Burnup Fuel Performance and Utilization*, Williamsburg, Virginia, April 4-8, 1982, Vol. 1, p.4-35, available from National Technical Information Service (1982)

- [70] MURAI, K. et al., "Evaluations on Power Ramp Data of PWR Fuels by FROST and THERMOS Codes," *Proc. IAEA Specialists' Mtg. Water Reactor Fuel Element Performance Computer Modelling*, Bowness-on-Windermere, Cumbria, UK, April 9-13, 1984
- [71] MALEN, K., "Comparison of Calculations Using The STUROD Code With Experimental Results From The Studsvik IR, OR, and DR II-Programs," *ibid.*
- [72] BOUFFIOUX, P., "Influence of Some Fabrication Parameters and Operating Conditions on The PCI Failure Occurrence in LWR Fuel Rods," Ref. (51), IWGFPT/5 (1979)
- [73] ANAND, A. K. et al., "Inpile Irradiations For Verification of Pellet Clad Interaction Predictions," Ref. (53), IWGFPT/8 (1980)
- [74] ATABEK, R. et al., "Pellet Cladding Interaction : Mechanical and Chemical Approach to Modelling," *ibid.*
- [75] DEHON, C. et al., "Analytical Interpretation of PCI Related Experiments," *ibid.*
- [76] ICHIKAWA, M. et al., "Analysis of PCI by FEMAXI-III," *ibid.*
- [77] SEPPA, E. K. et al., "Modelling of Overpower Transients With GAPCON-THERMAL-3 Code," *ibid.*
- [78] PANKASKIE, P. J. et al., "Mechanistic Considerations Pertinent to The PCI Fuel Failure Phenomenon," *ibid.*
- [79] HOPPE, N., "PCMI Modelling in COMETH," *ibid.*
- [80] MILLER, A. K. and OCKEN, H., "Stress Corrosion Cracking of Zircaloy : The Use of Laboratory Data to Predict In-Reactor Behavior," *ibid.*
- [81] WALTON, L. A. and MATHESON, J. E., "FUMAC - A New Model For Light Water Reactor Fuel Relocation and Pellet-Cladding Interaction," *Nucl. Technol.*, 64, 127 (1984)
- [82] 柳澤和章, 藤田 操 "燃料ふるまい解析コード FEMAXI-Ⅲによる出力急昇試験 燃料棒の破損応力とFPガス放出率の評価", JAERI-M 83-228 (1983)
- [83] 柳澤和章, 近藤吉明, E. コルスタッド, "軽水炉燃料のペレットー被覆相互作用の研究, (1) PWR型燃料棒" 日本原子力学会誌 28, 641 (1986)

## 2.2.2 破壊力測定実験

(更田豊志, 藤城俊夫)

## (1) 概要

本実験シリーズの目的は、燃料棒初期内圧の燃料／冷却材相互作用による破壊力発生に及ぼす影響を調べるとともに、照射済燃料実験に使用する実験カプセル設計に資するための基礎データを得ることである。このため、FPガスによる燃料棒内圧の上昇を模擬した予加圧燃料棒を2重カプセル内に装荷して、燃料棒破損時に発生する破壊力並びにカプセルの動的応答を評価している。本シリーズとしては、浸水燃料を用いた実験も含めてこれまでに計14回の実験（実験No. 260-1～12及び実験No. 261-1・2）を行っているが、今期は更に1回の実験（実験No. 260-14）を行った。

## (2) 実験方法

Fig. 2.2.4 に本実験で使用した実験カプセルの概略図を示す。この実験カプセルは照射済燃料実験用カプセルを模擬したステンレス鋼製2重容器構造となっており、内部カプセルは内径72mm、内のり高さ480mmの円筒容器で、胴部の肉厚は2.4mmである。試験燃料は、この内部カプセル中央に燃料中心がNSRR炉心中心と一致させるように設置した。外部カプセルには従来の大気圧カプセルを使用し、内部カプセルは外部カプセル上蓋の下面から3本の支持棒によって吊り下げる形で固定した。

実験計装としては、内部カプセル底面に圧力センサーを取り付けて衝撃圧力を測定するとともに、上蓋下面2ヶ所に圧力センサーを取り付け、カバー・ガスの静圧上昇を測定し、断熱圧縮の仮定の下に水撃力を評価した。また、カプセルの変形応答を調べるために、内部カプセル及び外部カプセルの各所に歪ゲージを取り付け、動的な歪を測定した。この他、カプセル内部の水温の測定を行った。

今期実施した260-14実験では、試験燃料棒として濃縮度10%、初期内圧7.0 MPaのものを使用した。

## (3) 実験結果及び考察

Fig. 2.2.5 に実験 260-14 における試験燃料棒の照射後の外観を示す。試験燃料棒は下端で破断して大きく開口しており、また被覆管表面はほとんど酸化していない。このことは全溶融燃料が短時間に冷却材中に放出されたことを示唆している。これまでに行った燃料棒初期内圧5.0 MPa以下の実験では、照射後の試験燃料棒は上下両端部を残すのみで発熱部はほぼすべて破損し、被覆管も破損燃料とともに飛散してしまっていたほか、上下両端部の発熱部よりの部分は被覆管表面が酸化していた。これに比べると、燃料棒初期内圧7.0 MPaで行われた実験 260-14 における試験燃料棒の照射後の外観は大きく異なっている。この外観の大きな違いは、燃料棒初期内圧の効果により、被覆管の破損口の開口条件が大きく異なったことによるものと予想されるが、燃料棒初期内圧の上昇が開口条件にこのような大きな差をもたらす機構を明らかにするためには、被覆管／端栓溶接部の強度などについて更に検討を行う必要がある。

実験 260-14において内部カプセル底部で測定された圧力波形は Fig. 2.2.6 に示すように極めて特徴的なものであった。初めに現われる約25 MPaに及ぶ圧力ピークは溶融燃料と冷却材

の直接接触による急激な水蒸気爆発によるものと考えられ、燃料棒内圧が 7.0 MPa と高いため溶融した燃料の噴出が急激に生じて燃料／冷却材相互作用が促進され、非常に高い衝撃圧力を生じたものと考えられる。約 0.7 msec 遅れて現われる 2 番目の圧力ピークについては、2 次的な水蒸気爆発によるもの、あるいは最初の圧力波によるカプセルの変位により底面にキャビテーションを生じ、このキャビテーション気泡の崩壊によるものなどとも考えられる。しかしながら、本実験と同様な体系で行われた、火薬を圧力源とした照射済燃料実験用カプセル耐爆実験においても、同様な圧力ピークが測定されていることから、この 2 番目の圧力ピークは連鎖的水蒸気爆発過程によるものでは無く、最初のピークを起因とする 2 次圧力である可能性が高い。また最初の圧力ピークから約 4.7 msec 遅れて現われるピークについては、燃料棒破断口上部の水塊によるカプセル上面への水撃がカプセル壁面を通じて圧力測定部である底面に伝わったことによるものと思われる。本実験と熱的条件は極めて異なるものの、溶融金属と低沸点液を用いた小規模水蒸気爆発実験においてもこの図と非常に良く似た圧力波形が測定されており、キャビテーション発生の可能性や、圧力波伝播機構についての検討は、燃料／冷却材相互作用の機構解明に資するものと考えられる。

実験 260-14 では被覆管波断口から冷却材中に噴出した燃料が、燃料／冷却材相互作用によって微粒子化したが、この微粒子化の進行程度を知るために実験後回収した破損燃料粒子をし分し、粒子径分布を求めた。Fig. 2.2.7 にこの粒子径分布の測定結果を示す。燃料粒子は極めて細かく微粒子化しており、この実験における燃料／冷却材相互作用が激しいものであったことがわかる。

尚、実験 260-14 では 10% 濃縮燃料を使用したが、この実験体系での 10% 濃縮燃料の発熱量評価実験は未だ行われていないため、発熱量などの正確な定量は現時点では不可能である。同発熱量評価実験は来期に実施される予定である。

Table 2.2.1 Design summary of test fuel rod

Fuel Type	Dimension
UO <sub>2</sub> pellets	
Diameter	9.29 mm
Length	10 mm
Density	95 % T.D.
Enrichment	10 %
Shape	Chamfered
Cladding	
Material	Zircaloy-4
Wall Thickness	0.62 mm
Pin	
Diameter	10.72 mm
Pellet-cladding Gap	0.190mm
Element	
Overall Length	275 mm
Active Length	137 mm
Weight of Fuel Pellets	93 g
Number of Pellets	14
Weight of <sup>127</sup> I	1.0 ~ 1.3 mg
Plenum Gas	0.1 MPa He

Table 2.2.2 Test Matrix

Test No.	Rod Identification	Energy Deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Fuel Type
256-1	Z4E14	268	Without Iodine
	Z4E10	268	Iodine included (1.3 mg)
256-2	Z4E15	280	Without iodine
	Z4E11	280	Iodine included (1.0 mg)

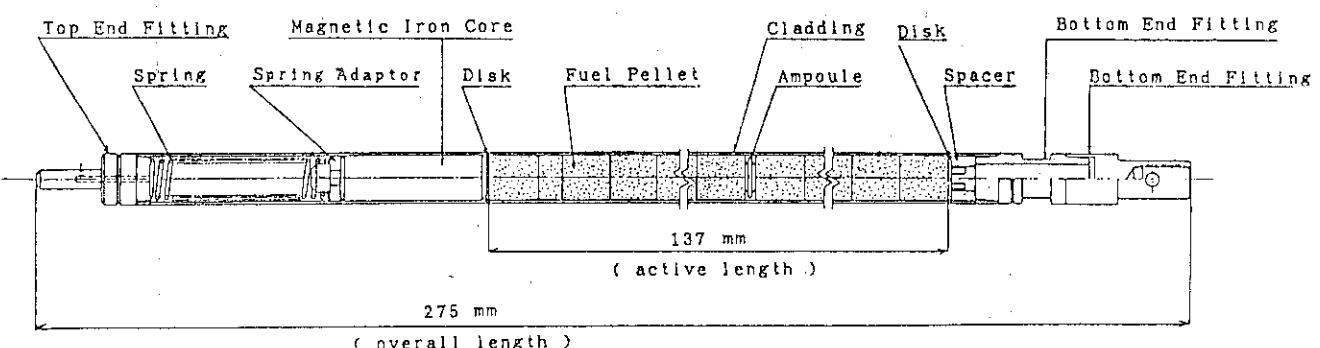


Fig. 2.2.1 Schematic drawing of fuel rod with I-127

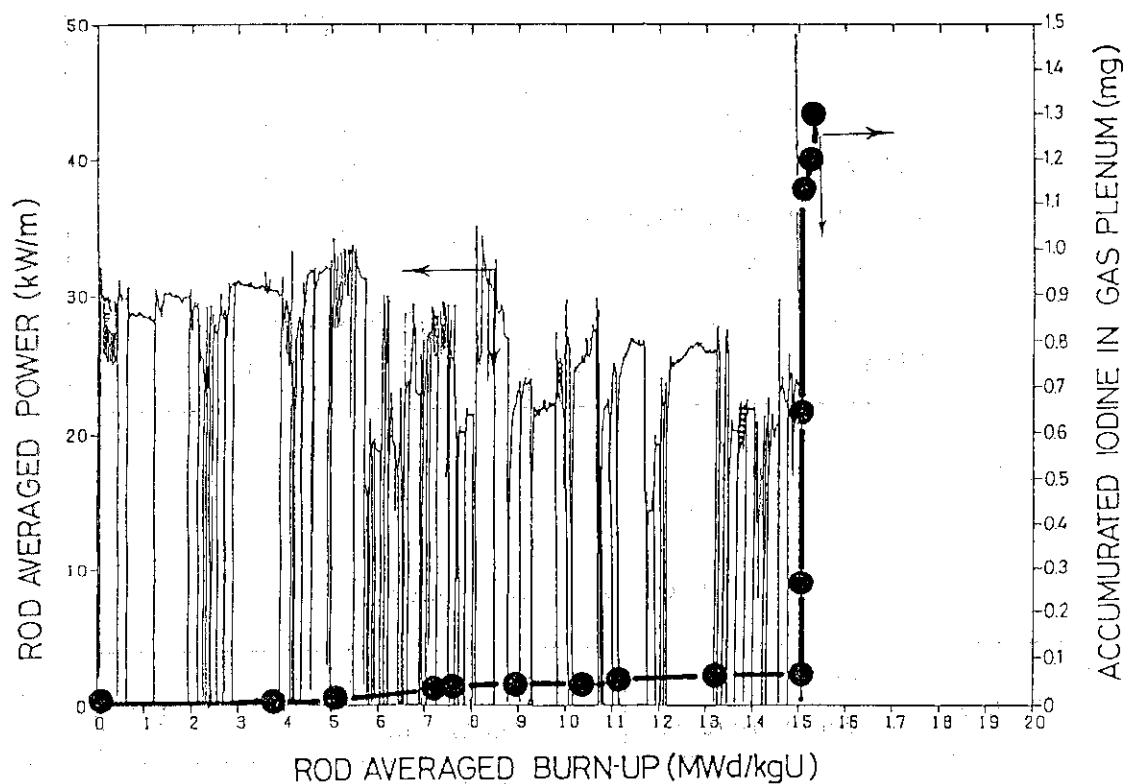


Fig. 2.2.2 Power history of HBWR irradiated BWR fuel rod and accumulated iodine estimated by code FEMAXI-III

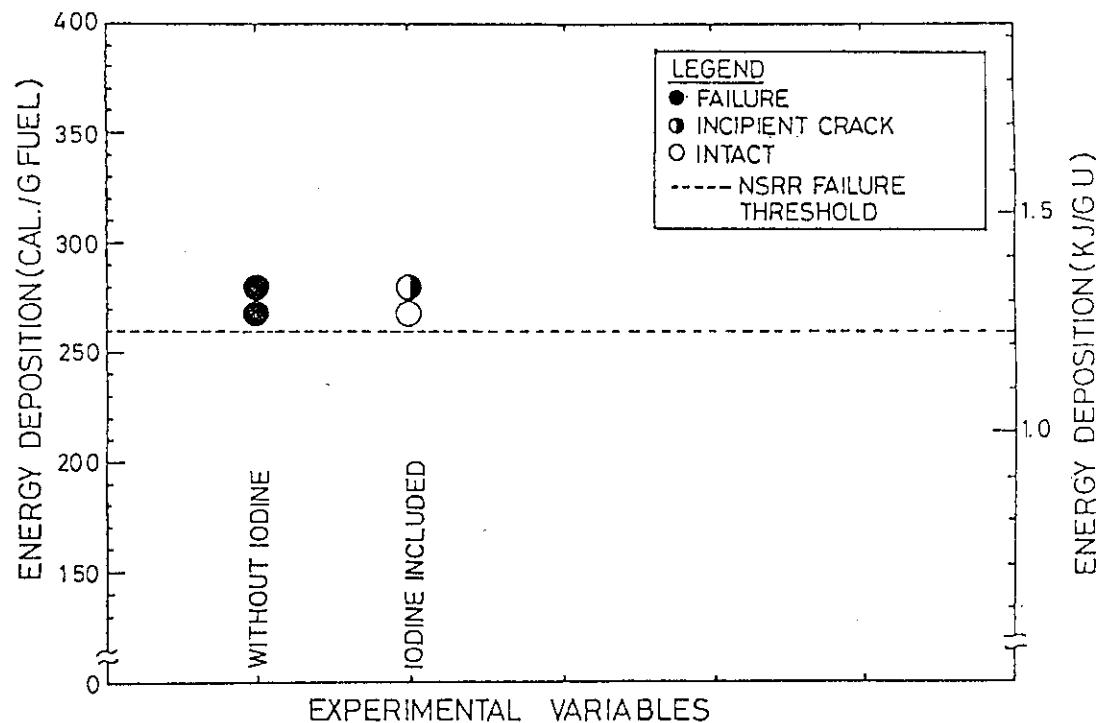


Fig. 2.2.3 Failure threshold of fuel rod with/without iodine

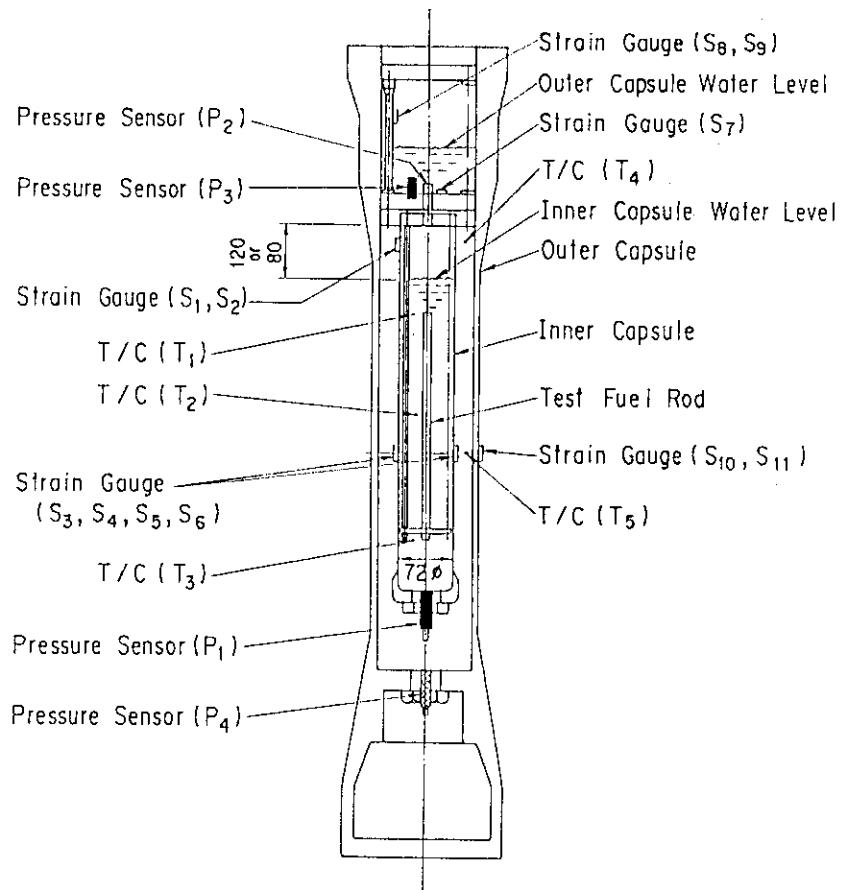


Fig. 2.2.4 Test Capsule of Test 260-14

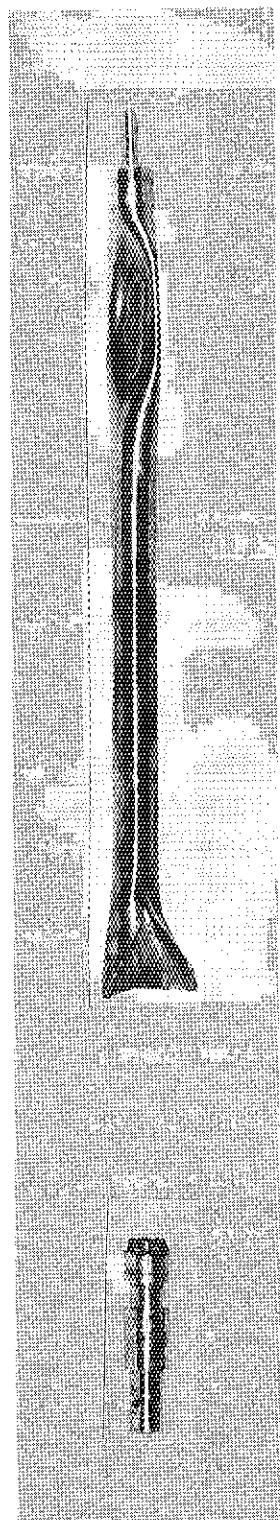


Fig. 2.2.5 Post-test Appearance of Test 260-14 Fuel Rod

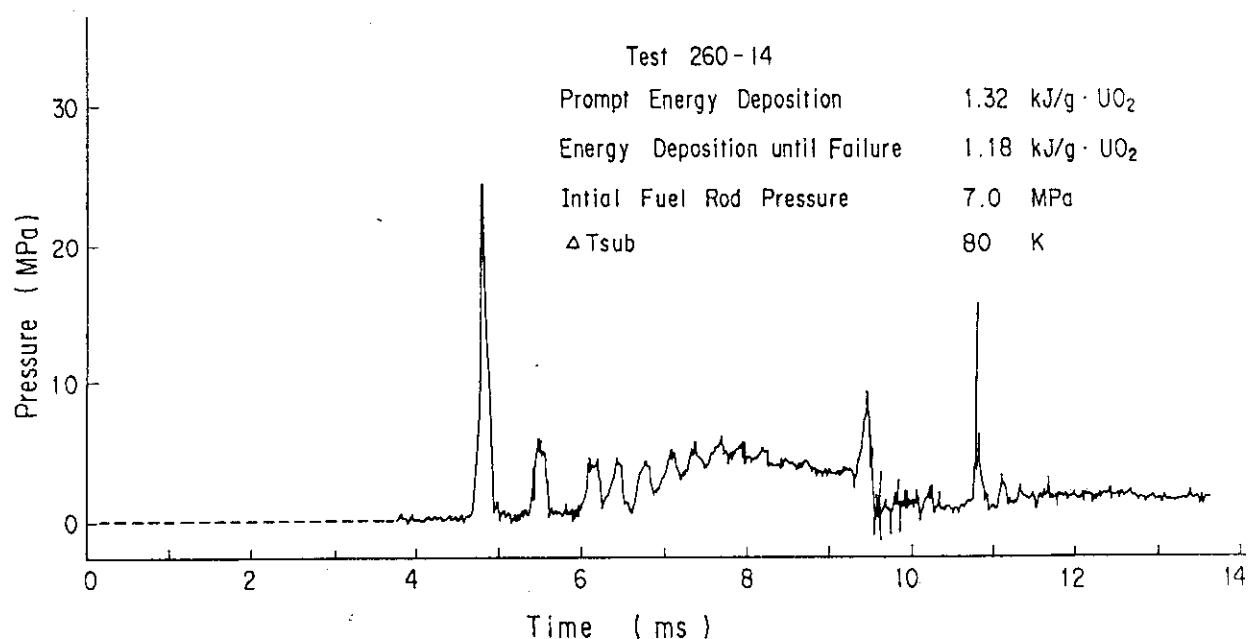


Fig. 2.2.6 Pressure Trace Measured in Test 260-14

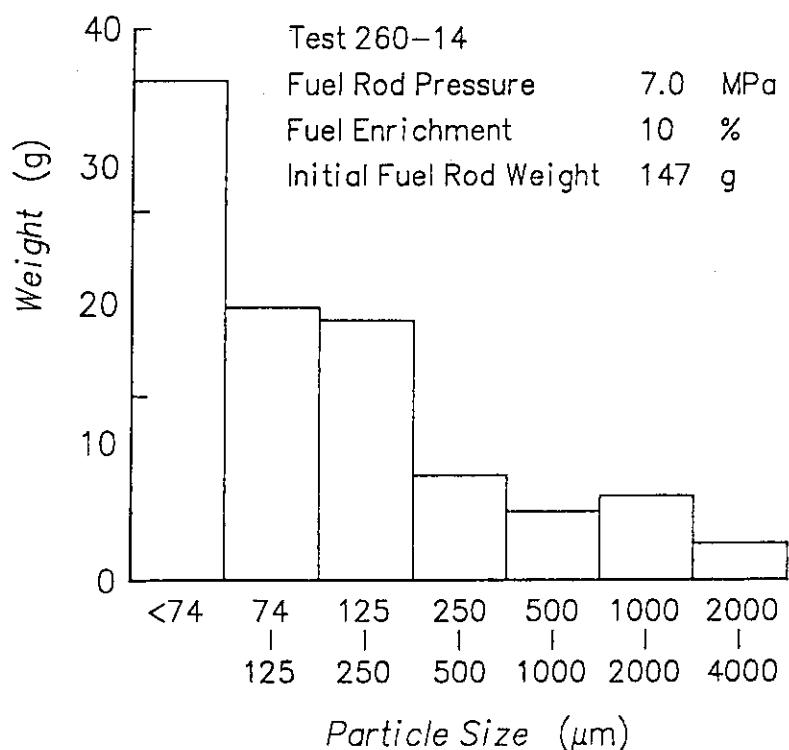


Fig. 2.2.7 Debris Particle Size Distribution

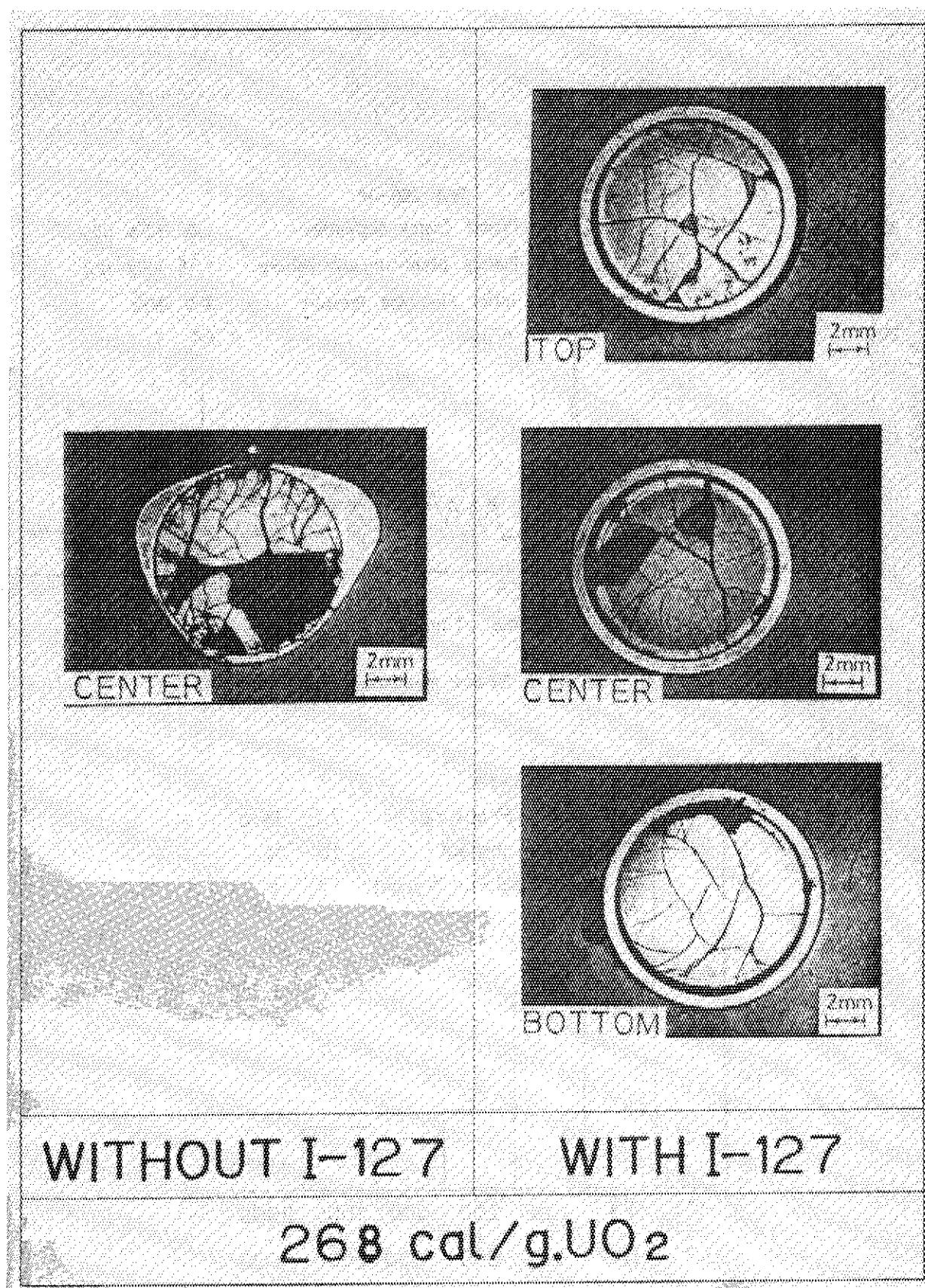


Photo. 2.2.1 As-etched radial cross section of fuel rods at energy level of 268 cal/g. $\text{UO}_2$ , (left) without I-127 and (right) with I-127 at fuel top, center, and bottom. White spots on cladding indicate zero orientation.

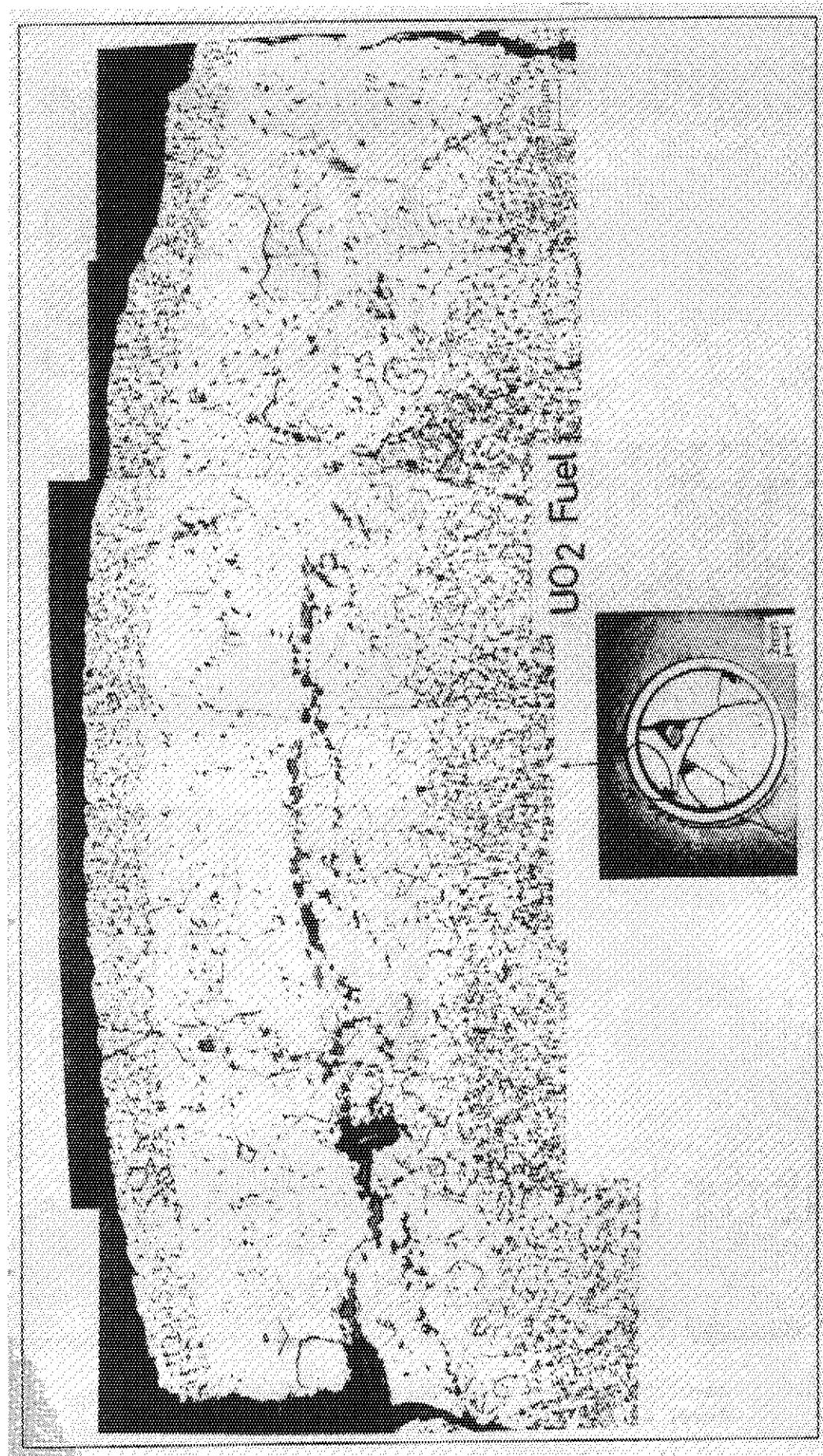


Photo. 2.2.2 As-etched radial cross section (central part) of fuel rod  
with I-127 at energy deposition of 268 cal/g.UO<sub>2</sub> (right)  
and partial enlargement at fuel periphery (top)

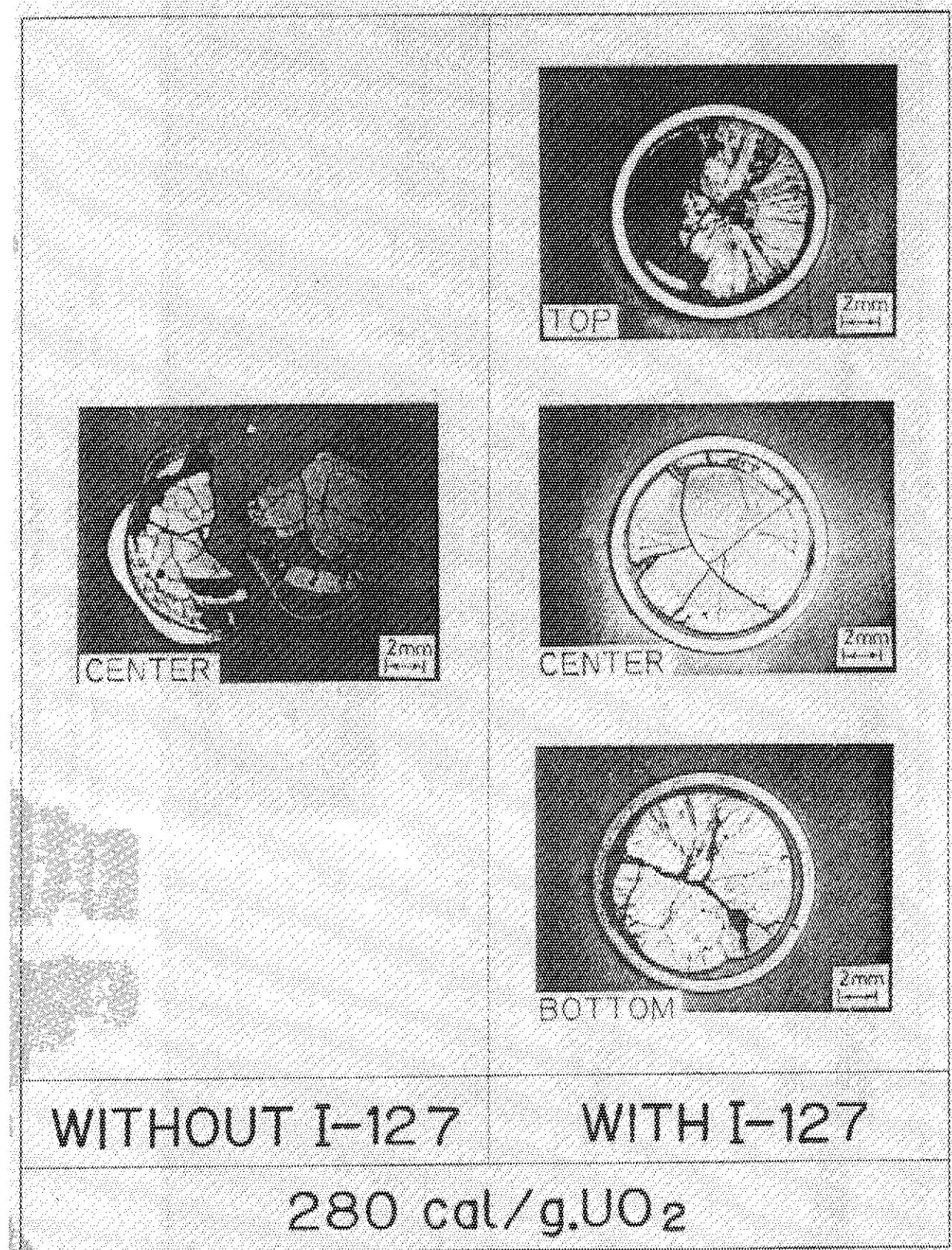


Photo. 2.2.3 As-etched radial cross section of fuel rods at energy level of 280 cal/g.UO<sub>2</sub>, (left) without I-127 and (right) with I-127 at fuel top, center, and bottom

