

JAERI-M
9319

NSRR 実験プログレス・レポート・10
(1980年1月～1980年6月)

1981年2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

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

N S R R 実験プログレス・レポート・10

(1980年1月～1980年6月)

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

(1981年1月22日受理)

本報告書は、1980年1月から同年6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およびその考察等についてまとめたものである。

今期実施した実験は、標準燃料試験（燃料伸び測定試験、燃料棒支持効果試験）、燃料パラメータ試験（加圧燃料試験、特殊被覆材燃料試験、ギャップガス・パラメータ試験）、冷却条件パラメータ試験（冷却水温パラメータ試験、バンドル燃料試験、強制対流試験）、破損伝播試験、欠陥燃料試験（浸水燃料試験、擦過腐食燃料試験）、高温高圧カプセル試験、水ループ試験およびその他の試験の総計37回である。

執筆者

石川 迪夫, 石井 敏雄, 星 蔦雄, 大西 信秋, 斎藤 伸三,
藤城 俊夫, 稲辺 輝雄, 塩沢 周策, 小林 晋昇, 石島 清見,
岩田 耕司, 丹沢 貞光, 柳原 敏, 吉村 富雄^{*1}, 落合 政昭^{*1},
床井 博見^{*2}, 山下 義昭^{*3}, 広瀬 誠^{*4}, 植村 隆^{*5}

* 1 協力研究員 ; 船舶技術研究所

* 2 業務協力員 ; 日立製作所エネルギー研究所

* 3 外来研究員 ; 三菱原子力工業株式会社

* 4 業務協力員 ; 三井造船株式会社

* 5 外来研究員 ; コンピューターサービス株式会社

Semiannual Progress Report on the NSRR Experiments (10)
(January to June, 1980)

Reactivity Accident Laboratory

and

NSRR Operation Section

Division of Reactor Safety, Tokai Research Establishment, JAERI

(Received January 22, 1981)

Fuel behavior studies with simulated reactivity-initiated accident (RIA) conditions have been performed using Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) since October 1975.

This report describes the results obtained from January to June, 1980. 37 tests were carried out during this period; which are 6 standard fuel rod tests, 8 fuel design parameter tests (4 pre-pressurized fuel rod tests, 3 stainless steel cladding fuel tests, 1 gap gas parameter test), 5 coolant condition parameter tests (2 coolant temperature parameter tests, 1 rod bundle test, 2 forced convection tests), 1 failure propagation test, 8 defective fuel rod tests (7 waterlogged fuel rod tests, 1 fretting corroded fuel rod test), 3 high temperature high pressure capsule tests, 3 water loop tests and miscellaneous tests.

Keyword: Nuclear Safety Research Reactor, Reactivity-initiated Accident, Fuel Behavior, Fuel Failure, Pre-pressurized Fuel Rod Tests, Defective Fuel Rod Tests, Rod Bundle Tests, Forced Convection Tests, Failure Propagation Tests, High Temperature High Pressure Capsule Tests, Water Loop Tests, Progress Report.

目 次

1. 今期の進捗	1
2. 大気圧カブセル実験	4
2.1 燃料パラメータ試験	4
2.1.1 加圧燃料試験	4
2.1.2 ステンレス鋼被覆細径(F B R 型)燃料実験	6
2.2 欠陥燃料試験	14
2.2.1 浸水燃料試験	14
2.3 その他の実験	19
2.3.1 破損伝播試験	19
3. 高温高圧カブセル実験	25
4. 水ループ実験	32
5. 反応度事故に伴う破壊エネルギー評価法の検討	39
6. 今後の実験計画	47
参考文献	48
付 錄	53
A N S R R 炉の概要	53
B 大気圧カブセル, 高温高圧カブセル, 水ループおよび標準試験燃料	60
C N S R R 実験概要一覧	63
D N S R R パルス運転記録	82

Contents

1. Progress in this period	1
2. Atmospheric water capsule tests	4
2.1 Fuel design parameter tests	4
2.1.1 Pre-pressurized fuel rod tests	4
2.1.2 Stainless steel clad small dia. (FBR type) rod tests ...	6
2.2 Defective fuel rod tests	14
2.2.1 Water loffed fuel rod tests	14
2.3 Miscellaneous tests	19
2.3.1 Failure propagation tests	19
3. High temperature high pressure capsule tests	25
4. Water loop tests	32
5. Study on evaluation method of fuel failrue energy at Reactivity Initiated Accident	39
6. Future plan of the NSRR experiments	47
References	48
Appendices	
Appendix A Description of NSRR Facility	53
Appendix B Description of atmospheric water capsule, high temperature high pressure capsule, water loop and standard type fuel rod	60
Appendix C Summary of the NSRR experiments	63
Appendix D Summary of the NSRR pulsing operation data	82

Summary of the Progress in this period

(M. Ishikawa and T. Ishii)

This report describes the major results of the NSRR experiments conducted during the semiannual period from January to June, 1980. As shown in Table, 37 tests were performed during this period, and in total 449 tests have been performed since the start of the NSRR experiments in October, 1975. The tests during this reporting period consist of 4 standard fuel tests, 8 fuel design parameter tests, 5 cooling environment parameter tests, 8 defective fuel tests, 3 high pressure capsule tests, 3 water loop tests and 6 miscellaneous tests. The outline of the test results is summarized as follows.

(1) Standard Fuel Rod Tests

For standard fuel rod tests, fuel rod elongation measurement tests and rod supporting effect tests were mainly performed. These results in next progress report will be discussed in detail.

(2) Fuel Design Parameter Tests

4 (four) previously-pressurized fuel rod tests, 3 (three) stainless steel clad FBR type fuel rod tests and 1 (one) gap gas parameter test were conducted to study the effect of fuel rod design parameters.

In the previously-pressurized fuel rod tests, a test rod with a free volume of 70% for the standard fuel rod was employed to study the effect of the free volume in a test fuel rod on the rod behavior. The test results did not show the significant effect, compared with those of the standard fuel rod. Either, the relationship between burst pressure and burst temperature was not changed under a low subcooling condition (coolant temperature 90°C), although the cladding showed higher temperatures and therefore earlier burst time in comparison with the standard test condition (coolant temperature ~ 20%).

Six tests were performed for stainless steel (s.s.) clad FBR type fuel rods containing UO₂ pellets in the energy deposition range from about 80 to 370 cal/g. UO₂. The test results indicate that the failure threshold of the FBR type rods lies between 290 to 340 cal/g. UO₂ and that the mode of incipient fuel failure is

melting of the stainless steel cladding. An interesting point is that the above failure threshold is much higher than that for S.S. clad PWR type fuel rods (about 240cal/g.UO₂). The reason for this difference in failure threshold is now being investigated.

(3) Defective Fuel Tests

Seven waterlogged fuel rod tests and a fretting corroded rod test have been performed in the defective fuel rod test series. The result of the latter test is going to be reported in the next progress report. One of the objectives of waterlogged fuel rod tests is to study the effects of a pin hole on the failure behavior of a waterlogged fuel rod without end flux peaks. Test results have shown that there is not significant difference in the failure threshold energy between with and without a pin hole, when a pin hole (1.0mm in diameter) is in the cladding in the active region.

On the other hand, a test rod have not ruptured unlike a waterlogged rod without a pin hole, when a pin hole is in the upper plenum region. As the leakage at the joint for a pressure sensor can be considered as one of the reasons for this discrepancy, the test is to be repeated for reconfirmation.

(4) Failure Propagation Test

As one of the miscellaneous tests, a failure propagation test was performed to examine the influence of rod burst to surrounding rods. A single waterlogged rod was arranged in the center of six dummy rods equally spaced. The test results revealed that the pressure pulse of about 25 Bars at the burst point resulted in the maximum dynamic strain of 3000 μ to the dummy rods, but no significant influence to cause permanent deformation or failure of the dummy rods was observed. Only influence observed on the dummy rods was the slight dints generated by the collision of ejected fuel particles and by the contact with the burst cladding.

(5) High Pressure High Temperature Capsule Tests

In high pressure high temperature capsule tests, two single rod tests were conducted to investigate the failure threshold; one at the energy deposition of 190cal/g.UO₂ under the BWR condition, and the other at 205cal/g.UO₂ under PWR's. In both tests, cladding oxidation, cladding collapse and slight bending were observed, but rods did not fail. The new observations to be noted are significant decrease of rod total length as large as 6.1mm under the PWR condition, and that the extent of collapse was apparently dependant on the external pressure.

(6) Water Loop Tests

In water loop tests, a single fuel rod with four dummy rod surrounding it was irradiated. In the test of 170cal/g.UO₂, DNB occurrence was studied at the coolant velocity in order of 6,4 and 3m/s under the coolant conditions of 1.1MPa in pressure and 100°C in temperature. The test result showed the DNB occurrence at the coolant velocity of 4m/s. In the test of 257cal/g.UO₂, the effect of coolant subcooling on cladding temperature was studied changing the coolant temperature under the coolant conditions of 1.1MPa in pressure and 4m/s in velocity. The cladding surface temperatures reached 500 ~ 800°C at the coolant temperature of 100°C while they reached 1100 ~ 1200°C at 148°C. This discrepancy is very large as compared to the case of tests under atmospheric pressure and stationary coolant condition and suggests the larger effect of subcooling under forced convection.

Table Classification and Number of NSRR
Experiments (Oct. '75 ~ June '80)

Test Item	Number of Tests		
	Oct.'75 ~Dec.'79	Jan.'80 ~June '80	Total
1. Standard Fuel Rod Tests			
(i) Scoping tests	49	0	49
(ii) Fuel centerline temperature measurements	3	0	3
(iii) Fuel elongation measurements	15	2	17
(iv) Rod supporting effect tests	10	2	12
2. Fuel Design Parameter Tests			
(i) Gap width parameter tests	17	0	17
(ii) Enrichment tests	17	0	17
(iii) Pre-pressurized fuel tests	39	4	43
(iv) Cladding parameter tests	27	3	30
(v) Gap gas composition parameter tests	12	1	13
(vi) Others	19	0	19
3. Coolant Condition Parameter Tests			
(i) Coolant temperature parameter tests	17	2	19
(ii) Flow area simulation tests	22	0	22
(iii) Rod bundle tests	10	1	11
(iv) Forced convection tests	12	2	14
4. USNRC Fuel Rod Tests	21	0	21
5. Defective Fuel Rod Tests			
(i) Waterlogged fuel rod tests	68	7	75
(ii) Fretting corroded fuel rod tests	20	1	21
6. High Temperature High Pressure Capsule Tests	4	3	7
7. Water Loop Tests	1	3	4
8. Miscellaneous Tests	29	6	31
Total	412	37	449

1. 今期の進捗

(石川迪夫, 石井敏雄)

本報告書は、1980年1月から6月までの間に実施したNSRR実験について、その進捗と主な成果についてまとめたものである。この期間中に実施した実験は合計37回であるが、この中には大型実験装置である高温高圧カプセルや水ループによる実験がそれぞれ3回づつ計6回含まれている。

標準燃料実験としては、燃料伸び測定試験および燃料棒支持効果試験をそれぞれ2回づつ行った。前者は被覆管表面に歪ゲージをはりつけて、過渡時の被覆管の変形量を測定しようとしたものである。後者はPWR型燃料スペーサーを用いて、スペーサーによる燃料棒の伸びの拘束が燃料破損挙動に及ぼす影響を調べたものである。これらについては今期の実験だけでは結論を導びくことができないので、今後の進捗をまって報告する予定である。

燃料パラメータ実験としては、加圧燃料試験(4回), SUS被覆管細径(FBR型)燃料に関する試験(3回)およびギャップ・ガス・パラメータ試験(1回)を行った。このうち加圧燃料試験は、燃料内部の自由空間の体積を標準燃料の体積の約70%にしたもの用いて実験を行った。実験結果は従来型の標準燃料の結果とほとんど変らず、今回の実験範囲では自由空間の体積の違いは顕著に現われなかつた。また、サブクール度の低下とともに被覆管温度が上昇し、同一発熱量の標準実験の結果に比較してやや早く破裂したが、破裂圧力-温度の関係を代えるものではないことが明らかとなつた。

SUS被覆細径(FBR型)燃料の試験では、発熱量を約80 cal/g UO₂から約373 cal/g UO₂まで変えて合計6回の実験を行つた。実験の結果、SUS被覆FBR型燃料の破損しきい値は、293 cal/g UO₂から341 cal/g UO₂の間にあり、被覆管の溶融によるものであることがわかつた。この破損しきい値は太径(PWP型)SUS被覆管燃料の破損しきい値(約240 cal/g UO₂)に比べてかなり高いものとなつてゐる。この違いについては現在検討を加えている。

欠陥燃料試験としては、浸水燃料試験を7回と擦過腐食燃料試験を1回実施した。後者については次報で実験結果をまとめて報告する。浸水燃料試験では両端低濃縮度型燃料を用いて、端部出力ピークの無い場合の浸水燃料の破損挙動に及ぼす貫通孔の影響を調べたものである。発熱部に貫通孔を設けた場合には、破損しきい値は貫通孔の無い場合とほぼ一致し、貫通孔の径が1mm程度であれば貫通孔の影響は見られなかつた。一方、上部ブレナム部に貫通孔を設けた場合には、燃料が破損せず貫通孔が無い場合と異つた。この相違については燃料内圧力測定用アダプタの結合部からの漏れによる効果が考えられることから再確認実験を実施する考えである。

その他の実験として、破損伝播試験を前期に引き続き1回実施した。この試験では中心に浸水燃料1本を置き、周辺にダミー燃料棒4本を配列して、中心燃料の破損が周辺のダミー燃料に及ぼす影響を調べたものである。実験の結果、中心の浸水燃料は破損して破損口近傍で約25Bar

の圧力を発生させると共に、ダミー燃料に約 $3000\mu\text{strain}$ の動歪を発生させたが、破損伝播を引起すような影響を与えたなかった。なお、ダミー燃料には中心燃料の破損口との接触によって生じた傷と UO_2 ペレットが衝突してできたと見られる打痕が若干みられた以外は、顕著な変化は見られなかった。

高温高圧カプセル試験では、BWR条件で発熱量約 190cal/gUO_2 の実験とPWR条件で発熱量約 205cal/gUO_2 の実験をそれぞれ1回づつ行ない、高温高圧条件下における標準試験燃料の破損しきい値を調べた。今期行った実験では、いずれの場合にも燃料は破損せず、これまでと同様に、破覆管表面の酸化、ペレット-ペレット間のコラボスおよび燃料の曲り等が見られただけである。特徴的なこととして、PWR条件の場合に燃料棒の全長が照射前より 6.1 mm も短くなったことがあげられる。また、コプラスの程度は外圧の高いPWR条件の方が凹が大きいことがわかった。

水ループ試験では、標準試験料1本を中心にして、その周辺を4本のダミー燃料で囲ったバンドル体系で実験を行った。実験は冷却材圧力を 1.1 MPa 、冷却材温度を 100°C にして冷却材流速を 2.9 m/sec , 3.8 m/sec および 5.7 m/sec と変えて発熱量 170 cal/gUO_2 で行った。この実験では、流速が 2.9 m/sec の場合にはDNBを越えて短時間の間膜沸騰熱伝達領域に達したことがわかった。この実験結果から強制対流条件下における発熱量、流速とDNBの関係の一つが明らかになった。次に、発熱量を 257 cal/gUO_2 、圧力 1.1 MPa 、流速 4 m/sec として、冷却材温度を 100°C および 148°C と変化させてサブクール度の影響を調べる実験を行った。この実験では、冷却材温度 100°C (サブクール温度 83°C)の場合には被覆管表面温度は $500\sim800^\circ\text{C}$ に達し、一方、 148°C の場合には $1100\sim1200^\circ\text{C}$ に達した。両者の違いは、大気圧常温のカプセル実験の場合に比べてかなり大きく、強制対流条件下ではサブクール度の影響が大きいことがわかった。

破壊エネルギーの挙動を解明するために、可視カプセルを用いて水槽の飛び上り挙動を調べる炉外実験を行った。実験では破壊力の発生をラブチャーディスクと圧縮ガスを用いて模擬した。実験の結果、水面の移動は圧縮ガスの解放時にはほとんど見られず、ガスの気泡化と膨張に伴なってピストン状に押し上げられることが判明した。水面の移動と浮子の動きを高速度撮影して、浮子の追随性や振動周期を解明すると共に、炉内実験との対応から破壊エネルギーの解明に努めている。

Table 1.1 NSRR実験の分類と実験回数

試験項目	目的	実験回数		
		50.10 ~54.12	55.1 ~55.6	合計
1. 標準燃料試験				
(I)スコーピング試験	未照射健全燃料に關し、全般的な燃料挙動の究明	49	0	49
(II)燃料中心温度測定試験	UO ₂ ペレットの中心温度を測定し燃料挙動について詳細を得る。	3	0	3
(III)燃料伸び測定試験	UO ₂ ペレットおよび被覆管の軸方向の伸び量を測定し、燃料挙動について詳細な情報を得る。	15	2	17
(IV)燃料棒支持効果試験	燃料棒の拘束条件等が燃料挙動に与える影響を調べる。	10	2	12
2. 燃料パラメータ試験				
(I)ギャップ燃料試験	初期ギャップ幅が燃料の過渡温度挙動、破損に及ぼす影響	17	0	17
(II)濃縮度燃料試験	燃料内発熱密度の歪と破損しきい値との関係の究明	17	0	17
(III)加圧燃料試験	燃料棒内圧と燃料破損挙動との関係の究明	39	4	43
(IV)特殊被覆材燃料試験	被覆材質、肉厚、熱処理条件等の燃料破損挙動に及ぼす影響	27	3	30
(V)ギャップガス・パラメータ試験	ギャップガスが燃料の過渡温度挙動、破損に及ぼす影響	12	1	13
(VI)その他		19	0	19
3. 冷却条件パラメータ試験				
(I)冷却水温パラメータ試験	冷却水温度の燃料破損挙動に及ぼす影響	17	2	19
(II)流路模擬燃料試験	流路条件が燃料破損に及ぼす影響	22	0	22
(III)バンドル燃料試験	バンドル(4~5本)状態での燃料破損しきい値、破損の伝播について究明	10	1	11
(IV)強制対流試験	冷却水の流動が燃料破損挙動に及ぼす影響	12	2	14
4. USNRC燃料試験	BWR型Remedy燃料の燃料挙動の究明	21	0	21
5. 欠陥燃料試験				
(I)浸水燃料試験	欠陥燃料の破損しきい値、破損エネルギーの把握	68	7	75
(II)擦過腐食燃料試験	擦過腐食の燃料破損挙動に及ぼす影響	20	1	21
6. 高圧カプセル実験	実炉の運転温度・圧力条件下における燃料挙動の究明	4	3	7
7. 水ループ試験	流動条件下における燃料挙動の究明	1	3	4
8. その他		29	6	31
	合 計	412	37	446