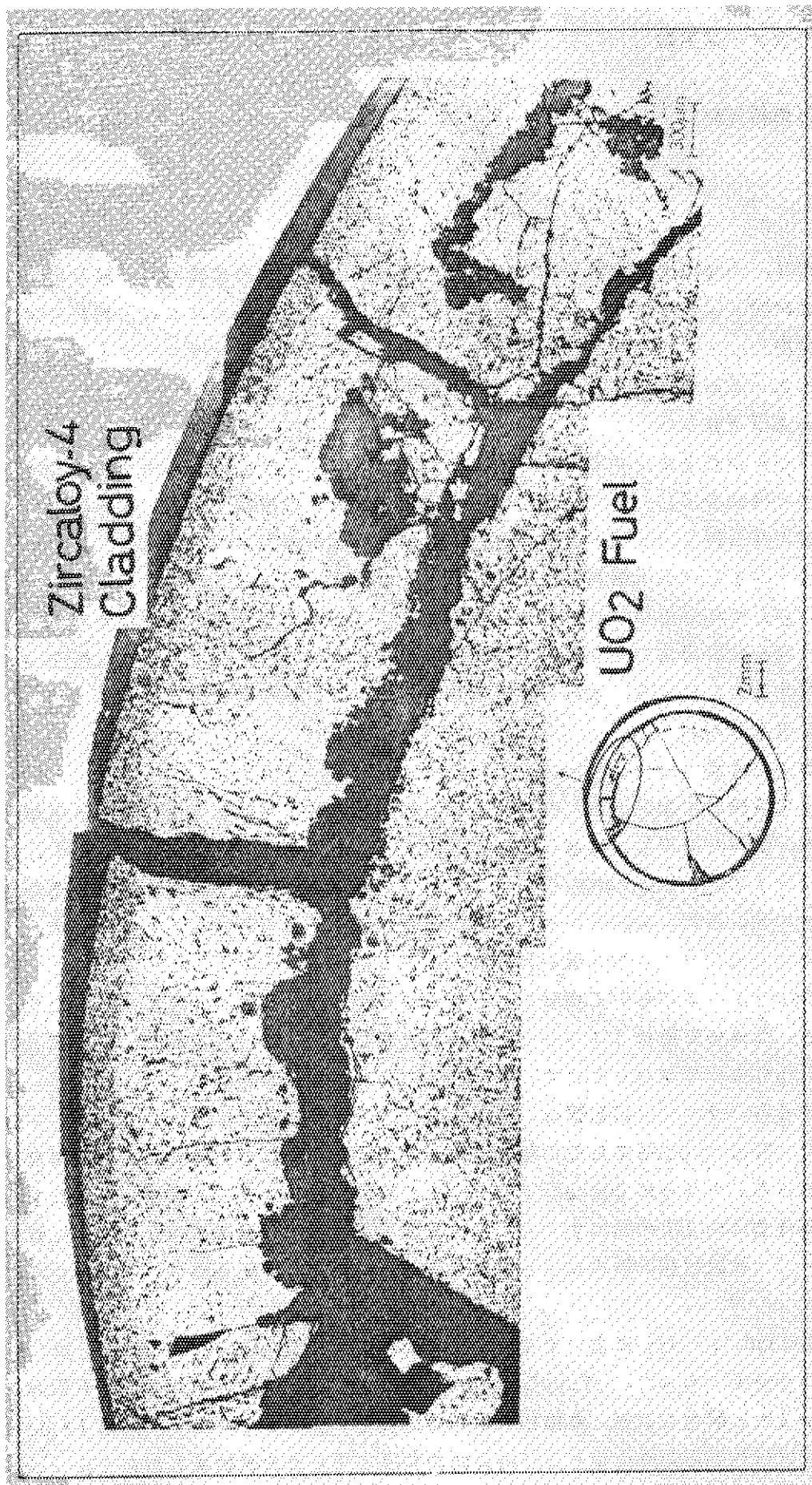


Photo. 2.2.4 As-etched radial cross section (central part) of fuel rod  
with I-127 at energy deposition of 280 cal/g.UO<sub>2</sub> (right)  
and partial enlargement at fuel periphery (top)

## 2.3 冷却条件パラメータ実験

### 2.3.1 流路管付燃料実験

(傍島眞)

#### (1) 概要

本実験シリーズは、内径の異なる流路管中に固定した燃料棒を3本同時に照射し、通常のPWR等より稠密な燃料棒ピッチを有する高転換軽水炉で採用されるバンドルにおける燃料挙動を調べるもので、次節のバンドル実験を補完するパラメータ実験である。パラメータとしては流路管径（すなわち水／燃料断面積比）、水流速、水温がある。

#### (2) 実験方法および実験条件

3本の各流路管中に水流をポンプで与える構成をFig. 2.3.1に示す。下部に図示した361シリーズが、本実験の構成を示し、他の図はバンドル実験（次節）の構成である。予め較正した流量で一定の流速となる様ポンプ電力を各々独立に設定し、燃料棒をパルス照射した。

361-5～361-7までの各実験条件をTable 2.3.1に示す。各実験ランでは2～3回の照射を間を置いて行い、それぞれDNBの発生発熱量および破損の発生発熱量を特定することを狙った。管内径は16mmが通常のPWRの流路面積に相当するので、これより小さな断面積の場合の影響を比較することになる。水温を上昇させるには、カプセル内に装着したシースヒータを用い、温度を設定した。

#### (3) 実験結果および考察

Table 2.3.1には実験時に測定された燃料棒表面温度の最高値と実験後の燃料棒の状態が合わせて示してある。DNBの発生は流速0では361-5-1の発熱量115 cal/g・UO<sub>2</sub>ではもちろん、361-7-1の82 cal/g・UO<sub>2</sub>でも生じており、表面温度はいずれの内径の流路管でも400°Cを超えている。ただ、流路管径が大の方が温度が低く、DNB発生点も部分的になる傾向があり、しきい値はこれよりやゝ低い発熱量であると言える。

水温の影響は361-7-2において幾分あると見られるが、発熱量もやゝ高くなつたので、顕著とは言えない。流速の影響は361-6-1をみると著しく、140 cal/g・UO<sub>2</sub>でも部分的なDNBが1.8m/sにおいて現れただけで、2.7m/sになると現れていない。

燃料破損に対する各パラメータの影響は、流速0では361-5-2で235 cal/g・UO<sub>2</sub>で破損している。ただし管径11.8mmでは前の照射時の高温化による膨れの影響のためか破損せず、表面酸化のみであった。ちなみに204 cal/g・UO<sub>2</sub>まではいずれの管径でも破損が見られておらず、破損しきい値は204～235の間にすべて入ると言える。さらに、温度挙動からみて比較的低い値によっていて、流路管径の縮少による破損しきい値の低下の勾配も小さいと言うことができる。

流速の影響は245 cal/g・UO<sub>2</sub>において1.8m/sの場合破損しているが、2.7m/sの場合破損していないという結果であった。272 cal/g・UO<sub>2</sub>では1.8m/sで、いずれの管径も偏肉による破損が著しかった。前者の破損、非破損の断面の比較をFig. 2.3.2に示す。流速1.8m/sで破損した被覆管には外表面の酸化膜および内表面の共晶と見られる溶融あとがある。

## 2.3.2 バンドル実験

(傍島眞)

## (1) 概要

本実験では稠密格子バンドルの過出力時挙動を調べるために、ステンレス鋼（SUS）被覆の燃料棒を使用して六角配列の7本バンドルを構成し、各種条件でパルス照射した。バンドル寸法はFig.2.3.1に示すとおりで、流路管中の水量を変えるために円管と六角管を使用した。いずれの場合にも中心には20%E、周辺には10%Eの濃縮度の燃料を用い、発熱量の均一化を図った。

## (2) 実験方法および実験条件

7本の燃料棒によりバンドルを組むには、非発熱部にグリッドスペーサを用いて位置決めした。実験パラメータには、流路管形状のほかポンプ電力で設定する水流速、燃料棒内ヘリウムガスの充填圧力がある（Table 2.3.2）。それぞれ2～3回の照射によりDNBのしきい値および破損のしきい値を探った。

## (3) 実験結果および考察

流速がない場合のDNBのしきい値は約83 cal/g・UO<sub>2</sub>において部分的に発生していることから、これをやゝ下回る値と設定し得る。このときの表面温度挙動を円管と六角管で比較してFig.2.3.3に示す。部分的なDNBを示しており、六角管の方がより多数の点が温度上昇を示している。また、流速1.6 m/sの円管の場合350-6-2の結果からDNBしきい値は167～182 cal/g・UO<sub>2</sub>の間にあると決定される。

一方、破損しきい値は、流速0の円管では195～212 cal/g・UO<sub>2</sub>と決定していたが、六角管でも200～217 cal/g・UO<sub>2</sub>と決定され、有意な差はみられない。流速1.4 m/sを与えると、円管では100 cal/g・UO<sub>2</sub>位上昇している。

ほゞ等しい発熱量の場合の円管と六角管の表面温度挙動の比較をFig.2.3.4に示す。いずれも加圧燃料棒を除いて非破損であった例であるが、発熱量の差を考慮に入れれば有意な差はないと言える。

破損に対する燃料棒加圧の影響も明瞭で、3.0 MPa加圧の場合、それ以下より破損しやすい。350-6-3および350-7-3の結果にこれが見られる。

これら350シリーズの結果をまとめたのがFig.2.3.5である。DNBしきい値は流路面積の影響を受けているが、破損しきい値は両管で有意差がないと言える。図には発熱量に並べて出力ピーク部に対応する燃料エンタルピの横軸も並記しており、一般化した値として読みとることができることができる。

Table 2.3.1 Test conditions and results of 361 series

Test No.	Energy deposition (cal/g•UO <sub>2</sub> )	Coolant velocity (m/s)	Coolant temperature (°C)	Rod number	Others	Max. clad temperature (°C)	Remarks		
				Shroud mmφ					
361-5-1	115	0	24→27	1	11.8	1030	DNB		
				2	13.0	790	DNB		
5-2	235	0	28→33	3	14.0	820	DNB		
				1	11.8	F	Oxidation		
361-6-1	140	2.7	23→33	1	13.0	100	Failure		
				2	13.0	180	Failure		
6-2	245	2.7	28→48	3	14.0	130	Failure		
				1	13.0	190	Failure		
361-7-1	82	0	20→22	1	13.0	590	DNB		
				2	14.0	505	DNB		
7-2	88	0	80→84	3	16.0	400	Minor DNB		
				1	13.0	610	DNB		
7-3	272	1.8	80→92	2	14.0	595	DNB		
				3	16.0	595	Crack and crease		
				1	13.0	1085	Crack and crease		
				2	14.0	1260	Crack and crease		
				3	16.0	1180	Crack and crease		

Table 2.3.2 Test conditions and results of 350 series

Test No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Coolant velocity (m/s)	Coolant temperature (°C)	Rod number	Others	Max. clad temperature (°C)	Remarks
350-5-1	C. 118 0. 109	0	12→26	1 2~7	0.0. 6.5 mm 0.0. 6.5 mm	610 410 970 700	DNB Minor DNB Oxidation and bowing Oxidation and bowing
5-2	C. 298 0. 275	1.3	17→32	1 2~7			
350-6-1	C. 90 0. 83	0	18→20			510 490	DNB Minor DNB
6-2	C. 182 0. 167	1.6	20→32			315 100	Minor DNB
6-3	C. 283 0. 262	1.4	26→43	1 3.6 2 4.5 7	0.1 0.1 0.5 1.5 3.0	1205 820 885	Oxidation and bowing Oxidation and bowing Oxidation and bowing Oxidation and bowing Crack

Test No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Coolant velocity (m/s)	Coolant temperature (°C)	Rod number	Others	Max. clad temperature (°C)	Remarks
350-7-1	C. 125 0. 116	0	20→23		Hexagonal shroud	560 600	DNB DNB
7-2	C. 184 0. 170	1.5	21→36		Pressure(MPa)	100 105	
7-3	C. 291 0. 269	1.4	25→48	1 3.6 2.5 4.7	0.1 0.1 1.0 3.0	730 520 810	Oxidation and bowing Oxidation and bowing Oxidation and bowing Crack
350-8-1	C. 95 0. 88	0	14→59		Hexagonal shroud Pressure(MPa)	480 500	DNB DNB
8-2	C. 217 0. 200	0	23→37	1 2.3.6 5 4.7	0.1 0.1 1.0 3.0	1330 1220 1230	Crack Oxidation Oxidation Burst

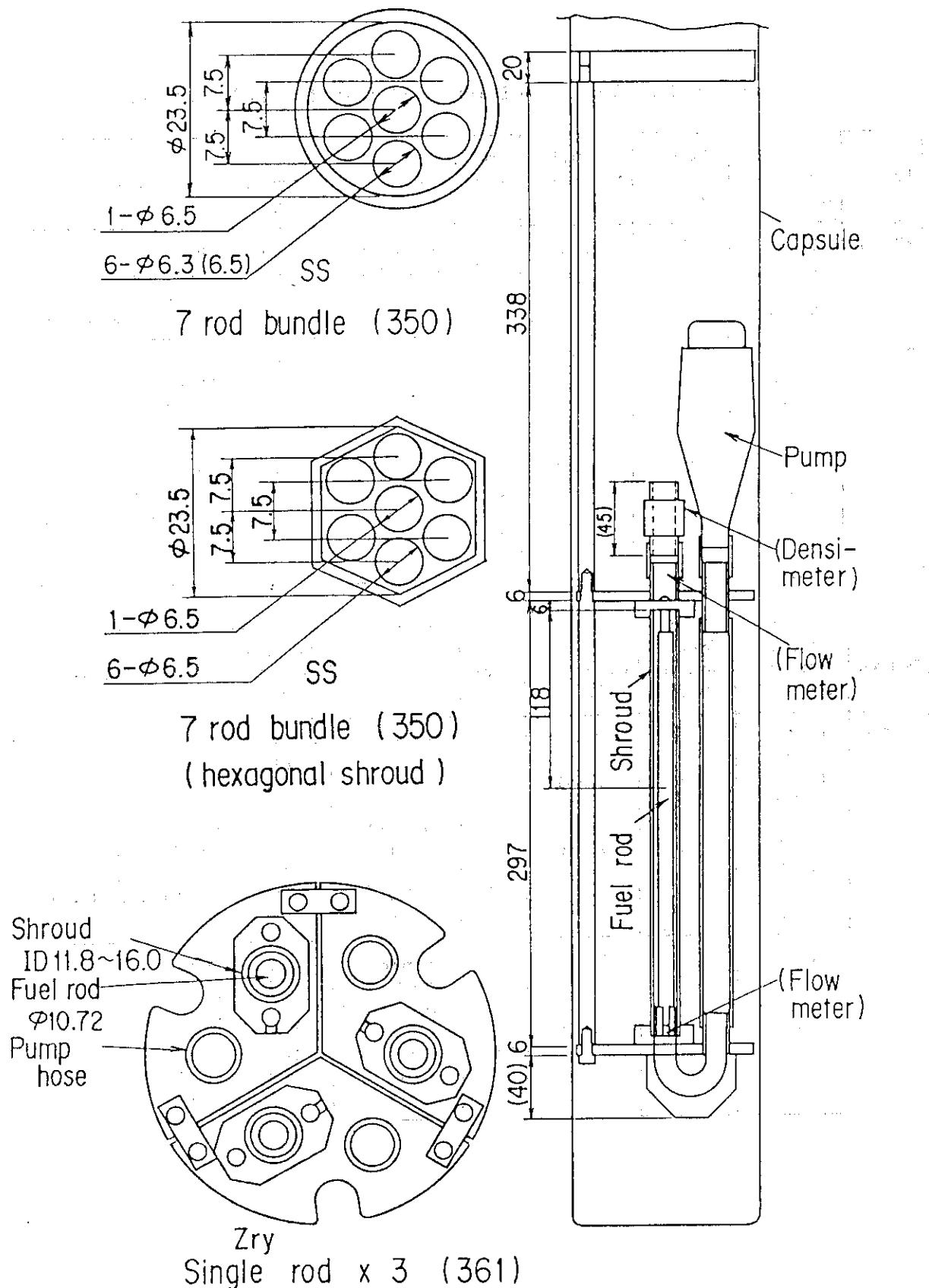
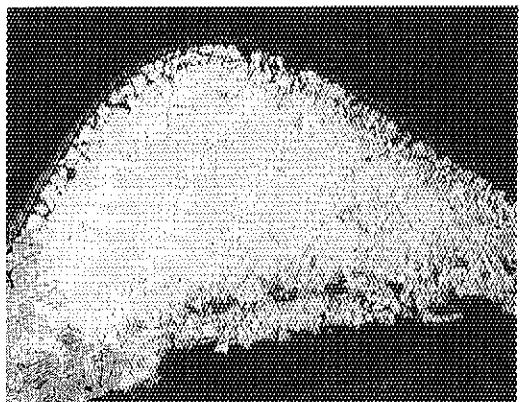
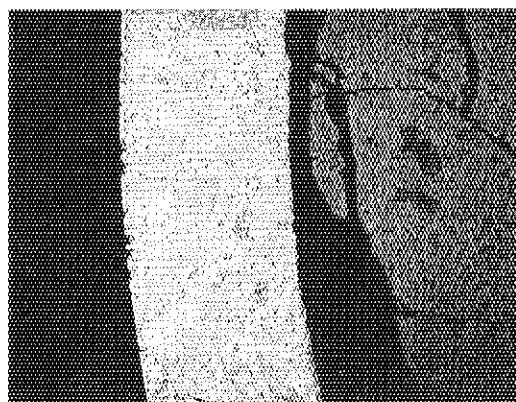
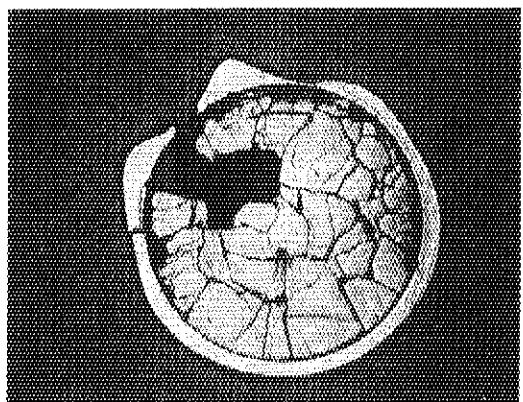
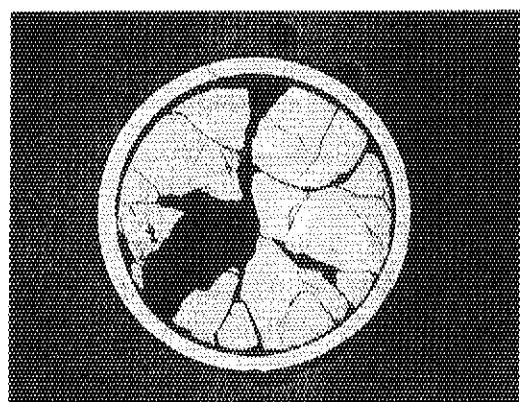


Fig. 2.3.1 Configuration of tight-pitch rod bundle test



2.7m/s

1.8m/s

Fig. 2.3.2 Cross section pictures after Test 361-6-2 with flow shroud of 13 mm ID

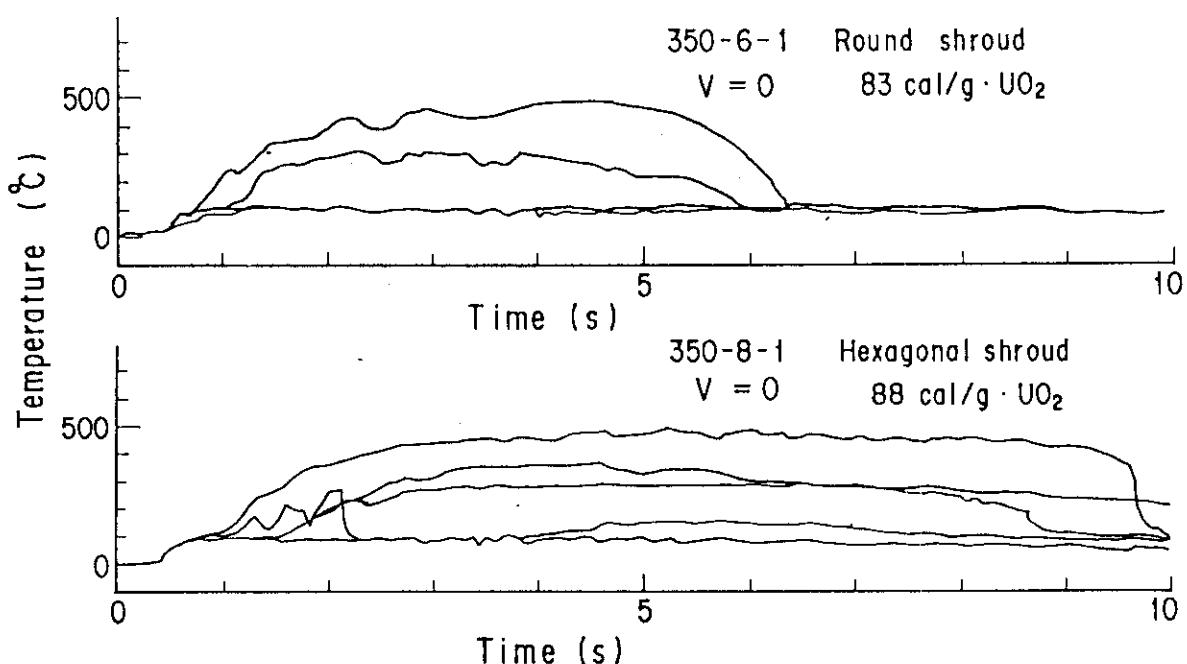


Fig. 2.3.3 Comparison of fuel clad temperatures between two kinds of shroud in 7 rod bundle irradiation tests

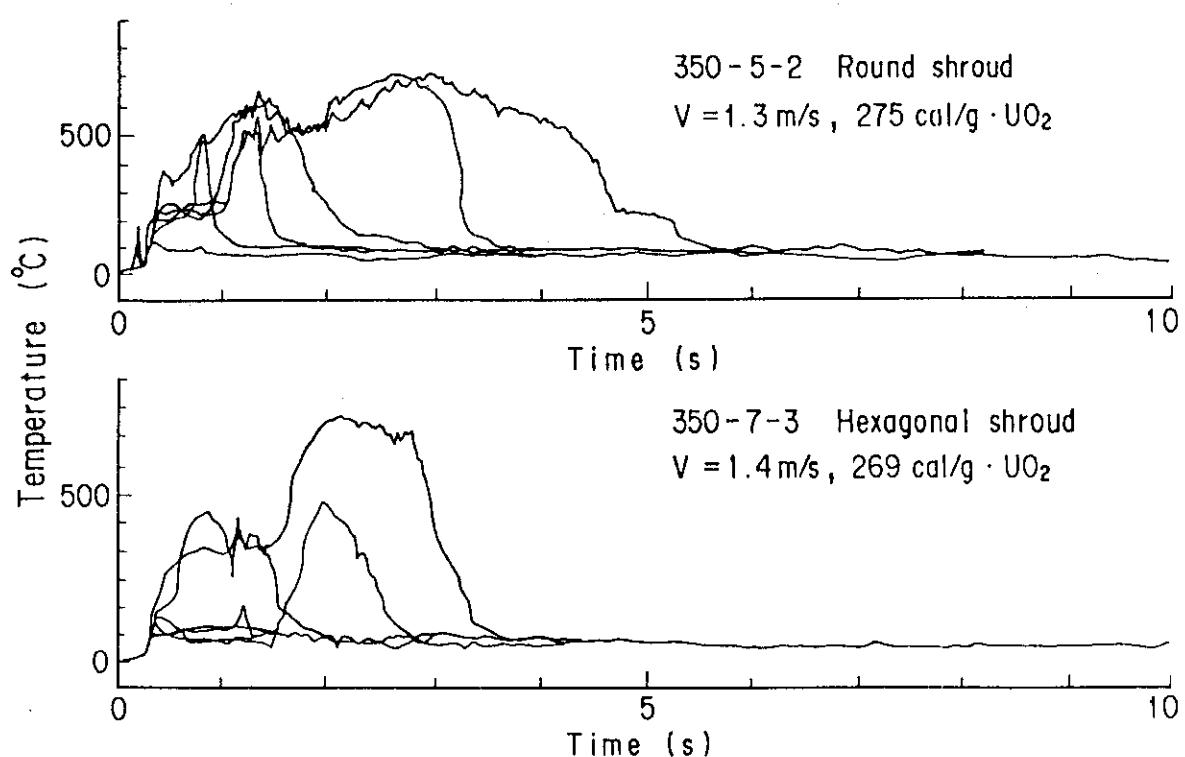
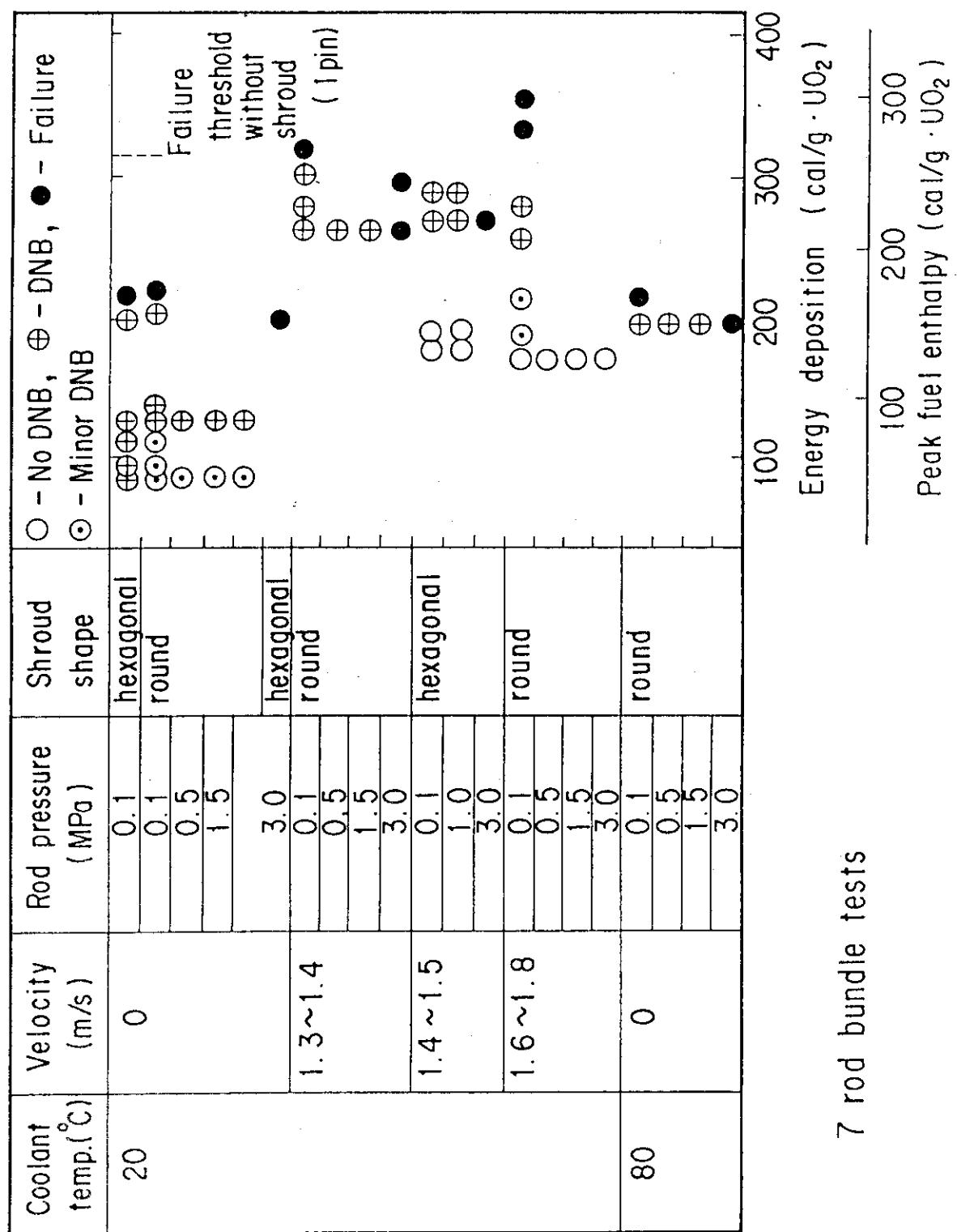


Fig. 2.3.4 Comparison of fuel clad temperatures between two kinds of shroud in 7 rod bundle irradiation tests



7 rod bundle tests

Fig. 2.3.5 Occurrence of departure from nucleate boiling (DNB) and rod failure

## 2.4 特殊燃料実験

### 2.4.1 米国NRC実験

(柳澤和章)

米国NRCとの共同研究により実施された、GE(ゼネラルエレクトリック)社製の改良燃料のパルス実験が行なわれた。これは、 $8 \times 8$  BWR型改良燃料(銅バリヤ及びジルコニウムライナー付燃料棒)のRIA時における燃料性能評価を行う事を目的にしたもので、実験結果は、公表されている(注、星ら“反応度事故条件下におけるPCI対策改良型燃料の破損挙動”, JAERI-M 8836(1980))。

実験501-13は、太径(即ちBWR)燃料の高発熱時の破損挙動を調べることを目的として、GE標準燃料を大気圧条件下、 $434 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ でパルス照射したものである。

先行実験(501-11, 12)では燃料上下部の出力ピークを抑えるためにカドミウム(Cd)板を巻いていた。これは、GE燃料棒の有効発熱部が10w/oの濃縮ペレットのみで構成され、従来NSRRが使用して来たN10N(エンドペレットに天然ペレットを使用してエンドピーリングを下げる様に考慮された燃料カラム構成)と様相が異なっていた。そこで、従来のNSRR標準燃料の構造に近づけるため、燃料部上下部端に中性子吸収材であるカドミウム板を巻いたものである。しかし、本実験ではそのCd板を巻かない燃料棒を使用した。発熱量394 cal/g・UO<sub>2</sub>の時点で、カプセル底部で0.5 MPa、カプセル内側上部で0.3 MPaの圧力パルスと水位上昇(最大速度5.7 m/sec)がみられた。照射後燃料は微粒子化しており、燃料棒の破断箇所はペレット部の下端付近1箇所であった。下端付近にCd板を巻いた先行実験では、ペレット部全長に亘って被覆管が消失していたのと比べると、破損状況に差異が生じていた。

### 2.4.2 PCI対策型燃料実験

(柳澤和章)

#### (1) 概要

発電用軽水型燃料棒の炉内使用にあたっては、主として燃料サイクルコストとの関連から、高燃焼度化が最近の潮流である。燃料破損防止の立場に立って、燃料を高燃焼度化する場合、燃料健全性研究の観点から最も問題となるのは、ペレット-被覆管相互作用(PCI)とFPガス放出であろう。前者では、照射と共に増加する燃料スウェーリングによって、ジルカロイ被覆管に作用する引張応力が増加し、被覆材に過大の負荷がかかる点に心配がある。後者では、照射と共に増加するFPの蓄積によって、例えば高燃焼度ではCsが被覆管内面に移動・沈着し、燃料と被覆管を固着(ボンディング)させたりすること、またFPガスの放出率が増加し、燃料棒の内圧を増加させたりすること、等に心配がある<sup>(1,2)</sup>。

この対策として、燃料ペレットの製造時に、極く微量(通常1w/o以下)の添加剤をUO<sub>2</sub>粉末に機械混合・焼結する事で、燃料の塑性流動(Plasticity)やクリープを飛躍的に向上(PCIを低減)させたり、結晶粒径を増加させる事でFPガス放出率を低減(内圧増加やボンデ

イングを防止)させたりする事が考案されている。<sup>(3,4)</sup>

これら添加剤入り燃料の通常運転時の特性については、世界的に試験炉による研究が進捗中である。<sup>(5~8)</sup>一方、RIAの観点から考えると、燃料中に添加剤を入れる事はUO<sub>2</sub>燃料の融点を下げる(通常60~80°C)事であるし、また添加剤が何らかの原因で燃料と被覆管にポンティング等を発生させる可能性がないとも言えない。ところが、この種の燃料は、これまでRIA実験に供試された事がなく、その炉内ふるまいは良く分かっていなかった。

そこで、Table 2.4.1に示す様な添加物を含む8×8BWR型燃料に関するRIA実験を実施し、その炉内ふるまいを明らかにした。なお、この実験は、イタリア原子力代替エネルギー委員会(ENEA)及びアンサルド社からの要請に基づくもので、原研としては受託研究として実施した。

### (2) 実験

燃料棒は8×8BWR仕様を原則としたが、濃縮度が10w/oである事、燃料有効発熱量が135mmである事等は、その仕様からはずれている。Fig. 2.4.1は、供試燃料棒の概観である。用いた燃料の種類は、大別すると2種類で添加剤入り燃料(アルミノシリケート)及び無添加標準燃料である。Table 2.4.1に示す様に、添加剤入り燃料は添加した主要2物質の混合比及び濃度差から、4種類に細分化された(表中、HA, LA, HB, LB燃料)。

これら供試燃料の特性をまとめて一覧表にしたのがTable 2.4.2である。それらの間で燃料の寸法に差異はないが、粒径や焼結密度が異っているのが特徴である。

NSRRでのパルス照射は、それら燃料の破損しきい値と破損メカニズム及び機械的エネルギー発生しきい値を調べる事を目的とした。前者に関する実験では、3本の異なる燃料棒を同一発熱量で同時にパルスする方式を採用し、実験の効率化を計った。後者に関する実験では、1本の燃料棒を高発熱量(>300 cal/g・fuel)でパルス照射する方式をとった。Table 2.4.3は、実験マトリクスを整理した結果である。3本燃料棒のパルス実験では8回の、そして、1本燃料棒パルス実験では6回の、計14回の実験、合計30本の燃料棒が供試された。前者の実験ではPt/Pt-13%Rhの被覆管表面温度測定用の熱電対が炉用計装として用いられた。後者の実験では、水位計(機械的エネルギー発生後の水面の動きを知るもの)、カプセル内圧計及び被覆管表面熱電対が用いられた。

また、パルス照射後は燃料棒を3週間程冷却し、照射後試験(PIE)を行った。軸方向の発熱量(出力)分布は、頂部及び底部のエンドピーク(ピーキング係数約1.3)を除けば平坦であった。

### (3) 結果と考察

燃料破損しきい値は、従来のNSRR標準燃料の破損しきい値である260 cal/g・fuelと<sup>(9)</sup>比較する方式をとった。Fig. 2.4.2は、その結果である。用いた燃料は、いずれも破損しきい値が260 cal/g・fuelを下回らなかった。図には、被覆管側に改良を施したジルコニアライナー及び銅バリア燃料の実験結果<sup>(10)</sup>も示したが、それらと比較しても添加物入り燃料の破損しきい値は低くない。また破損はすべて、被覆管の溶融・脆化に起因したものであった。

これまでのNSRR実験から得られたものと比較しても、機械的エネルギーの転換率は本実験範囲内で0.0041% (従来値0.01~0.1%)となっており、その値は低かった。Fig. 2.4.3

は燃料棒から生じた最大圧力をプロットしたものである。この図からも、添加剤入り燃料からの発生圧力は従来値とほぼ同レベルにあることがわかる。

Fig. 2.4.4 は、PIEから得た燃料棒の永久変形量を発熱量に対してプロットしたものである。発熱量の増加と共に、被覆管にはペレットとの機械的相互作用（PCM）が生じ、直径が大きくなっていく様子がうかがえる。その増加傾向は、被覆管の溶融が顕著になる  $300 \text{ cal/g} \cdot \text{fuel}$  まで続く事がわかる。

#### (4) 結言

HA燃料と標準（STD）燃料の破損しきい値は、 $284 \text{ cal/g} \cdot \text{fuel}$  を下回らず、かつ現行のBWR燃料のそれともほぼ同等であった。HB燃料では、 $284 \text{ cal/g} \cdot \text{fuel}$  を超えた発熱量で、燃料被覆管の80%を貫通する溶融が生じた。HB燃料の破損しきい値は、HA燃料のそれよりも僅かに低かった。いずれにしても、 $260 \text{ cal/g} \cdot \text{fuel}$  (RIA基準値) を下回る破損は、どの供試燃料にも生じなかった。