2. 大気圧カプセル実験

2.1 燃料バラメータ試験

2.1.1 加圧燃料試験

(斎藤伸三, 稲辺輝雄, 塩沢周策, 柳原 敏)

(1) 実験目的

今期実施した試験は, 燃料棒内の自由空間(上部プレナム)の体積が燃料棒内圧力上昇即ち燃料棒破損に及ぼす影響を調べるための実験が3回, 低サブクール度条件下での加圧燃料棒の挙動を調べるための実験が1回である。

プレナム体積の影響を調べる実験では, 従来使用してきた標準燃料棒(上部プレナム体積 2.45 cm^3)に代って, プレナム体積縮小型燃料棒(同 1.0 cm^3)を使用した。これによって, 燃料棒内圧力上昇が燃料棒内のヘリウムガスの温度のみで決定されると仮定すれば, プレナム体積縮小型燃料棒では燃料棒破損(被覆管破裂)のしきい値は下がるものと予想される。本実験は, 初期圧 1.2 MPa とし, 破損しきい値近傍でパルス照射を行い, 燃料棒内の圧力挙動を明確にするために実施したものである。

次に, 低サブクール度実験においては, カプセル水(冷却水)の温度を従来の約 25°C から 90°C に上げて, 燃料棒挙動を調べたものである。一般に, 冷却水温が上がると(サブクール度下がると)と被覆管温度は上昇することがサブクール実験で分っている。^{A-5) A-6) A-7)} 従つて, 低サブクール度条件下では, 加圧燃料棒でも破損しきい値が下がることが予想される。本実験では, 冷却条件を変えて, 破損しきい値が変わっても, 被覆管破裂温度と, その内圧の関係は従来の結果を踏襲することを確認する。

(2) 実験方法

今期実施した実験の条件を以下の表に表す。

Test No.	Energy Deposition (cal/g.UO ₂)	Initial Fuel Rod Pressure (MPa)	Plenum Volume (cm ³)	Coolant Temperature (°C)	Remarks
			Upper Upper Lower Total		
231-31	195				Small
-32	190	1.2	0.995	3.49	25
-33	198				Plenum Volume
-38	197	1.2	2.45	3.49	90 Low subcooling

* excluding gap volume in a fuel stack region

また, プレナム体積縮小型燃料棒の概念図をFig. 2.1.1に示す。本燃料棒では, 上部プレナ

ム部において充填棒を入れ、スプリングを短くし、更にスプリングの内径部にも充填棒を延長することによって、上部プレナム部を約 1.5 cm^3 少なくしている。また、下部プレナム部に関しては、燃料棒下部端栓形状及び圧力センサ取付用アダプタ形状によって各燃料棒型において、自由空間体積に多少の差が生じているが、プレナム体積縮小型燃料棒の方が、従来型と比較して同一か或は少なめのプレナム体積となっている。最終的の全プレナム体積は、従来型においては最も大きいもので、 6.40 cm^3 、プレナム体積縮小型で 4.55 cm^3 である。従って、本実験において、プレナム体積は従来型の約 70 % となる。

次に、低サブクール度実験では、カプセル底部にマイクロヒータを装荷し、冷却水温度を 90°C に上昇させた後バレス照射を行った。

(3) 実験結果及び考察

実験結果の概要を Table 2.1.1 に示す。本表には、比較のため 従来の結果（標準燃料を用いた標準体系での結果）も記した。プレナム体積を少なくした実験は、合計 3 回実施したが、（Test №231-31, 32, 33）燃料内圧上昇は最大でも 0.22 MPa であり、標準燃料（通常のプレナム体積）の最小値 0.24 MPa よりも低くなっている。この理由は現在のところ分つていないうが、Test №231-31 では、圧力センサの取付け不良のため、この部分でガスの漏洩があった事が分っている。他の 2 つの実験において、圧力の漏洩はなかったと考えられる。

プレナム体積と圧力上昇値の間の関係は、プレナム部の温度上昇、プレナム体積の変化などにもよるので、一概に決定されないが、少くとも初期プレナム体積が小さくなつた時、圧力上昇が小さくなる理由は全くない。また、体積縮小型燃料棒といつても、下部プレナム及び圧力センサ取付用アダプタ中の自由空間が全体に占める割合が大きいので、標準燃料棒と比較して最大でも約 30 % しか、全自由空間体積は少なくなつてない。従って、今回行った実験における圧力上昇値は、圧力センサの精度から考えて、誤差範囲内で標準プレナム体積燃料棒の結果と一致しているといえないこともない。いずれにしても、今回行った実験範囲ではプレナム体積の影響が顕著には現れず、結局プレナム体積のより以上の減少が必要と考えられる。今後、全プレナム体積が標準燃料棒の $\sim 1/2$ になる燃料棒を用いてこの問題を究明していく予定である。本実験において、奇妙な現象は圧力上昇以外にも認められた。Fig. 2.1.2 は、内圧破裂した場合の最高圧力と破裂温度を示す図であり、本図には炉外の実験結果も示してある。本図から明らかのように、一般に N S R R における加圧燃料実験の結果と炉外実験（L O C A を対象とした実験¹⁾）の結果は非常に良く一致している。今回の 3 回の実験の結果、圧力と温度の関係を Fig. 2.1.3 に照合してみると燃料棒は破損しなければならない。しかし、3 回とも被覆管の破裂は認められなかった。この場合、燃料棒内圧は実測しているので、圧力センサ取付部で洩れがあったかどうかは問題にはならない。また、熱電対で測定した被覆管温度は、実際の最高温度より高くなる事はないので、熱電対側に問題があったとも考えられない。今後、従来の加圧燃料試験の結果も含めて、金相試験により正確な被覆管温度を求め、Fig. 2.1.2 の再考或は今回の燃料棒挙動の解釈を行う予定である。

次に、低サブクール実験結果について述べる。Table 2.1.1 に示したように、低サブクール

¹⁾ A N L - 77 - 31

の影響により、同一発熱量実験の高サブクール条件と比較して100~200°C高い被覆管温度を示し、その結果燃料棒は当然破裂し、Fig. 2.1.2の結果とも誤差範囲内で一致していた。本実験で破損しきい値が求まった訳ではないが、サブクール度の相違は被覆管温度に影響を与えるものの、破裂圧力-温度の関係を変えるものではないことが明らかになつたので、この種の実験は今回の1回限りとし、今後行わない。

2.1.2 ステンレス鋼被覆細径(FBR型)燃料実験

(斎藤伸三、稻辺輝雄、塩沢周策、柳原 敏)

(1) 実験目的

ステンレス鋼被覆細径(FBR型)燃料の破損しきい値を把握し、同種太径燃料の場合の結果と比較して、燃料サイズの破損挙動に及ぼす影響を検討する。

(2) 実験方法

Table 2.1.2に細径(FBR型)試験燃料の仕様を示す。この仕様の燃料を大気圧水カプセルに装填し、NSRRのパルス出力照射に供した。実験は、実験№212-51~212-56の合計6回実施し、Table 2.1.3に示すように試験燃料には80~373 cal/g. UO₂の範囲の発熱量を与えた。

(3) 実験結果および考察

Table 2.1.3に、各実験で測定した被覆材表面温度の最高値、機械的エネルギー(圧力波、水塊移動)の発生の有無、および照射後の燃料棒の外観的変化の特徴を示す。また、Fig. 2.1.3には、照射後燃料の外観を示す。Table 2.1.3およびFig. 2.1.3から分るよう、ステンレス鋼被覆細径燃料は、293 cal/g. UO₂以下の発熱量においては、被覆材表面温度が高々1000°C程度までしか上がりず、被覆管表面が酸化によって褐色に変色したのみで、燃料は破損しなかった。340 cal/g. UO₂以上の発熱量においては、被覆材表面温度の測定値はSUSの融点(約1400°C)を越える値に達し、照射後の燃料は、被覆材の著しい溶解によって破損していた。Fig. 2.1.4には、341 cal/g. UO₂の発熱量を与えた燃料(実験№212-56)の上、中、下部の様子を示す。これから、被覆材が溶融してペレットが露出している様子が明瞭に分る。ただし、この発熱量では燃料棒は分断せず、中央部で大きく曲っているものの、まだ全体として1本の形状を保っていた。さらに発熱量の高い373 cal/g. UO₂においては(実験№212-55)、被覆材の溶融を伴って、燃料棒は4個に分断していた。ただし、これらの実験のいずれにおいても、機械的エネルギーの発生は全く認められなかった。

以上の結果から、ステンレス鋼被覆細径燃料の破損しきい値は、293 cal/g. UO₂から、341 cal/g. UO₂の間の発熱量にあり、燃料の破損モードは被覆材の溶融によるものであることが明らかとなった。この破損しきい値は、さらに太径のステンレス鋼被覆燃料(この仕様をTable 2.1.2に併記した)の破損しきい値約240 cal/g. UO₂^{*)}よりも50~100 cal/g. UO₂高い値である。この破損しきい値の相違は、破損モードが被覆材の溶融によるものであることから、両仕様の燃料間の被覆材温度の相違にその原因が求められる。Fig. 2.1.5には、ステン

レス鋼被覆太径燃料および細径燃料の被覆材表面最高温度測定値を発熱量に対して整理したグラフを示す。この図から分るように、細径燃料の被覆材温度は太径燃料の場合に比べて大分低い、ほぼ同一の被覆材温度を達成する発熱量を両燃料間で比較すると、その差は、前記破損しきい値の差の相当する程度の差である。

Table 2. 1. 2 に示した燃料仕様から分かるように、細径燃料および太径燃料のいずれも、同一の初期ギャップ幅(0.095mm)を有する。このギャップ幅は、細径燃料ではペレット半径の3.5%に相当し、太径燃料ではペレット半径の2.0%に相当する。これまでのNSRR実験の結果では、太径燃料(ジルカロイ-4被覆材付)において、ペレット半径の1~4%に相当する範囲で初期ギャップ幅を変えた場合、限界熱流束を越えるしきい発熱量はギャップ幅に依存して変化するが、限界熱流束を越える発熱量領域においては、同一の発熱量に対してほぼ同一の被覆材温度が得られ、破損しきい値にもほとんど差がないことが確認されている。^{A-1) A-6)}したがって、ステンレス鋼被覆太径燃料および細径燃料の間で、上記の大きな被覆材温度差となった原因是、初期ギャップ幅の相違にあるとは考え難い。

他の要素にその原因を求めるるとすると、両燃料間の著しい相違として線出力密度の差が挙げられる。すなわち、細径燃料の場合には、ペレット径が太径燃料よりも小さいために、同一の発熱量に対して線出力密度(単位長当たりの発熱量)は太径燃料の約1/3程度の値となる。この線出力密度の相違が、実験で観測された被覆材温度差の主因であるか否か、今後詳細な熱計算によって検討を進めてゆく予定である。また、実験的には、細径燃料のさらに詳細な破損しきい値を把握するとともに、より高発熱領域での破損挙動を究明してゆく予定である。

*) ステンレス鋼被覆太径燃料に関するNSRRの実験結果は参考文献(A-5)に記載してあるが、後日詳細な発熱量の較正を行った結果、この燃料の破損しきい値は236~240 cal/g·UO₂ の間にあることが判明した。

Table 2.1.1 Summary of Pre-pressurized Fuel Rod Tests

Test No.	Energy Deposition (cal/g UO ₂)	Plenum Volume (cm ³)	Rod Internal Pressure (MPa)	Cladding Surface Temperature (C)			post test pressure release from pressure sensor
				Maximum	At max. cladding temperature	Maximum At max. pressure	
231-31	1.95	4.55	1.34 (ΔP=0.14)	1.34 (ΔP=0.14)	1.34 (ΔP=0.14)	1.170	1170 No failure
231-32	1.90	4.55	1.42 (ΔP=0.22)	1.42 (ΔP=0.19)	1.39 (ΔP=0.19)	1.070	1040 No failure
231-33	1.98	4.55	~1.4 (ΔP=~0.2)	~1.4 (ΔP=~0.2)	~1.4 (ΔP=~0.2)	1.070	1070 No failure
231-25	2.09	6.40	1.52 (ΔP=0.32)	1.52 (ΔP=0.32)	1.48 (ΔP=0.28)	1.040	990 Cladding rupture
24	1.95	6.40	1.50 (ΔP=0.30)	1.44 (ΔP=0.24)	1.44 (ΔP=0.24)	1.000	980 No failure
231-38 low subcooling	1.97	6.01	1.52 (ΔP=0.32)	1.52 (ΔP=0.05)	1.15 (At failure)	1.210	1150 Cladding rupture (At failure)

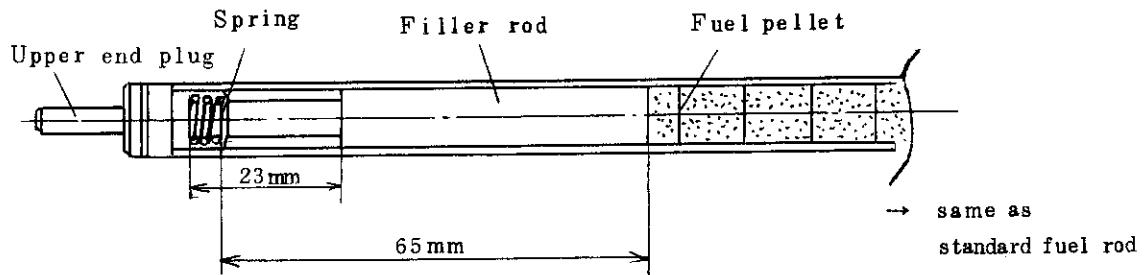


Fig. 2.1.1 Small plenum volume fuel rod

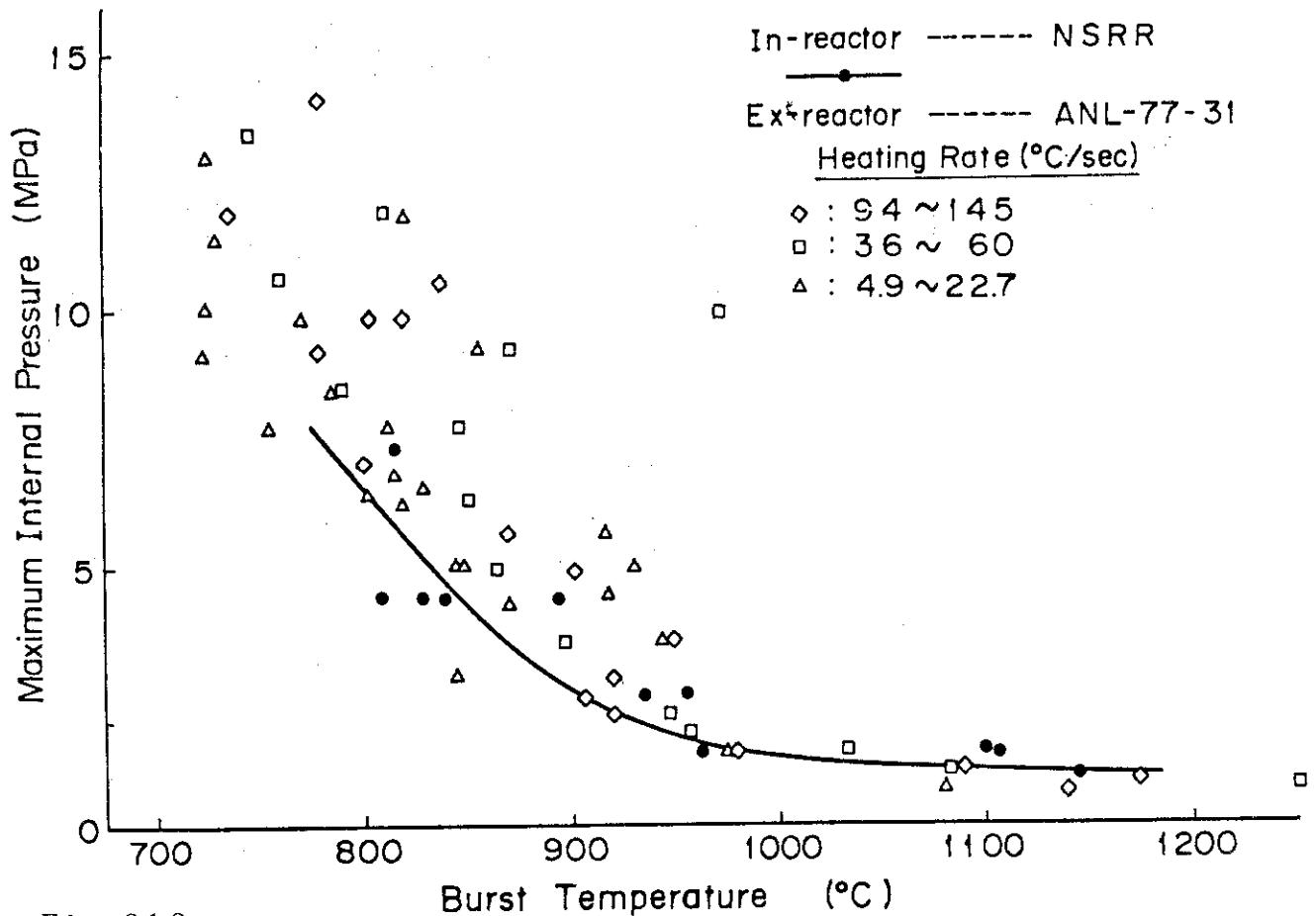


Fig. 2.1.2

Comparison of Burst Data for Zircaloy Cladding from In-reactor and Ex-reactor Experiments

Table 2.1.2 DESIGN CHARACTERISTICS OF STAINLESS STEEL CLAD TEST FUEL RODS

	Small Dia. Rod(FBR Type)	Large Dia. Rod
<u>UO₂ Pellet</u>		
Diameter (mm)	5.41	9.54
Length (mm)	100	100
Density (%T. D.)	9.5	9.5
Enrichment in ²³⁵ U (%)	10	10
End Configuration	Chamfered	Chamfered
<u>Cladding</u>		
Material	SST304	SST304
Outside Diameter (mm)	6.5	10.5
Wall Thickness (mm)	0.45	0.40
<u>Fuel Element</u>		
Overall Length (mm)	279	279
Fuel Stack Length (mm)	135	135
Filler Gas	Helium	Helium
Initial Gas Pressure (MPa)	0.1	0.1

Table 2.1.3 SUMMARY OF THE TEST CONDITIONS AND TEST RESULTS FOR STAINLESS STEEL CLAD FBR TYPE FUFL RODS

Test No.	Reactivity Insertion (\$)	Reactor Period (ms)	Core Energy Release (MW.S)	Gore Deposition in Test Fuel (cal/g UO ₂)	Temperature (°C)	Maximum Cladding Surface Temperature (°C)		Mechanical Energy Generation (Yes/No)	Post-Test Fuel Rod
						160	160		
212-51	1.15		27.0	11.5	80			No	No visible change.
212-52	1.94		4.43	31.4	218		1040	No	No fuel failure. Most of the cladding active region discolored in brown.
212-53	2.06		3.93	34.3	238		600	No	No fuel failure. The cladding active region was spotted with blue and brown discolorations.
212-54	2.35		3.08	42.2	293		700	No	No fuel failure. Scattered discolorations in brown over the cladding active region.
212-55	2.95		2.13	53.7	373		1600	No	Fuel rod broke into 4 pieces with melting of the cladding.
212-56	2.55		2.68	49.0	341		1500	No	Conspicuous cladding melting, uncovering part of the pellets. The rod, however, did not fracture.

ENERGY
DEPOSITION
 (cal/g . UO₂)

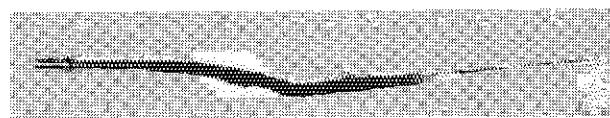
TEST No.

373



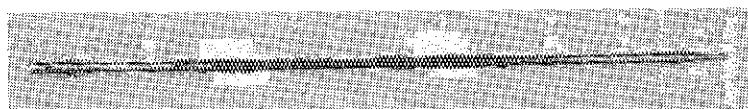
212-55

341



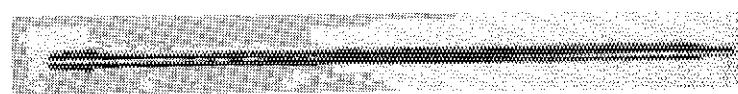
212-56

293



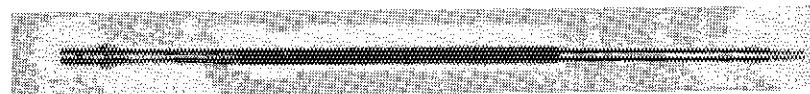
212-54

238



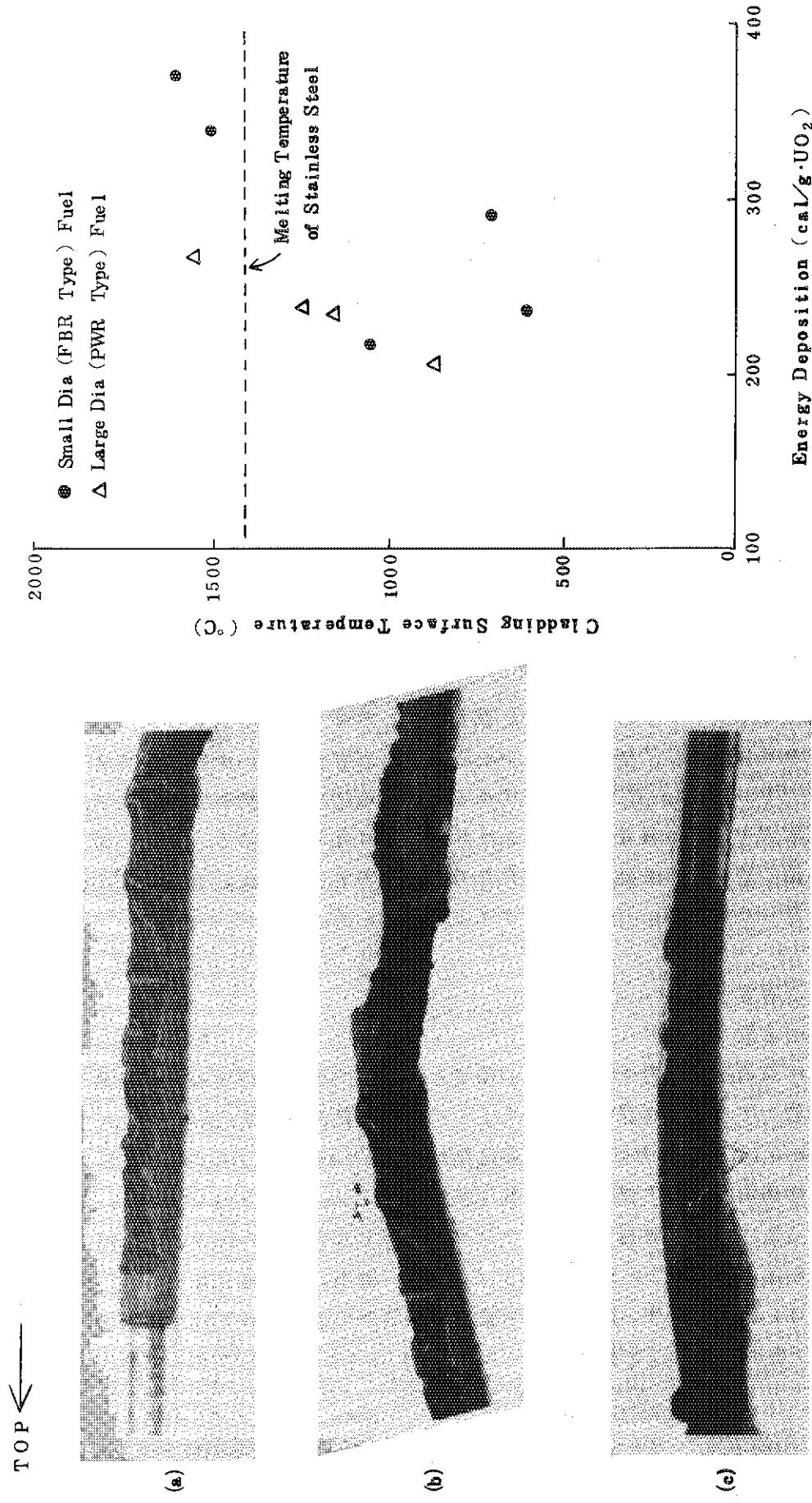
212-53

218



212-52

Fig. 2.1.3 Appearances of stainless steel clad FBR type rods after irradiation



2.2 欠陥燃料実験

2.2.1 浸水燃料実験

(大西信秋, 石島清見, 落合政昭, 山下義昭, 植村 隆)

(1) はじめに

これまでの浸水燃料実験の結果, 端部出力ピーク^{*}のある場合の浸水燃料の破損しきい値は, 浸水量の大小や貫通孔の有無にかかわらず $90 \sim 110 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であることが分った。^{A-4)} 一方, 端部出力ピークの無い場合には, 完全浸水燃料の破損しきい値が $111 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であるのに対し, 部分浸水燃料の破損しきい値は $150 \sim 180 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であることがわかった。^{A-9)} したがって, 浸水燃料の破損挙動は端部出力ピークによって大きな影響を受けるものと言える。ところで, これまでの端部出力ピークの無い場合の一連の実験では, 貫通孔付き浸水燃料実験は行なわれていない。また, 完全浸水燃料実験も 1 回行なわれただけである。そのため, 今期は端部出力ピークの無い場合の浸水燃料破損挙動に対する貫通孔の影響, 及び完全浸水燃料の破損挙動の再現性の確認を目的として, 両端低濃縮度型試験燃料棒^{**}を用いて, 3 回の浸水燃料実験を行なった。そのうち 2 回は貫通孔付き浸水燃料実験であり, 1 回は完全浸水燃料実験である。

(2) 実験方法

実験条件は Table 2.2.1 にまとめて示す。同表に示したように, 供試燃料棒はいずれも両端低濃縮度型試験燃料棒であり, 端部に著しい出力ピークが存在しない条件での実験である。全発熱量は $203 \sim 213 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の範囲にある。貫通孔付き浸水燃料実験のうち, Test No. 413-11 は発熱部中央の被覆管に直径 1 mm の穴を開けたものであり, Test No. 413-12 は上部プレナム部の被覆管に直径 3 mm の穴を開けた条件で行なった。なお, 穴は注水後にボルト盤によって穿った後, 薄いビニルテープによって封じた。

(3) 結果および考察

(i) 貫通孔付き浸水燃料

Table 2.2.2 に貫通孔付き浸水燃料実験の結果と, ほぼ同条件で行なった未貫通浸水燃料実験の結果とを比較して示す。同表で明らかなように, 発熱部に貫通孔(直径 1.0 mm)を設けたケース (Test No. 413-11) では, 試験燃料は発熱量 $167 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の時点に低温破裂を呈した。その時の燃料内圧(下部プレナム部で測定)は, noise level であり, 被覆管温度は 100°C であった。また, 破損と同時にカプセル底部で 5.6 MPa の圧力波が測定された。また, 実験後の燃料写真 (Fig. 2.2.1) に見られるように, 破損口は貫通孔を中心として開口しており, 長さは約 31 mm であった。燃料は約半量が被覆管外に放出されていた。一方, 上部プレナム部に貫通孔(直径 3.0 mm)を設けたケース (Test No. 413-12) では, 燃料内圧は 19.5

* 端部出力ピーク: N S R R 標準試験燃料棒に見られるペレットスタック両端でのピーク出力。

** 両端低濃縮度型試験燃料棒: 端部出力ピークを抑制することを目的として, 標準試験燃料棒(10%濃縮)のスタック両端のペレットを 2.6% 濃縮のものと置換した試験燃料棒である。

MPaに達したもの、その後徐々に降下し、被覆管温度が上昇して(高高: 1300°C)耐圧強度が劣化しても燃料破損は見られなかつた。また、実験後の燃料の様相は、写真(Fig. 2.2.2.)に示したように、全体的に酸化によって黒色化が顕著であるが、著しい膨らみは見られなかつた。

以上の貫通孔付き浸水燃料実験の結果を、貫通孔の無い場合(Test #402-30)と比較すると、発熱部に貫通孔を設けた場合の浸水燃料破損挙動は貫通孔のない場合とほぼ一致していることが分る。すなわち、発熱部に直径1 mm程度の貫通孔があつても、端部出力ピークの無い場合でも、浸水燃料の破損挙動は貫通孔が無い場合とほぼ一致するものと言える。一方、上部ブレナム部に貫通孔を設けた場合には、燃料は破損に至らず貫通孔の無い場合と大きく異なつた。しかしながら、燃料内圧測定用アダプタと試験燃料下部ブレナム部との結合部でのシール(ネオプレン製Oリング)性能が未確認である。そのため、定結合部を溶接構造として試験燃料を用いて再度実験を行なう予定であり、その結果をまって判断したい。

(II) 完全浸水燃料

Table 2.2.3に完全浸水燃料実験の結果を示す。同表に見られるように、これまでの完全浸水燃料実験では、端部出力ピークの無い場合(Test #402-12)も、有る場合(Test #401-4C)も、ともに破損時の発熱量は110 cal/g.UO₂程度であり、破損時の燃料内圧やカブセル圧力等の挙動も同様であつて、完全浸水燃料の破損挙動に対して、端部出力ピークの有無は顕著な影響を与えないものと考えられた。しかしながら、今回の端部出力ピークを除去した条件での完全浸水燃料実験(Test #402-35)の結果は同表に見られるように、これまでの完全浸水燃料実験とは大きく異なつてゐる。すなわち、破損時の発熱量は172 cal/g.UO₂と、端部出力ピークの無い場合の部分浸水燃料の場合と同程度であるし、破損時の燃料内圧(下部ブレナム部にて測定)も、36 MPaとはるかに低かった。なお、破損時の被覆管温度、およびカブセル圧力に関しては、他の完全浸水燃料実験と同様であつて、低温破裂型の破損の特徴を呈している。実験後の燃料写真(Fig. 2.2.3)に見られるように、今回の実験燃料は前2回の完全浸水燃料よりも破損孔が小さく、燃料の大部分は被覆管が破裂した後でも管内に残留し、そのため、被覆管温度は破損後に上昇して最高1200°Cにも達し、被覆管はほぼ全面にわたって酸化した。このように、今回の実験結果がこれまでの完全浸水燃料実験の結果と大きく異った原因是不明であるが、今回の燃料内圧挙動(Fig. 2.2.4)がこれまでの完全浸水燃料内圧挙動と大きく異なっていることと密接に関連すると考えられる。すなわち、燃料内圧は炉出力の上昇にやや遅れて急上昇する。これまでの完全浸水燃料実験では内圧がさらに上昇しつづけ、ついに被覆管の破裂圧力(約100 MPa)にまで達して低温破裂に至るものであるが、今回は72 MPaにまで急上昇した後に圧力は降下し始め、36 MPaにまで降下した時に低温破裂している。72 MPaに達した時点での圧力降下の原因が未確認であるが、前項で述べた燃料内圧測定用アダプタの結合部のシール機能の不良も原因の一つとして考えられるので、今後同結合部を溶接構造とした試験燃料棒を用いて再度実験を行なう予定である。

Table 2.2.1 Experimental Conditions

Test No.	Type of a Test Rod	Amount of Water	Pin Hole		Total Energy Deposition (cal/g UO ₂)
			Diameter	Location	
413-11	Low-Enriched End-pellets Type *	2.59g 78 vol%	1.0mm	Axial Center of an Active Region	203
413-12		2.59g 78 vol%	3.0 mm	Upper Plen- um	213
402-35		3.27g 99 vol%	—	—	203

* Low-Enriched-End-pellets Type Test Rod

: All specification of the rod is as same as that of a standard test rod,
but only enrichment of the both end pellets in 2.6% in order to reduce
the end flux peaks.

Table 2.2.2 Test Results of a Waterlogged Rod with a Pin Hole

Test No.	Amount of Water	Pin Hole Diameter / Location	Energy Deposition (cal/g. UO ₂)		Max Rod Pressure (MPa)	Max Capsul Pressure (MPa)	Clad Temp at Failure (°C)
			Total	at Failure			
413-11	259g 78vol.%	1.0mm Active Region	203	167	Noise Level	5.6	100
413-12	2.59g 78vol.%	3.0mm UpperPlenum	213	NoFailure	19.5	0	—
402-30	2.22g 67vol%	—	199	152	Noise Level	5.3	60

Table 2.2.3 Test Results of a Fully Waterlogged Rod

Test No.	Amount of Water	End Flux Peaks	Energy Deposition (cal/g·UO ₂)		Max Rod Pressure (MPa)	Max Capsul Pressure (MPa)	Clad Temp at Failure (°C)
			Total	at Failure			
402-35	3.27g 99vol.%	without	203	172	36	5.3	40
402-12	3.24g 98vol.%	without	155	111	102	5.5	65
401-4C	3.25g 98vol%	with	149	117	96	5.9	50

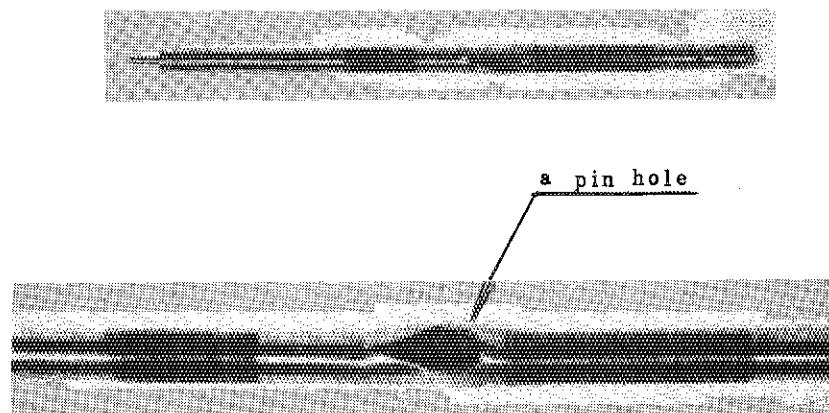


Fig.2.2.1 The test fuel rod after irradiation in Test 413-11
(78 vol% water logged, 203 cal/g. UO₂)

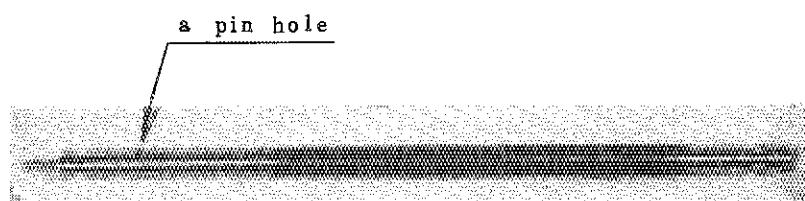


Fig.2.2.2 The test fuel rod after irradiation in Test 413-12
(78 vol% water logged, 199 cal/g.UO₂)

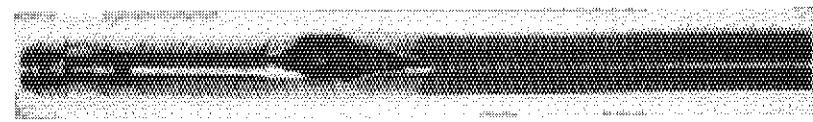
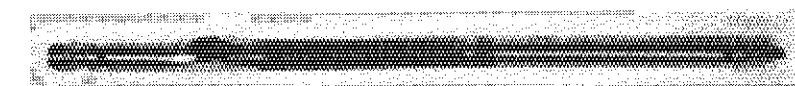


Fig.2.2.3 The test fuel rod after irradiation in Test 402-35
(99 vol% water logged, 203 cal/g.UO₂)