機械的エネルギー転換率に関しては、供試燃料とNSRR標準燃料間に、有意な差はみられなかった。

燃料棒の直径は、発熱量の増加と共に増大した。最大直径残留歪は2.6%で、HB型燃料棒に生じた。

#### 参考文献

- (1) Vilpponen, K. O., Førdestrommen, N. T., Svanholm, K., Minagawa, Y.: IWGFPT/8, (1980)
- (2) Hollowell, T. E., Knudsen, P., Mogard, H.: Proc. ANS Topical Mtg. on LWR Extended Burnup, Williamsburg, Virginia, USA, Vol. 1, 4 (1982)
- (3) U. S. patent 3679596, July 25, 1972.
- (4) U. S. patent 3826754, July 30, 1974.
- (5) Davies, J. H., et al.: Proc. ANS Topical Mtg. on Water Reactor Fuel Performance, St. Charles, Illinois, USA, Vol. 1, 230 (1977)
- (6) Davies, J. H., et al.: Proc. ANS Topical Mtg. on LWR Fuel Performance, Portland, Oregon, USA, Vol. 1, 270 (1979)
- (7) Rosenbaum, H. S.: GEAP-23773, (1978)
- (8) Rosenbaum, H. S., et al.: Proc. ANS Topical Mtg. on LWR Fuel Performance, Orlando, Florida, USA, Vol. 2, 7 (1985)
- (9) Nucl. Safety Comm.: "Evaluation Guideline for Reacticity Initiated Events in Light Water Power Reactor", (1984)
- (10) Hoshi, T., et al.: JAERI-M 8836, (1980)

## 2.4.3 中空加圧燃料実験

(柳澤和章)

## (1) 概要

中空燃料は、中実燃料と比較して照射中に燃料中心部分の温度を低く抑えることができ、その結果、燃料中心部分からまず発生するF P カス放出が低減されると考えられている。さらに、燃料中央部に空孔があるため、被覆管に負荷される引張応力が緩和されやすいとも考えられている。<sup>(1)</sup>

この為、中空燃料の通常運転時及び出力急昇時のふるまいに関する研究は年々盛んになって来ている。実際、プルサーマル炉では、PWR 及びBWR とともに、この中空燃料が使用されている。<sup>(2,3)</sup>

一方、RIA 条件下で、この中空燃料を使ったデータはこれまでになく、RIA 指針上の対応が遅れている。特に、RIA の様な事故事象では、燃料中空部に存在する高温充填ヘリウムガスが燃料被覆管の溶融・脆化による破損又はふくれによる破裂破損の両方に、何らかの影響を及ぼすと考えられている。この効果を、実験から確認すると共に、中空燃料の破損しきい値が従来値である 260 cal/g・fuel を下回らないかどうかを検証することとした。

## (2) 実験

Table 2.4.4 に示す様に、中空燃料及び従来型の中実燃料の2種類の燃料を作製した。中空燃料は 9.29 mm の外径で、その中央部に 3 mm の中空化が施されている。一方、中実燃料は 9.29 mm の外径で中空部分はない。中空燃料は、照射末期の燃料棒内圧と冷却材外圧との差（内外圧差）を模擬して、0.1, 0.3 及び 0.6 MPa といった3種類の加圧状態にした。一方、標準燃料は、非加圧 100% He 充填状態のみとした。

Fig. 2.4.5 に示す様に、燃料棒は有効発熱部を 130 mm とした。このうち、頂部及び底部側にはそれぞれ 1 ケずつの na U 及び 5 w/o  $\text{U}^{235}$  が含まれており、残りが 10 w/o  $\text{U}^{235}$  である。取付計装は、被覆管表面温度測定用の熱電対 (Pt/Pt-13% Rh) とした。

Table 2.4.5 に示す様に、中空及び中実燃料を同一発熱量レベルで同時パルス照射する方式で実験を遂行した。このパルス実験は、NSRR 照射カプセル中にこれら燃料を装荷・保持し、水中にて実施した。パルス後は、3週間程供試燃料を冷却し、照射後試験 (PIE) にて寸法変化等を測定した。

## (3) 実験結果と考察

燃料棒の破損しきい値は、NSRR 標準燃料の破損しきい値である 260 cal/g・fuel と比較した。その結果を、Fig. 2.4.6 に示す。これから分かる様に、中空燃料は 240 cal/g・fuel では非破損であったが、251 cal/g・fuel では、加圧量の大小 (0.1, 0.3 及び 0.6 MPa) に拘らず破損した。また、262 cal/g・fuel でも破損した。

Fig. 2.4.7 は、0.6 MPa に加圧し、251 cal/g・fuel でパルス照射した中空加圧燃料棒の破損状況を示す写真である。破損は、被覆管のふくれによる破裂破損の様相を呈していた。

Figure 2.4.8 は、0.1 MPa, 251 cal/g・fuel でパルス照射した中空加圧燃料棒の破損状況を示す写真である。破損は、被覆管の溶融による脆化破損の様相を呈していた。

Figure 2.4.9 は、燃料棒の残留直径歪を発熱量に対してプロットしたものである。これより、中空燃料で 0.6 MPa まで加圧したものは極めて大きな（25%）ふくれを生ずる事が分かった。

Figure 2.4.10 は、被覆管の表面温度を発熱量に対してプロットしたものである。被覆温度 1200°C 以下の破損モードは、破裂破損であるが、1600°C ~ 1800°C では、殆んどが溶融・脆化破損になる事が分かる。しかし、1200°C から 1600°C の間では、燃料棒の加圧量に従って、破裂破損になったり、溶融破損になったり、両者の混在になったりする場合もある事が明らかになった。

Figure 2.4.11 は、長手方向、周同方向とも同一場所（中央／90°）における燃料棒表面温度プロットである。これより、燃料棒の加圧を行うと、到達最高温度が低く抑えられる他、急冷（クエンチ）時間も早くなることが明らかになった。

#### (4) 結言

NSRR 標準中実燃料棒は、260 cal/g・fuel 以下で破損しなかった。本実験で用いた 0.6 MPa 加圧中空燃料棒の破損しきい値は 251 cal/g・fuel であった。この差異は、発熱量評価時の誤差及び発熱分布の不均一性等から生じる発熱量誤差を考慮すれば、有意なものとは考えられない。

NSRR 標準燃料の破損モードは、被覆の溶融である。中空燃料の破損モードは、加圧量に従って変化した。すなわち、加圧レベルの増加に従って、被覆溶融から被覆破裂破損に変化した。これは加圧量の増加に伴う被覆管ふくれ量の増加に起因したものであろう。

中空燃料のふくれ量は、中実燃料のふくれ量よりも同一発熱量で大きかった。

#### 参考文献

- (1) D.G. Franklin et al : "Performance of niobia-doped fuel in power-ramp tests". Nucl. Fuel Performance, BNES, London, p 141 (1985)
- (2) 動燃東海事業所プルトニウム燃料部 : "MOX 燃料の開発", 動燃技報 63, 37 (1987)
- (3) Y. Natsuoka and S. Abeta : "Irradiation performance of MOX fuels in MIHAMA Unit 1", IAEA Technical Committee Mtg. in Recycling of Plutonium and Uranium in Water Reactor Fuels, Cadarache, France, paper 3-3 (1989)

Table 2.4.1 Fuel composition

Additive type	Notation <sup>t</sup>	Linear intercept grain size ( $\mu\text{m}$ )	Bulk density (% TD)
A	H A	25~27	96.3
	L A	23~25	95.7
B	H B	12~14	96.3
	L B	10~13	95.7
Non-additive	STD	12~15	96.1

<sup>t</sup> A : Aluminosilicate additive type A  
 $(\text{Al}_2\text{O}_3 : \text{SiO}_2 \approx 1:1)$

B : Aluminosilicate additive type B  
 $(\text{Al}_2\text{O}_3 : \text{SiO}_2 < 1:1)$

H : High concentration ( $\geq 1.6 \%$ )

L : Low concentration ( $\leq 1.6 \%$ )

Table 2.4.2 Summary of fuel rod physical parameters

		Std	High A & High B	Low A & Low B
<b>Fuel</b>				
Density	( $\text{Mg/m}^3$ )	10.53	10.55	10.49
Pellet O. D.	(mm)	10.41	10.41	10.41
Pellet length	(mm)	10.40	10.40	10.40
Enrichment	(%)	10.00	10.10	10.10
Additive	none	High concentration Aluminosilicate ( $\geq 1.6 \%$ )	Low concentration Aluminosilicate ( $\leq 1.6 \%$ )	
Chamfer	(mm)	0.74 wide $\times$ 0.33 depth		
<b>Cladding</b>				
Cladding O. D.	(mm)	12.26	12.26	12.26
Wall thickness	(mm)	0.81	0.81	0.81
Heat treatment		Fully annealed Zircaloy-2 <sup>(2)</sup>		
<b>Assembly</b>				
Diametral gap		0.23	0.23	0.23
Active column length	(mm)	135.1	134.9	135.7
Filler gas	(MPa)	0.1 pure He	0.1 pure He	0.1 pure He
Plenum volume	( $\text{cm}^3$ )	4.6	4.6	4.6

Table 2.4.3 Summary of experiments

No.	Configuration	Deposited energy (peak fuel enthalpy) (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Fuel rod type (condition after irradiation)†				
			STD	L A	H A	L B	H B
(1)	Triplet	213<181>	001(I)	501(I)	101(I)		
(2)	"	199<169>	002(I)	502(I)	103(I)		
(3)	"	251<214>	003(I)	503(I)	105(I)		
(4)	"	248<211>	004(I)	504(I)	106(I)		
(5)	"	267<227>	005(I)	505(I)	108(I)		
(6)	"	239<204>	006(I)			601(I)	301(I)
(7)	"	284<240>	007(I)		109(I)		303(IC)
(8)	"	278<235>		506(I)		602(I)	304(I)
(9)	Single	192<162>			102(I)		
(10)	"	355<301>			104(FRT/ME)		
(11)	"	394<335>			107(FRG/ME)		
(12)	"	219<186>	009(I)				
(13)	"	318<269>					302(FRT)
(14)	"	393<333>		088(FRG/ME)			

† I: Intact, F: Failure, IC: Incipient crack, FRT: Fractured  
FRG: Fragmented, ME: Mechanical energy generated

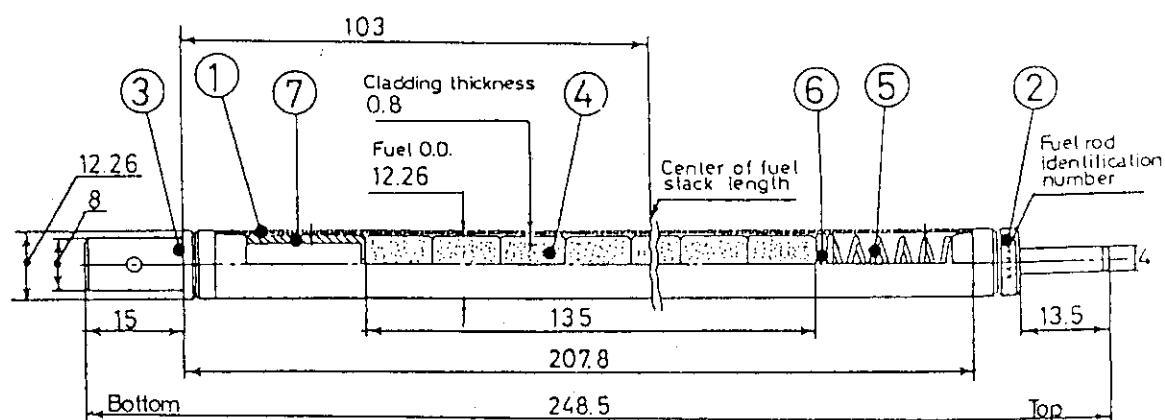
Table 2.4.4 Characteristics of fuel rods used

	Hollow	Solid
<i>1. Fuel pellet</i>		
Enrichment (w/o)	10.5, 0.7	10, 0.7
Density (%TD)	94.3	94.3
Outer diameter (mm)	9.29	9.29
Inner diameter (mm)	3.0	—
Length (mm)	10.0	10.0
End form (mm)	Chamfer	Chamfer
	0.34 w × 0.14 h	0.34 w × 0.14 h
Grain size (μm)	10.0	6.0
<i>2. Cladding</i>		
<i>Stress relieved Zircaloy-4</i>		
Outer diameter (mm)	10.72	10.72
Inner diameter (mm)	9.48	9.48
Wall thickness (mm)	0.62	0.62
<i>3. Fuel rod</i>		
Diametral gap (mm)	0.190	0.190
Pressure (MPa)	0.1, 0.3, 0.6	0.1
Plenum volume (ml)	3.7	3.7
Fuel column (mm)	90(10% <sup>a</sup> ) + 20(5% <sup>a</sup> ) + 20(0.7%)	110(10% <sup>a</sup> ) + 20(0.7%)

<sup>a</sup> Enrichment.

Table 2.4.5 Outline of experiment

Experiment	270-1	270-2		270-3		
Deposited energy (cal/g UO <sub>2</sub> )	262	258	240	236	251	
Fuel rod number	G12	E12	G13	E13	G11	G14
Fuel type	Hollow	Solid	Hollow	Solid	Hollow	G15
Fill gas pressure (MPa) (helium)	0.3	0.1	0.3	0.1	0.6	0.3
Instrumentations equipped	Cladding surface thermocouples					
Failure(F)/no failure(NF)	F	F	NF	NF	F	F



- ① Zircaloy-2 cladding, ② Top end plug, ③ Bottom end plug, ④ UO<sub>2</sub> fuel pellets  
 ⑤ Plenum spring (AISI-302), ⑥ Spring adaptor, ⑦ Spacer
- (All Unit: mm)

Fig. 2.4.1 Drawing of test fuel rod

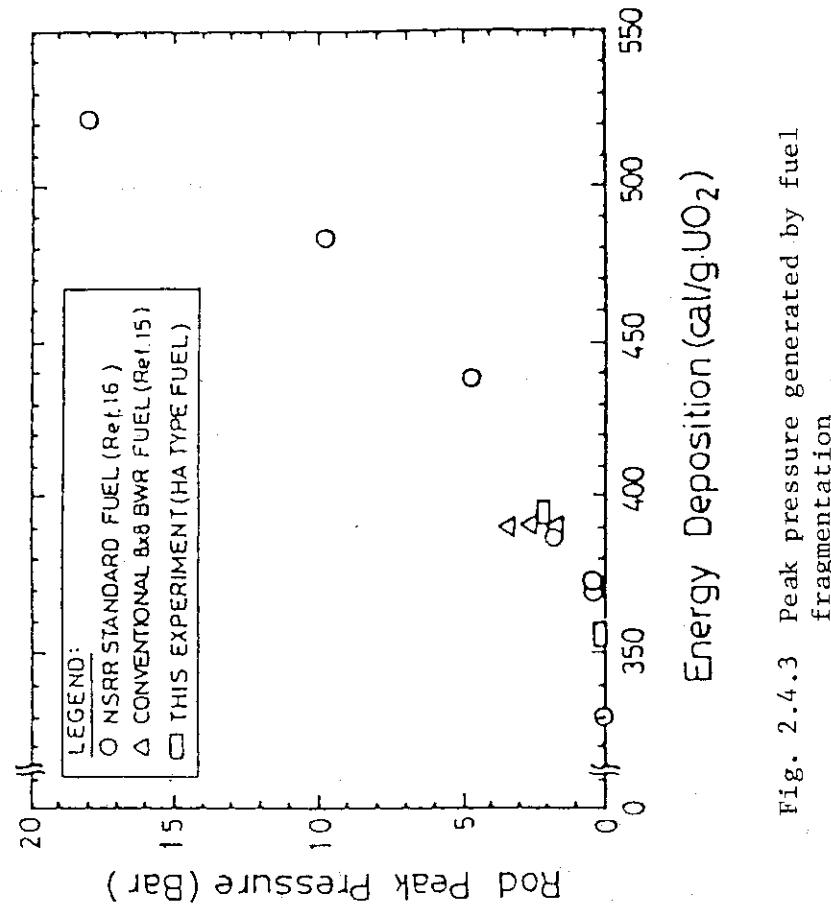


Fig. 2.4.3 Peak pressure generated by fuel fragmentation

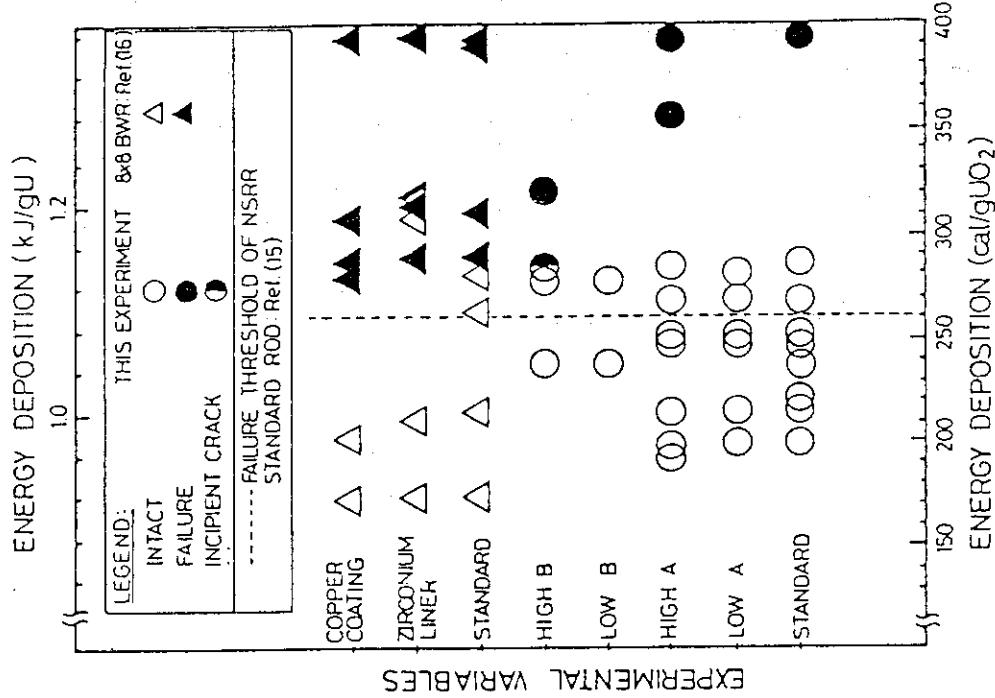


Fig. 2.4.2 Failure/no failure thresholds of additive fuels, conventional 8x8 BWR fuels (15) and NSRR standard fuels (16)

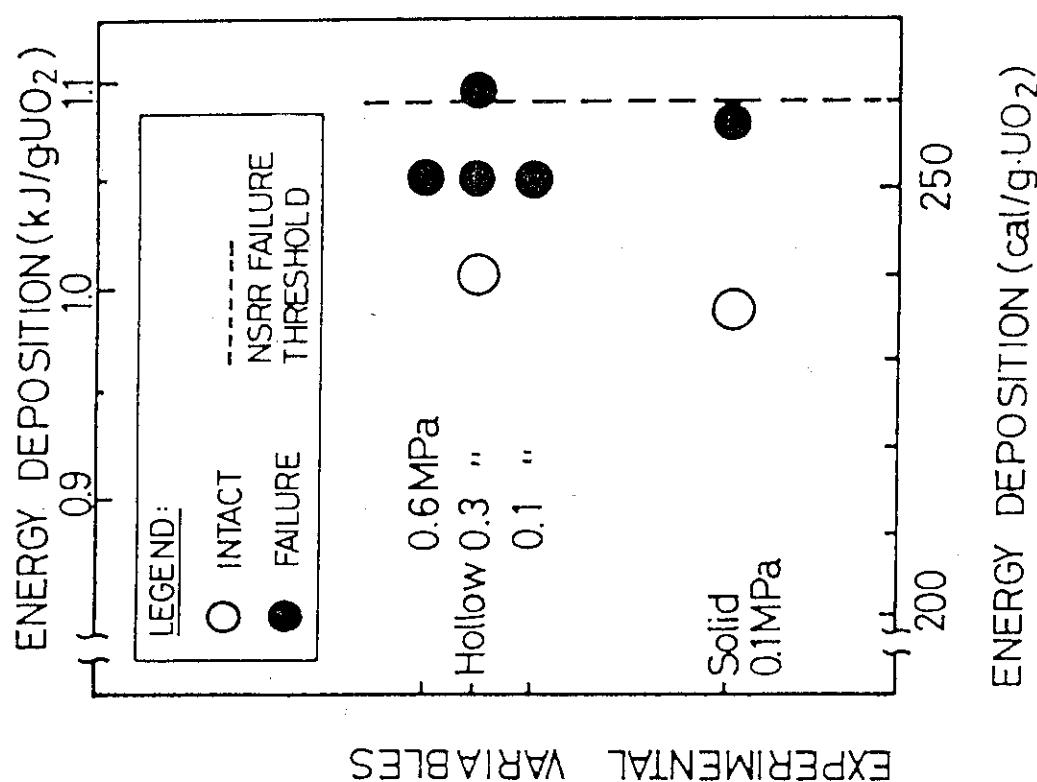


Fig. 2.4.6 Failure threshold of hollow and solid fuel

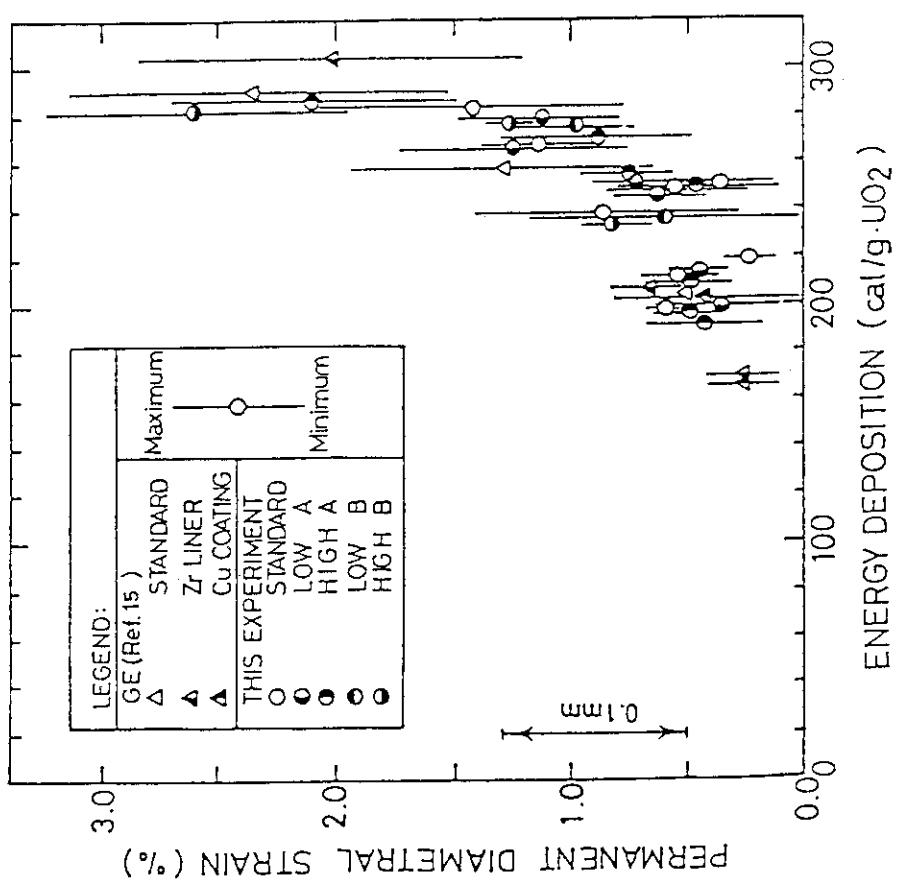
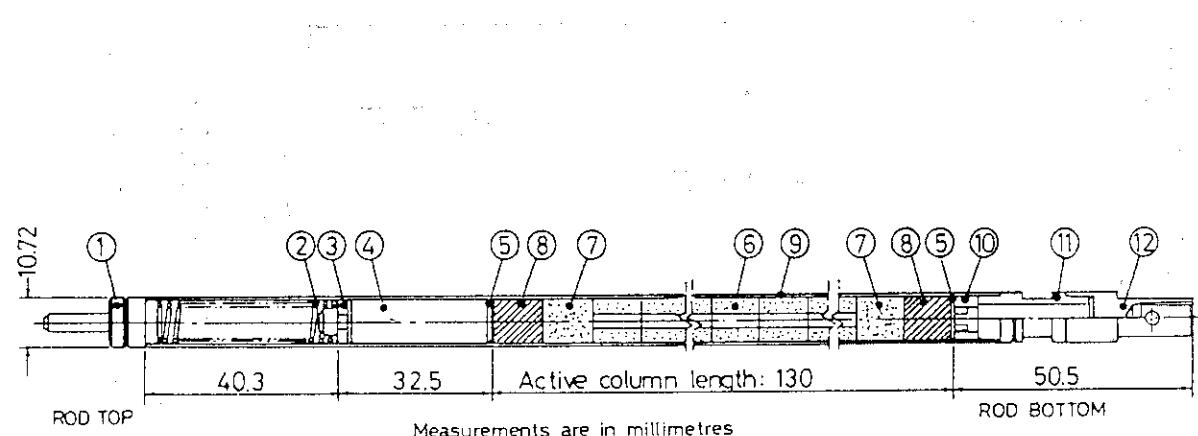


Fig. 2.4.4 Permanent diametral strain vs. energy deposition



- |                                       |                             |
|---------------------------------------|-----------------------------|
| ① Top end plug                        | ⑦ Fuel pellet (5wo enrich.) |
| ② Plenum spring                       | ⑧ End pellet (naU)          |
| ③ Spring adaptor                      | ⑨ Zircaloy-4 cladding       |
| ④ Magnetic iron core                  | ⑩ Spacer                    |
| ⑤ Disk                                | ⑪ Bottom end plug           |
| ⑥ Fuel pellet (10 w/o enrich.) hollow | ⑫ Adapter                   |

Fig. 2.4.5 Longitudinal section of hollow fuel rod used in the experiment

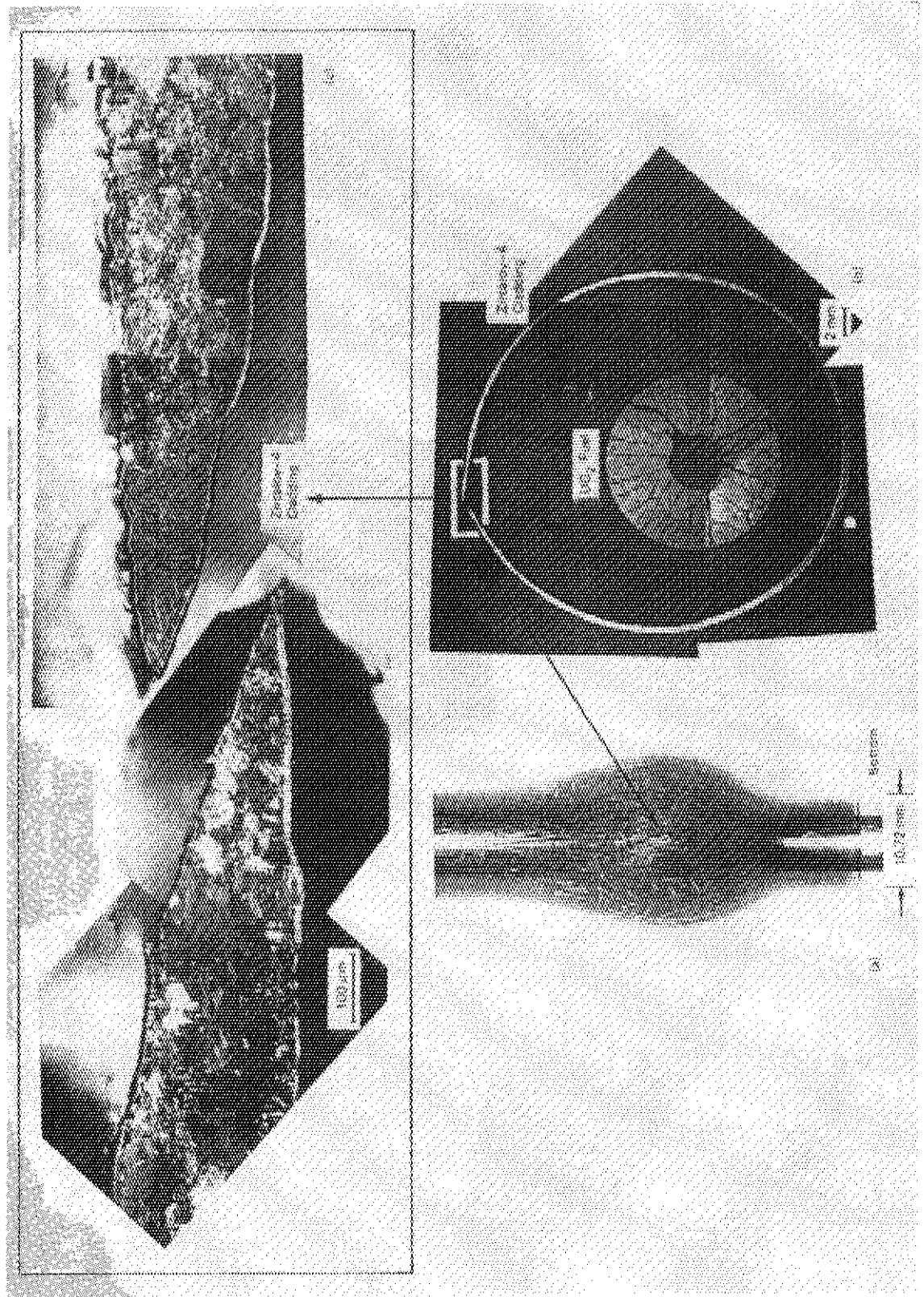


Fig. 2.4.7 Photographs taken from rod G11(0.6 MPa, 251cal/g UO<sub>2</sub>): (a)cladding outerview at failure location, (b)cross sectional picture at the failure location (a), and (c)high magnification of part of picture(b) showing the cladding ballooning and rupture.

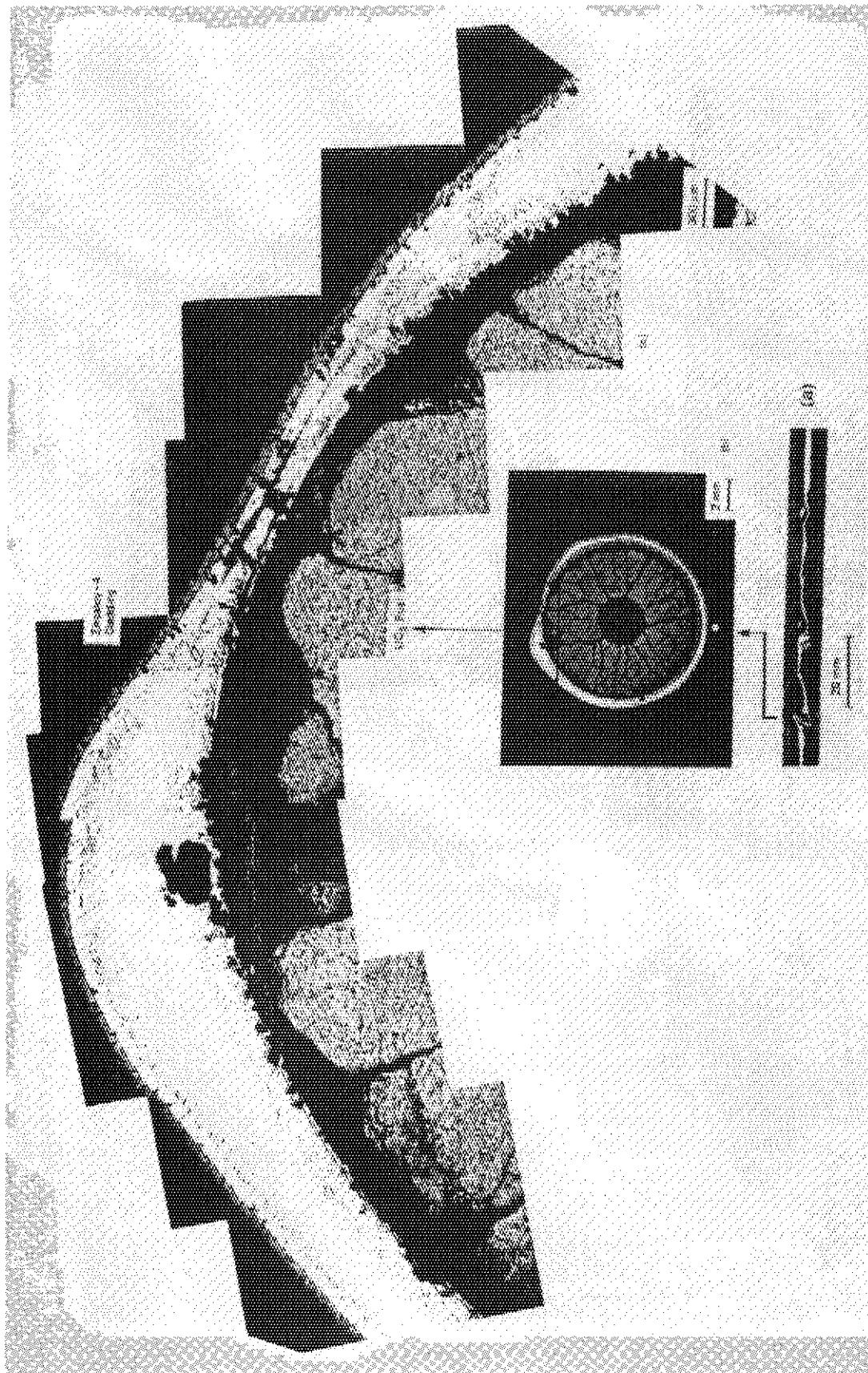


Fig.2.4.8 Photograph taken from rod G15(0.1 MPa, 251cal/g UO<sub>2</sub>):(a,bottom)cladding overview at failure location,(b)cross sectional picture at the failure location (a), and(c)high magnification of part of picture(b) showing the cladding thinning.