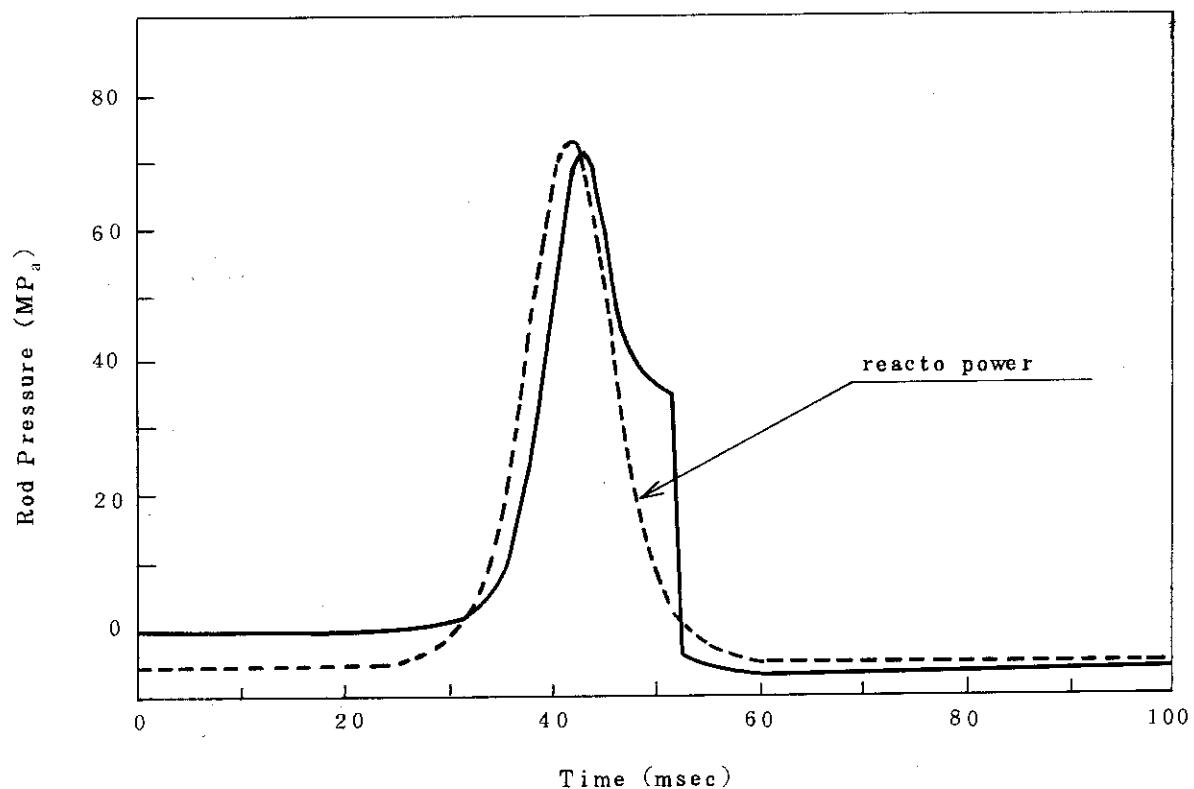


Fig. 2.2.4 Transient rod pressure in Test 402-35

2.3 その他の実験

2.3.1 破損伝播実験

(藤城俊夫, 小林晋昇, 丹沢貞光, 広瀬 誠)

(1) 概 要

破損伝播実験は、燃料の破損により破壊力が生じた場合に、隣接する燃料棒あるいは炉内構造物の破損をひき起すかどうか、あるいは、どの程度の影響を与えるかを調べるための実験である。破損に伴い破壊力が生じ、かつ燃料破損が局所的に先行して生じるため、浸水燃料の破損が破損伝播の上で最も問題となる。今期も、前期に引き続き浸水燃料1本の周囲にダミー燃料を配置し、中心燃料が低温バースト破壊した際の周辺燃料への影響を調べた。

なお、今期の実験は、前期の実験で中心燃料に高発熱量($256 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$)を与えたにもかかわらず、中心燃料は破損しただけでペレットは冷却水中に飛び出さず、破壊力および破損の伝播はほとんど見られなかったため、再確認のため、これと同一条件で照射を行ったものである。

(2) 実験方法

Fig. 2.3.1 に破損伝播実験における中心燃料および各種計測器の配置を示す。バンドルの形状は中心燃料の破損口に対面するダミー燃料の確率を大きくするため、中心燃料の周辺を6本のダミー燃料で囲む7本バンドルとした。中心燃料は、これまでの浸水燃料実験の結果より、大きな破壊力が得られかつ開口部が燃料の有効発熱部中央付近にあるとの理由から、満水の浸水燃料を使用した。周辺燃料は中心燃料と同材質のZry管を使用した。計装は、中心燃料の開口部が生ずる頻度の最も大きい位置に圧力計、歪ゲージおよび熱電対を取り付けた。

(3) 実験結果

$254 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量で照射を行った結果、中心燃料の内圧は最高 1050 kg/cm^2 まで上昇し、その後 900 kg/cm^2 まで下がった時点で破損したが、 UO_2 ペレットは約2個分が冷却水中に放出しただけで大半は被覆管内に残留していた。水塊は中心燃料の破損と同時に上昇を始めカブセル上端に達した。この時の最高上昇速度は 3.5 m/s であった。周囲に伝播した圧力は、カブセル底部で 47 kg/cm^2 、中心燃料の破損口近傍で約 25 kg/cm^2 が観測された。また周辺のダミー燃料に生じた動歪は、中心燃料の破損口に向い合ったダミー燃料の外側の軸方向で $3000 \mu\text{strain}$ 、反対側のダミー燃料の同位置で $1800 \mu\text{strain}$ であった。燃料の照射に伴う中心燃料近傍における冷却水温度の上昇は最高 68°C であった。

ダミー燃料の表面は、中心燃料が破損した際に広がった被覆管とダミー燃料が接触してできた傷および破損口から噴出した UO_2 ペレットとの衝突によって生じた打痕が見られたが、前期に行なった3回の実験と同様顕著な変形は見られなかった。

(4) 考 察

前期および今期で実施した計4回の実験により、以下のことが明らかになった。すなわち、

シュラウドなしの開放型バンドル体系において中心燃料に浸水燃料型の破損が生じても、周辺燃料が新しい場合には、周辺燃料の表面に噴出した UO_2 ベレット粒子による打痕や中心燃料が変形した際の接触による若干の酸化が生ずるだけでクラックの発生や顕著な残留変形は認められず、破損伝播の可能性は殆んど無いことが確認された。Table 2.3.1 に実験結果の一覧を、Fig. 2.3.2 に中心燃料の破損口付近の外観を示す。

また、Fig. 2.3.3, 4 に見られるように、周辺のダミー燃料に見られる過渡的な変形は、中心燃料破損時に発生する衝撃圧力によって発生するのではなく、破損口から噴出する高温高圧の蒸気の膨張、あるいは噴出した UO_2 ベレットと冷却水との接触によって生じた蒸気塊の膨張によると考えられる。

なお、今期までの結果は周辺をダミー燃料とした開放型バンドルの場合であり、今後は、周辺に実燃料を配置し、また、シュラウドを取りつける事により、中心の浸水燃料破損によってシュラウド内の冷却水が排除されるような条件下での熱・流力的影響、シュラウドその他の構造物に対する影響等を調べてゆく予定である。

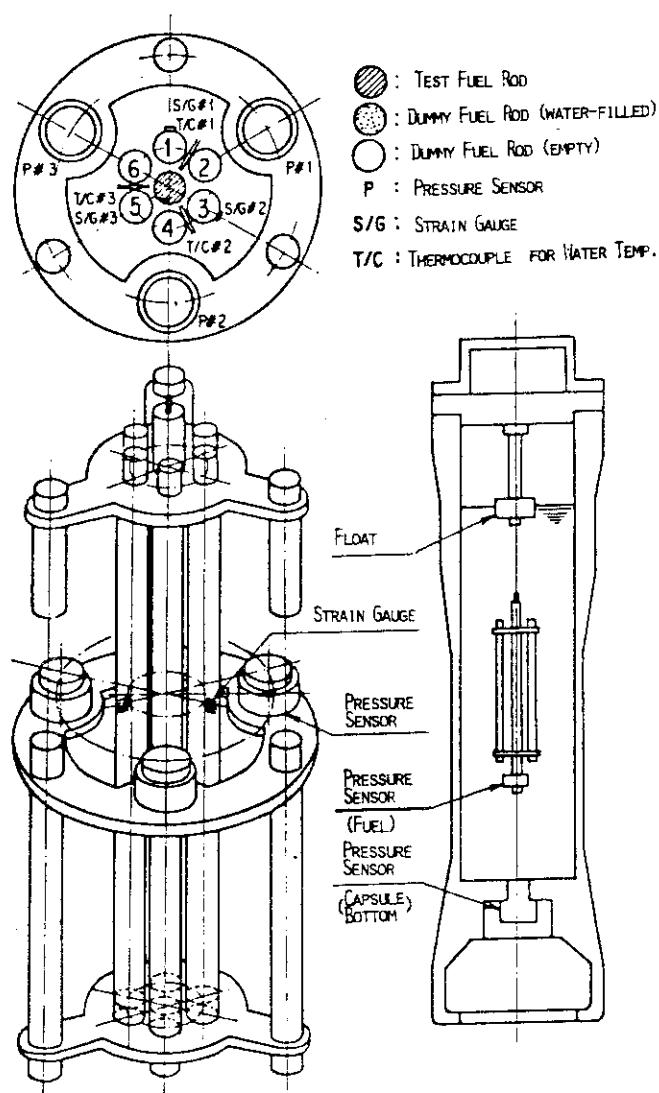
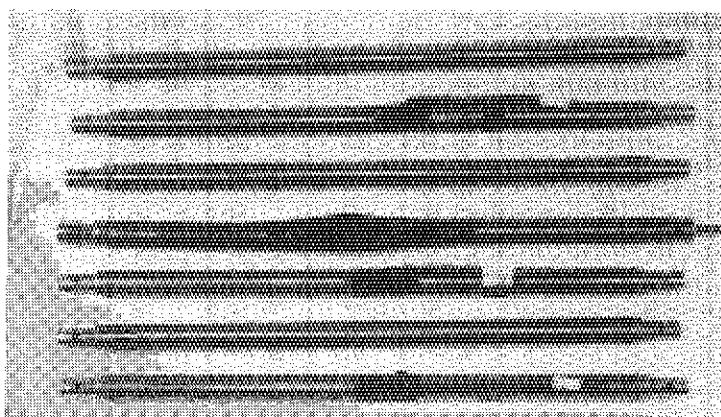


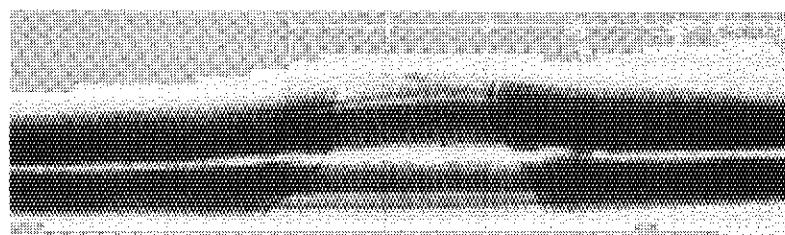
Fig. 2.3.1 Assembly of Fuel Rods and Measuring Instruments

Table 2.3.1 Summary of Failure Propagation Tests

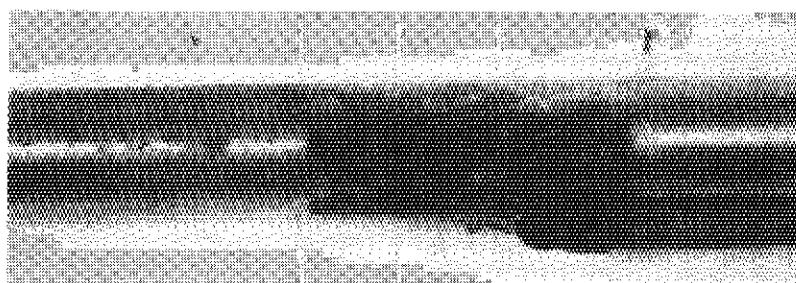
Test No.	Energy Deposition (cal/g·UO ₂)	Amount of Water Injected (g)	Maximum Fuel Internal Pressure (kg/cm ² g)	Maximum Capsule Internal Pressure (kg/cm ² g)	Maximum Pressure adjacent to Fuel (kg/cm ² g)	Maximum Strain of Dummy Rod (strain)	Water Column Velocity (m/s)	Coolant Temp. Rise (°C)	Remarks
330-1	154	3.06 (90%)	596	66	51	-	-	50	All pellets were ejected into the coolant.
330-2	151	2.82 (88%)	337	-	-	-	-	90	Fuel did not fail.
330-3	256	2.90 (85%)	576	39	33	2100	6.1	59	No pellet was ejected into the coolant.
330-4	254	3.02 (89%)	1044	47	26	3000	3.5	66	Two pellets were ejected into the coolant.



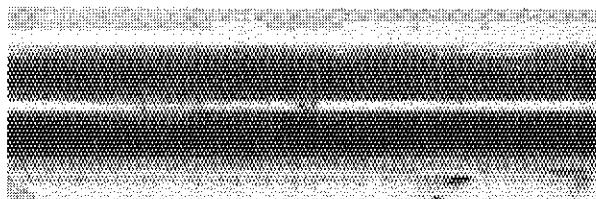
No. 1
No. 2
No. 3
Center fuel rod
No. 4
No. 5
No. 6



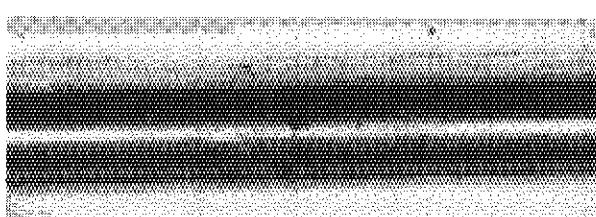
Center fuel rod



Pellet collision trace
on No. 5 dummy fuel rod



Contact marks of cladding



on No. 4 and 6 dummy fuel rods

Fig. 2.3.2 Appearance of a center fuel rod and dummy rods irradiated under the energy deposition of 256 cal/g UO₂ in Test No. 330 - 4 (Fuel failure propagation test)

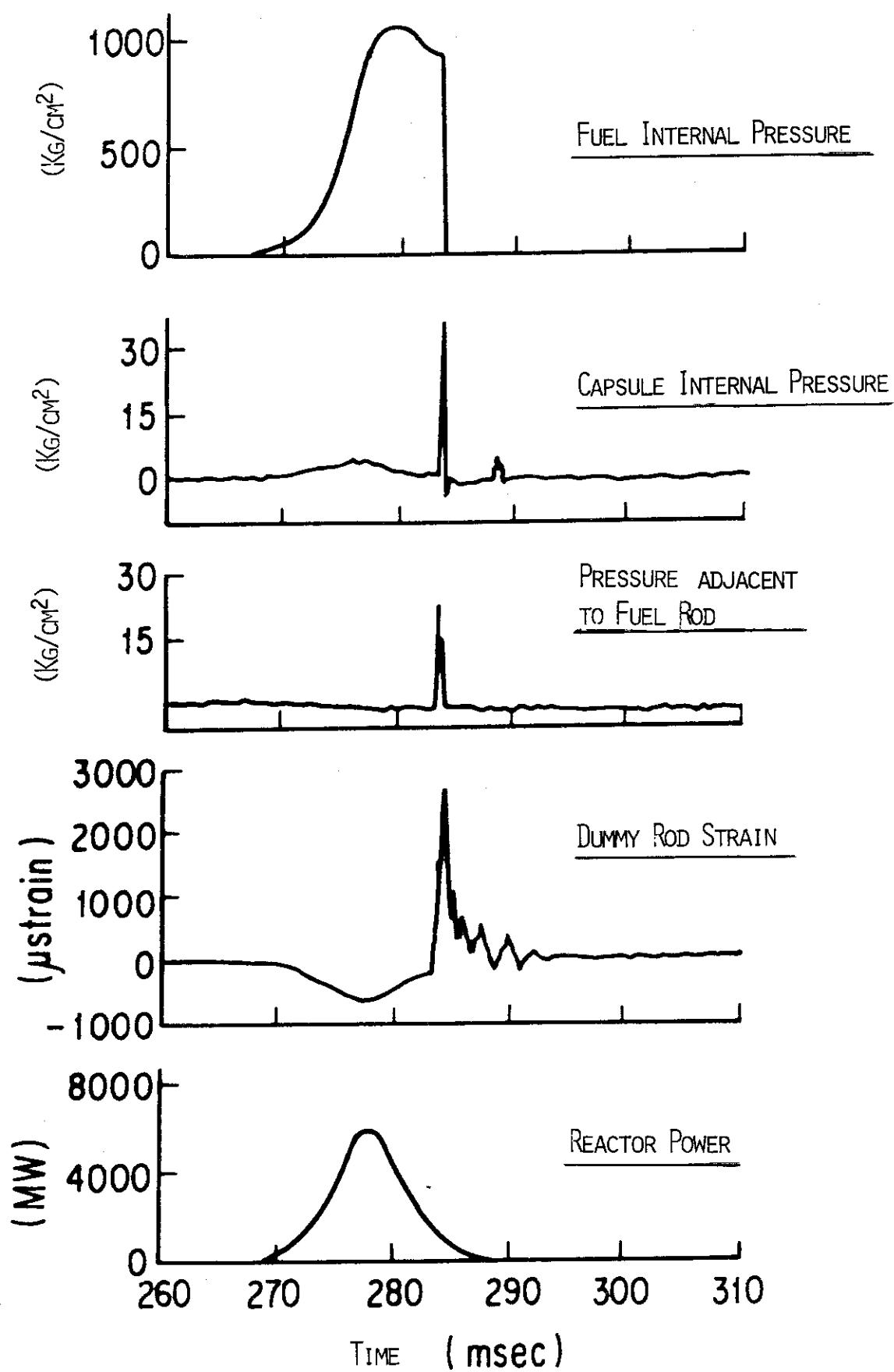


Fig. 2.3.3 Transient Behavior of Pressure and Strain (Test No.330-4)

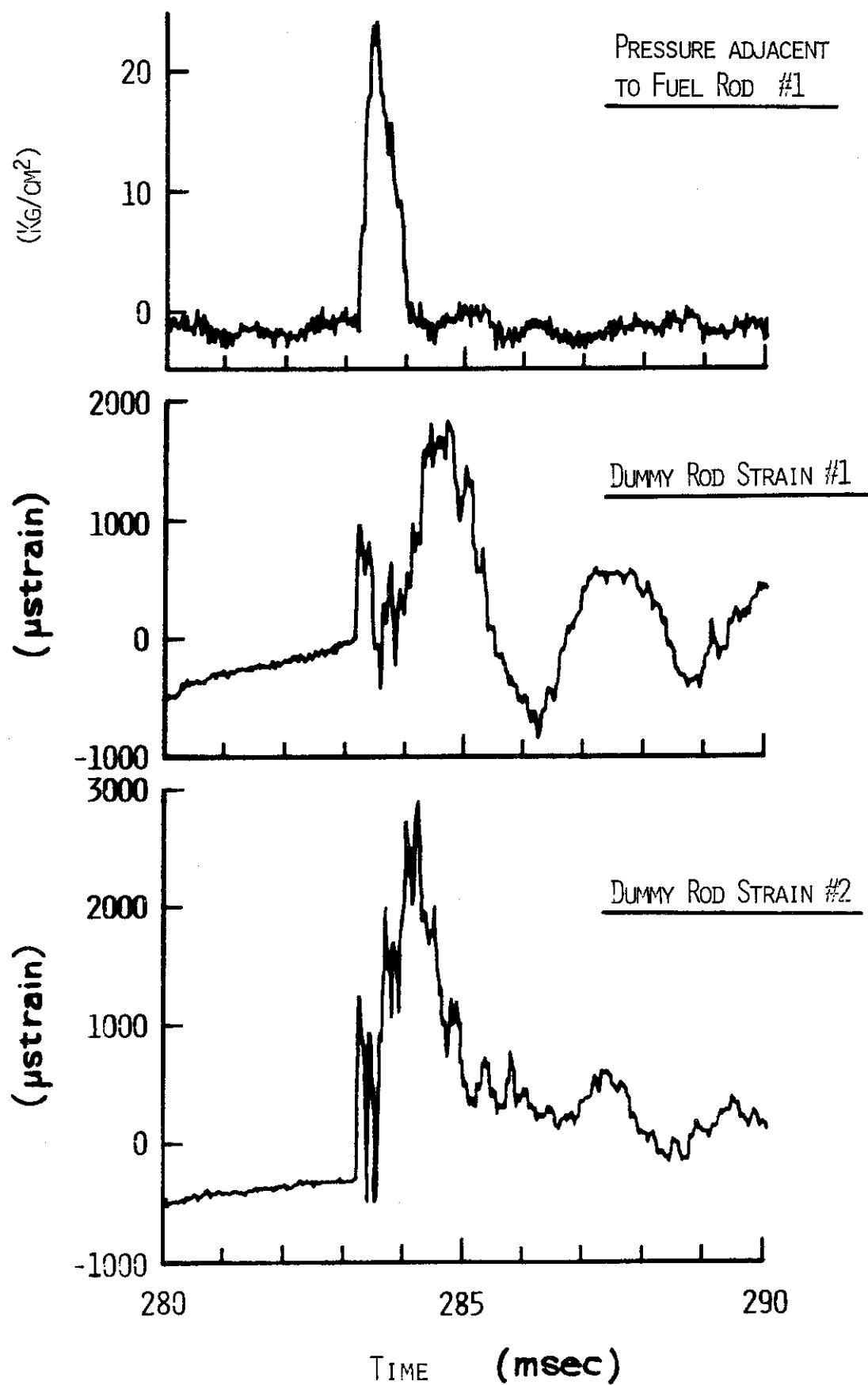


Fig. 2.3.4 Transient Behavior of Pressure and Strain (Test No.330-4)

3. 高温高圧カプセル実験

(小林晋昇, 豊川俊次, 星 蔦雄, 岩田耕司, 吉村富雄, 広瀬 誠)

3.1 まえがき

前期までに行った高温高圧カプセル実験により, 燃料の被覆管は, 外圧によりコプラスすることおよび初期温度からの被覆管表面温度の上昇値は, 高温高圧下の方が常温常圧下よりも低いことが明らかとなった。

今期は, BWR および PWR の条件下における破損しきい値を求めるために実験を行った。また, 温度計測用の熱電対素線に白金一白金ロジウムを用い, 高温高圧下における実験計装としての適合性を調べた。

3.2 実験結果および考察

Table 3.1 に今期までに実施した高温高圧カプセル実験の実験条件を示す。

今期実験の照射条件は, BWR 条件では発熱量約 190 cal/g. UO₂ (初期エンタルピー約 15 cal/g. UO₂ を含めると 205 cal/g. UO₂), PWR 条件では発熱量約 205 cal/g. UO₂ (初期エンタルピー約 20 cal/g. UO₂ を含めると 225 cal/g. UO₂) で照射した。冷却水のサブクール度は, BNR 条件では 10 °C, PWR 条件では 40 °C であった。

(1) 照射後燃料の外観

今期の BWR および PWR 条件で試験した燃料はいずれも破損しなかった。

Fig. 3.1 に照射後燃料棒の外観を示す。BWR 条件下での発熱量約 205 cal/g. UO₂ で照射した照射後燃料の被覆管は, 有効発熱部で表面が黒色に酸化し, ベレットのチャンファ部に相当する位置に浅いコラブスマートが生じていた。また, 発熱部上端近傍には, 直径で約 0.35 mm のふし状のふくらみが生じ, このふくらみ部で燃料棒は曲がっていた。燃料棒の全長は, 照射よりも 1.6 mm 短くなっていた。

PWR 条件下で発熱量約 225 cal/g. UO₂ で照射した照射後燃料被覆管は, 有効発熱部で表面が黒色に酸化し, ベレットのチャンファ部に相当する位置に深いコラブスマートが確認された。発熱部上端近傍には, 直径で約 2.3 mm にも達する大きなふし状のふくらみが生じていた。また, 燃料棒の全長は, 照射前よりも 6.1 mm 短くなっていた。

これまでの BWR および PWR のいずれの条件でも燃料棒の発熱部上端に生じた被覆管のふくらみは, 高温となった被覆管が, 高い外圧により燃料棒の軸方向に働く圧縮荷重 (BWR 条件: 約 6.5 kg, PWR 条件: 約 14.4 kg) によって座屈したために生じたものと考えられる。すなわち, 外圧の高い PWR 条件の方がふくれが大きく, また燃料棒の全長も PWR 条件の方が短かくなったのは, この原因によるものと推定される。

(2) 被覆管変形量

Fig. 3.2 に照射後燃料プロフィロメータによる外径寸法の測定結果を示す。

図に示されるように、コラプスの程度は、ペレットのチャンファ部では外圧の高いPWR条件の方が大きい。しかし、被覆管の内側にペレットのある部分では、BWRおよびPWRのいずれの条件でも同程度であった。この部分での被覆管の外径は、いずれも初期寸法よりも直径で約0.1mm小さくなっていることから、初期のペレットと被覆管のギャップは、コラプスによってほとんどなくなっていると言える。

(3) 燃料被覆管表面温度

Fig. 3.3, 3.4は、今期白金-白金ロジウム熱電対素線を用いて計測された被覆管表面温度挙動を、これまでの常温常圧の大気圧カプセル実験結果と比較して示した図である。

これらの結果からみると、前報で述べた通り、被覆管温度の上昇は、BWRおよびPWR条件いずれにおいても大気圧カプセル実験の場合よりも低い結果となっており、冷却材への伝熱特性が良くなっていることが再確認された。

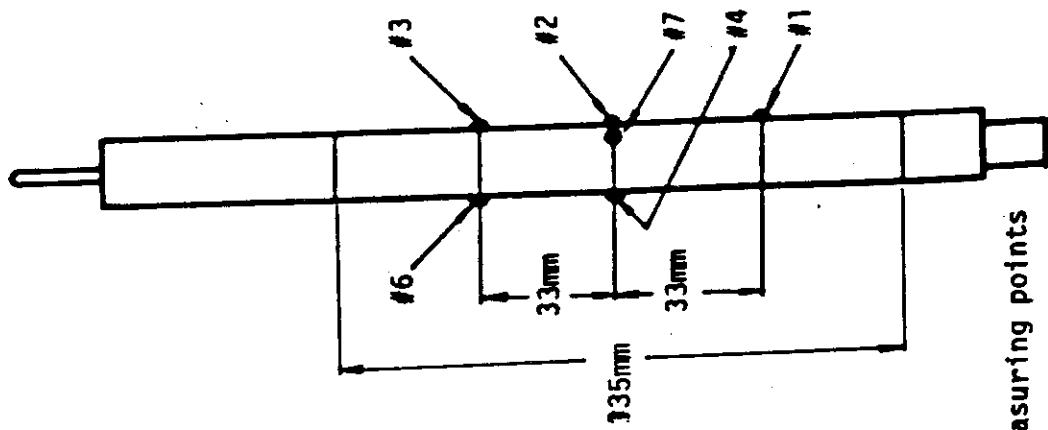
上記の通り、白金-白金ロジウム熱電対素線を用いることにより、これまでNSRRの常温常圧の大気圧カプセル実験で使用中の熱電対と同じものを高温高圧カプセルでも使用でき、高い領域までの温度測定が可能であることが確認された。

Table 3.1 Summary of High Pressure Capsule Test

Test No.	1111-1	1111-2	1111-3	1111-4	1111-5	1111-6
Temperature (°C)	276	276	276	276	305	305
Pressure (Kg/cm ²)	70	70	72	72	145	160
Energy Deposition** (cal/g.UO ₂)	-	110	192	205	180	225
#1	-	-	-	1460	-	1530
#2	-	279*	failed	1400	1190	>1300
#3	-	285*	850*	1390	1200	failed
#4	-	290*	1240	1400	1200	>1350
#5	-	-	700	-	1200	-
* sheathed					640*	-
#7	-	-	-	-	C/A	Pt
Thermocouple used	-	C/A	C/A	Pt	C/A	Pt

** Values include initial enthalpies of 15cal/g·UO₂(BWR) or 20cal/g·UO₂(PWR).

Measuring points



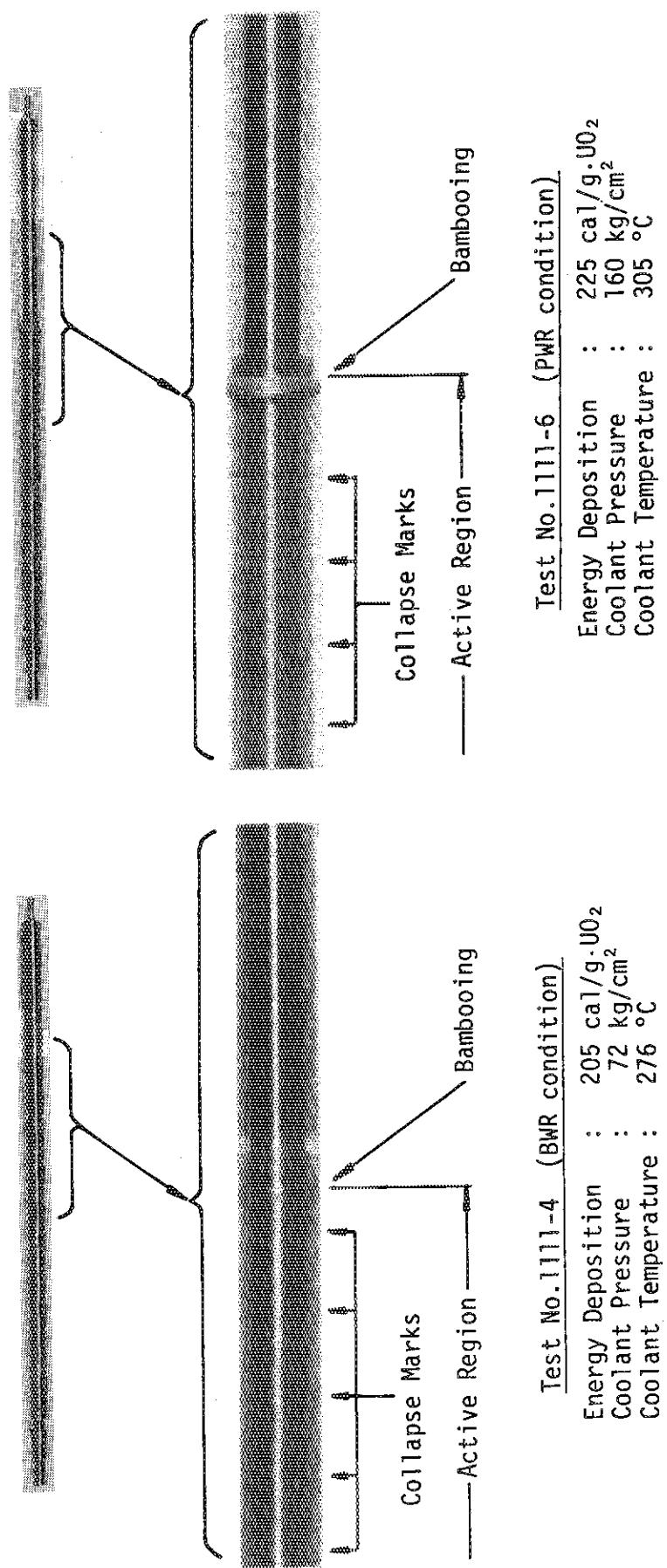


Fig. 3.1 Photographs of Post-Irradiation Fuel Rods in Test No.1111-4 and 1111-6

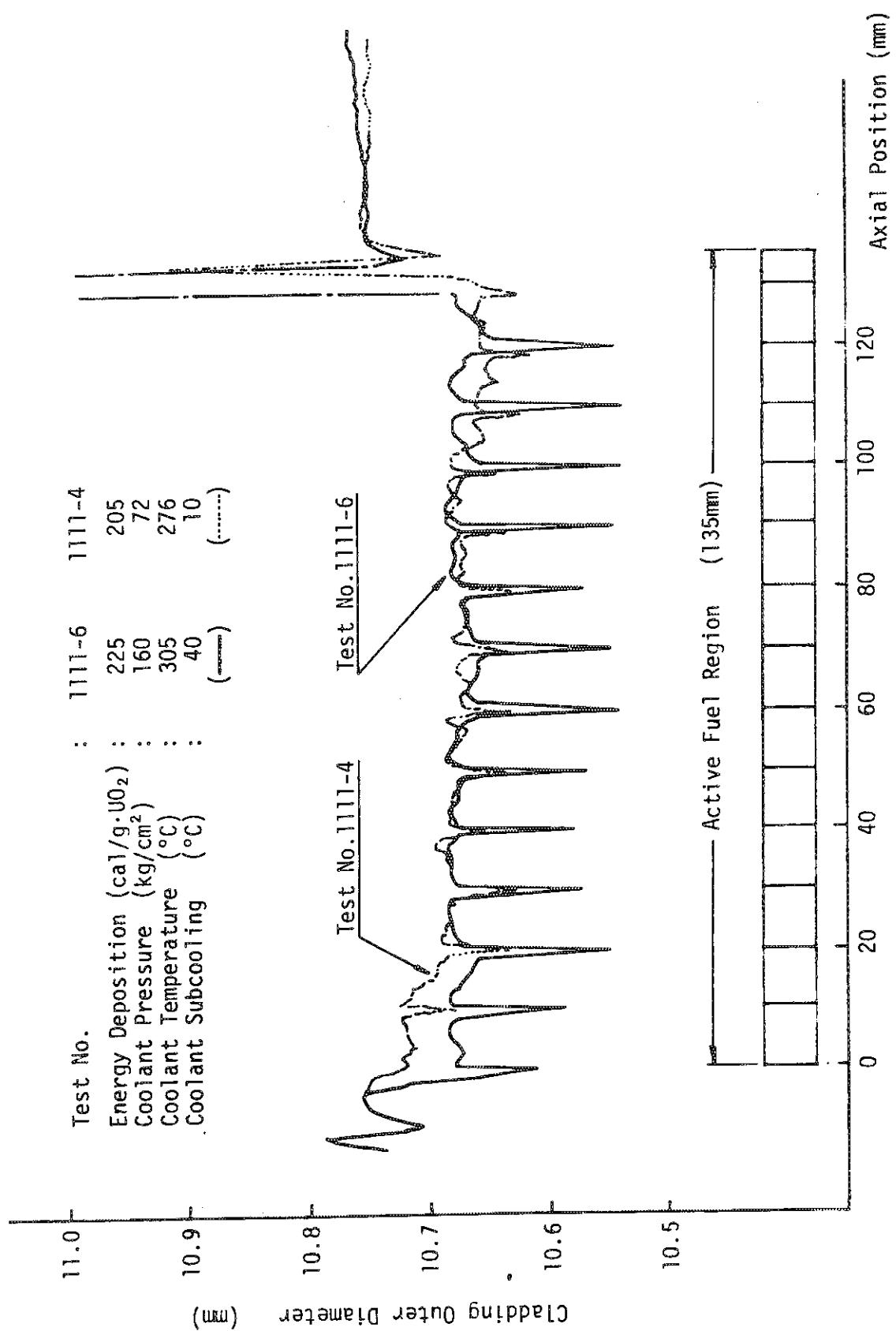


Fig. 3.2 Comparison of Profile between Test No. 1111-6 and 1111-4

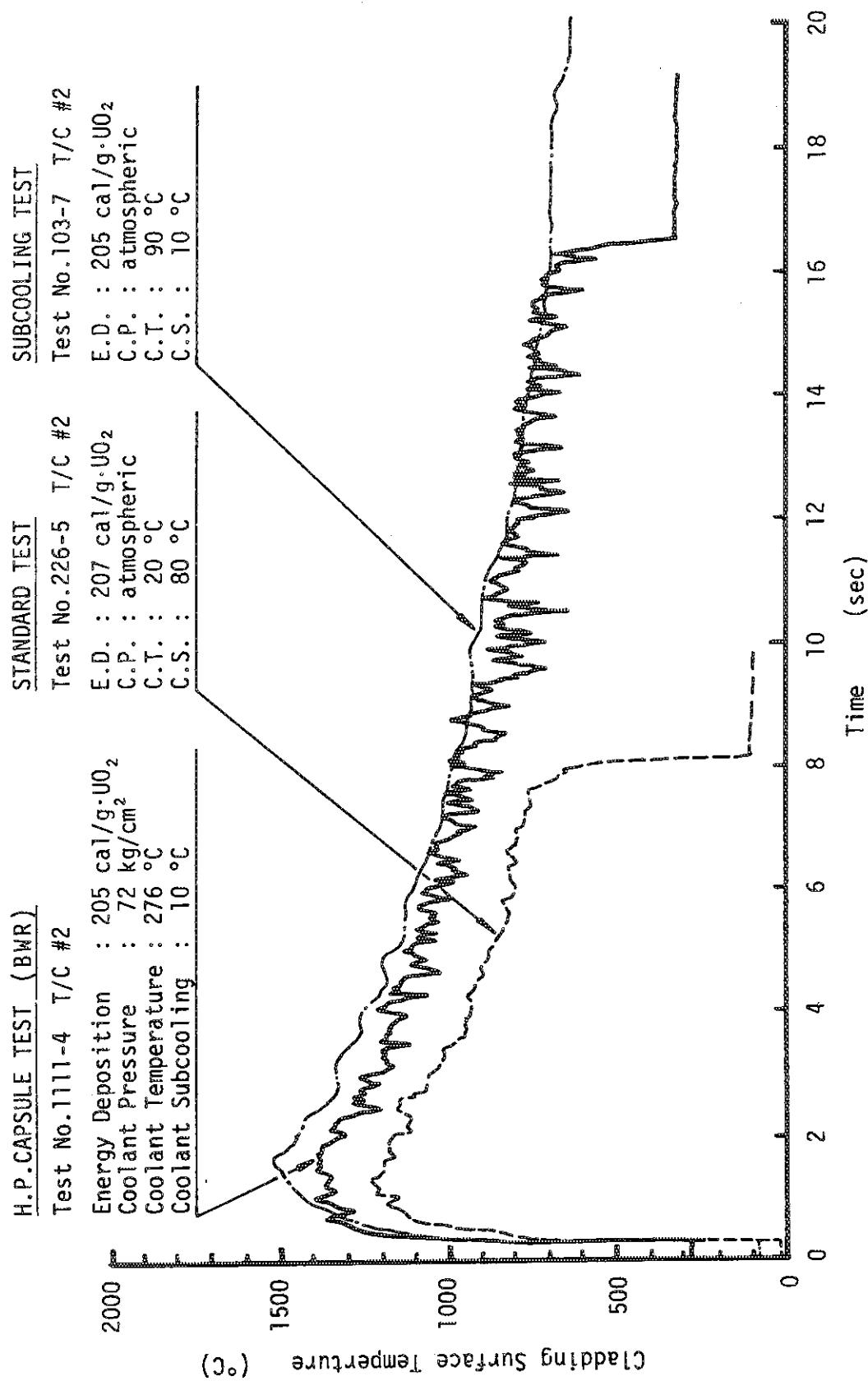


Fig. 3.3 Comparison of Transient Histories of Cladding Surface Temperature among H.P.Capsule Test, Standard Test and Subcooling Test