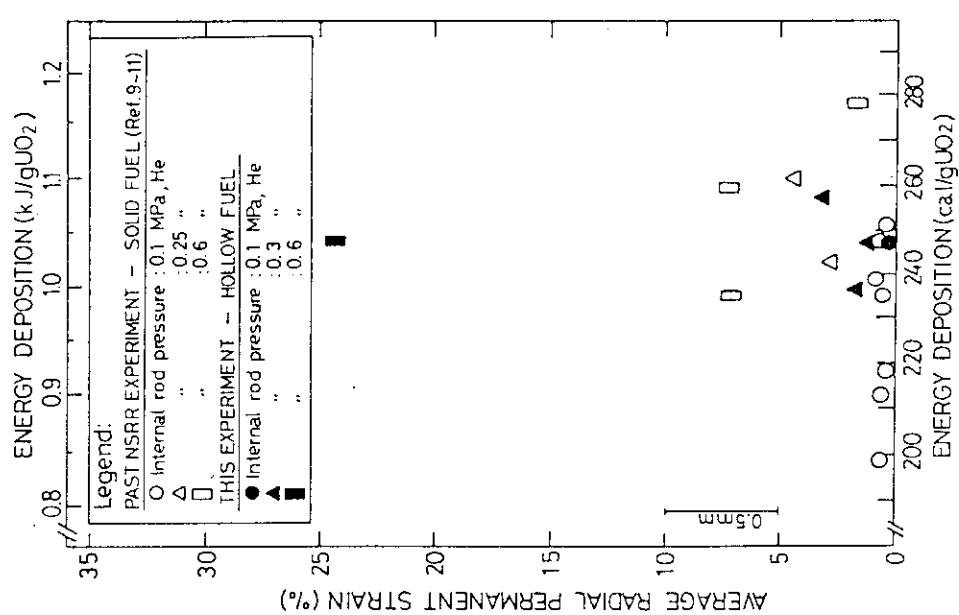


Fig. 2.4.9 Average radial permanent strain vs. energy deposition of hollow and solid fuel as a function of as-fabricated internal rod pressure

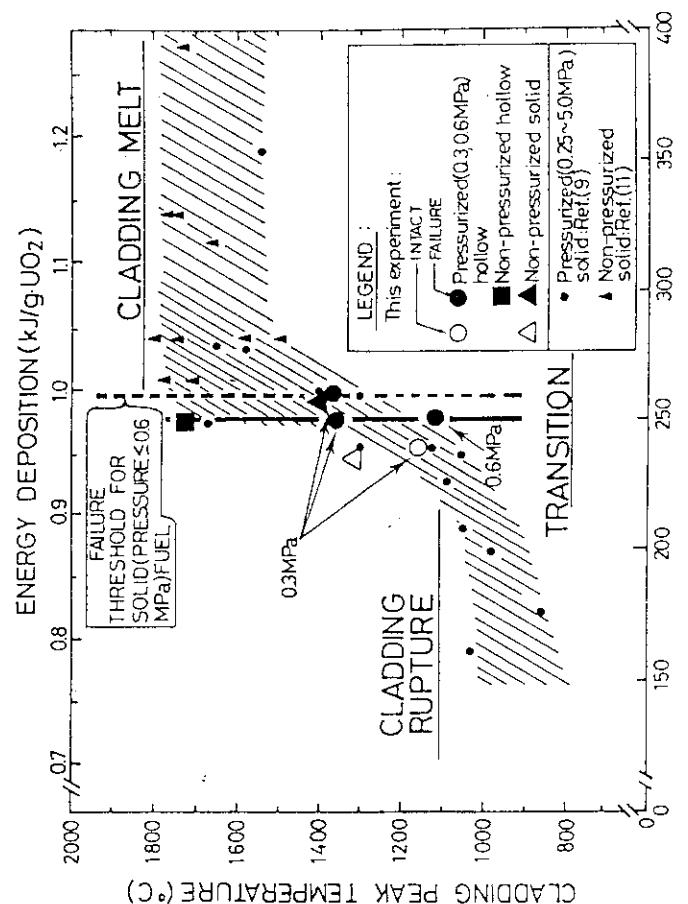


Fig. 2.4.10 Cladding peak temperature as a function of energy deposition

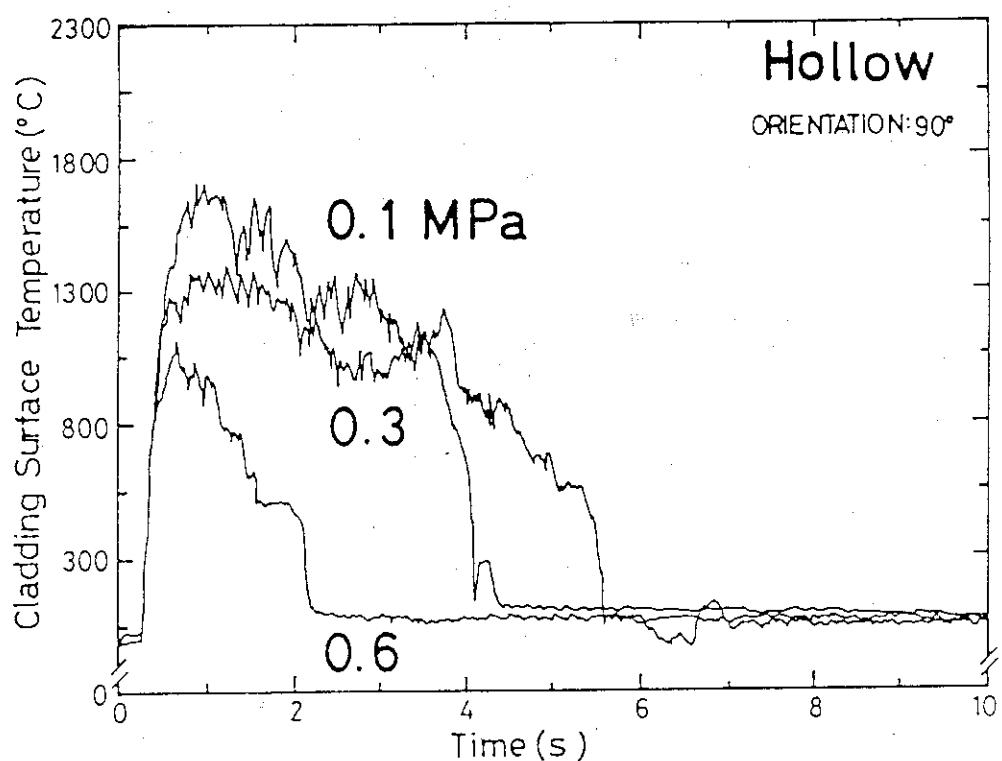


Fig. 2.4.11 Measured cladding surface temperature at axial center vs. irradiation time as a function of initial pressurization; energy deposition level was 251 cal/g  $\text{UO}_2$

## 2.5 その他

### 2.5.1 燃料損傷実験

#### (1) 概要

炉心損傷事故において、炉心の崩壊が生じると、破碎した燃料が炉心支持構造体や圧力容器底に堆積して、いわゆるデブリベッドを形成する。このデブリベッドには、落下堆積したままのルーズなデブリ (Loose Debris) と崩壊熱によって一担溶融し固着した結合デブリ (Cohesive Debris) の 2 種類がある。デブリベッド形成過程での、デブリベッドが冷却可能であるかどうかは事故の進展を左右する重要な要因の 1 つである。このため、前期までに、ルーズなデブリベッドを用いて実験を行い、デブリベッドのドライアウト条件に与えるデブリ粒子径及び冷却条件の影響を調べた。また、一担形成された結合デブリの組成を知ることは、デブリベッドの最高到達温度等事故時の過程を明らかにする上で重要である。本期は、破碎した  $\text{UO}_2$  ペレット粒子の中に金属片 (Zry 片及びステンレス鋼片) を混入してデブリベッドを形成し、これをヒータ加熱及び核加熱により昇温し、結合デブリの形成を試みた。

#### (2) 実験方法

初期のルーズなデブリベッドを形成する破碎燃料には、焼結した  $\text{UO}_2$  ペレットを機械的的方法により碎いたものを使用した。この破碎燃料を Fig. 2.5.1 に示すように、内径 32 mm の金属製の円筒容器内に高さ約 100 mm まで堆積させ、この中に被覆管を縦割りにした細辺及びステンレス鋼の細片を混入し、デブリベッドとした。使用した  $\text{UO}_2$  ペレットの重量は 617 g であった。このデブリベッド中の温度は、図に示したように、外径 1 mm のシーズ型熱電対によりデブリベッドの中心軸に沿って 5 点、表面近くに 5 点の計 10 点で計測した。このデブリベッドを、Fig. 2.5.2 に示すように、電気ヒータを備えた断熱容器に收め、さらに実験用カプセル内に収納した。実験は、まずデブリベッドを原子炉出力 10 kW で 10 分間照射して発熱量較正を行った後、電気ヒータにより 500°C まで温度上昇させパルス照射を行った。

#### (3) 実験結果及び考察

発熱量較正試験の結果は約 1 cal/g・ $\text{UO}_2$ /MWs であった。また、パルス照射時の積分出力は 87.5 MWs であった。照射後のデブリベッドの様子を Fig. 2.5.3 及び 2.5.4 に示す。同図に見られるように、金属片は酸化及び一部溶融していたが、 $\text{UO}_2$  ペレットの破碎粒子にはほとんど変化が見られず、結合デブリの形成はなかった。デブリベッド中の温度は実験中に熱電対がすべて破損してしまったため正確には分らないが 2000°C を超えていたものと考えられる。結合デブリの形成が見られなかった理由としては、NSRR で許されるほぼ最大のパルスで照射したにもかかわらず、パルス照射による核加熱での温度上昇が小さく (1000~1500°C 程度)、部分的には金属片の融点は超えたものの  $\text{UO}_2$  燃料粒子の融点には達しなかったためと考えられる。

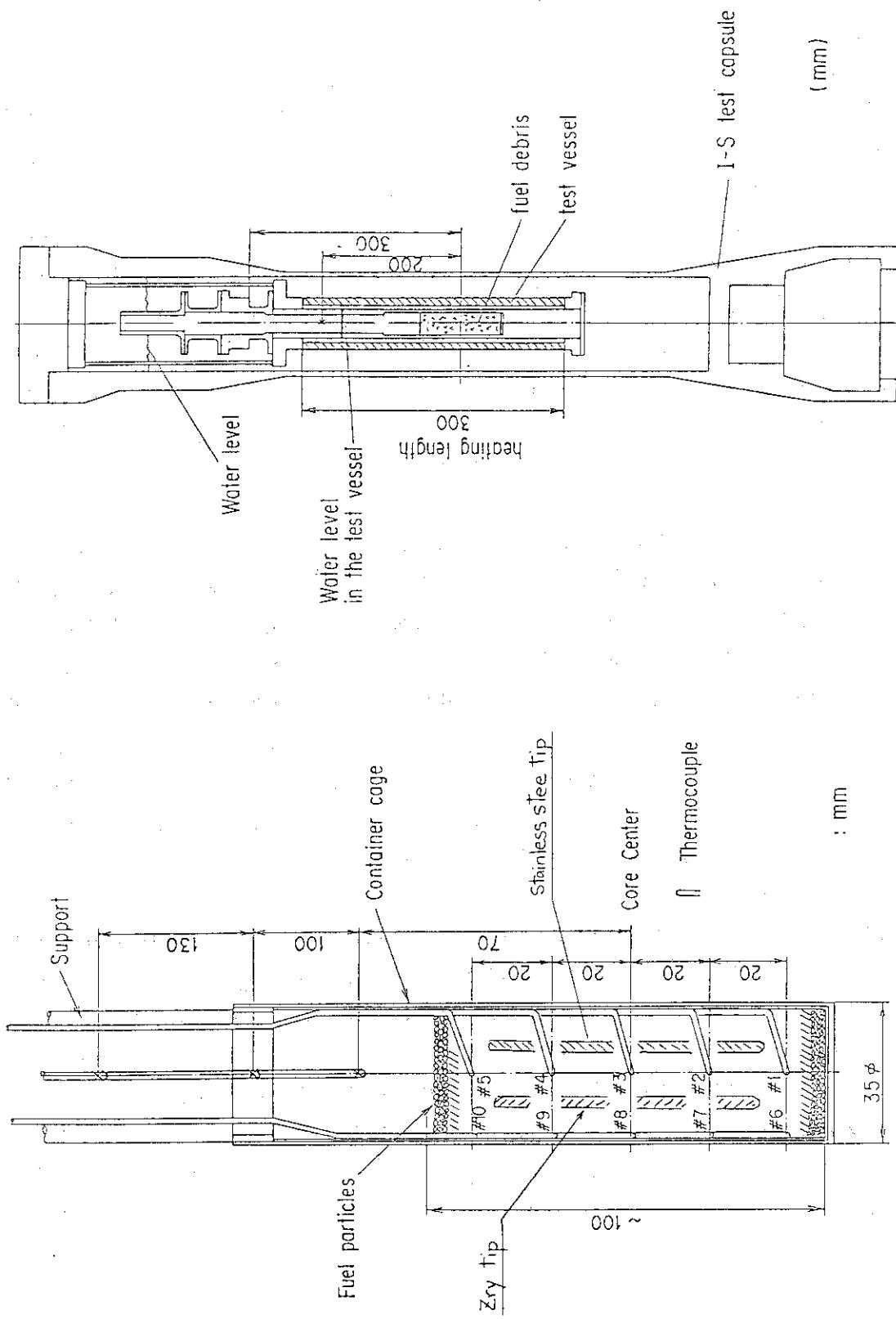


Fig. 2.5.1 Test Section of Cohesive Debris Formation Test

Fig. 2.5.2 Test Capsule Arrangement in Cohesive Debris Formation Test

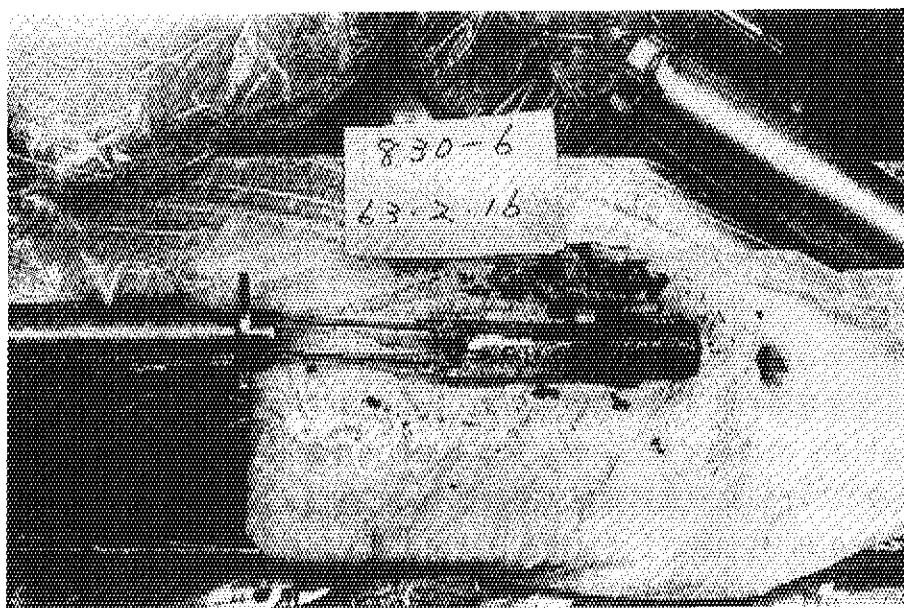


Fig. 2.5.3 Appearance of Basket after Irradiation in cohesive Debris Formation Test

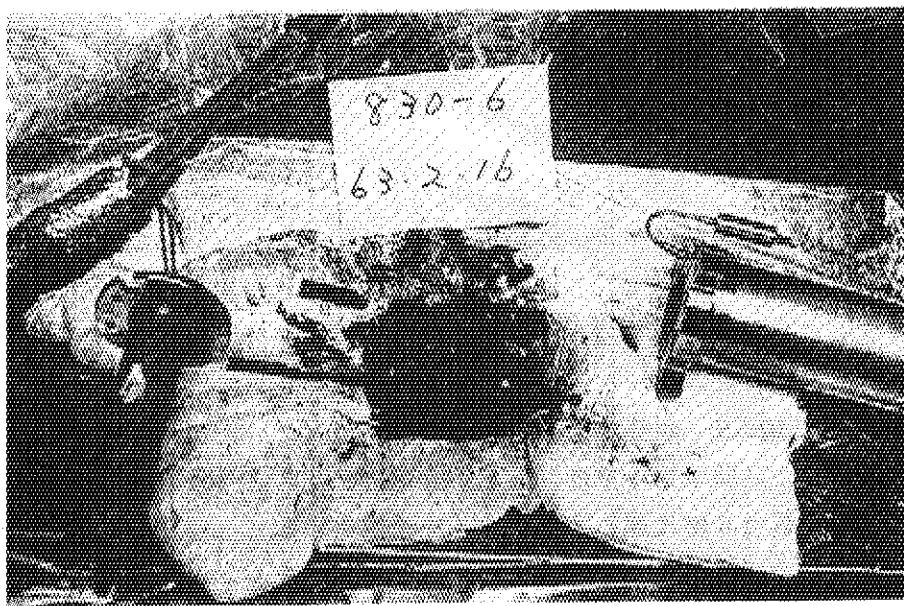


Fig. 2.5.4 Appearance of Debris particles after Irradiation in Cohesive Debris Formation Test

### 3. 高温高圧カプセル実験

(丹沢 貞光)

#### (1) 概要

温態起動条件からの反応度事故時の加圧燃料棒の破損挙動の究明を行うために、これまでに高温高圧カプセルを用いて5回の実験を実施した。これらの実験により、試験燃料の発熱量が約220 cal/g・UO<sub>2</sub>の場合では、実験初期条件での内圧が外圧を大きく上回る場合（内外圧差：1.15 MPa以上）では試験燃料棒は内圧破裂を起し破損するが、内圧が外圧を若干上回る場合（内外圧差：0.35 MPa以下）では膨れは生ずるが破損は生じないことが明らかになった。また、内圧が外圧を大きく下回る場合には試験燃料棒のプレナム部の容積を1/4程度に減らしても燃料挙動に影響はないことが明らかになった。本期は、実験初期条件での内外圧差が燃料破損に及ぼす影響をさらに詳細に調べるために実験及びプレナム部の容積をほぼ0とした場合の燃料挙動を調べるための実験を実施した。

#### (2) 実験方法

高温高圧カプセルを用い、冷却材圧力を13.6 MPa、冷却材温度を320°Cとして、228 cal/g・UO<sub>2</sub>の発熱量を投入する実験を実施した。実験では、内圧あるいはプレナム部の容積を変えた3本の試験燃料棒をカプセル中に配して同時に照射した。実験における試験燃料棒の配置、被覆管表面温度測定のための熱電対の位置、及び高温高圧カプセルの概要をFig. 3.1に示す。また、これまでに実施した実験も含め、各試験燃料棒の室温における内圧、冷却材の圧力、温度等の実験条件をTable 3.1に示す。

#### (3) 実験結果及び考察

今回照射実験を行った試験燃料棒の外観をFig. 3.2に示す。実験初期条件で内圧が外圧を大きく上回る試験燃料棒（3.8 MPa）では、発熱部全体で膨れが生じ、特に発熱部下端では局所的に膨れが大きくなり内圧破裂を起していた。破損口近傍以外での最大の膨れは発熱部下部に生じており約9%であった。内圧が外圧を若干上回る試験燃料棒（0.77 MPa）では、ほぼ一様に大きな膨れ（最大10.5%）が発熱部全体にわたって生じていたが、破損はなかった。プレナム部の容積を0とした試験燃料棒では、断面がだ円形になるような形で膨れが生じ、膨れが大きくなった方向では最大6%に達していたが、その直角方向では初期の外径を下回っていた。

Fig. 3.3は、高温高圧条件下での加圧燃料棒の破損の有無を、大気圧室温条件下での結果と比較したものである。高温高圧条件下では、1つの発熱量でしか実験を実施していないが、実験結果は、大気圧室温条件下での加圧燃料棒の内外圧差に関する破損しきい値を超えた条件でのみ破損が生じていることがわかる。

実験初期条件での内外圧差の異なる試験燃料棒の被覆管表面の最高温度の比較をFig. 3.4に、

また、被覆管の膨れの関係をFig.3.5に示す。前期までの実験結果から内外圧差及びギャップ熱伝達の関係から、被覆管表面の最高温度は内外圧差の破損しきい値近傍で極小値を、また、膨れは極大値をとることが明らかになっているが、今期の結果も同様の傾向を示している。

プレナム部の容積を減少した試験燃料棒の変形挙動については、実験初期条件での内圧が外圧を大きく下回っていたために、容積減少の変形挙動に対する効果は顕著には表われなかったが、今回プレナム部の容積をほぼ0にすることによって、プレナム部の容積を1/2あるいは1/4とした場合と比較して膨れ量が若干増加していた。また、今回の実験で膨れの断面形状がだ円形になったのは原因不明であり、現在原因を検討中である。

Table 3.1 Test conditions of the pre-pressurized fuel rod tests  
with high pressure, high temperature capsule.

Test No.	Energy deposition (cal/g•UO <sub>2</sub> )	Coolant conditions		Test fuel rod	Pressure difference across cladding (MPa) <sup>*1</sup>
		Pressure (MPa)	Temperature (°C)		
1202	220	16.1	305	He, 0.1 MPa (STD)	-15.9
				Xe, 0.1 MPa	-15.9
				He, 7.1 MPa	-2.2
1208	220	15.1	300	He, 0.1 MPa (STD)	-14.9
				He, 7.1 MPa <sup>*2</sup>	-1.2
				He, 8.6 MPa	1.8
1209	220	12.1	283	He, 0.1 MPa (STD)	-11.9
				He, 7.1 MPa <sup>*2</sup>	1.15
				He, 8.6 MPa	4.0
1210	215	13.8	296	He, 7.1 MPa <sup>*2</sup>	~0.0
				He, 5.1 MPa (1/2 Plenum Volume)	-3.9
				He, 7.1 MPa (1/4 Plenum Volume)	-3.9
1211	212	13.9	315	He, 7.1 MPa	0.35
				He, 5.1 MPa (1/2 Plenum Volume)	-3.7
				He, 5.1 MPa (1/4 Plenum Volume)	-3.7
1217	228	13.6	320	He, 8.6 MPa	3.8
				He, 7.1 MPa	0.77
				He, 5.1 MPa (~0 Plenum Volume)	-3.3

\* 1 at initial condition (estimated)

\* 2 with pressure sensor

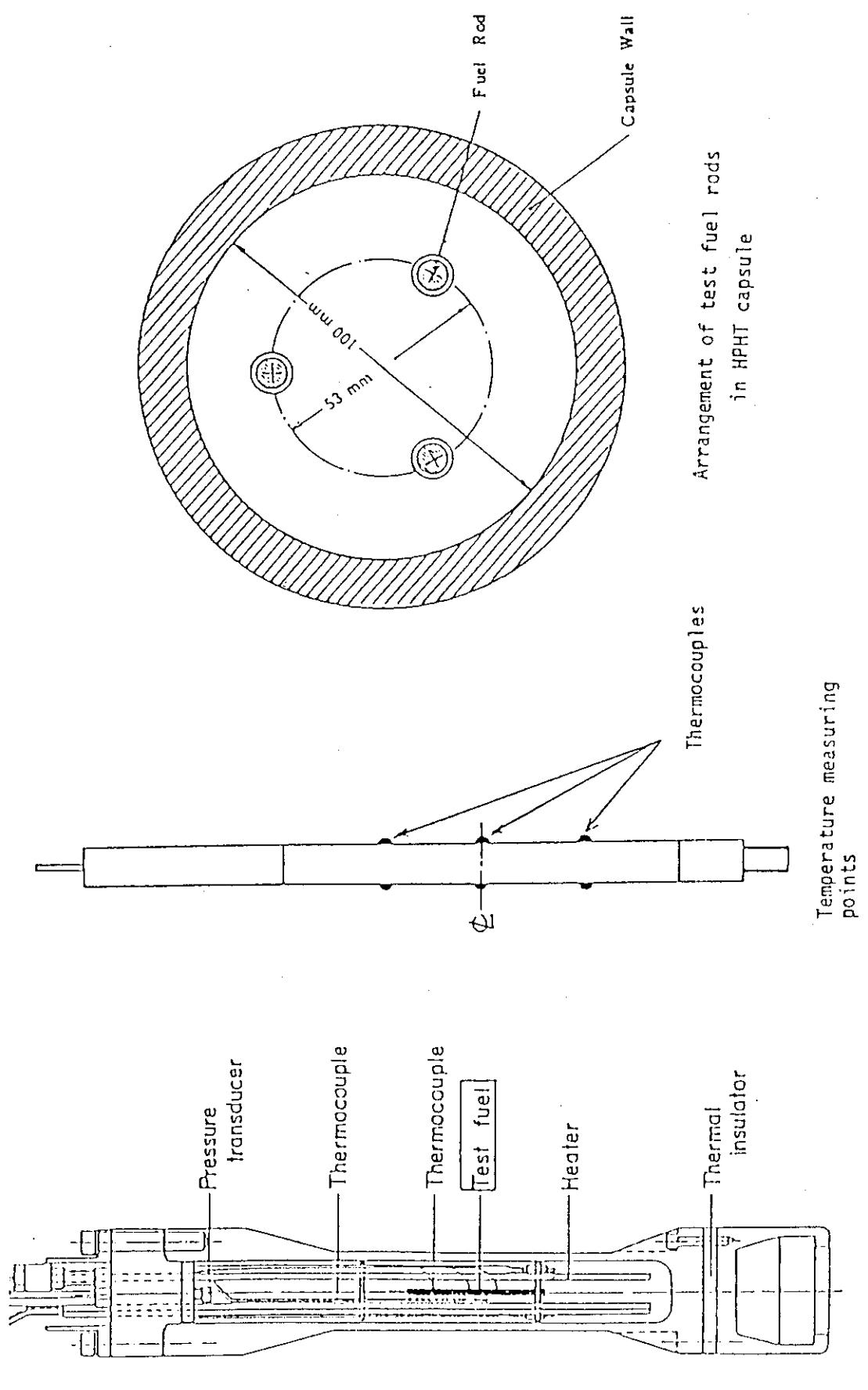


Fig. 3.1 Arrangement of test fuel rods and temperature measuring points in HPHT capsule



Initial pressure difference : 3.8 MPa



Initial pressure difference : 0.77 MPa



Initial pressure difference : -3.3 MPa  
~0 Plenum volume

Fig. 3.2 Post-test fuel rod appearances in Test 1217

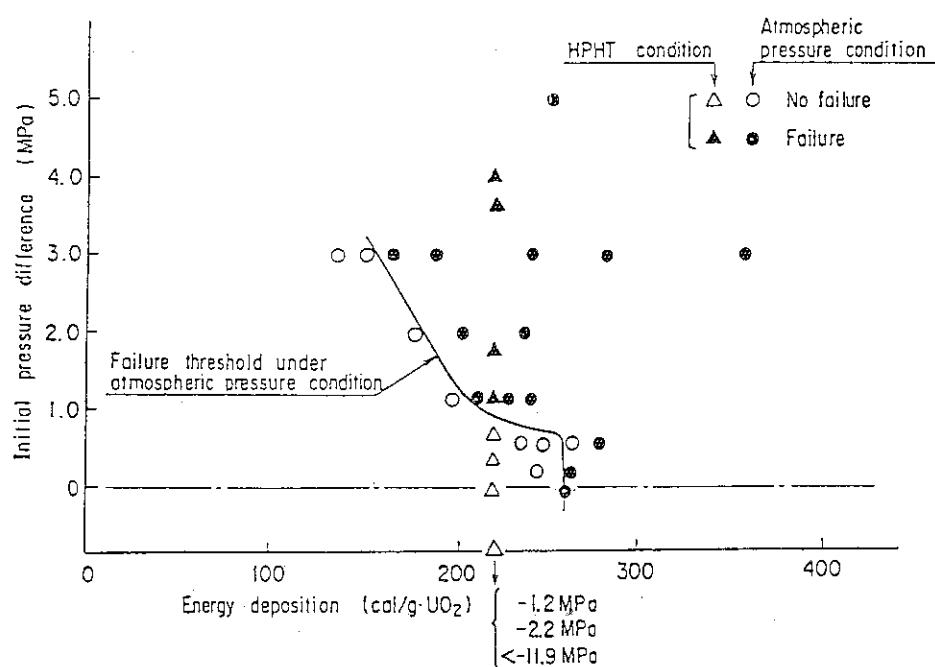


Fig. 3.3 Comparison of failure thresholds under atmospheric pressure and HPHT conditions

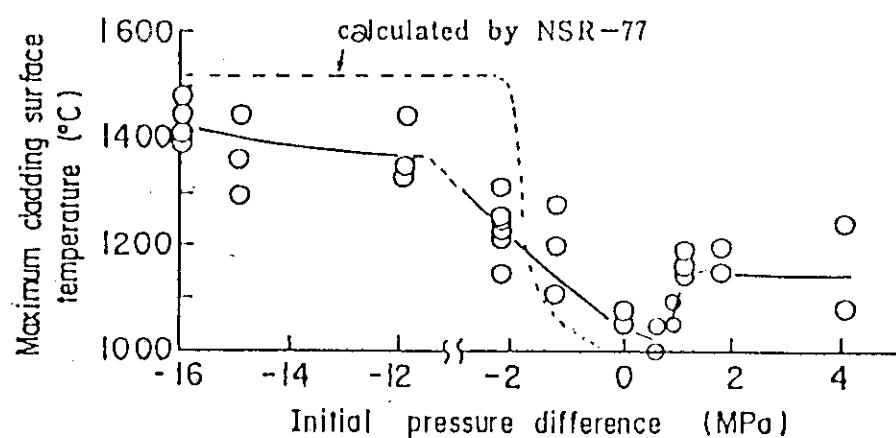


Fig. 3.4 Maximum cladding surface temperatures as a function of initial pressure difference between rod internal and coolant pressures

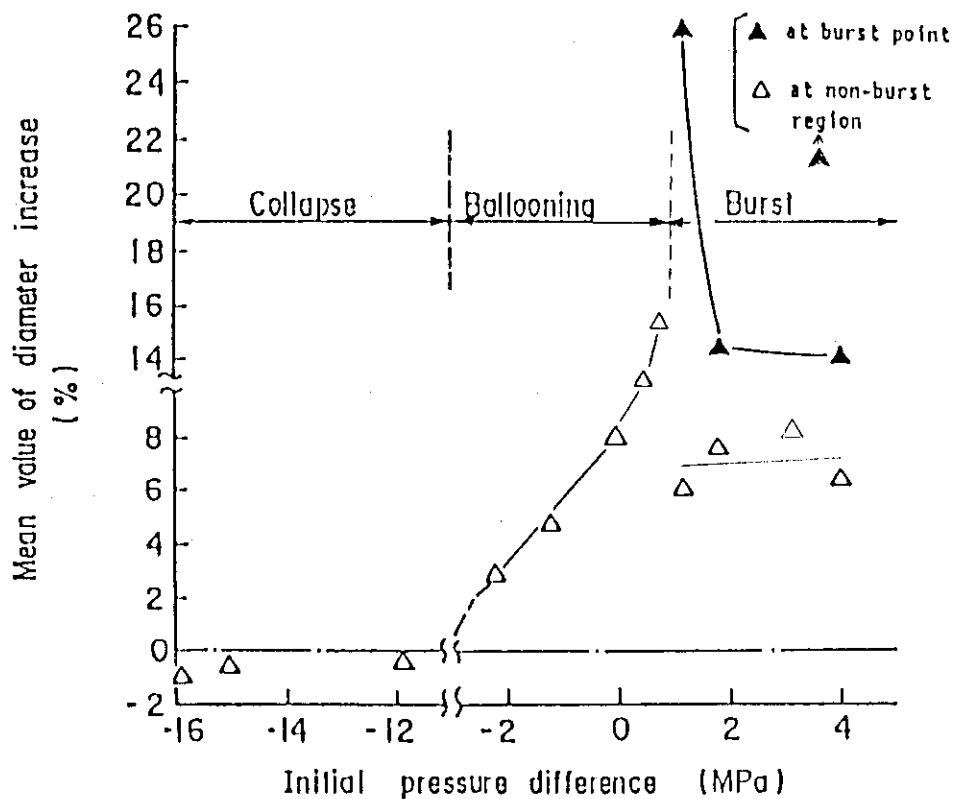


Fig. 3.5 Diameter increase of cladding as a function of initial pressure difference between rod internal and coolant pressures

## 4. 高温高压ループ実験

(丹沢 貞光)

### (1) 概要

NSRRでは、反応度事故時の燃料棒の破損挙動を究明するための照射実験を実施している。これらの実験は、室温大気圧の冷却材条件の下で実施されており、冷却材の温度、流速等を変えて実験を行うことにより、各種冷却材パラメータの燃料棒の破損挙動に対する影響が調べられている。しかしながら、これらのパラメータ実験では実炉の冷却材条件を模擬することは不可能なため、高温高压カプセル及び高温高压ループを開発して、より実炉に近い冷却材条件を模擬した条件で実験を行ってきた。これまでに、高温高压ループを用いた実験では、沸騰水型原子炉(BWR)の入口冷却材条件を模擬した条件で実験を実施してきた。今期は、これに対して、加圧水型原子炉(PWR)の入口冷却材条件を模擬した条件での実験を2回実施した。

### (2) 実験方法

試験燃料は $14 \times 14$ のPWR型のものを使用した。試験燃料の濃縮度は10%，発熱部の長さは270mmで、初期内圧は燃焼初期段階を模擬して1.6 MPa(He)とした。試験燃料の周囲には、実炉の場合と冷却材の有効断面積が等しくなるように、内径16mmのシュラウドを取り付けた。過渡計測のためには、シュラウド入口に流量計及び温度計を、また、試験燃料の表面に8ヵ所温度計を取り付けた。実験における試験部容器内の試験燃料棒等の配置及び熱電対等の計測器の取付け位置をFig. 4.1に示す。

### (3) 実験結果及び考察

Test No 2411-1の実験では、冷却材圧力12.1 MPa、温度287°C及び流速1.0 m/sの条件で、試験燃料棒に306 cal/g・UO<sub>2</sub>(燃料初期エンタルピ20 cal/g・UO<sub>2</sub>を含む)を与えた。その結果、試験燃料棒の発熱部は黒色に酸化し、中央部では一部酸化膜のはく離が見られたが、試験燃料棒に破損は生じなかった。試験燃料の変形は、若干径方向に膨れ(0.8%)が生じ、軸方向にはその分収縮(0.7%)していた。また、試験燃料棒は全体に曲がりが生じており、最大曲がりは1.2 mmであった。過渡変化中の冷却水の入口流速には変化はなく、冷却材温度は約4.0°C上昇した。被覆管表面の温度は、発熱部中央から上方にかけて高く、最高1420°Cに達した。

Test No 2411-2の実験では、冷却材圧力16.0 MPa、温度300°C及び流速1.0 m/sの条件で、試験燃料棒に234 cal/g・UO<sub>2</sub>(初期エンタルピ20 cal/g・UO<sub>2</sub>を含む)を与えた。その結果、試験燃料棒は発熱部で酸化により黒色に変化したのみで、酸化膜のはく離及び破損は生じなかった。試験燃料棒の変形はTest No 2411-1の実験の場合と同様ほとんどなかった。被覆管表面の最高温度は、発熱部中央で1052°Cであった。両実験の試験燃料棒の外観をFig. 4.2に示す。

これまでに実施したBWR冷却材条件での実験では、非加圧燃料の場合には、発熱量が267 cal/g・UO<sub>2</sub>（初期エンタルピ15 cal/g・UO<sub>2</sub>を含む）で被覆管がつぶれてUO<sub>2</sub>ペレットと密着し溶融破損を起した。また、加圧燃料の場合には、実験初期条件で内圧支配型（燃料棒内圧が冷却材圧力を上回っている）の時には、試験燃料棒には膨れが生じるか内圧破裂を起している。また、大気圧室温条件での実験では、冷却材を流動する（1.8 m/s）ことによって、静水での破損しきい値260 cal/g・UO<sub>2</sub>が約300 cal/g・UO<sub>2</sub>に上昇している。

以上から、高温高圧流動条件での非加圧燃料の破損しきい値は、冷却材のサブクール度や外圧による被覆管のつぶれ等の破損しきい値を下げる要因と、冷却材圧力による沸騰膜が薄くなつたことや流動による被覆管表面での伝熱の好上等の破損しきい値を上昇する要因が相殺して、大気圧室温静水条件（NSRR実験での標準条件）での破損しきい値とほぼ等しい260 cal/g・UO<sub>2</sub>となっていたのに対し、今期の実験では、試験燃料棒を若干加圧したために被覆管がつぶれることを防ぐことができ、被覆管の温度上昇が小さかったため300 cal/g・UO<sub>2</sub>以上の発熱量に対しても、破損が生じなかったものと考えられる。また、被覆管の状態の観察から本条件での試験燃料の破損しきい値は320 cal/g・UO<sub>2</sub>以上と予想される。