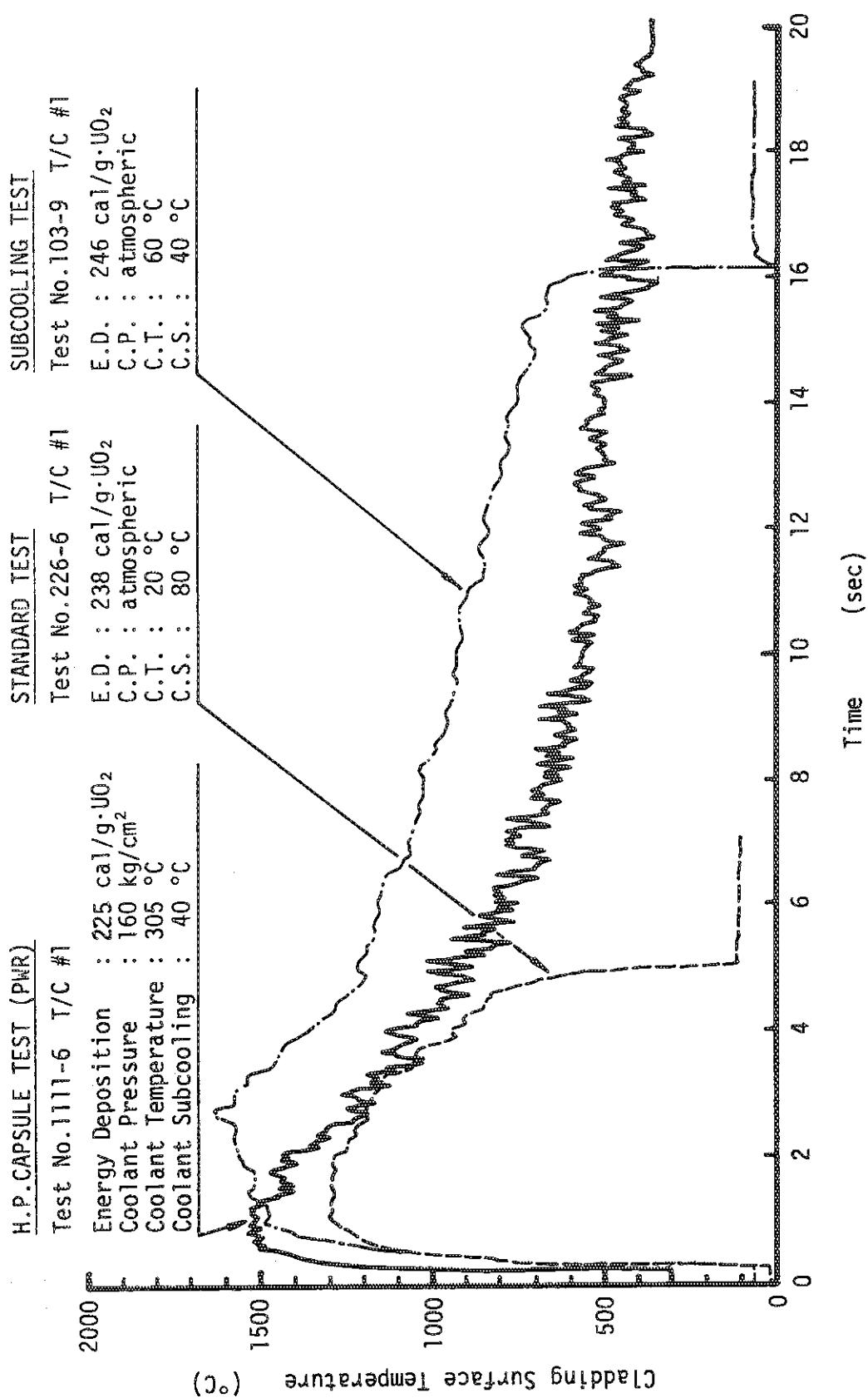


Fig. 3.4 Comparison of Transient Histories of Cladding Surface Temperature among H.P.Capsule Test, Standard Test and Subcooling Test

4. 水ループ試験

(岩田耕司, 菊地孝行, 藤城俊夫, 小林晋昇, 丹沢貞光, 広瀬 誠)

(1) 概要

前期において水ループの特性試験を終え, 今期から燃料照射実験を開始した。実験は合計3回行い, 燃料発熱量, 冷却材流速および冷却材温度を変化させ, 強制対流条件下の燃料被覆管温度挙動について調べた。

(2) 実験方法

Fig. 4.1に示すように, 10%濃縮燃料棒を中心としてダミー燃料棒4本を周辺に配置する体系で実験を行った。Test №2111-2では, DNB発生に対する冷却材流速の影響を調べるために, 冷却材圧力, 温度を1.1 MPa, 100°Cとし, 同一燃料棒で, 冷却材流速を約6 m/s, 4 m/sおよび3 m/sと変えて, 各流速において発熱量約170 cal/g·UO₂を与えて3回のパルス照射を行った。Test №2111-3および2111-4では, DNB後の燃料温度に及ぼす冷却材圧力および流速を同一とし, サブクーランク一度を83°C (Test №2111-3)および35°C (Test №2111-4)として燃料照射を行い, 両者を比較した。

Table 4.1に各実験の照射条件を示す。

(3) 実験結果および考察

(1) 冷却材流速と被覆管温度挙動

Fig. 4.2に各流速で照射した時の被覆管表面温度の履歴を示す。流速が5.7 m/sの場合, 被覆管温度は膜沸騰領域に到達せず, 最高温度約200°Cに達した後徐々に降下している。流速3.8 m/sとすると, DNB発生を示す温度挙動が観察される。すなわちパルス照射後, 被覆管温度は核沸騰領域を超える膜沸騰領域温度に達しているのが見られる。しかし, 膜沸騰継続時間は非常に短く, また, クエンチ現象も明瞭でなく安定した膜沸騰は生じていない。流速を2.9 m/sとした場合にも, DNB発生を示す温度挙動が見られる。Fig. 4.3は被覆管表面最高温度と流速の関係を示すものであるが, これから流速が低い場合には計測位置による温度の相違が大きいことがわかる。流速5.7 m/sの場合, 全計測点で約200°Cを示し, 温度の場所による相違は見られないが, 3.8 m/sの場合には, T/C#1.2においてDNB点を超える300~500°Cに達している一方, T/C#3.4では5.7 m/sの場合と同じ程度の温度を示している。流速を2.9 m/sとした場合には, T/C#1.2.3における温度は前二者の場合と同じ様に約200°Cであるが, T/C#4で500°Cに近い温度を示している。この様な温度の相違が見られたのは, DNB発生が部分的であり, 場所によってDNBが生じたり生じなかつたりしたためである。したがって, 3~4 m/sの流速は DNBを生じさせる限界的な流速であったつて考えられる。なお, 大気圧自燃対流条件下では, DNBは140 cal/g·UO₂以上の発熱量で発生し, Fig. 4.4

に示すように 164 cal/g. UO_2 の発熱条件では被覆管表面温度は 1000°C に達しており、冷却材流速の効果が大きいことがわかる。

(II) 冷却材サブクール度と被覆管温度挙動

Test No. 2111-3, 4において冷却材サブクール度の燃料温度挙動に与える効果を調べるために、発熱量約 260 cal/g. UO_2 、冷却材圧力 1.1 MPa の条件で、冷却材温度をそれぞれ 100°C (サブクール度 83°C)、 148°C (サブクール度 35°C) として照射実験を行った。被覆管温度挙動を比較すると、Fig. 4.5 に示すように、最高温度および膜沸騰継続時間に顕著な差が見られる。最高温度に着目すると、Fig. 4.4 に示すようにサブクール度が 83°C に対して $500\sim800^\circ\text{C}$ 、サブクール度 35°C に対して $1100\sim1200^\circ\text{C}$ と $400\sim700^\circ\text{C}$ の相違がある。一方、大気圧自然対流条件下では、同じ発熱量を与えた場合、サブクール度 75°C 、 40°C に対して被覆管最高温度はそれぞれ 1000°C および 1200°C 程度でその差はたかだか 100°C である。従って 4 m/s の強制対流条件下ではサブクール度の効果は顕著となっている。

上記のように、今回の実験のような強い強制対流条件下では、冷却材への熱伝達が非常に良いために、自然対流条件下さらに弱い強制対流条件（小型ポンプによる流速 $0.3\sim1.8 \text{ m/s}$ の条件）下に比べて被覆管温度は低くなり、したがって燃料の破損しきい値は上るものと推測される。

* 前報で、燃料の発熱量は、圧力 1.1 MPa 、温度 100°C の冷却材条件下において $4.53 \text{ cal/g. UO}_2/\text{MW}\cdot\text{s}$ と報告したが、その後行った化学分析法による発熱量測定の結果、 4.81 cal/g. UO_2 であることが明かとなった。今後は、後者の値を採用する。

Table 4.1 Test Condition

Test No.	Test Rod	Energy Deposition (cal/g UO)	Initial Coolant Condition			Objectives
			Temperature (°C)	Pressure (MPa)	Flow velocity (m/s)	
2111-2-1 - 2 - 3	10%E Single Rod	174	100 (183)	1.1	5.7	Effect of coolant velocity on DNB occurrence
					3.8	
					2.9.	
2111-3	10%E Single Rod	257	100 (183)	1.1	4	Effect of coolant sub-cooling on fuel temperature
2111-4	10%E Single Rod	257	148 (183)	1.1	4	

() shows saturation temperature at 1.1 MPa

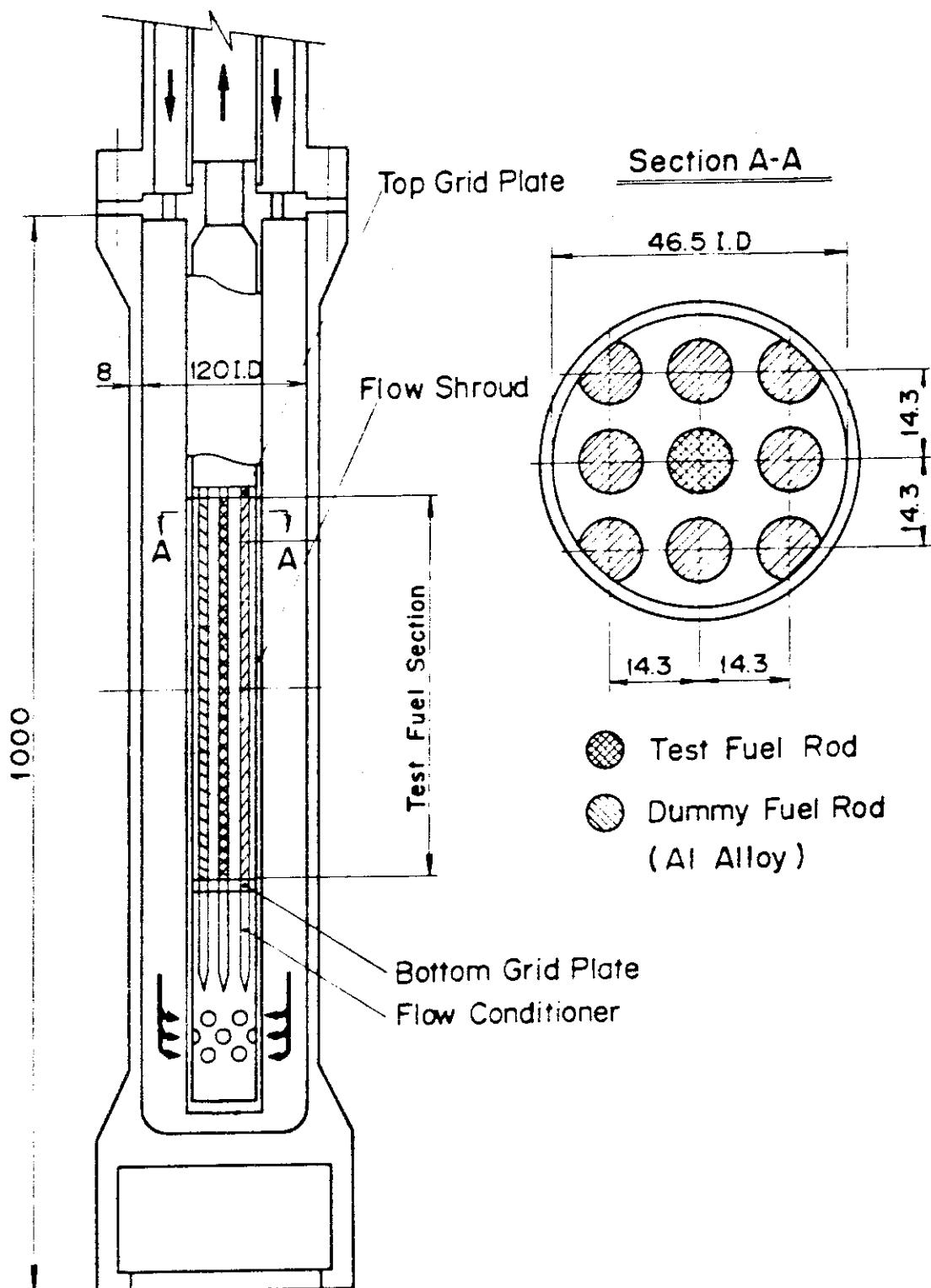


Fig. 4.1 Test Section

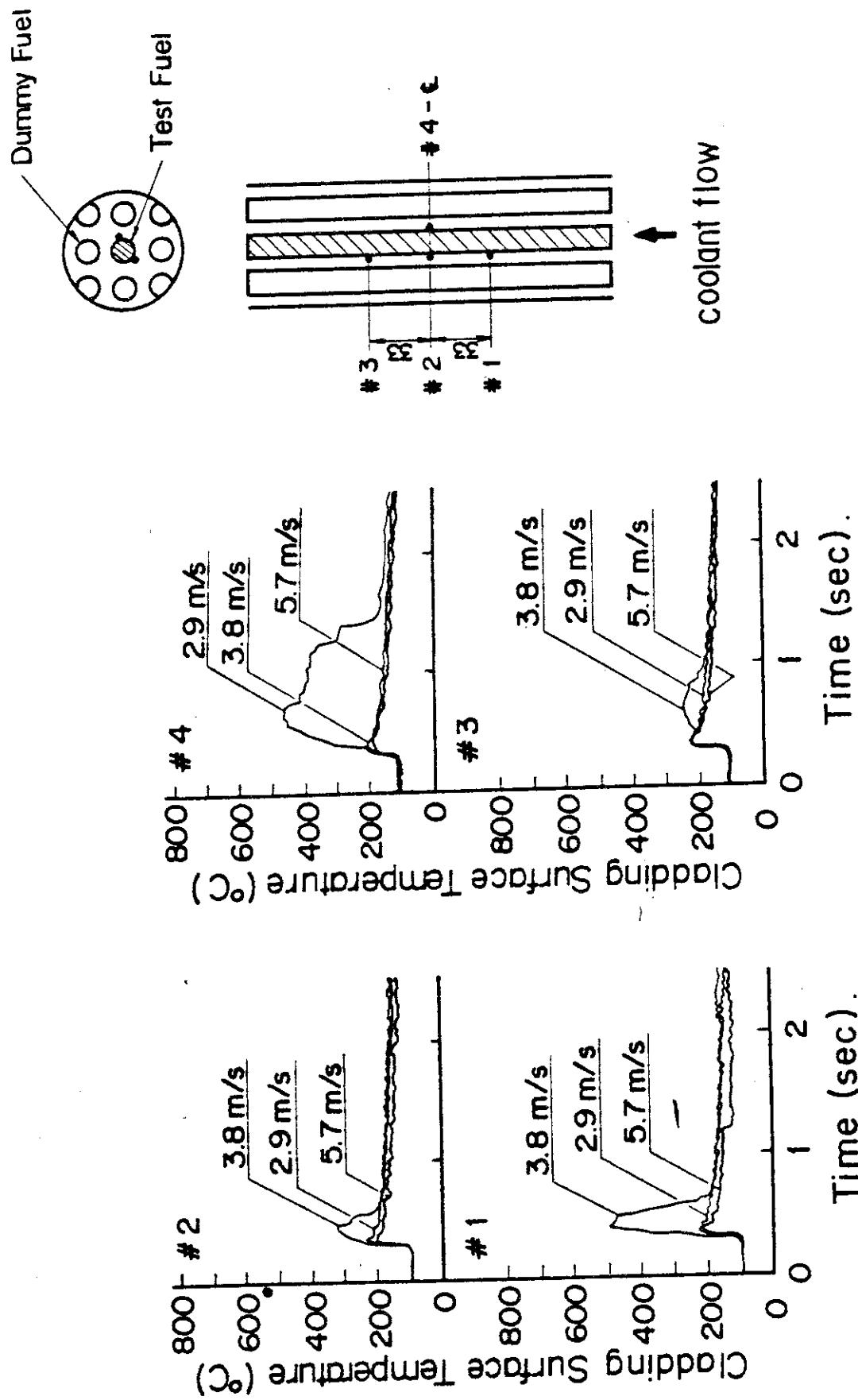


Fig. 4.2 Transient Histories of Cladding Surface Temperature for Various Coolant Velocity at 100°C, 11 atm and 174 cal/g·UO₂