今後は、燃焼末期の燃料内圧に加圧した試験燃料棒による実験を実施していく予定である。

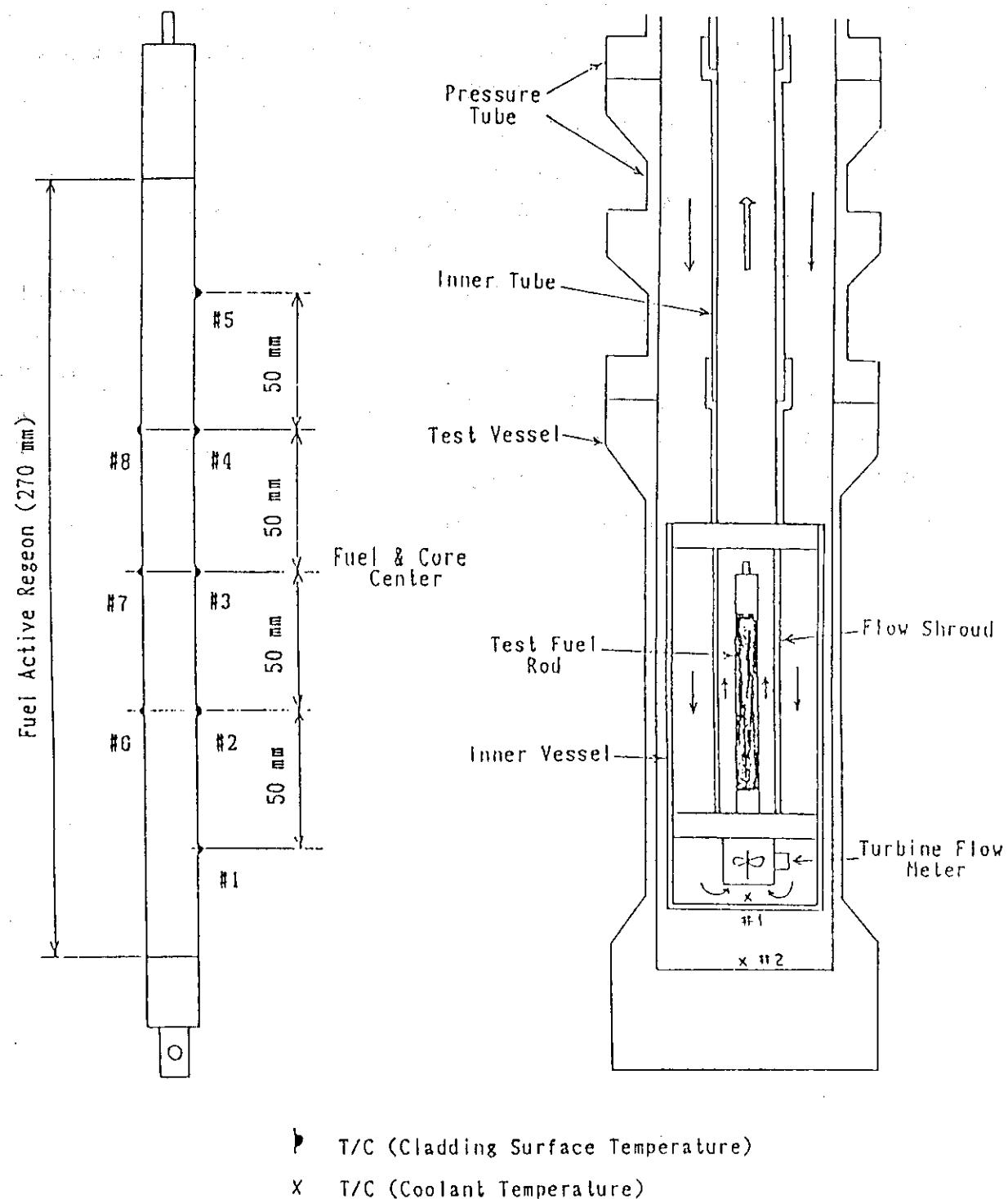
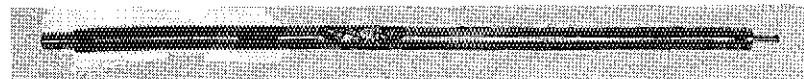


Fig. 4.1 Configuration of Test Section and Measuring Instruments



Test No. 2411-1  
306 cal/g.UO<sub>2</sub>  
12.1 MPa  
287 °C  
1.0 m/s



Test No. 2411-2  
234 cal/g.UO<sub>2</sub>  
16.0 MPa  
300 °C  
1.0 m/s

Fig. 4.2 Appearance of Test Fuel Rods after Irradiation in High-pressure High-Temperature Loop Tests

## 5. 高温冠水実験

(片西 昌司, 傍島 真)

### (1) 概 要

冷却材喪失による炉心露出事故時には、崩壊熱によって燃料棒が高温になり、被覆管が水蒸気によって酸化し、著しく脆化が進むと考えられる。このような状況に至った後、即ち非常用炉心冷却系が遅れて作動したような場合、脆化した被覆管が再冠水時の熱衝撃によって破損し、燃料棒が崩れ落ちる可能性が考えられる。高温冠水実験シリーズは、このような炉心損傷過程を模擬し、急冷時の燃料挙動を解明することを目的に、今期から開始された実験シリーズである。

この実験シリーズでは、この目的のために新たに開発した高温冠水カプセルを用いて、試験燃料棒を水蒸気雰囲気中で加熱して酸化させた後、試験部内に水を注入して急冷を行う。主なパラメータは、酸化温度、酸化時間といった酸化条件と、燃料棒の線出力密度急冷開始時の燃料棒温度及び注水速度とし、これらのパラメータによる被覆管の酸化挙動及び急冷時の燃料破損挙動を調べる。

今期は3回の実験（Test No.951～953）を実施した。実験条件を、実験結果の概略とともにTable 5.1に示す。Test No.951は、本実験体系における発熱量較正を目的として、同体系内の試験燃料をNSRRによるパルス出力運転で照射した。Test No.952では、1回目の本格的な実験として、試験燃料を電気ヒータ及びNSRRの定出力運転により水蒸気雰囲気中で被覆管最高温度1025°Cまで加熱し、急冷を行った。この実験では、内圧による被覆管の膨れ及び破裂を模擬するため加圧燃料を用いた。Test No.953では、温度挙動に対する被覆管の膨れの影響を調べるために、非加圧燃料を用いて実験を行った。

### (2) 実験体系及び方法

Figure 5.1に実験体系の概略を示す。試験燃料は、Table 5.1に示すとおり、PWR型のものを短尺化した未照射燃料棒である。試験部内は電気ヒータとそれを取り巻く断熱材により加熱される。中心に試験燃料とその周囲に4本の中空のダミー燃料棒を取付け、その雰囲気は試験部内の底部に予め入れてある水を蒸発させることにより水蒸気雰囲気とする。実験では、試験燃料の輻射による熱損失を少なくするため、まず電気ヒータで800～900°Cまで試験部内を昇温し、水蒸気を発生させた状態でNSRRの定出力運転による核加熱を開始した。この時の試験燃料の線出力密度は、NSRRの定出力運転モードにおける最高出力で照射した結果、18～19W/cmとなった。核加熱により、被覆管温度は1000°C以上に上昇した。核加熱終了後は、直ちに試験部下部の電磁弁を開いて試験部内に室温の水を注入し、試験燃料を急冷した。過渡状態の計測として、被覆管表面温度測定用及び雰囲気温度測定用の熱電対の他、注水流量測定用の流量計等を使用した。

## (3) 実験結果

## ① Test No.951

本実験では、発熱量較正を目的として、パルス照射した試験燃料のFPの $\gamma$ 線強度測定を行った。その結果、NSRRの原子炉積分出力を試験燃料の発熱量に換算するための係数の値は、10%濃縮燃料について  $2.4 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2 / \text{MW} \cdot \text{s}$  となった。

## ② Test No.952 及び 953

Test No.952において測定された被覆管表面温度の時間変化を Fig. 5.2 に示す。約75分間の電気ヒータによる加熱の後、核加熱を開始することにより被覆管温度は発熱部の中央部で最高  $1025^\circ\text{C}$  に達した。この図で、上部 (#5)において温度挙動に不安定な部分が見られるが、これは試験部の上方で水蒸気が冷却されて水滴となって落下したことによる。

核加熱開始直後は温度上昇は比較的速かったが、2~3分経過した後上昇速度は減少した。この原因として、燃料棒内圧のために被覆管が膨れ被覆管とペレットとの間のギャップ幅が増大し伝熱が悪くなることや、被覆管の温度上昇に伴い輻射による熱損失が大きくなること等が考えられた。そこで、被覆等の膨れの影響を調べるために、Test No.953では非加圧の試験燃料棒を用いて実験を行った。測定された被覆管表面温度の時間変化を Fig. 5.3 に示す。この実験でも同様に核加熱開始直後は被覆管の温度上昇は速いが、数分間経過後には上昇速度が低下している。このことから、核加熱時の温度上昇速度の低下は被覆管の膨れによるものではないことが確認された。輻射による熱損失の可能性については SCRAP 等の計算コードにより解析的に調べる予定である。

Figure 5.4 に、Test No.952における実験後の試験燃料の外観写真を示す。被覆管は、最も温度の高くなった発熱部中央部付近で内圧により膨れ破裂していた。全体に黒く酸化していたが、急冷による燃料の崩れ落ちのような激しい損傷は認められなかった。

Figure 5.5 に実験後に測定した被覆管内外面の酸化膜厚さの軸方向分析を示す。外面の酸化は、温度の高い中央部付近で最大値となり、温度分布とほぼ一致している。内面は、破裂孔から侵入した水蒸気により酸化しているが、温度の高い破裂孔付近で最大値をとり、その値は外面とほぼ等しい。上部では外面に比べて内面の酸化膜厚さは減少しているが、これは内部の酸化反応によって発生した水素が上部に滞留したためと考えられる。

これらの実験により、 $1000^\circ\text{C}$  を越える温度領域での、酸化挙動や急冷時挙動に関する知見が得られた。今後は、更に高い温度領域での実験を実施する予定である。

Table 5.1 Test Conditions and Results of High Temperature Flooding Tests.

Test No	Test Fuel Rod (*)		Linear Heat Rate of NSRR (min)	Atmosphere	Wall Temperature of Test Section (°C)	Maximum Cladding Surface Temperature (°C)	Post - Test Observation	Note
Pellet Stack Length (mm)	Enrichment (%)	Internal Pressure (MPa)	Test Fuel (W/cm)					
951 135	10	0.1	(*)	(*)	Air	room temp.	150	No Oxidation. No Failure.
952 320	10	0.5	18	8	He Steam	860	1025	Ballooning and Rupturing at center portion. Oxidation.
953 320	10	0.1	19	30	He Steam	1020	1245	Oxidation.

( \* 1 ) Cladding : Zry - 4  
 Outer diameter : 10.72 mm  
 Thickness : 0.62 mm  
 Pellet :  $\text{UO}_2$   
 Diameter : 9.29 mm  
 Length : 10.0 mm

( \* 2 ) Pulse irradiation with the energy deposition of 95 cal/g •  $\text{UO}_2$

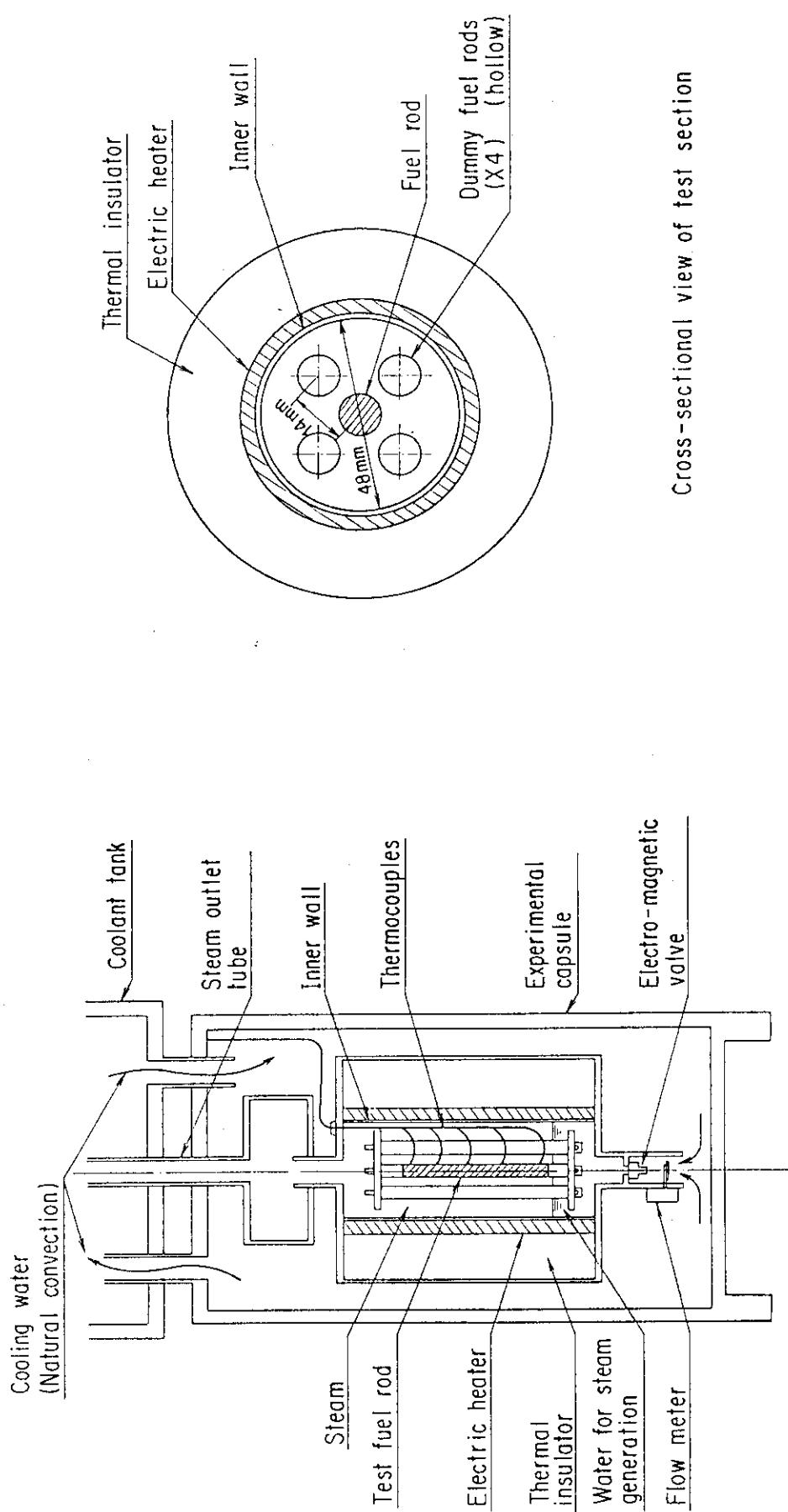


Fig. 5.1 Schematic of High-temperature Flooding Capsule

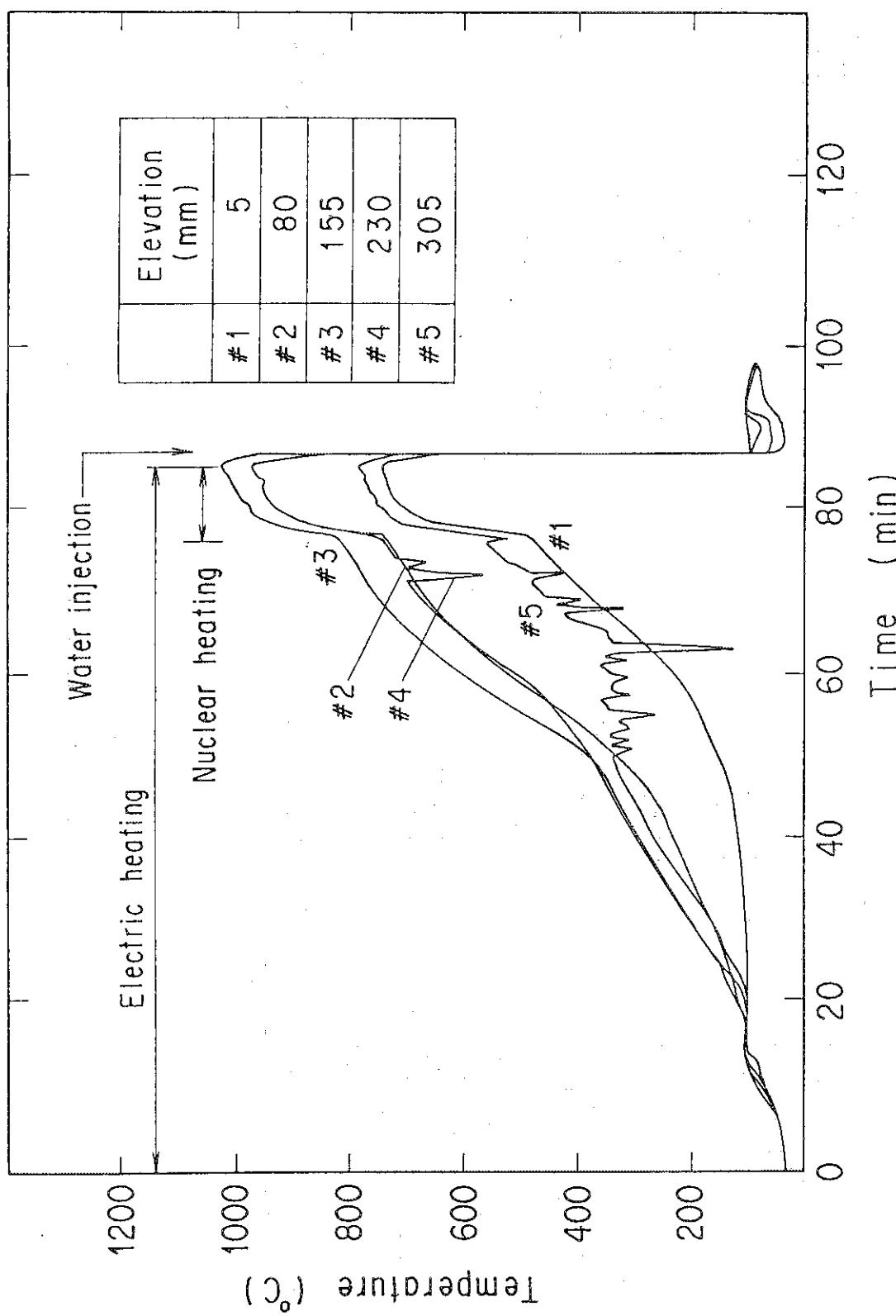


Fig. 5.2 Time histories of cladding surface temperatures at each elevation in Test No. 952

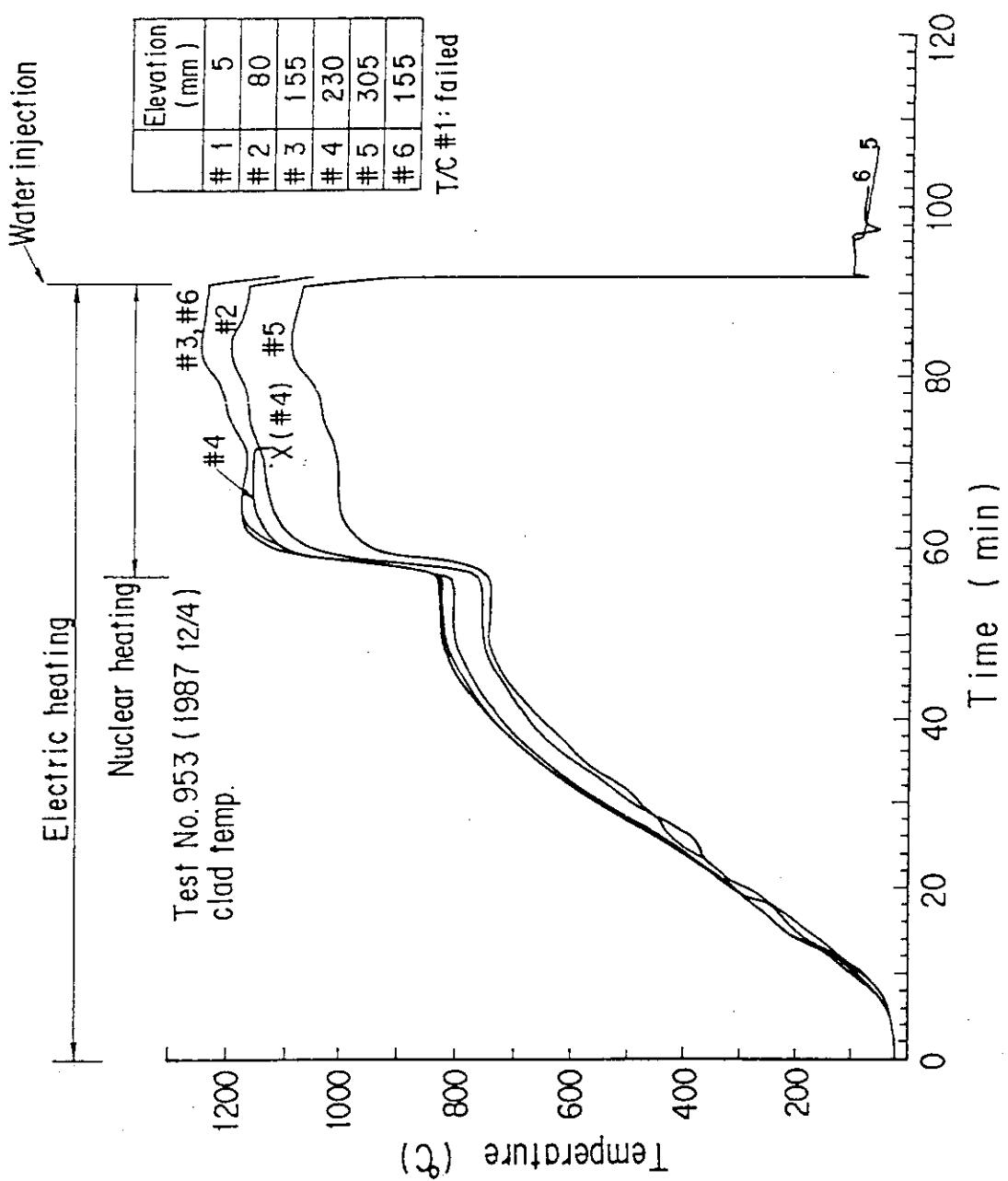


Fig. 5.3 Time histories of cladding surface temperatures at each elevation in Test No. 953

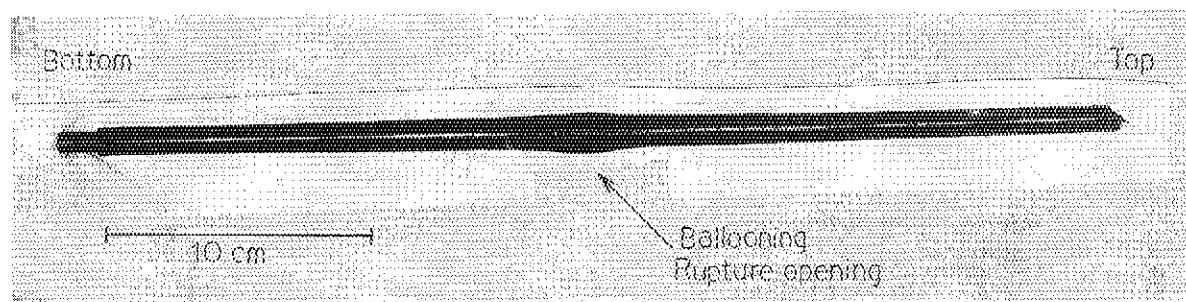


Fig. 5.4 Post test appearance of fuel rod in Test No. 952

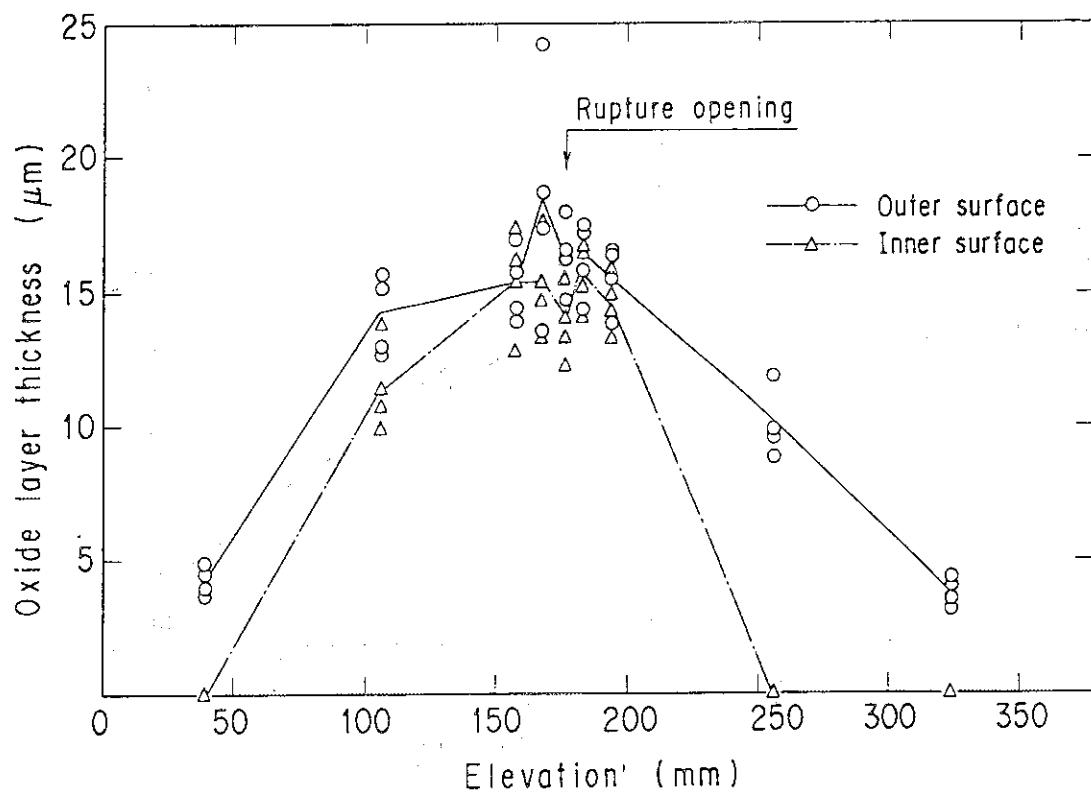


Fig. 5.5 Axial distribution of oxide layer on cladding tube measured after Test No. 952

## 6. 燃料挙動可視実験

(片西 昌司, 傍島 真)

### (1) 概 要

NSRRでは、反応度事故或いは炉心露出事故時の燃料挙動を可視化して観察するため、燃料挙動可視カプセルを用いた実験を行っている。この実験では、実験カプセル内の試験燃料の挙動を、ペリスコープを介して高速度カメラにより16mmフィルムに撮影している。前期までに燃料棒の種類、内圧、冷却条件等をパラメータとして24回の実験を行い、今期はさらに3回実施した。今期実施した実験の目的と条件をTable 6.1に示す。

Test No.600-27では、炉心露出時に高温の水蒸気により被覆管が酸化した燃料棒が再冠水時の急冷により破損するかどうかを調べる目的で、被覆管を予備酸化した燃料棒を空気雰囲気中でパルス照射により加熱した。加熱後、試験部内に注水し急冷する予定であったが、注水装置が作動せず、空気により徐冷された。

Test No.600-28は、FBR型燃料棒のガス雰囲気中の破損挙動を調べるための実験である。前期に実施したTest No.600-25は、同様の体系で被覆管の溶融破損挙動を調べたのに対し、今回の実験ではより高い発熱量を与えUO<sub>2</sub>ペレットの溶融による破損挙動を観察した。

Test No.600-29は、可視カプセルを用いたFBR型燃料の照射実験における発熱量を較正するため、Test No.600-28, -25と同様の体系で、ステンレス鋼被覆燃料棒を照射した。

### (2) 実験体系及び方法

Figure 6.1に実験体系の概略を示す。いずれの実験もガラス管内部を気体雰囲気として、そこに試験燃料を取付けた。ペリスコープの視野は直径約6cmであり、ペレット6個分に相当する。

Test No.600-27では、予め被覆管の表面を厚さ約15μm酸化させた燃料棒を空気雰囲気中で照射した。被覆管温度が融点(約1840°C)程度となることを目標に約180cal/g・UO<sub>2</sub>の発熱量を与えた。照射により加熱した後、ガラス管上部を密閉しているアルミニウムの膜を破りガラス管内に注水する予定であったが、装置が作動せず注水されなかった。

Test No.600-28では、FBR型燃料棒の破損を調べるために、軽水炉の場合と異なり非酸化性のHeガス中で燃料を加熱した。使用した試験燃料棒は、FBR用燃料と同寸法のステンレス鋼被覆燃料棒である。概略をFig.6.2に示す。この実験では、UO<sub>2</sub>ペレットの溶融による破損を観察することが目的である。溶融燃料の噴出の様子を確実に撮影するため、燃料の噴出の位置及び方向を決めるための直径約2mmのドリル穴を発熱部中央付近に開けた。

Test No.600-29は、FBR型燃料棒を用いた実験の発熱量較正を目的としており、Test No.600-28と同様の体系でパルス照射し、撮影は行わなかった。

## (3) 実験結果

## ① Test No 600-27

本実験では、パルス照射と同時に加熱され被覆管は赤白色になった。被覆管は溶融している様子であるが、外側の酸化膜の影響で、全てが流れ落ちることではなく偏肉という形で燃料表面に残った。加熱後は、ガラス管内の空気の対流により徐冷され、温度が下がっていく様子が観察されたが、燃料は最後まで崩れ落ちることなく、自立していた。実験後の解体の際に燃料棒は分断破損した。

## ② Test No 600-28

本実験では、He ガス中でFBR型燃料棒のペレットが溶融して噴出する様子がフィルムに記録された。撮影されたフィルムから得られた燃料挙動の代表的なものをFig. 6.3 に示す。破損挙動の概要は次のとおりである。

- (i) パルス出力前 中央の試験燃料棒、熱電対、ガラス管等が見える。(Fig. 6.3 (A))
- (ii) 0.005秒 被覆管に穴を開けた位置から燃料棒内部の高温の燃料が噴き出す。
- (iii) 0.01秒 溶融した燃料が噴き出している様子がさらに鮮明になる。  
(Fig. 6.3 (B))
- (iv) 0.015秒 画面右側に取り付けてある金属板に溶融物が当って跳ね返っている。  
(Fig. 6.3 (C))
- (v) 0.02秒 跳ね返った溶融物がガラス管に付着。
- (vi) 0.03秒 この時点で、燃料棒はすでに全体が溶融している。

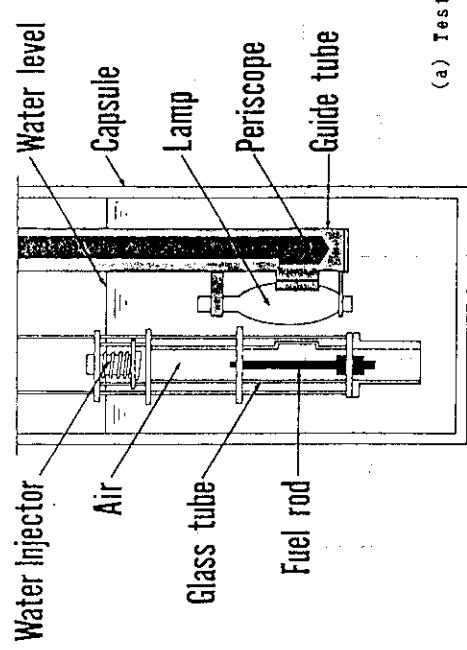
実験後の燃料棒は、ペレットが溶融して多数の小さな破片となって固化していた。また、被覆管もほとんどが溶融し、ガラス管の割れ目から侵入した水によって酸化していた。溶融物からガラス管を保護する目的でガラス管内に置かれていたステンレス鋼の板（厚さ約 2 mm）も、高温の溶融物にさらされたため中央部が溶け落ちていた。この実験により、燃料が先に溶融して被覆管を破損させる場合のFBR型燃料棒の挙動が理解できた。

## ③ Test No 600-29

本実験により、Test No 600-28 のような気体雰囲気中におけるFBR型燃料棒の可視カプセル実験の発熱量較正を行った。本実験により照射した燃料棒のFPの $\gamma$ 線強度測定により、NSRRの原子炉積分出力を試験燃料の発熱量に換算するための係数を求めた。しかし、原因は明確でないが、これまでの実験における燃料挙動から見て異常に高い値となつたため、再度求めることとした。

Table 6.1 Test conditions and objectives in fuel behavior observation tests.

Test No.	Fuel rod	Ambient condition	Energy deposition ( cal/g • UO <sub>2</sub> )	Recording speed ( f ps )	Objectives
600-27	Standard type. 10% E. Pre-oxidized cladding	Air	~ 180	120	Observation of fuel rod with pre-oxidized cladding during reflooding after LOCA condition
600-28	Stainless steel cladding. OD : 6.5 mm 10% E	He gas	~ 340	190	Observation of spouting of molten UO <sub>2</sub> fuel
600-29	ditto	ditto	105		Energy calibration for tests using FBR type fuel rod



(a) Test No. 600-27

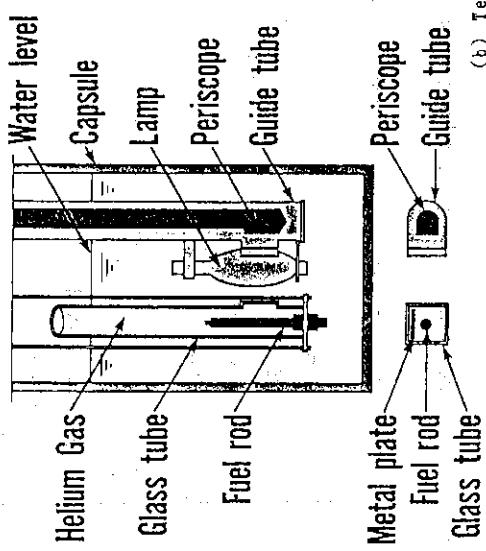
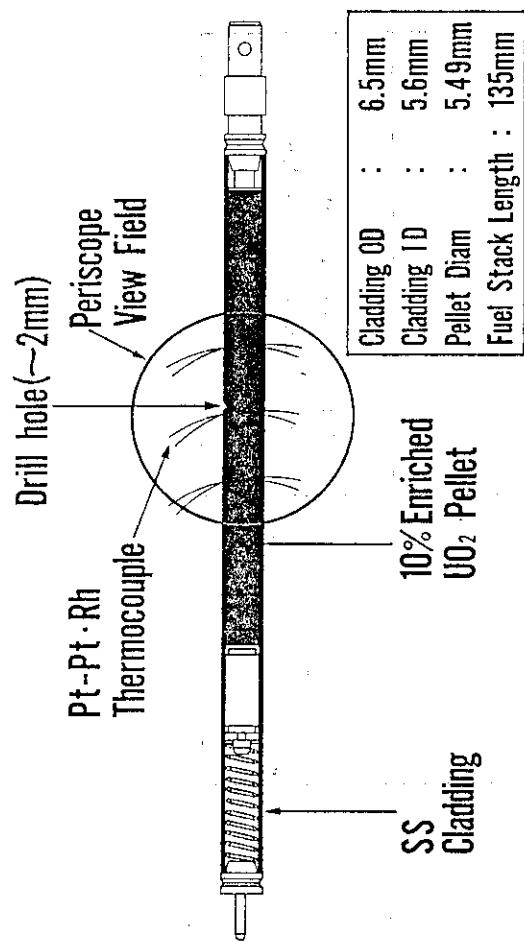
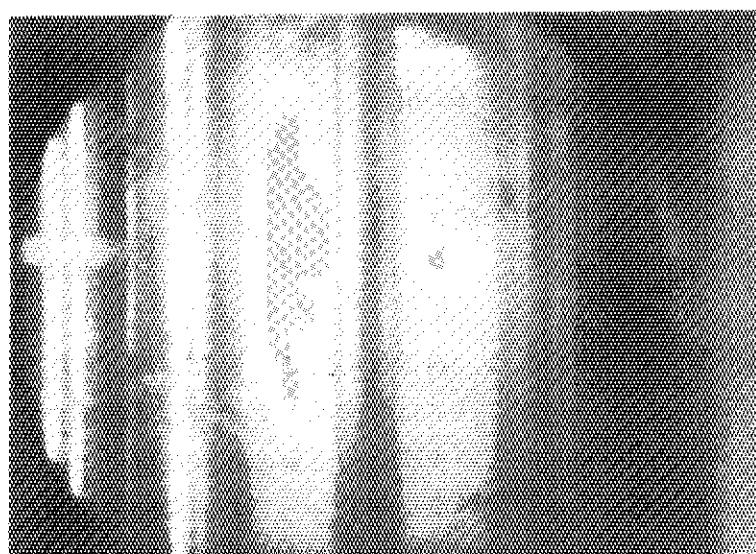
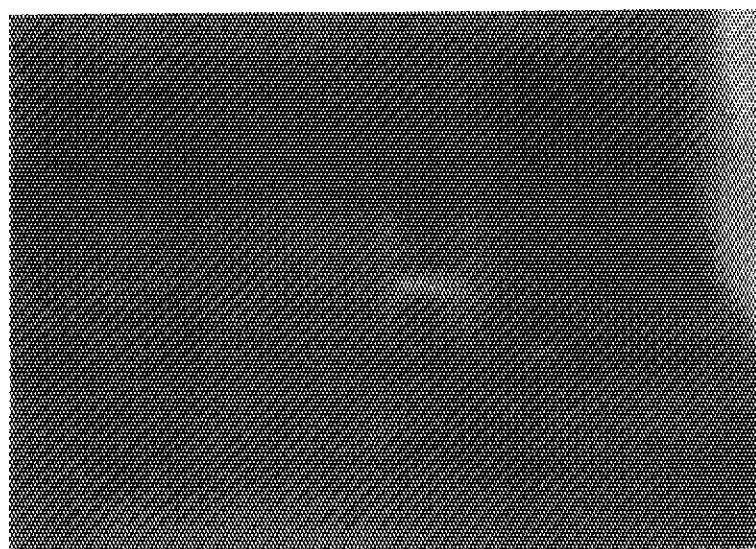
(b) Test No. 600-28  
and  
Test No. 600-29

Fig. 6.2 Schematic of test fuel rod in Test No. 600-28

Fig. 6.1 Test arrangement in fuel behavior observation tests



(A) Before  
irradiation



(B) 0.01s



(C) 0.015s

Fig. 6.3 Pictures printed from motion film taken in Test  
No. 600-28

## 7. 解析コードの開発

### 7.1 事故時燃料挙動解析コードNSR-FEMの開発

(石島 清見)

NSRRにおける反応度事故模擬実験の解析には、通常反応度安全研究室により開発されたNSR-77が用いられている。しかしながら、本コードは一次元モデルにより構築されたものであるため、被覆管のバルーニングやPCMなどとの多次元的現象の詳細な解析には適していない。このため、多次元解析を可能とする事故時燃料挙動解析コードの開発に着手することになった。

多次元解析の基本手法として有限要素法を採用した。これは、計算時間はかかるが、明解で汎用性の大きいモデリングができるという理由によるところが大きい。従って、コード名もNSR-FEMとした。現在のところ、3次元問題は取り扱えない。

本コードでは、有限要素法により

$$k \left( -\frac{\partial^2 T}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 T}{\partial y^2} \right) + Q = \rho C p \frac{\partial T}{\partial t} \quad (1)$$

という非定常熱伝導方程式を、境界条件

$$k \left( \frac{\partial T}{\partial n} \right)_s = -h (T - T_o) \quad (2)$$

の下で解く。ここで、各記号の意味は以下の通りである。

T	: 温度	Cp	: 定圧比熱
x, y	: 座標	t	: 時間
k	: 热伝導率	h	: 表面熱伝達率
Q	: 発熱	To	: 冷却材温度
$\rho$	: 密度		

(1)式に対し、Eulerの公式を適用して汎関数を求め、その最小化を行うとともに、時間については差分法を適用すると次のような解くべき連立一次方程式を得る。

$$\left[ (H)_t + \frac{[C]_t}{\Delta t} \right] \{t\}_{t+\Delta t} = \{F\}_t + \frac{[C]_t}{\Delta t} \{T\}_t \quad (3)$$

ここで、

$$(H)_t = \sum_e \left[ k \int \frac{\partial N_i}{\partial x} \frac{\partial N_j}{\partial x} dV + k \int \frac{\partial N_i}{\partial y} \frac{\partial N_j}{\partial y} dV \right] + \sum_s \left[ h \int N_i N_j ds \right] \quad (4)$$

$$\{C\}_t = \sum_e \left[ \rho C_p \int N_i N_j dV \right] \quad (5)$$

$$\{F\}_t = \sum_e \left[ Q \int N_i dV \right] + \sum_s \left[ h T_o \int N_i ds \right] \quad (6)$$

である。 $\sum_e$ は要素による重ね合せを示し、 $\sum_s$ は要素表面による重ね合せを示す。また、 $N_i$ 等は要素の形状関数である。要素としては、xy, R $\Theta$ 及び $\gamma Z$ 体系での3節点要素、4節点要素及び8節点要素が組み込まれている。

変形モデルは現象が準静的であると仮定して構築されており、燃料ペレットについては弾性変形のみ、被覆管については弾塑性変形が取り扱える。塑性変形についてはプラントル=ロイスの流れ則を用い、荷重増分法により定式化している。また、数値解法としては高速の改訂コレスキーカ法を採用している。

現在、基本部分のプログラミングを完了し、基礎的な検証計算を行うとともに、今後の作業（物性値パッケージ、プロットルーチン等の整備、詳細モデルの追加等）のための準備を進めている。

## 7.2 F P R E T A I N の開発と検証

(柳澤 和章)

### (1) 概要

計算コードF P R E T A I Nは、燃料棒の通常運転状態を計算する部分と、過渡又はRIA状態を計算する部分より構成されている。前者については、公開データに基づいた検証計算を実施し、その結果はプログレス・リポート・No.18号（前号）に報告した。

一方、後者についてはモデル等を開発中であり、検証計算も完了していない。ここでは、モデリングを部分的に終了し検証を行ってみた1例について予備的に報告する。

### (2) 検証計算

NSRRパルス実験では、予備照射済燃料棒を用いることになっている。このため、商用炉で39MWd/kgUまで予備照射した14×14 PWR型燃料棒が、約100cal/g fuelのパルス照射を受けたことを想定し、その燃料中心温度及び被覆管の表面温度計算を実施した。比較のため、未照射の14×14 PWR型燃料棒が、約100cal/g fuelのパルス照射を受けたことも想定し、その燃料中心温度及び被覆管の表面温度も計算して、前者のデータと相互比較を行った。

コード計算への入力は、燃料棒の製造特性、通常運転状態での出力履歴、及びRIA時のパルス照射履歴等である。

### (3) 計算結果

Figure 7.1は、計算結果をプロットしたものである。図から分かる様に、燃料棒の表面温度

は、予備照射済燃料の方が未照射燃料よりも高かった。この原因は、予備照射中に生じたFPガス放出によるガスギャップ熱伝導率の劣化ではなく、燃料スウェーリングと被覆管のクリープダウンによるものであろうと考えられる。

計算予測による予備照射済燃料のFPガス放出率（追加放出率）は、4%以内であった。この値は、実験後照射後試験のガスパンクチュアリングから得られた追加放出率3.7%とよく一致していた。

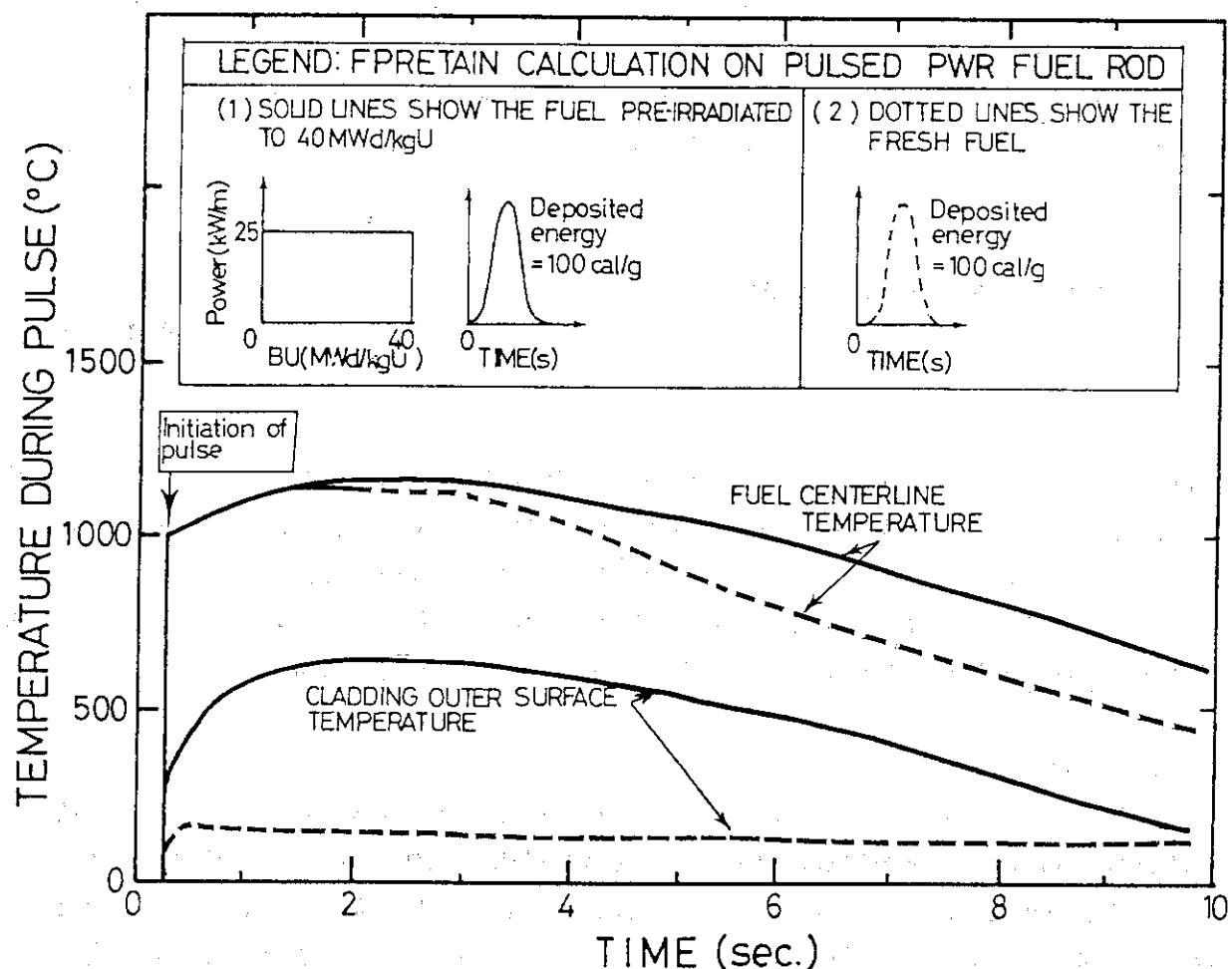


Fig. 7.1 Time-dependent change of fuel and cladding temperature of PWR type fuel during pulse irradiation

## 8. 今後の実験計画

(藤城 俊夫, 堀木歐一郎)

N S R R 計画においては、① RIA 実験、② シビア・アクシデント 実験及び ③ F B R 模擬実験の 3 つを主要テーマにして、今後も実験計画を進捗させる。

①では、通常運転下で急務とされている負荷追従・高燃焼度化を可能とする改良燃料に対し、RIA の観点から燃料性能を評価する。この為、水側腐食模擬燃料、高燃焼度時での燃料棒内ギャップガスを模擬した燃料、燃料ペレットの L (長さ) / D (直径) 比を変えた燃料、及び中空加圧燃料等によるパルス実験を計画している。一方、従来の単一パルスではなく、いわゆる燃料過渡を生じる様な出力履歴を用いた過渡時の燃料性能評価についても、実験を計画中である。

また、商用炉及び J M T R にて予備照射を行った高燃焼度燃料によるパルス実験計画についても、計画を進捗させる。

②では、高温冠水カプセルを用いたクエンチ実験及び高温高圧カプセルを用いた燃料溶融実験を計画しており、シビア・アクシデント時における燃料挙動評価データベースの拡張を図る。一方、デブリ冷却性に関するものでは、デブリ溶融実験及びデブリ冷却性実験を計画している。シビア・アクシデント時に燃料ペレットから冷却材中に移行していく F P については、今だにそのふるまいが究明されていないものが多い。このため、F P 放出・移行メカニズム究明のための基礎実験として、照射済 UO<sub>2</sub> 燃料を用いた炉外加熱による F P 放出実験を計画している。

③については、基礎実験としてまず S U S 被覆燃料棒を可視カプセル中にてパルス照射し、そのときの燃料ふるまいを詳細に研究する実験の他、F B R 実験を N S R R 炉を用いて行うのに必要な種々の予備設計検討を行う予定である。

## 参 考 文 献

## A. プログレス・レポート等

- 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(1976)
- 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: "NSRR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)
- A-13 反応度安全研究室, 他: "NSRR実験プログレス・レポート・13 (1981年7月~1981年12月)", JAERI-M 83-193(1983)
- A-14 反応度安全研究室, 他: "NSRR実験プログレス・レポート・14 (1982年1月~1982年12月)", JAERI-M 84-046(1984)
- A-15 反応度安全研究室, 他: "NSRR実験プログレス・レポート・15 (1983年1月~1983年12月)", JAERI-M 84-168(1984)
- A-16 反応度安全研究室, 他: "NSRR実験プログレス・レポート・16 (1984年1月~1984年12月)", JAERI-M 86-012(1986)

A-17 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・17 (1985年1月～1985年12月)", JAERI-M 89-097 (1989)

A-18 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・18 (1986年1月～1986年12月)", JAERI-M 90-228 (1991)

その他, NSRR 実験結果速報 (1)～(118)

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, S. Saito, T. Fujishiro 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 (NSRR) Experiments", 4th LWR Safety Information Meeting, Washington. (1976)

B-3 S. Saito, T. Fujishiro, T. Inabe, 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, №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. Ishikawa, et al. : "NSRR Experiments on LWR Fuel Behaviors 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, №7 (1977)

B-9 石川迪夫, 斎藤伸三, 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, №10 (1978)

B-10 大西信秋, 丹沢貞光, 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, 柳原 敏, 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, 斎藤伸三, 塩沢周策, 稲辺輝雄, 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, №9 (1978)

- B-13 S.Kobayashi, et al. : "Experiment Results of Some Cluster Tests in NSRR", J. of Nucl. Sci. and Technol. 15, [6] (1978)
- B-14 M.Nozawa, S.Saito, 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, M.Ishikawa, S.Saito, et al. : "Results of In-pile Experiments in the NSRR on Reactivity Initiated Accidents", 6th PNS - Colloquium at Karlsruhe, KfK-2770 (1978)
- B-16 大西信秋, 丹沢貞光, 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, 石島清見, 丹沢貞光, 塩沢周策, 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, 落合政昭, 藤城俊夫, 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, 柳原 敏, 斎藤伸三 : "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, 塩沢周策, 斎藤伸三 : "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, S.Saito, S.Shiozawa, K.Ishijima : "A Study on Fuel Failure Mechanism for Unirradiated Fuel Rods under a Reactivity Initiated Accident Condition", International Colloquium on Irradiation Tests for Reactor Safety Programme, Petten, Netherland (1979)
- B-24 塩沢周策, 斎藤伸三, 柳原 敏 : "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, S.Saito, et al. : "Study on the Transient Cooling Process of a Fuel Rod in a Reactivity Initiated Accident", J. of Nuclear Science and Technol., vol. 17, [6] (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, 塩沢周策, 柳原 敏, 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, 稲辺輝雄, 石島清見, 斎藤伸三, 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, 稲辺輝雄, 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, 丹沢貞光, 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, 柳原 敏, 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, 斎藤伸三, 柳原 敏 : "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, S. Shiozawa : "A study of Fuel Behavior under Reactivity Initiated Accident Conditions - Review", J. Nucl. Mater. 95 (1980)
- B-36 T. Fujishiro, S. Tanzawa, et al. : "The Effects of Coolant Flow on Light Water Reactor Fuel Behavior during a Reactivity Initiated Accident", J. Nucl. Sci. Technol. 18-3 (1981)
- B-37 大西信秋, 石島清見, 落合政昭, 丹沢貞光, 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 : 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, 丹沢貞光, 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, 落合政昭, 石島清見, 丹沢貞光 : "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, K. Ishijima, S. Shiozawa, K. Iwata : "Effects of Rod 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, S. Saito, S. Yanagihara : "Zircaloy-UO<sub>2</sub> and-Water Reactions  
and Cladding Temperature Estimation for Rapidly Heated  
Fuel Rods under RIA Condition", J. Nucl. Sci. Tech.  
vol. 19, No. 5 (1982)
- B-49 S. Yanagihara, S. Shiozawa, S. Saito : "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, 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流動の影響  
(2) - N S R R 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, S. Tanzawa : "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)
- B-54 T. Tsuruta, T. Fujishiro : "Evaluation of Thermocouple Fin Effect in  
Cladding Surface Temperature Measurement during Film  
Boiling", J. of Nuclear Science and Technology, vol. 21,  
No. 7 (1984)

- B-55 柳原 敏：“N S R R 実験における燃料棒軸方向出力分布の燃料挙動に及ぼす影響”, JAERI-M 84-058 (1984)
- B-56 藤城俊夫：“反応度事故条件下における軽水炉燃料のギャップ熱伝達の研究”, JAERI-M 84-063 (1984)
- B-57 鶴田隆治, 斎藤伸三, 落合政昭：“反応度事故条件下における高発熱量負荷時の機械エネルギーと燃料の微粒子化”, JAERI-M 84-235 (1984)
- B-58 S. Saito, Shiozawa : “Severe Fuel Damage in Steam and Helium Environments Observed in In-reactor Experiments”, Fifth International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety, Karlsruhe, September, 1984
- B-59 K. Ishijima : “Measurement and Preliminary Analysis on Transient Cladding Deformation during Reactivity Initiated Accident Conditions”, J. of Nuclear Science and Technology, vol. 22, № 2 (1985)
- B-60 T. Tsuruta, M. Ochiai, S. Saito : “Study on Fuel Fragmentation and Mechanical Energy Conversion Ratio at Rapid Deposition of High Energy in LWR Fuels”, J. of Nuclear Science and Technology, vol. 22, № 9 (1985)
- B-61 S. Kawasaki, S. Saito, et al., : “Review of the JAERI’s Studies on the Fuel Behavior during LOCA”, IAEA Specialist’s Meeting on Fuel Behavior, Sept., 1985
- B-62 柳原 敏, 鈴木敏夫：“N S R R 実験における特殊燃料の発熱量評価”, JAERI-M 85-208 (1985)
- B-63 K. Yanagisawa, H. Saito : “A Study on Bamboo Ridge Deformation Induced by Pellet-Cladding Interaction”, Nuclear Engineering and Design, 97, 339 (1986)
- B-64 S. Tanzawa, T. Fujishiro : “Effects of Waterlogged Fuel Rod Rupture on Adjacent Fuel Rods and a Channel Box under an RIA Condition”, J. of Nuclear Science and Technology, vol. 24, № 1 (1987)
- B-65 柳澤和章, T. ヨーンセン : “In-pile Eddy Current Test on a Fuel Rod Failed by Pellet-Cladding Interaction,” J. Nucl. Sci. Technol. 23, 752 (1986)
- B-66 K. Yanagisawa : Fuel Densification and Swelling : “Relationship between Burn-up Induced Axial and Radial Fuel Dimensional Change”, Nucl. Eng. and Design, 96, 11 (1986)  
(Atomnya Teknia 2a Ruhbezhem № 6, p. 29 (1987) にも掲載)

- B-67 K. Yanagisawa : "軽水型原子炉燃料棒のペレットー被覆管相互作用に関する研究", JAERI-M 87-128 (1987)
- B-68 T. Fujishiro, T. Inabe and M. Sobajima : "Fuel Behavior during Simulated Reactivity Initiated Accidents in the NSRR Experiments and Its Application", Proc. of the 1987 Annual Meeting of CNA, st. John, (1987)
- B-69 塩沢周策, 斎藤伸三, 他 : "反応度事故条件下におけるガドリニア添加燃料棒の破損挙動に関する研究", JAERI-M 88-084 (1988)
- B-70 笹島栄夫, 柳澤和章, 他 : "ヨウ素-127を充填した軽水炉型未照射燃料棒の反応度投入事故(RIA)時の挙動に関する研究", JAERI-M 88-139 (1988)
- B-71 傍島 真, 更田豊志, 他 : "高速炉の事故時燃料挙動に関する研究の現状とNSRRにおける計画", JAERI-M 88-158 (1988)
- B-72 柳澤和章, 金沢浩之, 他 : "照射済軽水炉燃料の炉外焼鈍時の挙動に関する研究", JAERI-M 88-223 (1988)
- B-73 M. Sobajima, T. Fujishiro : "Examination of Destructive Forces in the Chernobyl Accident Based on the NSRR Experiment", Nucl. Eng. Design, 106, PP 179-190 (1988)
- B-74 M. Sobajima : "Experimental Evaluation of the Integrity of Tight-Pitch Rod Bundle for Power Transients", Proceedings of 3rd Int. Top. Mtg. on Nucl. Power Plant Thermal-Hydraulics and Operations, Seoul (1988)
- B-75 K. Yanagisawa, H. Sasajima, and H. Kanazawa : "XMA Analysis of Undissolved Materials Observed in NSRR Short Irradiated Uranium Dioxide Fuel". J. Nucl. Sci. Technol. 25, 500 (1988)
- B-76 M. Sobajima : "In-pile Experiments on Tight Pitch Rod Bundle Integrity for Power Transients", Proceedings of 4 th Int. Top. Mtg. on Nucl. Reac. Thermal-Hydraulics, to be held in Karlsruhe, FRG (1989)
- B-77 T. Fujishiro and T. Fuketa : "NSRR Experimental Results on Fuel/coolant Interaction during a Severe Reactivity Initiated Accident", Proc. 4th Int. Topl. Mtg. on Nucl. Reac. Thermal-Hydraulics (NURETH-4) Oct. 10-13, Karlsruhe, FRG, vol. 1, (1989) 297.
- B-78 M. Ichikawa, T. Fujishiro and S. Kawasaki : "LWR Fuel Safety Research with Particular Emphasis on RIA/LOCA and other Conditions", J. Nucl. Sci. Technol. 26 [1] 118 (1989)

- B-79 K. Yanagisawa : "A Study on the Behavior of Prepressurized Hollow Uranium Dioxide Fuel Under Reactivity Initiated Accident Conditions," Nucl. Eng. Design 116, 171 (1989)
- B-80 柳澤和章, 笹島栄夫, 藤城俊夫 : "反応度事故時のPWR型燃料棒の挙動に関する研究 : (I)水側腐食の影響", 日本原子力学会誌 31, [11], 1262 (1989)
- B-81 高橋洋一, 山脇道夫, 柳澤和章, 他 : "燃料の高性能化研究の現状", 日本原子力学会誌 31, [11] 1223 (1989)
- B-82 柳澤和章 : "反応度事故条件下におけるPWR型改良燃料の挙動に関する研究 - ペレット形状の改良効果", JAERI-M 89-076 (1989)
- B-83 柳澤和章, 宇野久男, 笹島栄夫, 山崎利, 他 : "技術報告 : PWR型燃料棒の短尺化", JAERI-M 90-91 (1990)
- B-84 柳澤和章 : "水炉燃料のふるまい", JAERI-M 90-120 (1990)
- B-85 更田豊志, 藤城俊夫 : "反応度事故時の蒸気爆発に関する実験的研究", 日本機械学会論文集, (B編) 56巻 525号, p1502 (1990)
- B-86 片西昌司, 京谷正彦, 井上公夫, 藤城俊夫, 藤合政昭 : "NSRRによるステンレス鋼被覆燃料棒の出力急昇時の健全性確認試験" 日本原子力学会誌 Vol. 32, No. 7 (1990)
- B-87 柳澤和章 : "反応度事故時のPWR型燃料棒の挙動に関する研究 : (II)混合ガス組成の影響" 日本原子力学会誌, 32, [4], 385 (1990)
- B-88 柳澤和章, 藤城俊夫, A. NEGRINI, F. FRANCO : "Behavior of PCI-Resistant Additive fuel for BWR under Reactivity Initiated Accident Conditions" J. Nucl. Sci. Technol, 27, [1], 56 (1990)
- B-89 柳澤和章 : "反応度事故条件下におけるPWR型改良燃料の挙動に関する研究 - 燃料中空化の影響" 日本原子力学会誌, 32, [10] 1023 (1990)
- B-90 柳澤和章, 片西昌司, 笹島栄夫, 本間功三, 藤城俊夫 : "Studies of Transient Fission Product Gas Release and PCMI of PWR Fuel Rod Preirradiated to 39 MWd/kgU" 「軽水炉燃料の性能」に関するANS/ENS国際トピカル会議, 論文, アビニヨン, フランス (1991)

## 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" 日本原子力学誌, vol. 13, No. 6 (1971)

- C - 3 石川迪夫, 他 : “即発性減速材加熱 (P M H) 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 (P M H) 効果”  
JAERI-M 1214 (1971)
- C - 5 M. Ishikawa, et al. : “EUREKA : A Computer Code for Uranium-Oxide  
Fueled, Water Cooled Reactor Kinetics Analysis”, JAERI-  
M 1235 (1974)
- C - 6 大西信秋 : “重みつき残査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 : “準静的多元空間依炉心動特性解析コード EUREKA-SPACE”  
JAERE-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 : “燃料破損とともに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, S. Saito : “A Computer CPde for Fuel / Coolant Interaction  
Analysis under LWR and LMFBR Conditions”, JAERI-M  
9306 (1981)
- C - 14 大西信秋, 石島清見, 斎藤伸三 : “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, 石島清見, 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)
- C - 16 藤城俊夫, 鶴田隆治, 他 : “燃料ペレット偏心時の二次元燃料挙動解析コード,  
NSR-EXPNT の開発 (解析モデルおよびサンプル計算結果)”,  
JAERI-M 83-187 (1983)
- C - 17 石島清見, 稲辺輝雄 : “NSRRディジタル・シミュレータの開発”,  
JAERI-M 84-203 (1984)
- C - 18 柳澤和章 : “FP挙動評価計算コード : FPPETAION の開発および検証・  
照射済燃料からの FP 放出と残留 FP の分布”, JAERI-M  
89-095 (1989)

C-19 柳澤和章, 市川達生, 斎藤裕明: "Simulations by Computer Codes FEMAX-III and FPRETAIN for In-Core Behavior of LWR Fuel." International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications, p131, BS081, Mito City (1990)

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, T. Inabe, T. Fujishiro, 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, T. Fujishiro, et al.: "An Optical Approach for the Observation of Nuclear Fuel Failure Phenomenon in a Water Environment", Proceedings of the 13 th 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, 塩沢周策, 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, 斎藤伸三: "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)
- D-18 山崎 利: "NSRRカプセル強度確認試験における評価方法の検討",  
JAERI-M 85-015 (1985)
- D-19 稲辺輝雄, 石島清見, 他: "改良型パルス運転のためのNSRR計測制御系統施設の  
安全設計", JAERI-M 88-113 (1988)
- D-20 稲辺輝夫, 寺門義文, 他: "改良型パルス運転及び照射済燃料実験のためのNSRR  
原子炉施設の変更に係る安全評価", JAERI-M 88-218 (1988)
- D-21 柳澤和章, 山崎 利, 他: "反応度事故条件下における燃料棒内圧及び伸び測定によ  
る破損検出" JAERI-M 89-055 (1989)
- D-22 S.Tanzawa, T.Fujishiro, et al.: Shock Structural Test for NSRR  
Experimental Capsule by Using Slow Explosive", 10 th  
SMIRT, August, Anaheim (1989)
- D-23 傍島 真: "気液二相流計測法の開発と応用", 日本混相流学会, 5月, 大阪  
(1989)
- D-24 中村武彦, 他: "NSRR高速炉燃料実験における各種燃料の発熱の予測評価",  
JAERI-M 90-067 (1990)

## 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, No. 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,  
No 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, 斎藤伸三, 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, S.Saito, 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 : " N S R R 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 ", OECDNEA Fuel - Coolant Interaction Newsletter SINDO (82) 1, No 2 (1982)

F. その他

F - 1 傍島 真 : " 軽水炉非常用炉心冷却系の性能評価に係る熱水力学的研究 ", JAERI-M 85-122 (1985)

F - 2 傍島 真 : " 热利用率 100 % に近い原子力都市 - 構想 ", 日本原子力学会誌

F - 3 藤城俊夫 : " 原子炉事故のシミュレーション ", 日本シミュレーション学会誌, vol. 6, No 1 (1987)

## 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TRIGA型原子炉に実験上の便宜を考慮して改良を加えた熱中性子パルス炉である。原子炉はFig. 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パイル室の壁に埋め込まれたI字鋼によって固定され、70tまでの衝撃圧に耐えることができる。また、垂直装填管内部にはカプセル・ホールドダウン機構がある。これは、実験孔に装荷したカプセルの上部を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 $-9.3 \times 10^{-4} \text{ K/K/C}$ )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)の制御棒のはかに、パルス出力発生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、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、各トランジェント棒は全て圧縮空気系で急速引き抜きする。トランジェント棒の反応度変化上有効なストロークの引き抜き時間は約50 msである。NSRRのパルス運転上許された最大投入反応度は\$ 4.70であり、この場合の反応度変化率は約\$ 100 / sになる。

### (3) パルス特性

現在までに実施したパルス運転における最大投入反応度は\$ 4.67であるが、この最大パルス時に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·s、パルス半値幅4.4 ms、最短炉周期1.13 ms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

実験孔はフランクス・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>の溶融エンタルピを十分に上まわるものである。

Table A-1 Characteristics of NSRR

(1) Reactor Type: Modified TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor)(2) Reactor Vessel: 3.6m(wide) × 4.5m(long) × 9m(deep) open pool(3) Fuel:

Fuel type	12 wt% U-ZrH fuel
Fuel enrichment	20 wt% U-235
Clad material	Stainless steel
Fuel diameter	3.56 cm
Clad diameter	3.76 cm O.D.
Length of fuel section	38 cm
Number of fuel rods	157 (including 8 fuel-followed control rods)
Equivalent core diameter	62cm

(4) Control Rods:

Number	8 (including 2 safety rods)
Type	Fuel followered type
Poison material	Natural B <sub>4</sub> C
Rod drive	Rack and pinion drive

(5) Transient Rods:

Number	2 fast transient rods and 1 adjustable transient rod
Type	Air followered type
Poison material	92% enriched B <sub>4</sub> C
Rod drive	Fast: Pneumatic Adjustable: Rack and pinion & Pneumatic

(6) Core Performance:a) Steady state operation

Steady state power	300 KW
--------------------	--------

b) Pulse operation

Max. peak power	21,100 MW
Max. burst energy	117 MW-s
Max. reactivity insertion	3.4% Δk (\$4.67)
Min. period	1.17 ms
Pulse width	4.4 ms (1/2 peak power)
Neutron life time	30 μs

(7) Experiment Tube:

Inside diameter	22cm
-----------------	------

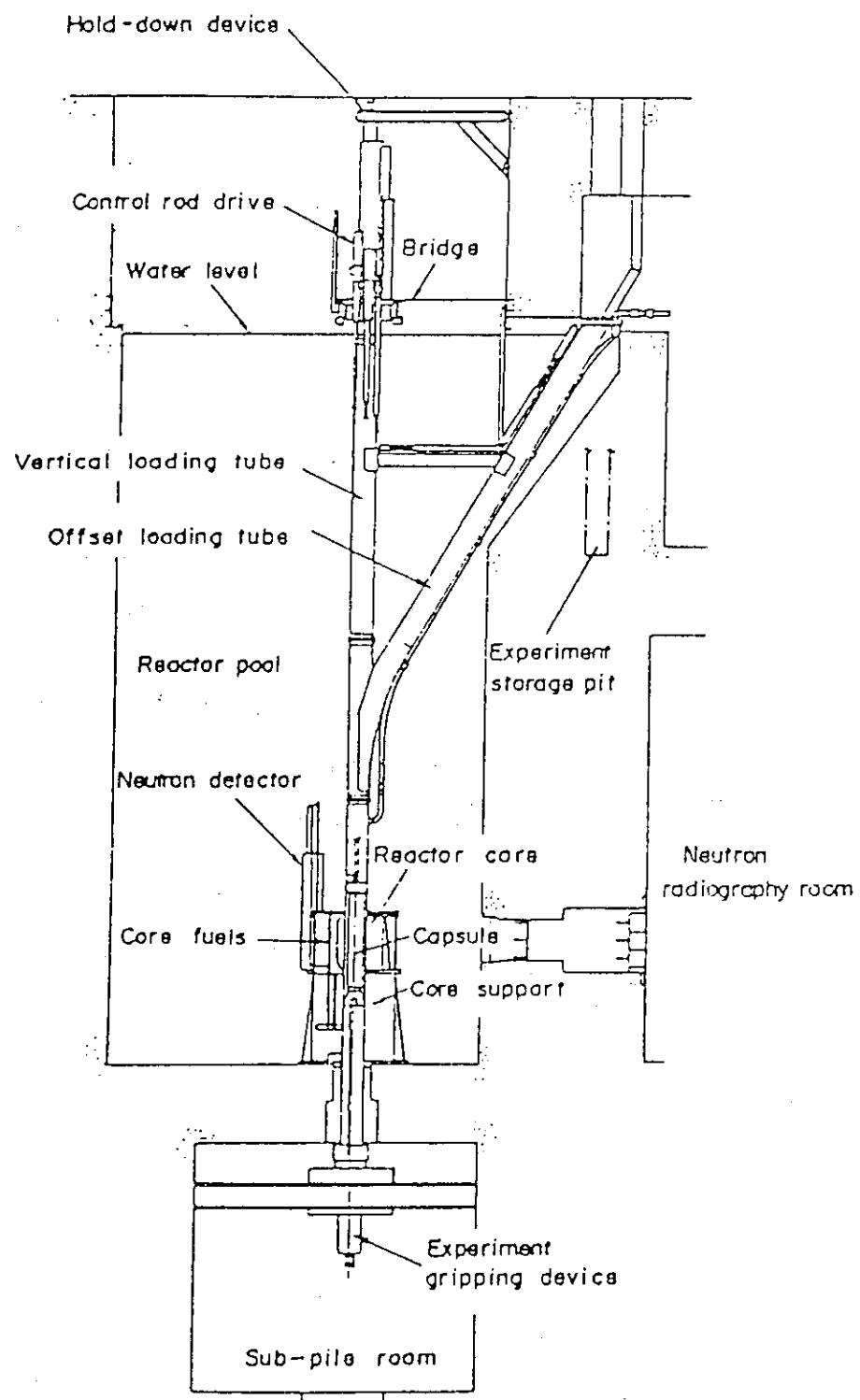


Fig. A-1 General arrangement of NSRR.