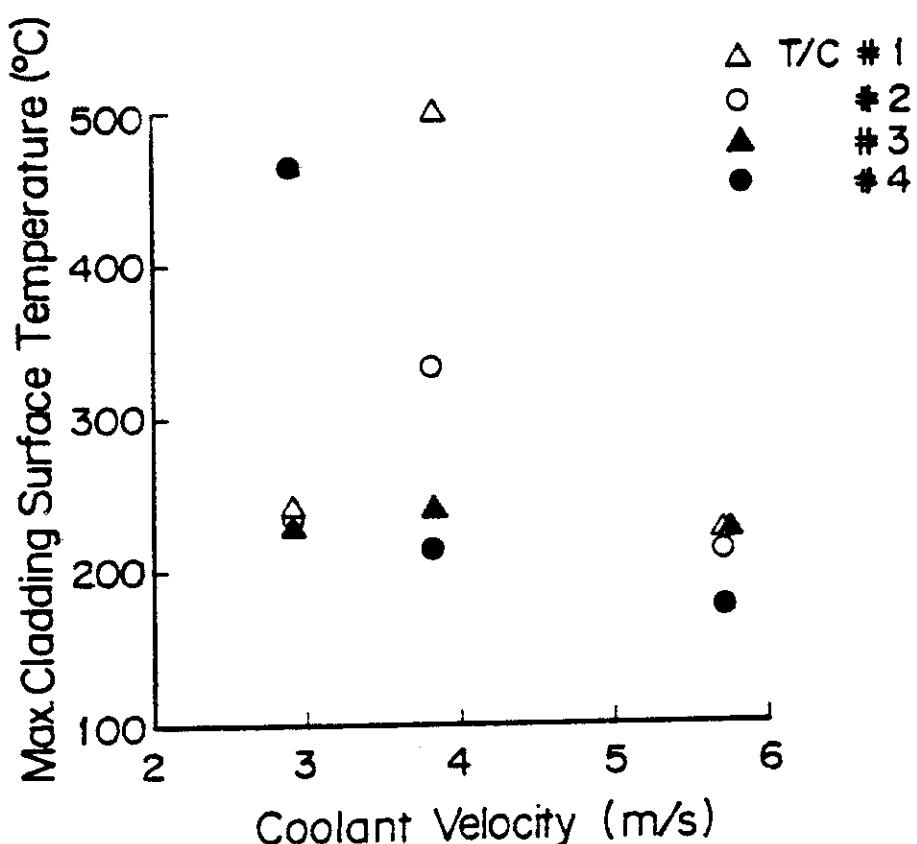


Fig. 4.3 Effect of coolant velocity on maximum cladding surface temperature at 100°C, 11 atm and 174 cal/g·UO₂

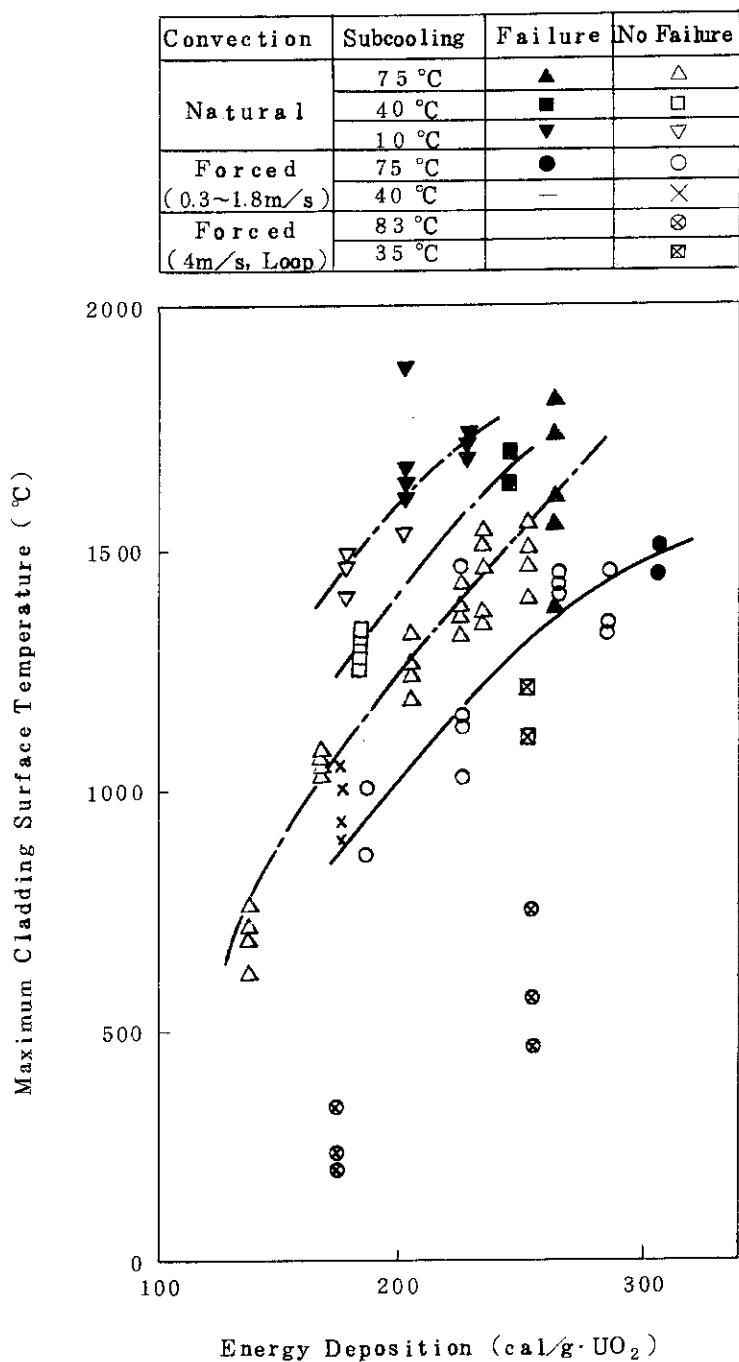


Fig. 4.4 Maximum cladding surface temperatures measured during standard and cooling environment variation tests as a function of energy deposition

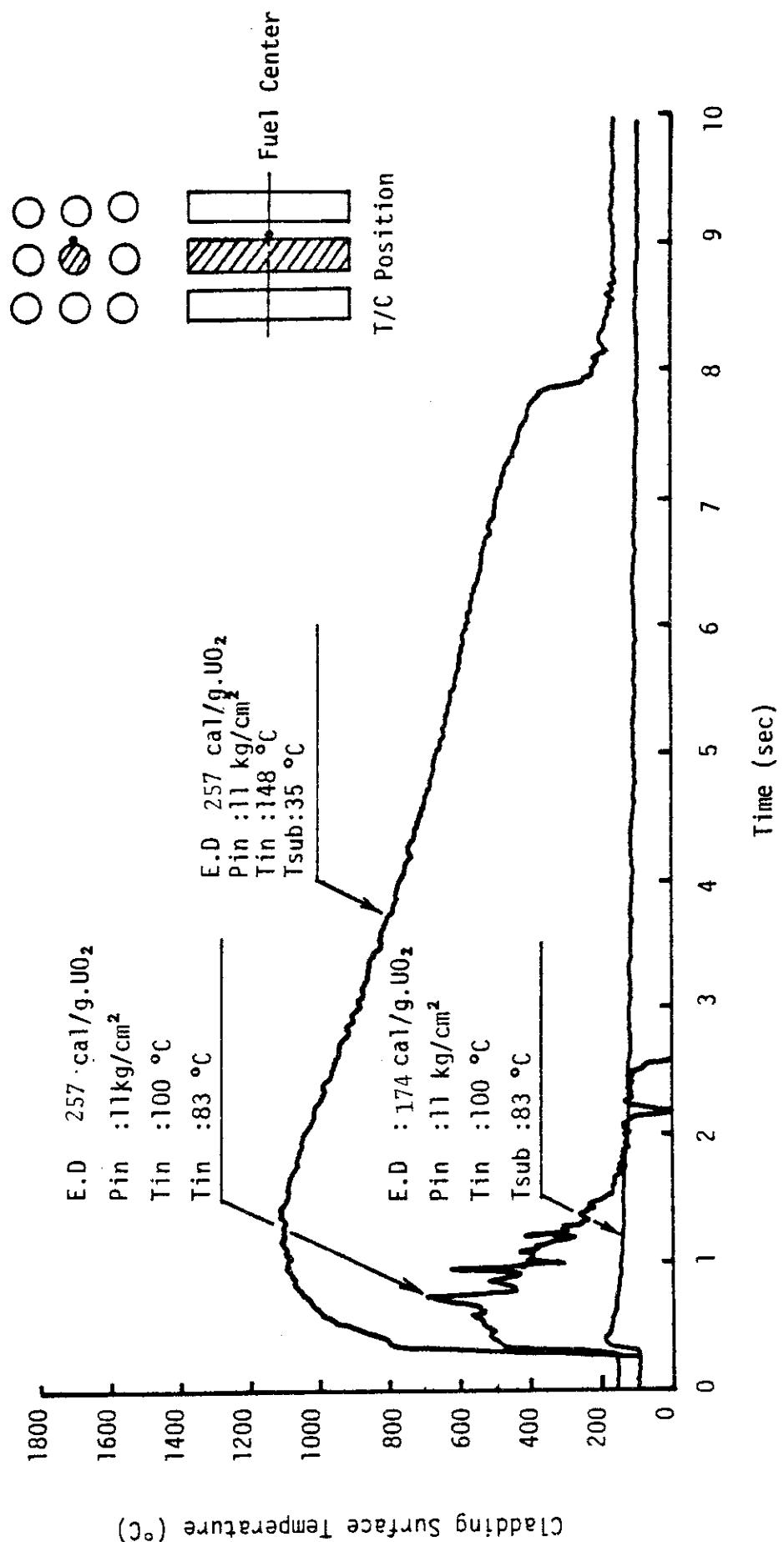


Fig. 4.5 Cladding Surface Temperature Histories at Coolant Velocity of 4 m/s

5. 反応度事故に伴う破壊エネルギー評価法の検討

(床井博見, 星 薫雄, 岩田耕司)

(1) はじめに

N S R R における高発熱量実験や浸水燃料実験では, 燃料破損時に照射カプセル内に衝撃的な圧力や水撃力等の破壊力発生が観測されている。これら破壊力の発生原因は燃料と冷却水の相互作用による蒸気の発生ならびに燃料破壊に伴う内圧の解放によると考えられているが, 破壊力を評価する手掛りとなるカプセル内の水塊の飛上り挙動については充分な解明がなされていない。そこで照射カプセル内の挙動を明らかにするために透明カプセルを用いた炉外での可視実験を行い, 破壊エネルギーの評価法を検討した。

(2) 可視実験方法

可視実験に用いたカプセルは Fig. 5.1 に示すとく内径 120mm のアクリル製で形状は炉内実験と同一とした。燃料破損時の破壊力の発生の模擬は側壁にラブチャディスクを設け, カプセル内の水中に圧縮ガスを瞬時に注入して行った。カプセル内の水塊の挙動は高速カメラで観測し, 同時にカプセルの圧力とカプセル歪を測定した。カプセル内の計装はすべて炉内実験と同種の計測器を用いた。実験に使用した圧縮ガス圧は 0.3 MPa ~ 0.9 MPa で体積は 90 cm³である。

(3) 可視実験結果と考察

(i) カプセル内挙動

ガス圧 0.9 MPa, ガス容積 90 cm³ の条件でラブチャを破裂させた時のカプセル内の様子を Fig. 5.2 に示す。圧縮ガスが瞬時に解放された時点では写真①でわかるように水面の変化はない。しかし, ガスが水中に放出されるとガスは気泡状となり膨張し, ガスの膨張に伴ない気泡より上部の水塊がピストン状に押し上げられる。本実験では 26 ms 後に水塊は最上位に達した。(写真②)。浮子の挙動についてみると, この時点まで浮子は水位にほぼ追随していることが判る。水塊が最上位まで達すると逆に下降を始め, 気泡は再び収縮に転じ 48 ms 後には写真③に示すとく最小となる。この時点では浮子はすでに水位に追随していない。以後も同様に気泡の膨張と収縮は繰返され, 5 ~ 6 回の水塊の振動が観測された。時間の経過に伴う気泡の挙動についてみると, 気泡は浮力を受け小気泡を合体しながら上昇し大気泡(写真⑦)となり, ほぼ 900 ms 後に水面へと達し, 過渡現象を終結した。

高速度写真と同時に測定されたカプセル内の計装結果を Fig. 5.3 に示す。カプセル内圧力についてみると, この図に示されるように, 圧縮ガスが瞬時に開放されると水中に衝撃的な圧力が発生し, この圧力に引き続き数 ms 間隔の多数の圧力ピークが観測される。このような数 ms のくり返し生じる圧力は炉内実験でも観測されているものである。一方, カプセル水の

挙動をみると、水中に放出されたガスが膨張するに従い水位が上昇し、上部カバーガス圧の信号は上昇しガバーガスが圧縮されることを示している。カバーガス圧がピークに達するとガバーガスは逆に膨張に転じ、これと共に水位は低下し、注入された気泡は収縮する。従って、水中圧は上昇しピーク圧に達する。この時点は気泡が最も収縮した時である。以後も水面の上昇及び下降に伴なって気泡及びカバーガスの膨張と収縮が繰返され、これに伴って水中及びガバーガス圧は振動する。この繰返しは5～6回観測されての周期は4.6msであった。水塊の上下振動によって発生する水中の圧力ピークは摩擦による水塊の運動エネルギーの消失により時間と共に減衰する。なおカブセル歪は水中圧のピーク時とほぼ同期してピーク値を示している。

(ii) 廉内実験との対応

炉外実験の結果を上述したがここでは廉内実験の結果と比較検討してみる。廉内実験の一例として、破壊エネルギーの発生を伴なう加圧燃料実験の結果をFig. 5.4に示す。図は燃料ピンの内圧を3 MPaに加圧し、付図Fig. B. 1に示した標準水カブセル内に装填し、反応度3.23ドルでパルス照射したものである。パルス照射に引き続き被覆管表面温度が上昇し、パルス照射から8.0ms後にカブセル内の水中（カブセル底部）に衝撃的な圧力が観測された。この圧力波と同時に浮子が上昇し始め浮子が最高位置に達する頃、水圧力は一旦低下するが浮子の下降に伴ない水中圧が再び上昇した。以後浮子の信号は定かではないが、水中圧はほぼ30msの周期で5～6回振動した。初めの圧力パルスに続き1ms以下の時間間隔で多数のピークが観測されている。

以上のごとく廉内実験は炉外可視実験と定性的に良い一致をみた。しかし水中圧に着目しさらに詳細に比較すると廉内実験では次の3点が炉外実験と相違する。

第1に破壊と同時に生じる第一の圧力波の大きさ、第2に第1の圧力波に続いて生じる短周期の初期圧力群の周期、第3に水塊の運動により生じる後期圧力群の振動周期である。

この原因について考えると、第一点の初めの圧力波の大きさは燃料ピンの内圧と破損孔の大きさに依存していると考えられる。第二点の初期圧力群は第一次圧力波のカブセル内での反射波である。従って、この圧力波の伝播速度について検討すると、炉外実験ではカブセルがアクリル製、廉内実験ではステンレス製であるために、カブセルの弾性を考慮すると伝播速度が後者の $\frac{1}{3}$ 以下に落ちることから、炉外実験ではくり返しの周期が長くなつたものと考えられる。第3点については炉外実験で確認されたように水塊のピストン運動によるものであり、次節にピストンモデルによる検討結果を述べる。

(iii) ピストンモデルによる解析

可視実験の結果からカブセル内の水塊がピストン状に上下振動していることが明らかとなつたので、この挙動を一次元モデル化し、解析してみる。Fig. 5.5に示したごとく質量Mの水塊がガス圧 P_1 の圧縮ガスでピストン状に押し上げられる場合を考えると、運動方程式は、

$$\frac{d^2 x}{dt^2} = -g + \frac{gA}{M} P_1 - \frac{gA}{M} P_2 - \frac{r}{M} \frac{dx}{dt} \quad (1)$$

と表わせる。ここで A はカプセルの断面積, P_2 はカバーガス圧, r は抵抗係数, x は水塊の変位, t は時間を示す。炉外実験の条件で(1)式を解いた結果を Fig. 5.6 に示す。解析結果は炉外実験結果と良く一致しており、水塊挙動をピストンモデルで説明できることがわかった。

(4) 破壊エネルギー評価

炉内での燃料破壊実験で放出される核分裂による熱エネルギーは、燃料破損と共に機械エネルギーに転換され、これが反応度事故では一般に破壊エネルギーと呼ばれているものである。機械エネルギーの形態としては、カプセル内の挙動から他の 4つが考えられる。(1)水塊の運動エネルギー, (2)カバーガスの圧縮エネルギー, (3)水塊の位置エネルギー, (4)カプセルの歪エネルギーの 4つである。しかし、(3), (4)の全機械エネルギーを占める割合は数%以下であり無視しうる。そこで前者 2項の機械エネルギーを評価することになった。

水塊の運動エネルギー E_K は

$$E_K = \frac{1}{2} M V^2$$

と表せ、 M は飛び上り水塊の質量, v はその上昇速度がある。ガバーガスの圧縮エネルギー E_c は等エントロピーを仮定すれば、

$$\begin{aligned} E_c &= \int_{V_0}^V P dV \\ &= \frac{1}{r-1} (P_0 V_0 - P V) \end{aligned} \quad (2)$$

ここで $P = P_0 \left(\frac{V_0}{V}\right)^r$ と表わせ、 r は比熱比、 P_0 と V_0 , P と V はそれぞれ圧縮前と圧縮後のカバーガス圧力と体積を示す。

なお、炉外実験で測定された機械的エネルギーを Fig. 5.7 に示す。ラブチャ内の圧縮ガス圧の増加に伴ない機械エネルギーが増加することがわかる。

以上から機械エネルギー E_m は $E_K + E_c$ となり、熱エネルギーから機械エネルギーへの転換率 η は次式で表わせる。

$$\eta = \frac{E_m}{E_t}$$

ここで E_t は燃料に与えられた熱エネルギーである。

(5) まとめ

以上の結果から N S R R 実験では、

- (1) カプセル内水塊挙動はピストンモデルで説明できる。
- (2) 機械エネルギーは水位に追随する浮子信号をもとにピストンモデルに従い評価できる。ことが明らかになった。