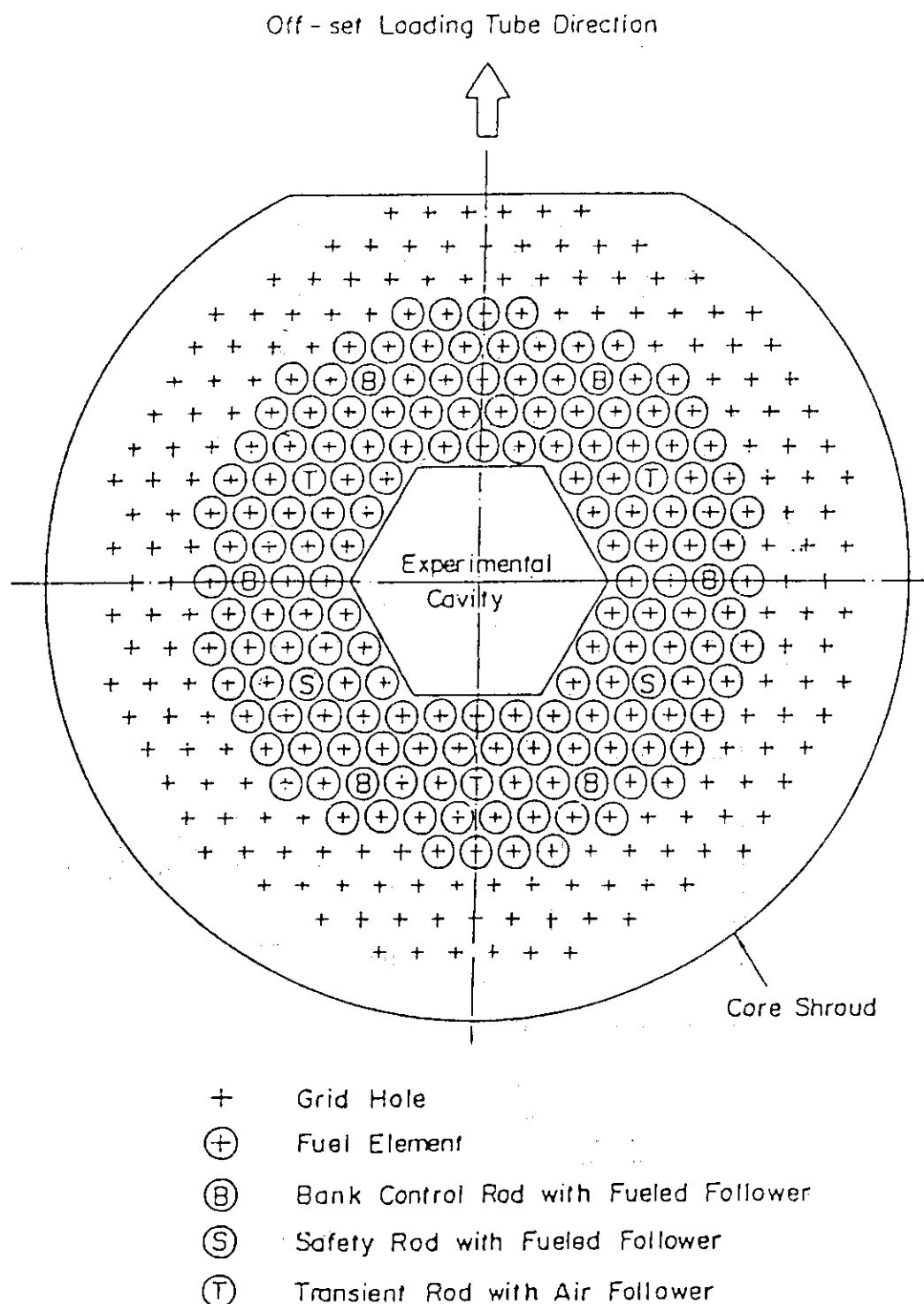


Fig. A-2 Operational core configuration.

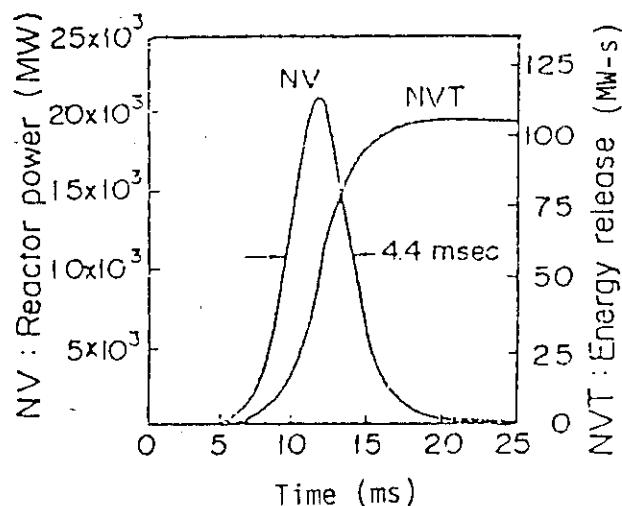


Fig. A-3 Reactor power and core energy release given by \$4.67 pulse.

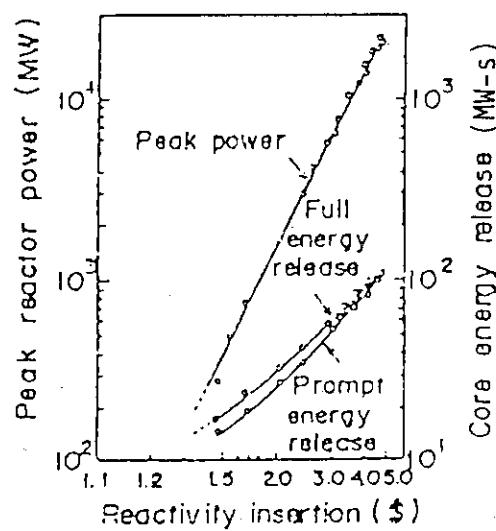


Fig. A-4 Peak reactor power and core energy release versus reactivity insertion.

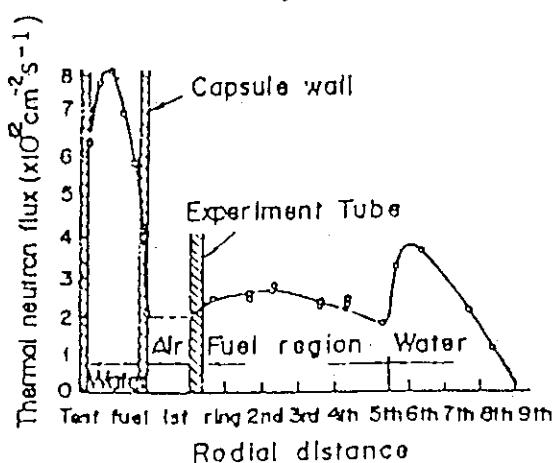


Fig. A-5 Radial thermal neutron flux distribution in the core and capsule.

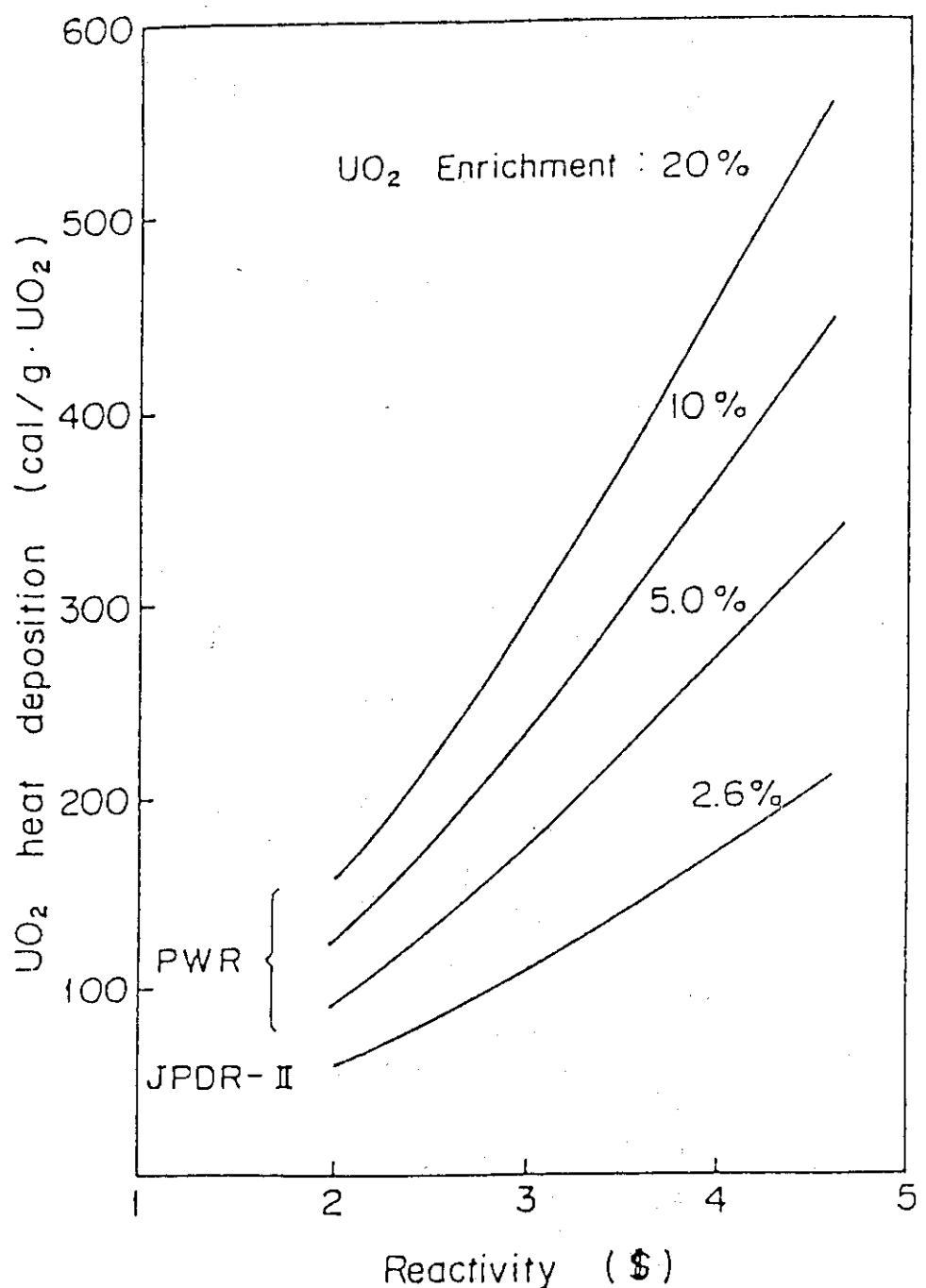


Fig. A-6 Heat deposition in a LWR size test fuel rod contained in a capsule with water as a function of inserted reactivity in pulsing operation.

付録B 大気圧カプセル、燃料挙動可視カプセル、  
高温高圧カプセル、水ループ及び標準試験燃料

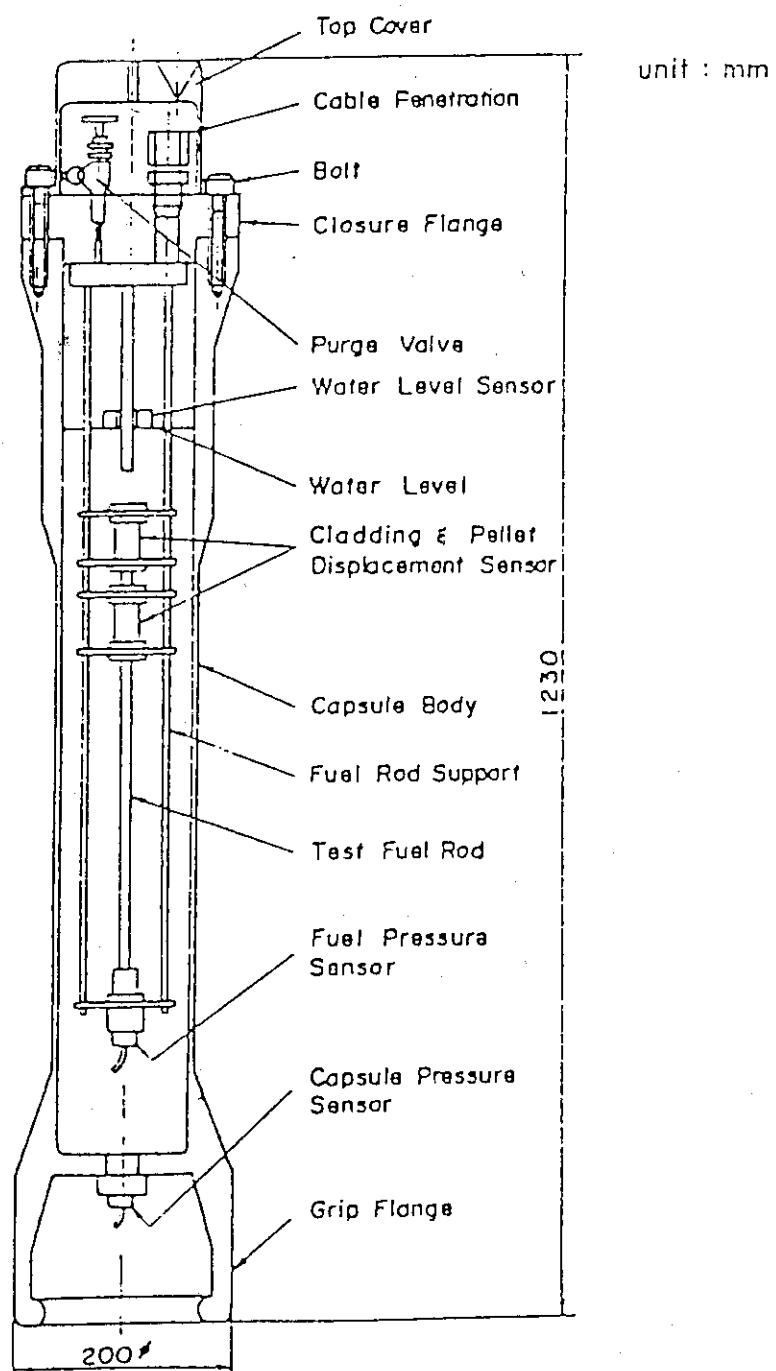


Fig. B-1 Standard water capsule.

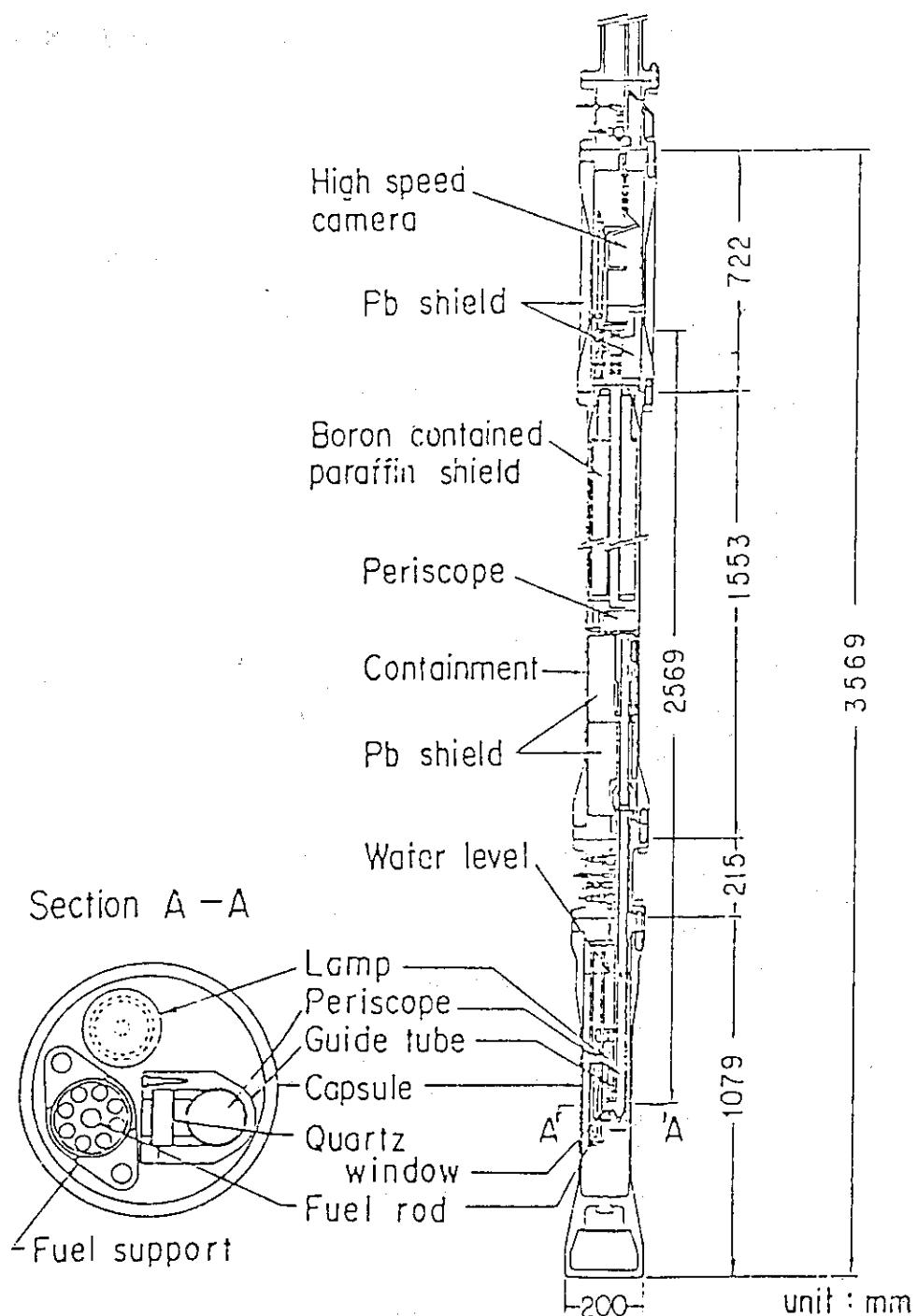


Fig. B-2 Schematic configuration of in-reactor fuel behavior observation system.

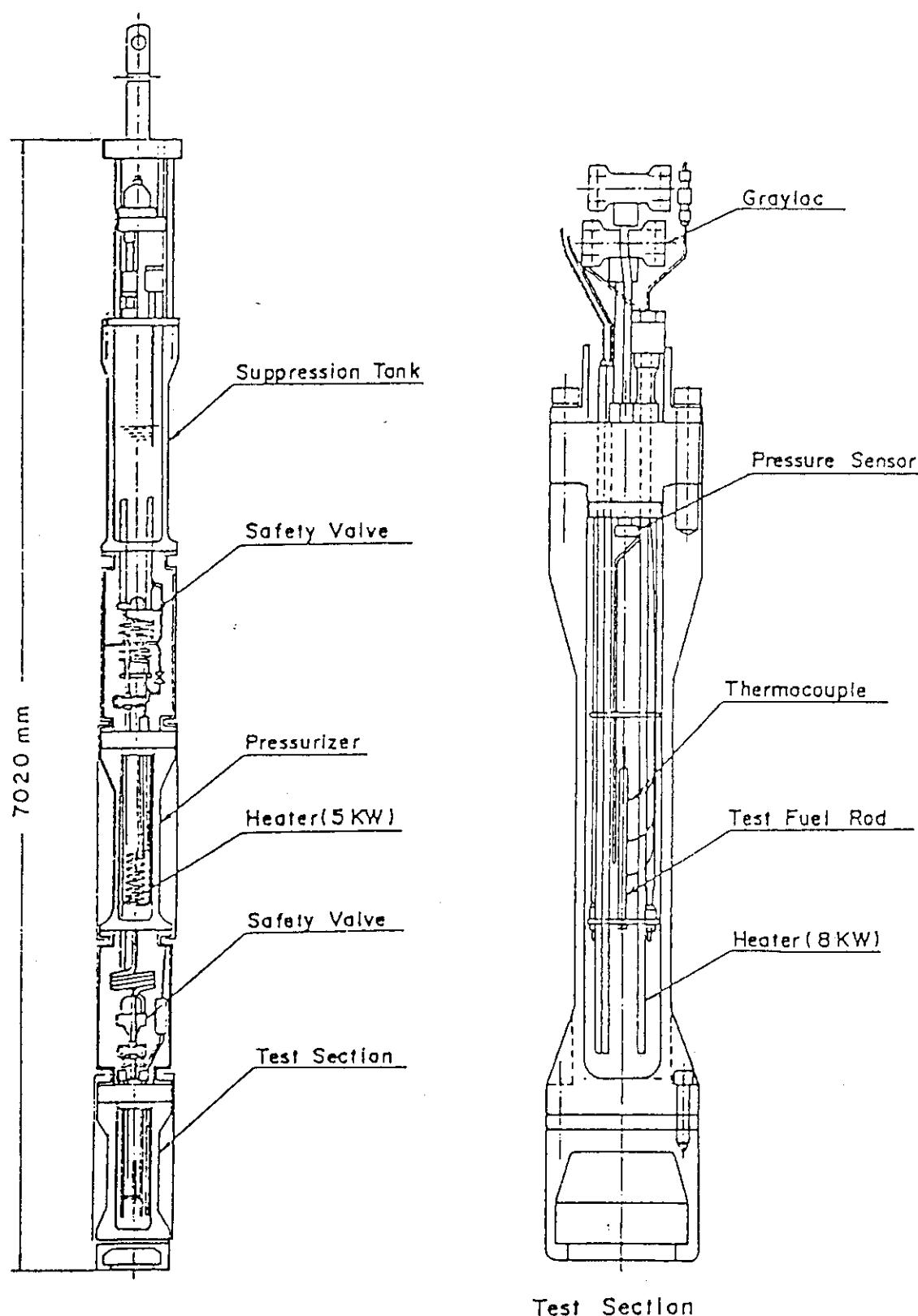


Fig. B-3 Schematic of high pressure capsule.

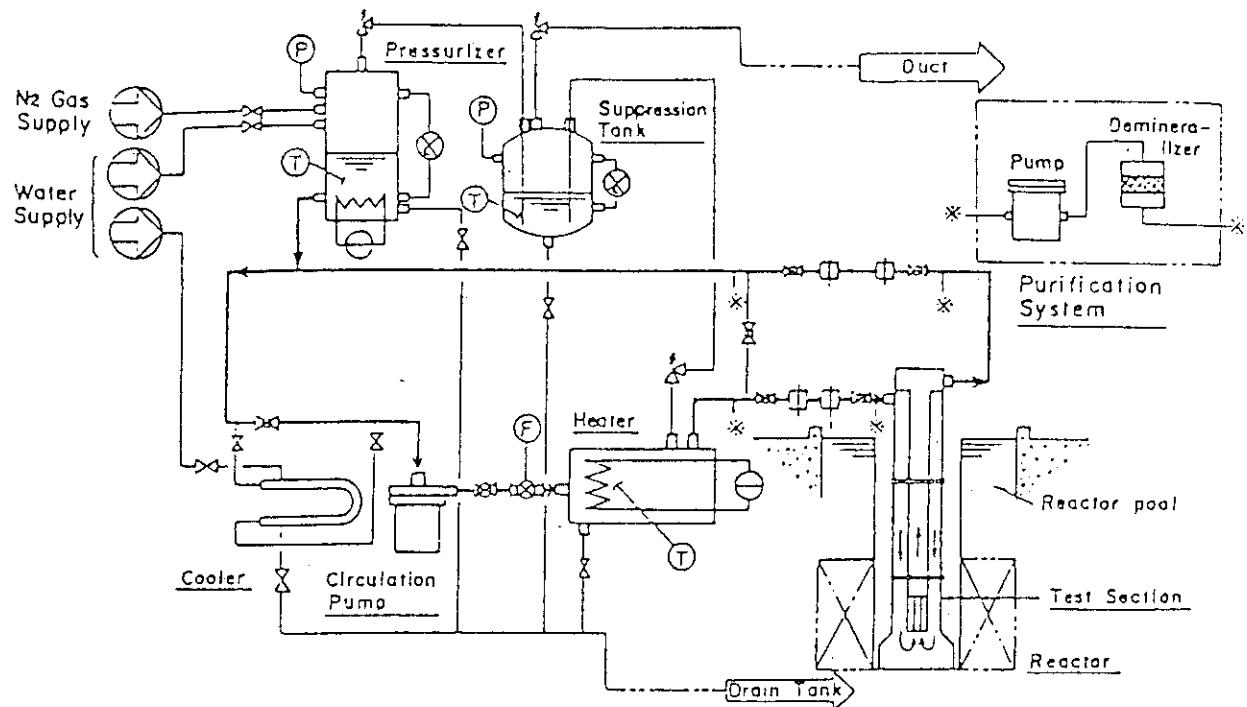


Fig. B-4 LP, LT loop

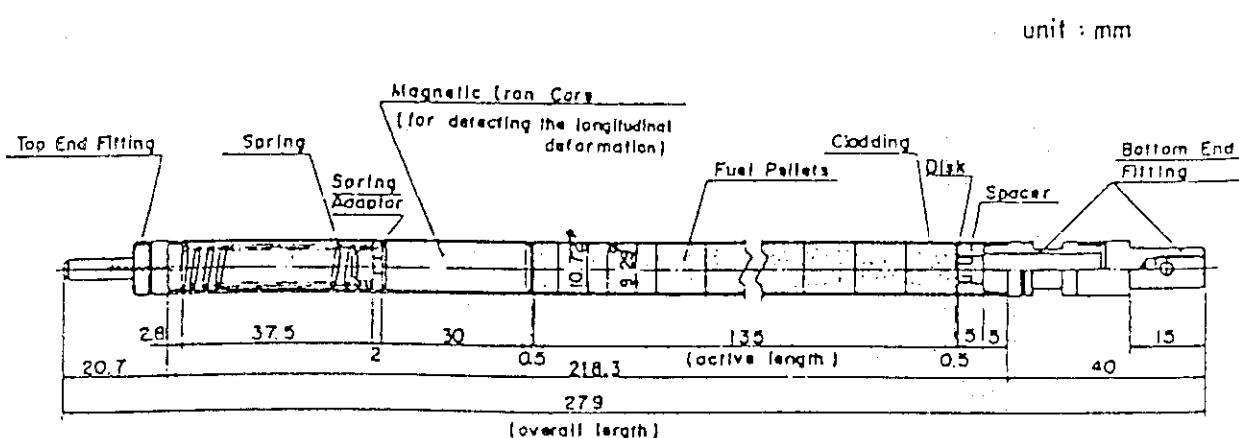


Fig. B-5 Standard type test fuel

## 付録C NSRR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、NSRR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 (ms)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
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	246	2.10	Standard	10.0	S	O		
103-10	587	186	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	632	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			
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			
103-31-1	1277	122	5.41	Standard	10.0	S			

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
103-31-2	1278	112	6.52	Standard	10.0	S		
103-31-3	1279	95	9.28	Standard	10.0	S		
103-32	1295	99	9.49	Standard	10.0	S		
103-33	1302	95	9.49	Pressurized	10.0	S		
104-1	891	112	6.13	Short-sized	10.0	S		
104-2	848	376	1.34	Short-sized	10.0	S		
104-3	861	380	1.34	Short-sized	10.0	S		
104-4	893	299	1.69	Short-sized	10.0	S		
104-5	951	420	1.24	Special	10.0	S	O	O
104-6	1005	200	2.63	Special	10.0	S	O	O
104-7	1035	170	3.18	Standard	10.0	S		
104-8	-	205	-	Standard	10.0	S		
104-10	1258	210	2.31	Standard	10.0	S	O	O
104-11	1293	180	3.18	Standard	10.0	S		
104-12	1300	210	2.49	Pre-oxidized	10.0	S	O	O
104-13	1315	210	2.49	Pre-oxidized	10.0	S	O	O
105-1	1191	306	2.08	Standard	10.0	S	O	O
105-2-1	1287	80	7.45	Standard	10.0	S		
105-2-2	1288	150	3.56	Standard	10.0	S		
105-2-3	1289	200	2.52	Standard	10.0	S		
105-3	1583	275	1.94	Standard	10.0, 0.71	S	O	O
105-4	1593	235	2.25	Standard	10.0, 0.71	S	O	O
105-6	1691	267	1.72	STD & Pressurized	10.0	B(3)	O	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	O
111-6	140	333	1.61	Standard	10.0	S		
111-7	175	376	1.43	Standard	10.0	S	O	O

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
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	
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		
111-27	1057	529	1.37	Standard	20.0	S		
111-28	1080	474	1.40	Standard	20.0	S		
111-29	1090	432	1.26	Standard	10.0	S		
111-30	1108	508	1.30	Standard	20.0	S		
111-31	1117	508	1.30	Standard	20.0	S		
111-32	1158	436	1.19	Standard	10.0	S		
111-33	1163	432	1.26	Standard	10.0	S		
111-34	1165	430	1.26	Standard	10.0	S		
111-35	1179	428	1.26	Standard	10.0	S		
111-36	1189	414	1.38	Standard	20.0	B		
111-37	1188	432	1.26	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
111-38	1192	424	1.26	Standard	10.0	S			
111-39	1195	432	1.34	Standard	10.0	S			
111-40	1202	395	1.14	Standard	20.0	B	O		
111-41	1196	152.2	3.20	Standard	20.0	B	O		
111-42	1334	386	1.69	Standard	20.0	S	O		
111-43	1267	439	1.23	Standard	10.0	S	O		
111-44	1342	423	1.31	Standard	10.0	S	O		
111-45	1348	392	1.36	Standard	10.0	S	O		
111-46	1368	422	1.26	Standard	10.0	S	O		
113-1	303	245	2.22	Standard	10.0	S	O		
113-2	304	264	2.06	Standard	10.0	S	O		
113-3	305	481(*1)	1.41	Standard	10.0	S			
115-1	439	214	2.81	Standard	10.0	S			
115-2	440	210	2.77	Standard	10.0	S			
115-3	450	240	2.42	Standard	10.0	S	O		
115-4	503	262	2.05	Standard	10.0	S	O		
115-5	514	239	2.42	Standard	10.0	S	O		
115-6	527	342	1.56	Standard	10.0	S			
115-7	521	221	2.66	Standard	10.0	S			
115-8	641	197	2.89	Standard	10.0	S	O		
115-9	631	157	3.62	Standard	10.0	S			
115-10	594	153	3.82	Standard	10.0	S	O		
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			
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			
115-27	924	366	1.43	Standard	10.0	S	O		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
115-27B	1162	379	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	O	
115-35	1109	190	2.91	Pressurized	10.0	S	O	
115-36	1157	192	2.77	Standard	10.0	S	O	
115-37	1218	203	2.47	Standard	10.0	S	B(3)	
115-38	1255	175	3.25	Standard	10.0, 0.71	S		
115-39	1259	180	3.06	Standard	10.0, 0.71	S		
115-40	1263	159	3.59	Standard	10.0, 0.71	S		
115-42	1339	200	2.63	Pressurized	10.0	S	O	
115-43	1346	187	2.91	Pressurized	10.0	S	O	
115-44	1349	201	2.63	Pressurized	10.0	S	O	
115-45	1372	214	2.44	Pressurized	10.0, 0.71	S	O	
115-46	1392	243	2.13	Pressurized	10.0, 0.71	S	O	
115-47	1447	224	2.33	Pressurized	10.0, 0.71	S	O	
115-48	1481	175	3.25	Pressurized	10.0, 0.71	S		
115-51	1565	282	2.19	Small O.D.Zry-2	10.0, 0.71	S	O	
115-52	1590	284	2.35	Small O.D.Zry-2	10.0, 0.71	S	O	
115-53	1598	276	2.42	Small O.D.Zry-2	10.0, 0.71	S		
115-54	1608	273	2.42	Small O.D.Zry-2	10.0, 0.71	S		
115-55	1619	269	2.42	Small O.D.Zry-2	10.0, 0.71	S		
115-56	1622	388	1.66	Small O.D.Zry-2	10.0, 0.71	S	O	
115-57	1627	209	3.22	Small O.D.Zry-2	10.0, 0.71	S		
115-58	1642	414	1.54	Small O.D.Zry-2	10.0, 0.71	O		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
115-59	1644	267	2.42	Small O.D.Zry-2	10.0	0.71	S	O	
115-60	1658	215	3.22	Small O.D.Zry-2	10.0	0.71	S		
115-61	1676	204	2.49	Small O.D.Zry-2	10.0		S	O	
115-62	1685	335	1.58	Small O.D.Zry-2	10.0		S	O	
116-1	1708	241	1.98	Small O.D.Zry-2	10.0		S		
120-1	1206	130	3.22	Standard	10.0		S		
120-2	1213	42	14.86	Standard	10.0		S		
120-3-1	1285	42	15.98	Wide-gap	10.0		S		
120-3-2	1286	130	3.59	Wide-gap	10.0		S		
120-4-1	1312	45	20.62	Wide-gap	10.0		S		
120-4-2	1313	140	4.00	Wide-gap	10.0		S		
120-5-1	1350	138	4.00	Wide-gap	10.0		S		
120-5-2	1351	179	2.97	Wide-gap	10.0		S		
120-6-1*	1774	**	3.01	Special	10.0		S		
120-6-2*	1775	**	20.62	Special	10.0		S		
120-6-3*	1776	**	5.02	Special	10.0		S		
120-7-1*	1796	**	3.01	Special	10.0		S		
120-7-2*	1797	**	5.02	Special	10.0		S		
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		
200-3	148	176	3.33	Standard	10.0		S		
200-4	181	233	2.36	Standard	10.0		S		
200-4-B	1028	232	2.33	Standard	10.0		S		
200-4-C	1176	227	2.42	Standard	10.0		S		
200-5	189	264	2.09	Standard	10.0		S	O	
200-5-B	246	267	2.03	Standard	10.0		S	O	
200-5-C	1029	258	2.15	Standard	10.0		S	O	

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test results			
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure
200-5D	1115	261	2.06	Standard	10.0	S	O
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	O
201-1	243	244+39	2.25	Standard	10.0	S	O
201-2	390	140	4.96	Standard	10.0	S	O
201-3	438	171	4.96	Standard	10.0	S	O
202-1	298	250	2.19	Standard	10.0	S	O
202-2	300	254	2.21	Standard	10.0	S	O
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	O
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	O
205-1-1	533	36	20.62	Standard	10.0	S	O
205-1-2	534	36	20.62	Standard	10.0	S	O
205-1-3	535	70	10.98	Standard	10.0	S	O
205-1-4	536	148	4.00	Standard	10.0	S	O
205-1-5	537	209	2.77	Standard	10.0	S	O
205-1-6	538	231	2.52	Standard	10.0	S	O
205-2-1	558	151	4.00	Standard	10.0	S	O
205-2-2	559	164	4.00	Standard	10.0	S	O
205-2-3	560	155	4.00	Standard	10.0	S	O
205-2-4	561	234	2.31	Standard	10.0	S	O
205-5-1	601	147	4.00	Standard	10.0	S	O

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
206-8-3	734	230	2.44	Standard	10.0	S		
206-9-1	760	150	4.00	Standard	10.0	S		
206-9-2	761	150	4.00	Standard	10.0	S		
206-9-3	762	150	4.00	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	4.00	Standard	10.0	S	O	
206-10-3	770	284	1.91	Standard	10.0	S	O	
206-11-1	779	147	4.00	Special	10.0	S		
206-11-2	780	150	4.00	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	4.00	Standard	5.0	10.0	S	
206-12-2	799	146	4.00	Standard	5.0	10.0	S	
206-12-3	800	150	4.00	Standard	5.0	10.0	S	
206-12-4	801	238	2.30	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		
206-14	1632	191	2.75	Standard				
206-15	1645	194	2.75	Wide-gap				
206-31	914	204	2.61	Standard	10.0	S	O	
206-32	941	257	2.08	Standard	10.0	S		
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		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test results			
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure
				Narrow-gap	10.0	S	O
206-38	1187	254	2.08				
206-39	1200	202	2.83	Standard	10.0	S	
207-1	-	0	-	Standard	5.0, 10.0	S	
207-2	507	263	2.02	Standard	5.0, 10.0	S	
207-3	523	282	1.87	Standard	5.0, 10.0	S	O
207-4	574	274	1.87	Standard	10.0	S	
207-5	592	210	2.77	Standard	10.0	S	O
207-11	1048	162	3.59	Standard	10.0, 0.71	S	
207-12	1067	258	2.15	Standard	10.0, 0.71	S	O
207-13	1081	233	2.33	Standard	10.0, 0.71	S	
209-1-1	238	155	3.38	Standard	10.0	S	
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	
209-7	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

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel		Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure
212-9	1038	330	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	
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	
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	
212-59	1112	317	2.77	SUS	10.0	S	
212-60	1209	160	5.96	SUS	10.0	S	
212-61	1222	225	4.08	SUS	10.0	S	
212-62	1237	268	3.30	SUS	10.0	S	
212-63	1254	286	3.13	SUS	10.0	S	
212-64	1265	209	4.68	SUS	10.0	S	
212-65	1268	247	3.62	SUS	10.0	S	
212-66	1309	208	4.73	SUS	10.0	S	
212-67	1311	229	4.16	SUS	10.0	S	
212-68-1	1316	197	5.28	SUS	10.0	S	
212-68-2	1317	286	3.35	SUS	10.0	S	O
212-70	1602	254	3.33	SUS	10.0	S	
212-71	1616	325	2.73	SUS	10.0	S	O
212-72	1632	304	2.91	SUS	10.0	S	O
212-73-1	1674	205	4.63	SUS	10.0	S	
212-73-2	1675	292	2.99	SUS	10.0	S	
212-74-1*	1757	*†	6.13	SUS	10.0	S	
212-74-2*	1758	*‡	2.89	SUS	10.0	S	
212-75*	1764	*‡	3.65	SUS	10.0	S	

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
212-76-1*	1772	**	3.96	SUS	10.0	S		
212-76-2*	1773	**	2.91	SUS	10.0	S		
214-1	859	240	2.31	Oxidized	10.0	S	O	O
214-2	862	259	2.31	Oxidized	10.0	S	O	O
214-2B	891	239	2.31	Oxidized	10.0	S	O	O
214-3	899	235	2.31	Oxidized	10.0	S	O	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	O	O
216-2	582	255	2.00	Thin-wall	10.0	S		
216-3	593	231	2.35	Thin-wall	10.0	S	O	O
216-4	630	220	2.35	Thin-wall	10.0	S	O	O
216-5	752	449	1.21	Thin-wall	10.0	S		
217-1	612	185	2.73	Cold-worked	10.0	S		
217-2	730	260	2.10	Cold-worked	10.0	S	O	O
217-3	778	243	2.27	Cold-worked	10.0	S		
218-1	682	262	2.02	Full-annealed	10.0	S	O	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	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		
220-4	296	113	8.35	Standard	20.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel				Test results
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	
220-5	322	66	15.98	Standard	10.0	S	S	
221-1	349	239	1.58	Standard	5.0	S	S	
221-2	372	245	1.48	Standard	5.0	S	S	
221-3	384	242	1.44	Standard	5.0	S	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	O	
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	588	208	2.77	Flat	10.0	S	O	
226-2	613	226	2.26	Flat	10.0	S	O	
226-5	583	207	2.77	Dished	10.0	S	O	
226-6	620	238	2.19	Dished	10.0	S	O	
226-7	690	238	2.28	Dished	10.0	S	O	
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	O	
231-7	464	278	1.94	Pressurized	10.0	S	O	
231-8	443	235	2.26	Pressurized	10.0	S	O	
231-9	461	246	2.13	Pressurized	10.0	S	O	
231-10	480	250	2.03	Pressurized	10.0	S	O	
231-11	634	219	2.44	Pressurized	10.0	S	O	
231-12	415	243	2.19	Pressurized	10.0	S	O	

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test results			
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure
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
231-46	1049	200	2.83	Pressurized	10.0	S	

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
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		
231-51	1212	216	2.35	Pressurized	10.0	S		
231-52	1215	200	2.63	Pressurized	10.0	S		
231-53	1219	199	2.60	Pressurized	10.0	S		
231-54	1244	177	3.18	Pressurized	10.0	S		
231-55	1250	184	3.01	Pressurized	10.0	S		
231-56	1257	144	4.00	Pressurized	10.0	S		
231-57	1262	169	3.33	Pressurized	10.0	S		
231-58	1266	143	4.04	Pressurized	10.0	S		
231-59	1294	152	3.96	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		
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	O	
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		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g · UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
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	O	
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	O	
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	O	
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	-	Short-sized	10.0	S		
234-2	(#2)	0.1	-	Short-sized	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
234-3	511	288	1.87	Short-sized	10.0	S			
234-4	525	280	1.87	Short-sized	10.0	S	O		
234-5	658	262	1.89	Short-sized	10.0	S	O		
234-6	745	269	1.93	Long-sized	10.0	S	O		
234-7	1439	211	2.60	Long-sized	10.0	S			
234-8	1470	223	2.37	Long-sized	10.0	S			
234-9	1605	*4*	2.26	Long-sized	10.0	S			
234-10	1603	*4*	2.06	Long-sized	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			
235-5	694	270	1.85	Standard	10.0	S			
235-6	729	275	1.99	Standard	10.0	S	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		
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	1060	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			

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
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		O	
240-9	937	290	1.77	Standard	10.0	S		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			
240-13-1	1239	147	3.89	Standard	10.0, N.U.	S			
240-13-2	1240	144	3.89	Standard	10.0, N.U.	S			
240-13-3	1241	230	2.30	Standard	10.0, N.U.	S			
240-14-1	1097	242	2.23	Standard	10.0	S	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			
240-16-1	1251	149	3.85	Standard	10.0, N.U.	S			
240-16-2	1252	147	3.85	Standard	10.0, N.U.	S			
240-16-3	1253	233	2.26	Standard	10.0, N.U.	S			
240-17-1	1273	150	4.38	Standard	10.0, N.U.	S			
240-17-2	1274	144	4.38	Standard	10.0, N.U.	S			
240-17-3	1275	231	2.25	Standard	10.0, N.U.	S			
240-20	1084	400	1.33	Standard	10.0	S			
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			

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
242-1	1379	232	2.19	Long-sized	10.0	S		
242-2	1400	231	2.19	Long-sized	10.0	S	O	
242-3	1442	275	1.89	Long-sized	10.0	S	O	
242-4	1633	155	4.00	Long-sized	10.0	S		
245-2	1167	228	2.49	Standard	10.0	S		
245-3	1177	182	3.15	Standard	10.0	S		
245-4	1208	230	2.25	Standard(Xe-gas)	10.0, N.U.	S		
251-1	1361	189	2.81	Pressurized	10.0	S		
251-2	1362	167	3.25	Pressurized	10.0	S		
251-3	1600	200	2.77	Start-size	10.0	S		
251-4	1440	181	2.93	Pressurized	10.0, N.U.	S		
251-5	1635	195	2.77	Short-sized Pressurized	10.0	S		
252-1	1394	129	1.96	Standard	10.0	S		
252-2	1397	192	2.73	Standard	10.0	S		
252-3	1604	171	2.73	Standard	10.0	S		
252-5	1618	253	2.13	Standard	10.0	S	O	
252-6	1635	244	2.13	Standard	10.0	S		
252-7	1711	209.3	2.49	Standard	10.0	S		
252-8*	1781	179	2.75	Standard	10.0	S		
252-9*	1782	190	2.75	Narrow-gap	10.0	S		
253-1	1333	198	2.83	Standard	10.0	S		
253-2	1347	194	2.83	Narrow-gap	10.0	S		
253-3	1366	118	5.08	Standard	10.0, N.U.	S		
253-4	1376	196	2.83	Narrow-gap	10.0	S		
253-5	1390	110	5.34	Standard	10.0	S		
253-6	1391	115	5.08	Standard	10.0, N.U.	S		
253-7	1395	119	4.84	Standard	10.0	S		
253-8	1398	187	3.53	Wide-gap	20.0	S		
253-9	1402	112	5.41	Narrow-gap	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
253-10	1432	146	3.78	Standard	10.0	N.U.	S		
253-11	1490	155	3.33	Standard	10.0	S			
253-13	1491	156	3.33	Narrow-gap	10.0	S			
253-14*	1763	223	2.27	Standard	10.0	S	O		
253-15*	1766	232	2.31	Narrow-gap	10.0	S			
253-16*	1769	183	3.53	Standard	10.0	S			
255-1	1340	146	3.78	Preirradiated clad	10.0	S			
255-2	1377	195	2.83	Preirradiated clad	10.0	S			
255-3	1386	261	2.14	Preirradiated clad	10.0	S			
255-4	1399	256	2.03	Preirradiated clad	10.0	S			
255-5	1431	260	2.03	Preirradiated clad	10.0	S	O		
			Narrow gap						
255-6	1488	250	2.14	Preirradiated clad	10.0	S			
255-7	1620	249	2.14	Preirradiated clad	10.0	S			
255-8	1679	196	2.73	Preirradiated clad	10.0	S			
256-1-1*	1739	X	20.62	Standard (I <sub>e</sub> -gas)	10.0	B(2)			
256-1-2*	1740	260	1.77	Standard (I <sub>e</sub> -gas)	10.0	B(2)	O(1)		
256-2-1*	1745	X	20.62	Standard (I <sub>e</sub> -gas)	10.0	B(2)			
256-2-2*	1746	280	1.66	Standard (I <sub>e</sub> -gas)	10.0	B(2)	O(1)		
260-1	1468	149	4.79	Standard	20.0	5.0 N.U.	S		
260-2	1454	363	1.64	Standard	20.0	5.0 N.U.	S	O	O
260-3	1455	454	1.30	Standard	20.0	5.0 N.U.	S	O	O
260-4	1456	499	1.22	Standard	20.0	5.0 N.U.	S	O	O
260-5	1457	456	1.34	Standard	20.0	5.0 N.U.	S	O	O
260-6	1460	493	1.22	Standard	20.0	5.0 N.U.	S	O	O
260-7	1558	402	1.54	Standard	20.0	5.0 N.U.	S	O	O
260-8	1564	404	1.54	Standard	20.0	5.0 N.U.	S	O	O
260-9	1539	414	1.38	Standard	20.0	5.0 N.U.	S	O	O

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
260-10	1567	388	1.54	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	O	O	O
260-11	1581		1.22	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	O	O	O
260-12	1589		1.26	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	O	O	O
260-13	1696	500	1.33	Standard	20.0	S	O	O	O
260-14*	1783	397	1.20	Pressurized	10.0	S	O	O	O
261-1	1459	206	2.37	Standard	10.0, 5.0, N.U.	S	O	O	O
261-2	1461	314	1.54	Standard	10.0, 5.0, N.U.	S	O	O	O
270-1	1725	258	1.83	STD, Special	20, 10, 5, N.U.	B(3)	O	O	O
270-2*	1756	236	2.01	STD, Special	20, 10, 5, N.U.	B(3)	O	O	O
270-3*	1765	247	1.93	Hollow, Solid	10, 5, N.U.	B(3)	O	O	O
311-1	197	44(55)(*5)	5.37	JP-II	2.6	B(6)			
312-1	348	177(188)(*5)	1.72	Standard	10, 20	B(6)			
312-2	419	188(220)(*5)	1.71	Standard	10, 20	B(6)			
312-3	451	225(240)(*5)	1.46	Standard	10, 20	B(6)	O	O	O
312-4	576	228	1.46	Standard	10, 20	B(6)	O	O	O
312-10-1	633	50	5.96	Standard	5, 10	B(6)			
312-10-2	740	210(170)(*5)	1.52	Standard	5, 10	B(6)			
312-11	797	250(215)(*5)	1.24	Standard	5, 10	B(6)			
312-20	647	180(90)(*5)	2.03	Standard	5, 20	B(6)			
312-21	756	225(145)(*5)	1.69	Standard	5, 20	B(6)			
312-40	1007	223(中心)-238(周)	1.45	Standard	10, 20	B	O	O	O
312-41	1092	225(中心)-240(周)	1.45	Standard	10, 20	B			
312-42	1303	181(中心)-194(周)	1.69	Standard	10, 20	B(6)			
312-43	1306	186(中心)-198(周)	1.67	Standard	10, 20	B(6)	O	O	O
312-44	1319	185(中心)-198(周)	1.81	Standard	10, 20	B(6)	O	O	O
312-45	1388	156(中心)-166(周)	2.06	Standard	10, 20	B(6)	O	O	O
313-1-1	584	* <sup>*</sup>	12.63	Standard	20, 0	B(4)			
320-1	648	237	2.31	Standard	10, 0	S	O	O	O
320-2-1	692	126	4.63	Standard	10, 0	S	O	O	O
320-2-2	693	237	2.19	Standard	10, 0	S	O	O	O

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
320-3	726	250	1.93	Standard	10.0	S	O	
320-4	735	235	2.46	Standard	10.0	S	O	
320-5	737	270	1.87	Standard	10.0	S	O	
320-6	747	304	1.70	Standard	10.0	S	O	
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	
330-12	1089	243 (中心)-260 (周)	1.34	Standard	20.0, 10.0		B	
350-1	1641	216 (中心)-200 (周)	2.16	SUS	20.0, 10.0		B(7)	
350-2-1	1659	278 (中心)-257 (周)	1.63	SUS	20.0, 10.0		B(7)	
350-2-2	1660	358 (中心)-332 (周)	1.29	SUS	20.0, 10.0		B(7)	
350-3-1	1692	220 (中心)-204 (周)	2.22	SUS	20.0, 10.0		B(7)	
350-3-2	1693	319 (中心)-295 (周)	1.45	SUS	20.0, 10.0		B(7)	
350-4-1	1715	136 (中心)-126 (周)	3.56	SUS	20.0, 10.0		B(7)	
350-4-2	1716	212 (中心)-195 (周)	2.36	SUS	20.0, 10.0		B(7)	
350-5-1*	1742	118 (中心)-109 (周)	4.79	SUS	20.0, 10.0		B(7)	
350-5-2*	1743	298 (中心)-275 (周)	1.58	SUS	20.0, 10.0		B(7)	
350-6-1*	1784	90 (中心)-83 (周)	6.32	SUS	20.0, 10.0		B(7)	
350-6-2*	1785	182 (中心)-167 (周)	2.47	SUS	20.0, 10.0		B(7)	
350-6-3*	1786	283 (中心)-262 (周)	1.53	SUS	20.0, 10.0		B(7)	O(1)

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results		
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
350-7-1*	1792	125(中心)-116(周)	4.34	SUS	20.0	10.0	B(7)		
350-7-2*	1793	184(中心)-170(周)	2.61	SUS	20.0	10.0	B(7)		
350-7-3*	1794	291(中心)-269(周)	1.60	SUS	20.0	10.0	B(7)	O(2)	
360-1	1640	79.1(中心)-117(周)	2.77	SUS	10.0		B(5)		
360-2-1	1677	119(中心)-176(周)	1.92	SUS & Standard	10.0		B(5)		
360-2-2	1678	164(中心)-242(周)	1.38	SUS & Standard	10.0		B(5)	O	
360-3-1*	1767	114(中心)-175(周)	1.92	SUS & Standard	10.0		B(5)		
360-3-2*	1768	163(中心)-241(周)	1.34	SUS & Standard	10.0		B(5)	O(1)	
361-1	1686	208	2.37	Standard	10.0	0.71	B(3)		
361-2-1	1702	151	3.25	Standard	10.0	0.71	B(3)		
361-2-2	1703	202	2.37	Standard	10.0	0.71	B(3)		
361-3-1	1705	148	3.47	Standard	10.0	0.71	B(3)		
361-3-2	1706	204	2.55	Standard	10.0	0.71	B(3)		
361-4-1	1709	153	3.47	Standard	10.0	0.71	B(3)		
361-4-2	1710	249	2.07	Standard	10.0	0.71	B(3)	O	
361-5-1*	1760	115	4.16	Standard	10.0	0.71	B(3)		
361-5-2*	1761	235	2.04	Standard	10.0	0.71	B(3)	O	
361-6-1*	1770	140	3.47	Standard	10.0	0.71	B(3)		
361-6-2*	1771	245	1.84	Standard	10.0	0.71	B(3)	O(2)	
361-7-1*	1778	83	7.19	Standard	10.0	0.71	B(3)		
361-7-2*	1779	88	7.73	Standard	10.0	0.71	B(3)		
361-7-3*	1780	272	1.82	Standard	10.0	0.71	B(3)	O	
400-1	485	155	6.32	Only pellet	10.0		S		
400-2	459	155	6.42	Only pellet	10.0		S		
400-3	674	157	3.78	Only pellet	10.0		S		
400-4	751	152	3.82	Only pellet	10.0		S	O	
400-5	783	150	3.82	Only pellet	5.10	2.0		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		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g · UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
401-1	159	53	5.24	JP-II	2.6	S		
401-2	160	106	2.32	JP-II	2.6	S		
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	
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	
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		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results		
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
402-24	764	152	3.78	Standard	10.0	S	O		
402-25	777	152	3.62	Standard	10.0	S	O		
402-26	788	151	3.78	Standard	10.0	S	O		
402-27	833	155	3.62	Standard	10.0	S	O		
402-28	851	151	3.62	Standard	10.0	S	O		
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	914	200	2.77	Standard	10.0(2.6)	B(2)			
402-36	886	155	3.72	Standard	10.0	S	O		
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		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
413-12	984	200	2.77	Special	10.0(2.6)	B(2)			
413-13	1040	200	2.77	Water logged	10.0, 2.6	S	O	O	
421-3	264	152	1.53	JP-II	2.6	S	O	O	
431-1	470	155(115)	3.78	Standard	10.0	S	O	O	
432-1	402	160(92)	3.93	Standard	10.0	S	O	O	
432-1B	457	165	3.82	Standard	10.0	S	O	O	
432-2	442	233(143)	2.44	Standard	10.0	S	O	O	
433-1	406	155	4.00	Standard	10.0	S			
433-2	445	237(172)	2.42	Standard	10.0	S	O	O	
441-1	484	161(98)	3.62	Standard	10.0	S	O	O	
452-1	417	154(107)	4.00	Standard	10.0	S	O	O	
462-1	550	103(*4)	3.82	Narrow-gap	10.0	S	O	O	
465-3-1	519	84	8.35	Standard	10.0	S			
465-3-2	528	164	3.82	Standard	10.0	S	O	O	
472-1	505	139	2.68	Standard	5.0	S			
480-1	979	200	2.77	Special	10.0	S	O	O	
480-2	1000	180	3.08	Special	10.0	S	O	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			
480-5	1086	200	2.77	Water logged	10.0	S			
480-6	1095	200	2.70	Water logged	10.0	S	O	O	
480-7	1102	200	2.77	Water logged	10.0	S			
481-1	1111	180	3.08	Water logged	10.0	S	O	O	
482-1	689	180(65)	3.01	SUS	10.0	S	O	O	
482-2	606	165	3.82	Thin-wall	10.0	S	O	O	
482-3	578	167	3.82	Cold-worked	10.0	S			
490-1-1	837	166	3.20	Standard	10.0	S			
490-1-2	838	237	2.01	Standard	10.0	S	O	O	
490-2	926	189	3.08	Standard	10.0	S			
490-3	983	200	3.08	Standard	10.0	S			

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
490-4	1004	200	3.08	Standard	10.0	S		
501-1	768	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		
501-11	1690	466	1.19	GE	10.0	S	O	
501-12	1704	422	1.19	GE	10.0	S	O	
501-13*	1738	434	1.19	GE	10.0	S	O	
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		
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	
510-1	1381	252	3.53	PWR 17×17 UO <sub>2</sub>	20.0	S		
510-2	1401	276	3.15	PWR 17×17 UO <sub>2</sub>	20.0	S	O	
510-3	1427	264	3.33	PWR 17×17 UO <sub>2</sub>	20.0	S	O	
511-1	1426	232	2.89	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -UO <sub>2</sub>	20.0	S		
511-2	1450	293	2.27	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -UO <sub>2</sub>	20.0	S	O	O

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g-UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
511-3	1479	265	2.50	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -UO <sub>2</sub>	20.0	S		
511-4	1489	275	2.40	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -UO <sub>2</sub>	20.0	S		
511-5	1451	443	1.48	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -UO <sub>2</sub>	20.0	O		
511-6	1480	386	1.69	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -UO <sub>2</sub>	20.0	S		
511-7	1495	351	1.92	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -UO <sub>2</sub>	20.0	S		
512-1	1428	246	3.08	Standard	20.0, 3.4	S		
512-2	1443	217	3.15	Standard	20.0, 3.4	S		
512-3	1452	232	2.93	Standard	20.0, 3.4	S		
520-1	786	101	10.43	HTR	4, 8, 12, 20	S		
520-2	837	X	1.98	HTR	4, 8, 12, 20	S		
520-3	1118	110	10.43	HTR	8.0	S		
520-4	1345	119, 239, 552		HTR	4, 8, 20	S		
520-5	1364	162, 326, 752		HTR	4, 8, 20	S		
520-6	1378	214, 430, 992	3.2	HTR	4, 8, 20	S		
520-7	1396	269, 542, 1249	2.5	HTR	4, 8, 20	S		
530-1	1671	213	2.37	ANSALDO Fuel	10.0	B(3)		
530-1B	1673	199	2.37	ANSALDO Fuel	10.0	B(3)		
530-2	1672	192	2.73	ANSALDO Fuel	10.0	S		
530-3	1697	251	1.83	ANSALDO Fuel	10.0	B(3)		
530-4	1699	355	1.48	ANSALDO Fuel	10.0	S		
530-5	1712	248	1.66	ANSALDO Fuel	10.0	B(3)		
530-6	1713	394	1.34	ANSALDO Fuel	10.0	S		
530-7*	1733	239	1.81	ANSALDO Fuel	10.0	B(3)		
530-8*	1734	318	1.53	ANSALDO Fuel	10.0	S		
530-9	1714	267	1.69	ANSALDO Fuel	10.0	B(3)		
530-10*	1736	284	1.63	ANSALDO Fuel	10.0	B(3)		
530-11*	1737	278	1.69	ANSALDO Fuel	10.0	B(3)		
530-12*	1744	393	1.34	ANSALDO Fuel	10.0	S		
530-4	1341	X	1.69	Special	5.87, 19.97 (2 pellets)			

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel		Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure
531-1	1592	200	2.37	Standard	10.0, N.U.	B(3)	
531-2	1617	260	1.78	Standard	10.0, N.U.	B(3)	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	
600-9	1220	~240	1.24	SUS	10.0, 5.0	S	
600-9B	1261	**	1.22	SUS	10.0, 5.0	S	
600-10	1243	~300	1.21	Standard	10.0, 0.71	S	
600-11	1296	265	1.25	Standard	10.0	S	O
600-12	1314	220	1.63	Pressurized	10.0	S	O
600-13	1318	258	1.25	Standard	10.0, 0.71	S	O
600-14	1336	250	1.33	Standard	10.0	S	O
600-15	1343	256	1.25	Standard	10.0	S	O
600-16	1372	250	1.25	Standard	10.0	S	O
600-17	1382	~220	1.46	Standard	10.0	S	O
600-18	1404	250 ~ 280	1.19	Standard	10.0	S	O
600-19	1429	~280	1.38	Standard	10.0	S	O
600-20	1438	~280	1.38	Standard	10.0	S	O
600-21	1595	190	1.60	Standard	10.0	S	O
600-22	1601	120	2.87	Standard	10.0	S	
600-23	1631	210	1.38	Standard	10.0	S	O
600-24	1636	~270	1.26	Special	10.0	S	O
600-25	1682	250	1.85	SUS	10.0	S	O
600-26	1694	220	1.38	Standard	10.0	S	O

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
600-27*	1759	~180	1.69	Standard	10.0, N.U.	S	S	O	O
600-28*	1777	340	1.37	SUS	10.0	S	S	O	O
600-29*	1798	170	4.68	SUS	10.0	S	S		
700-1	(*)2	—	—	—	—	—	—		
700-2	825	140	3.85	Standard	20.0	S	S		
700-3	883	341	1.72	Standard	20.0	S	S		
700-4	983	253	2.19	Standard	20.0	S	S	O	O
700-5	1021	190	2.43	Standard	10.0	S	S	O	O
700-6	1042	280	2.03	Standard	20.0	S	S		
700-7	1168	320	1.77	Standard	20.0	S	S	O	O
700-8	1178	198	2.93	Standard	20.0	S	S	O	O
700-9	1634	161	3.72	Standard	20.0	S	S		
701-1	1168	117	3.08	Mixed oxide	6.3 MOX	S	S		
701-2	1190	188	—	Mixed oxide	6.3 MOX	S	S		
701-3	1201	233	1.45	Mixed oxide	6.3 MOX	S	S		
701-4	1207	250	1.37	Mixed oxide	6.3 MOX	S	S		
701-5	1214	267	1.27	Mixed oxide	6.3 MOX	S	S		
701-6	1221	260	1.31	Mixed oxide	6.3 MOX	S	S		
701-7	1238	255	1.34	Mixed oxide	6.3 MOX	S	S		
701-8	1260	148	2.30	Mixed oxide	6.3 MOX	S	S		
701-9	1272	126	2.70	Mixed oxide	6.3 MOX	S	S		
701-10	1276	286	1.21	Mixed oxide	6.3 MOX	S	S		
702-1	1380	176	1.84	Mixed oxide	10.0 MOX	S	S		
702-2	1387	132	2.52	Mixed oxide	10.0 MOX	S	S		
702-3	1425	241	1.38	Mixed oxide	10.0 MOX	S	S	O	O
702-4	1448	215	1.53	Mixed oxide	10.0 MOX	S	S		
702-5	1482	190	1.72	Mixed oxide	10.0 MOX	S	S		
702-6	1492	190	1.72	Mixed oxide	10.0 MOX	S	S		
702-7	1521	215	1.53	Mixed oxide	10.0 MOX	S	S		
702-8	1538	236	1.38	Mixed oxide	10.0 MOX	S	S	O	O

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
702-9	1568	216	1.53	Mixed oxide	10.0 MOX	S		
702-10	1494	176	1.84	Mixed oxide	10.0 MOX	S		
702-11	1557	196	1.72	Mixed oxide	10.0 MOX	S		
702-12	1591	216	1.53	Mixed oxide	10.0 MOX	S		
710-1	860	344	1.41	Short-sized	20.0	S		
710-2	915	X <sup>2</sup>	1.34	Short-sized	20.0	S		
710-3	961	380	1.34	Special	20.0	S		
750-1	1724	219	2.37	Standard	10.0	S		
810-1	-	270 kW Steady Power 6.5 min.	-	Standard	10.0	S		
810-2	1344	250	2.06	Standard	10.0	S	O	
810-3	1365	250	2.06	Standard	10.0	S	O	
810-4	1367	250	2.06	Standard	10.0	S	O	
810-5	1375	250	2.06	Standard	10.0	S	O	
810-6	1393	210	2.63	Pressurized	10.0	S	O	
810-7	1471	250	2.06	Pressurized	10.0	S	O	
810-8	1594	250	2.06	Standard	10.0, 0.71	S	O	
810-9	1599	X <sup>2</sup>	2.49	Standard	10.0, 0.71	S	O	
810-10	1621	200	2.49	Standard	10.0, 0.71	S	O	
810-11	1647	190	2.66	Standard	10.0, 0.71	S	O	
810-12	1680	260	1.98	Pressurized	10.0	S	O	
810-13	1701	230	2.27	Pressurized	10.0	S	O	
811-1B*	-	X <sup>2</sup>	-	Standard	10.0, N.U.	S		
820-1	1335	160	2.02	Standard	10.0	S		
830-1	-	Steady state	-	Fragmented pellets	20.0			
830-2	-	Steady state	-	Fragmented pellets	20.0			
830-3	-	Steady state	-	Fragmented pellets	20.0			
830-4	-	Steady state	-	Fragmented pellets	20.0			
830-5	-	Steady state	-	Fragmented pellets	20.0			
830-6*	1739	X <sup>2</sup>	1.25	Fragmented pellets	20.0			

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test results			
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure
840-1	1597	130	4.90	Special	10.0	S	
840-2	1607	290	1.85	Standard	10.0, N.U.	S	O
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	947	(*6)	1.95				
900-3-8	847	(*6)	1.69				
901-1-1	1304	**	8.35	—	—		
901-1-2	1305	**	2.77	—	—		
901-2-1	1370	**	8.35	—	—		
901-2-2	1371	**	2.77	—	—		
901-3-1	1583	**	8.35				
901-3-2	1584	**	2.77				
901-3-3	1585	**	1.94				
901-3-4	1586	**	1.74				
951*	1735	97.2	2.50	Standard	10.0	S	
952*	—	Steady state	—	Long-sized	10.0	S	O
953*	—	Steady state	—	Full-annealed	10.0	S	
1111-1	(*2)	**	—	Standard	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

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel			Test results		
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
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	GE				B(3)		
1202	1211	200	1.35	Standard	10.0	B(3)			
1203	1245	*F	1.64	Water logged	10.0	0.17	S		
1204	1283	270	1.10	GE	10.0	B(3)			
1205	1281	*F	1.64	Water logged	10.0	S			
1206	1338	445	1.17	Standard	20.0	S	O		
1207	1363	315	1.2	Water logged	10.0	S	O		
1208	1389	220	1.47	Pressurized	10.0	B(3)	O		
1209	1403	220	1.44	Pressurized	10.0	B(3)	O		
1210	1596	230	1.44	Pressurized	10.0	B(3)	O		
1211	1683	212	1.44	Pressurized	10.0	0.71	B(3)		
1212	1449	194	2.36	Standard	10.0	S			
1213	1483	196	2.36	Standard	10.0	S			
1214	1648	120	4.90	Standard	10.0	0.71	S		
1216	1707	402	1.19	Pressurized	20.0	S	O		
1217*	1732	228	1.32	Pressurized	10.0	0.71	B(3)	O(1)	
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			
2111-5	1056	280	2.12	Standard	10.0	S			

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Period (ms)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
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			
2211-4	1307	271	1.19	Standard	10.0	S			
2211-5	1337	241	1.26	Standard	10.0	S			
2311-1	1379	181	1.61	Std. (X2)Narrow gap	10.0	B(3)			
2311-2	1478	210	1.47	Standard	10.0	B(3)			
2311-3	1646	236	1.26	Pressurized	10.0	B(3)			
2311-4	1661	234	1.26	Pressurized	10.0	B(3)			
2311-5	1700	235	1.26	Pressurized	10.0	B(3)			
2411-1*	1732	306	1.33	Pressurized	10.0	B(3)			
2411-2*	1788	234	1.69	Pressurized	10.0	B(3)			

(\*) 今期(1987.1~1987.12)照射したTest No.である。

(\*\*) 発熱量未決定  
(\*) 入力反応度から評価すると約4000cal/g·UO<sub>2</sub>

- (#1) 出力較正実験
- (#2) A.D.Rのデータが得られず、発熱量は Console Dataより評価した。
- (#3) NVのピク付近で原子炉のスクラムが発生した。
- (#4) 標準燃料と寸法、形状が異なるため計算により補正した値である。
- (#5) SUS.アルミカプセルの特性実験である。
- (#6)

## 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)

Pulse No.	A	B	C* <sup>1</sup>	D* <sup>2</sup>	E* <sup>3</sup>	Bank rod position	F			G	H* <sup>4</sup>	I
							Pulse Initial	TA	TB	TC	Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW sec)
1726	Jan. 9	○	2.00	232	387	657	DN	UP	1391		28.6	
1727	9	○	3.06	232	459	100	DN	UP	6031		56.3	
1728	9	○	3.80	232	506	625	DN	DN	10534		73.9	
1729	14	○	3.06	230	458	100	DN	UP	6048		55.4	
1730	16	○	3.06	230	457	100	DN	UP	6065		53.8	
1731	20	○	3.06	230	457	100	DN	UP	5981		55.4	
1732	23	○	4.13	230	565	530	DN	DN	12071		65.5	2411-1
1733	Feb. 3	○	3.30	230	568	725	DN	DN	7006		47.9	530-7
1734	3	○	3.72	230	617	605	DN	DN	9475		65.5	
1735	17	○	2.60	230	603	370	DN	UP	3228		34.0	951
1736	26	○	3.55	230	582	645	DN	DN	9324		70.6	530-10
1737	26	○	3.45	230	577	675	DN	DN	8618		69.3	
1738	27	○	4.50	230	676	410	DN	DN	17010		100.8	501-13
1739	27	○	1.20	230	446	355	DN	UP	385.6		10.1	256-1-1
1740	27	○	3.34	230	583	710	DN	DN	7963		68.0	256-1-2
1741	Mar. 4	○	3.06	230	457	100	DN	UP	6569		62.2	
1742	4	○	1.87	230	490	635	DN	UP	1172		30.2	350-5-1
1743	4	○	3.62	230	603	630	DN	DN	9677		75.6	350-5-2
1744	5	○	4.10	230	644	510	DN	DN	13432		89.5	530-12
1745	5	○	1.20	230	446	355	UP	UP	131		12.6	256-2-1
1746	5	○	3.50	230	596	660	DN	DN	8971		70.6	256-2-2
1747	Jul. 21	○	2.00	230	386	657	DN	UP	1532		32.8	
1748	21	○	3.50	230	485	725	DN	DN	9290		73.9	
1749	21	○	3.06	230	459	100	DN	UP	6636		62.2	
1750	21	○	4.50	230	548	440	DN	DN	17136		100.8	
1751	22	○	2.00	232	386	657	DN	DN	1537		31.9	
1752	22	○	2.50	232	420	477	DN	UP	3360		47.0	
1753	31	○	2.00	232	386	657	DN	UP	1532		31.1	
1754	31	○	3.06	232	459	100	DN	UP	6619		62.2	

Table D Summary data of pulsing operation (2)

Pulse No.	A	B	C* <sup>1</sup>		D* <sup>2</sup>		E* <sup>3</sup>		F		G		H* <sup>4</sup>		I	
			Capsule	$\Delta K/\beta$	Bank rod position		Pulse	Initial	T A	T B	T C	DN	Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW sec)	Test No.	特性試験
1755	Jul. 31	○	Yes	No	4.50	232	547	440	DN	DN	17388	100.8	270--2			
1756	Aug. 27	○			3.07	231	559	815	DN	DN	6098	59.2				
1757	27	○			1.68	231	490	705	DN	UP	383	21.4	212-74-1			
1758	27	○			2.44	231	535	435	DN	UP	2843	46.6	212-74-2			
1759	28	○			3.45	232	609	675	DN	UP	7812	63.0	600-27			
1760	Sep. 4	○			2.00	232	484	590	DN	UP	1462	30.2	361-5-1			
1761	4	○			3.04	232	552	830	DN	DN	5947	59.2	361-5-2			
1762	11	○			4.15	231	554	525	DN	DN	12272	80.6	1217			
1763	18	○			2.83	231	560	100	DN	UP	4899	50.4	253-14			
1764	24	○			2.14	231	517	540	DN	UP	1840	35.3	212-75			
1765	24	○			3.15	231	568	775	DN	DN	6350	61.7	270-3			
1766	25	○			2.80	232	560	100	DN	UP	4937	52.9	253-15			
1767	25	○			3.16	232	569	775	DN	DN	6451	60.5	360-3-1			
1768	25	○			4.10	232	633	510	DN	DN	12776	83.2	360-3-2			
1769	30	○			2.18	231	512	525	DN	UP	2001	34.0	253-16			
1770	30	○			2.20	231	498	505	DN	UP	2155	35.3	361-6-1			
1771	30	○			3.26	231	565	737	DN	DN	7056	63.0	361-6-2			
1772	Oct. 15	○			2.05	231	511	572	DN	UP	1545	31.5	212-76-1			
1773	15	○			2.43	231	535	437	DN	UP	2797	40.3	212-76-2			
1774	16	○			2.38	231	510	455	DN	UP	2737	40.3	120-6-1			
1775	16	○			1.20	231	436	360	UP	UP	668	8.8	120-6-2			
1776	16	○			1.83	231	476	650	DN	UP	942	27.2	120-6-3			
1777	23	○			4.03	231	653	526	DN	DN	12524	83.3	600-28			
1778	30	○			1.58	231	459	755	DN	UP	1058	21.4	361-7-1			
1779	30	○			1.54	231	449	773	DN	UP	612	21.4	361-7-2			
1780	30	○			3.28	231	558	730	DN	DN	7106	65.5	361-7-3			
1781	Nev. 6	○			2.51	230	535	405	DN	UP	3153	41.6	252-8			
1782	12	○			2.51	230	533	405	DN	UP	3122	42.8	252-9			
1783	12	○			4.45	230	676	425	DN	DN	15826	93.2	260-14			

Table D Summary data of pulsing operation (3)

A	B	C* <sup>1</sup>	D* <sup>2</sup>	E* <sup>3</sup>	F	G	H* <sup>4</sup>	I
Pulse No.	Date	Capsule Yes No	$\Delta K/\beta$ (\$)	Bank rod position Initial	Pulse	Transient rod	Peak NV (MW) 1.0 sec (MW sec)	NVT till Test No
1784	Nov. 13	○	1.66	230	482	715 DN UP	806	22.7
1785	13	○	2.68	230	544	324 DN UP	3893	45.4
1786	13	○	3.71	230	612	610 DN UP	9626	70.6
1787	17	○	3.06	231	458	100 DN UP	6182	58.8
1788	20	○	3.45	231	519	720 DN DN	7661	58.0
1789	Dec. 11	○	4.32	230	622	457 DN DN	14994	85.7
1790	12	○	3.06	231	458	100 DN UP	6216	57.1
1791	12	○	3.06	231	458	100 DN UP	6216	57.1
1792	15	○	1.96	230	495	600 DN UP	1147	30.2
1793	15	○	2.59	230	534	370 DN UP	3417	42.8
1794	15	○	3.60	230	601	635 DN DN	8949	70.6
1795	16	○	3.06	231	457	100 DN UP	6199	59.8
1796	17	○	2.38	231	507	455 DN UP	2797	40.3
1797	17	○	1.83	231	473	650 DN UP	504	26.5
1798	18	○	1.89	231	508	629 DN UP	358	25.2
								600--29

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

(\*2) Column D shows reactivity insertions 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 rods.