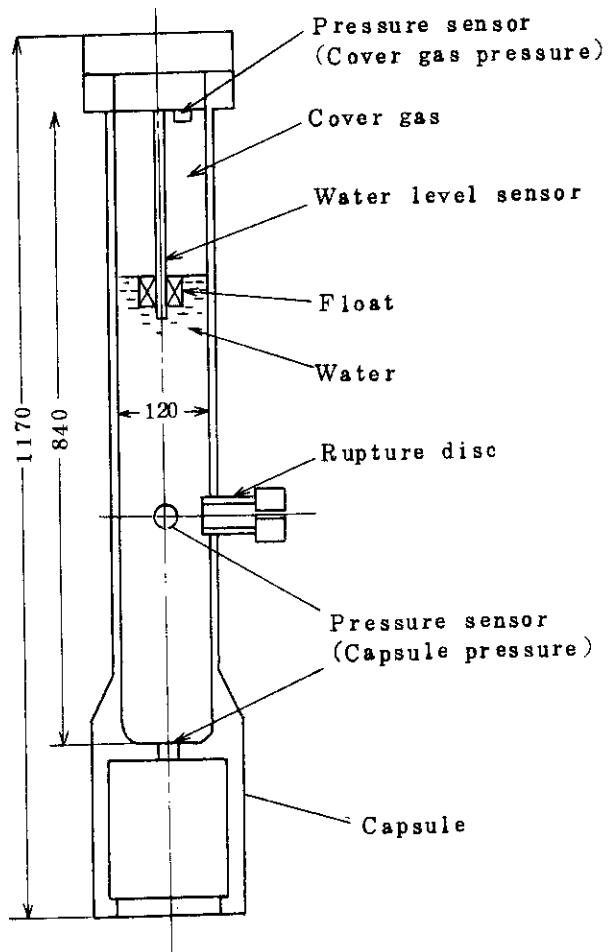


Fig. 5.1 Experimental acrylate capsule and measuring instruments

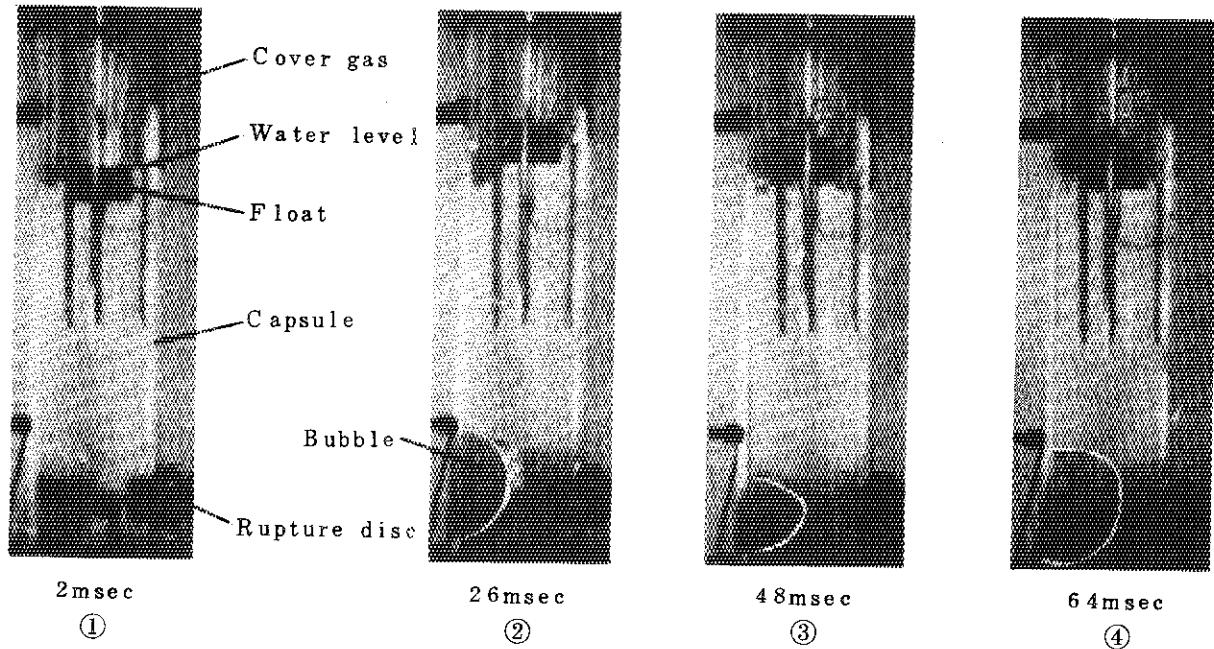


Fig. 5.2 Water column behavior in capsule (1)

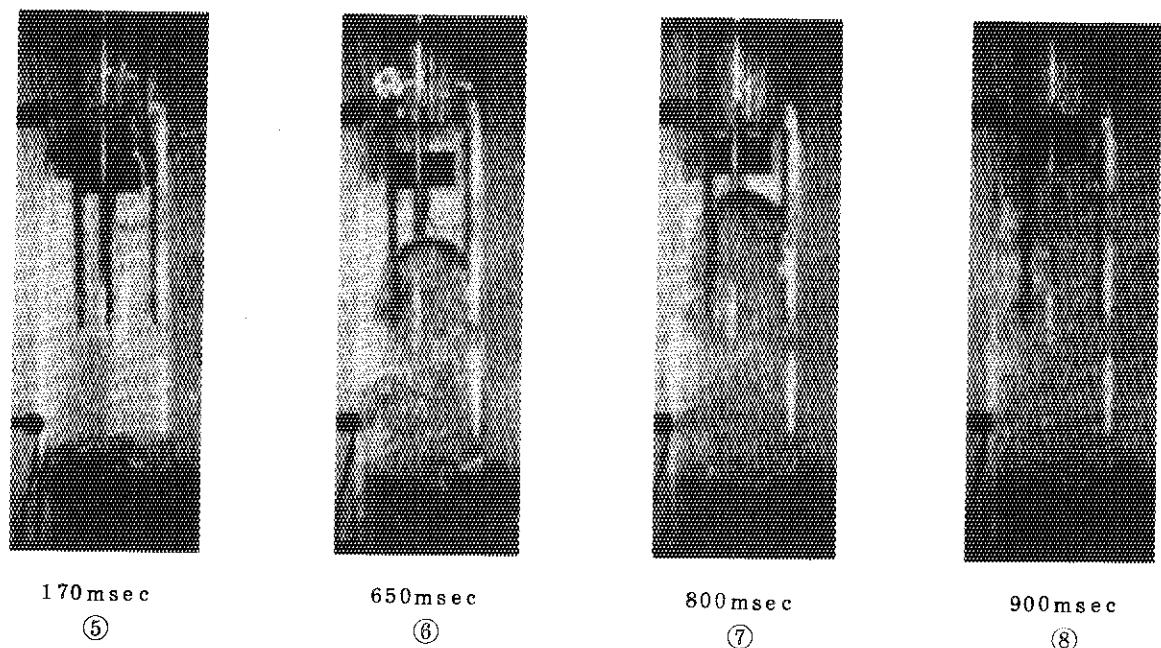


Fig. 5.2 Water column behavior in capsule (2)

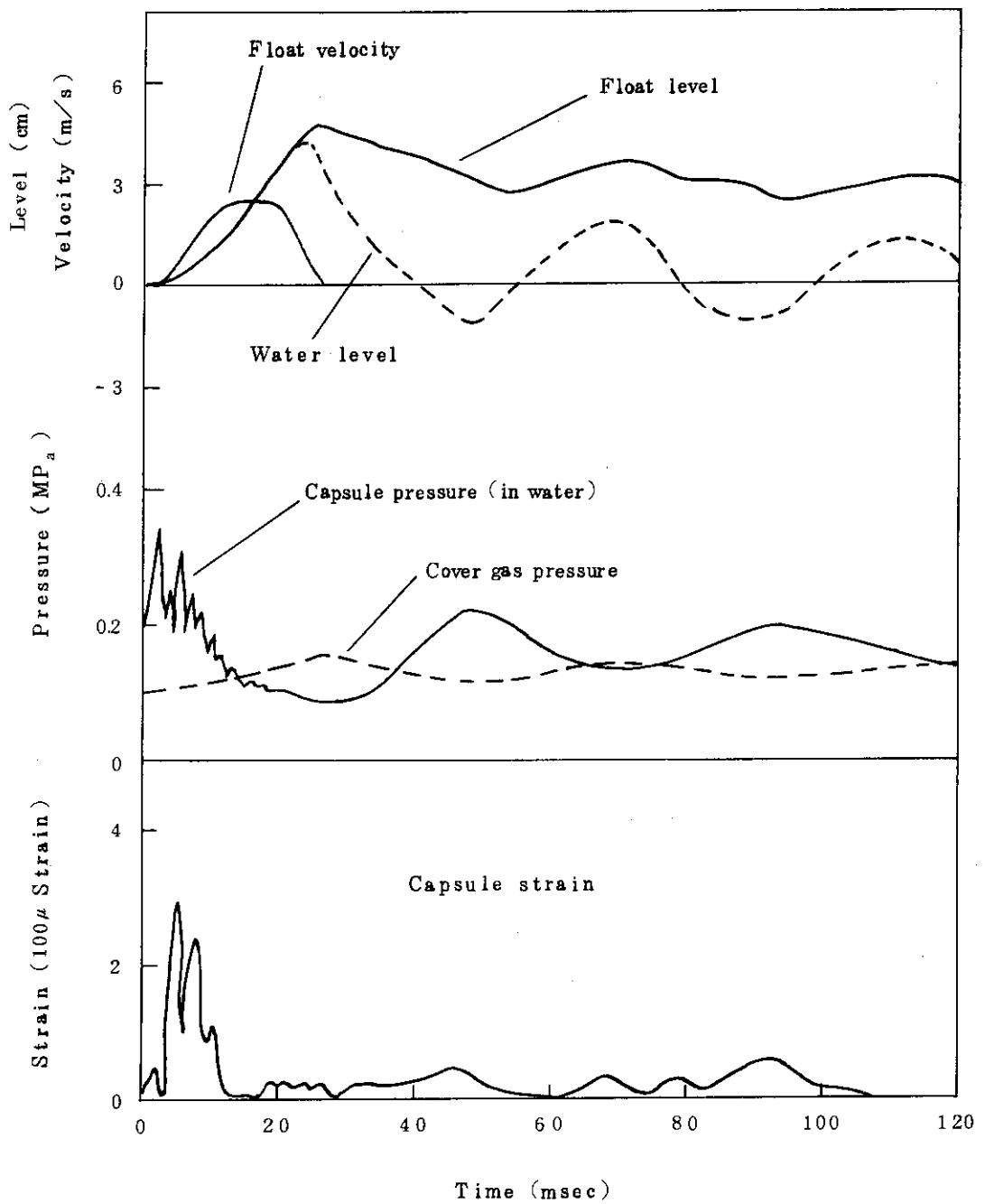


Fig.5.3 Transient record of out-pile experiment
(initial rupture pressure : 0.9 MP_a)

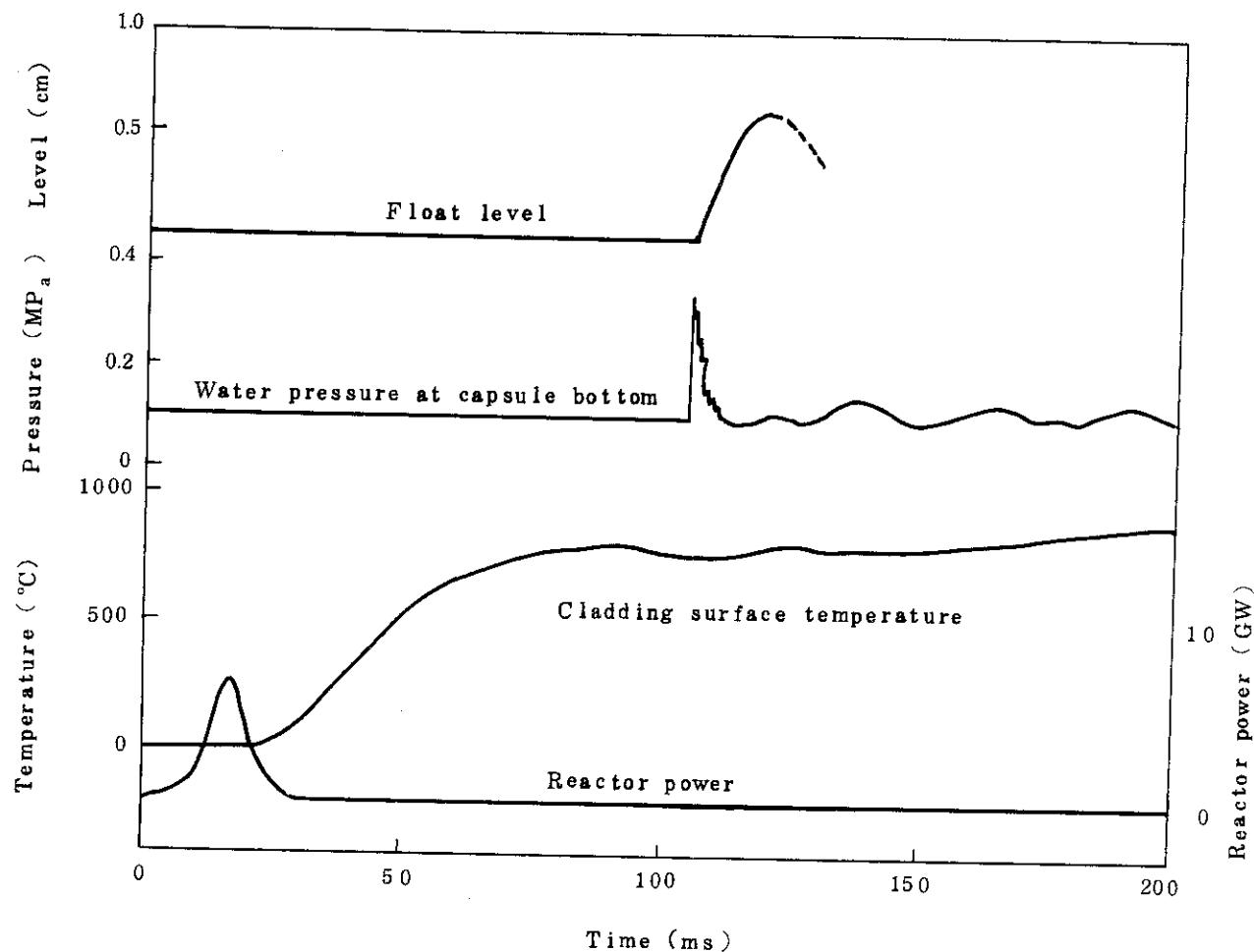


Fig.5.4 Typical transient behavior of pre - pressurized fuel rod in - pile experiment(initial pressure : 3 MP_a)

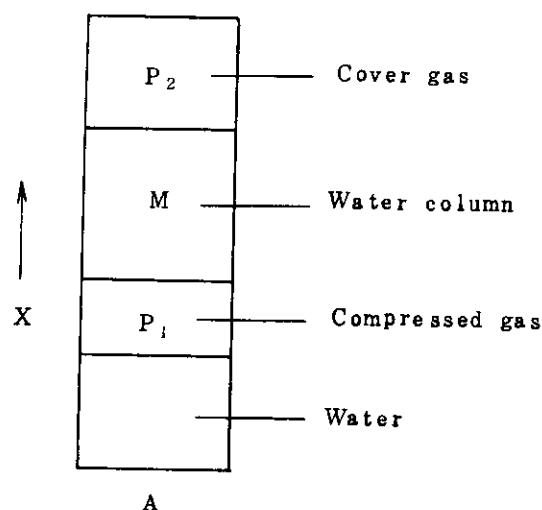


Fig . 5.5 Water piston model

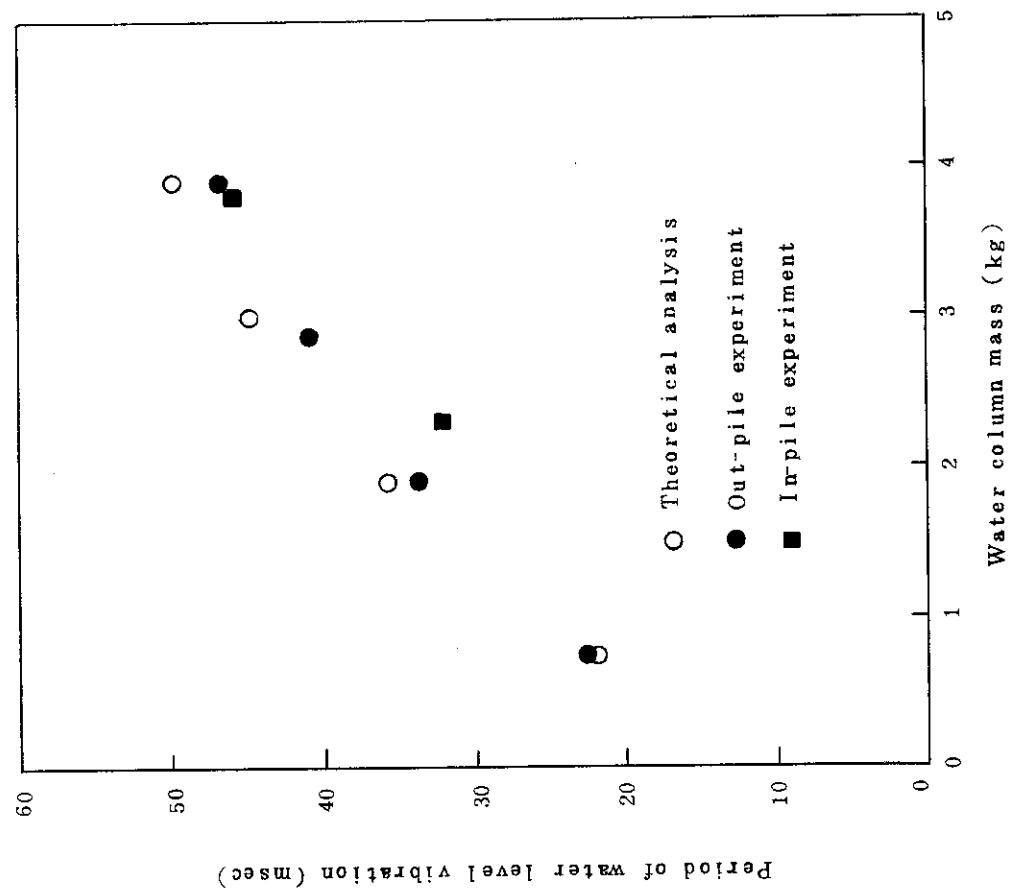


Fig. 5.6 Relation between period of water level vibration and water column mass

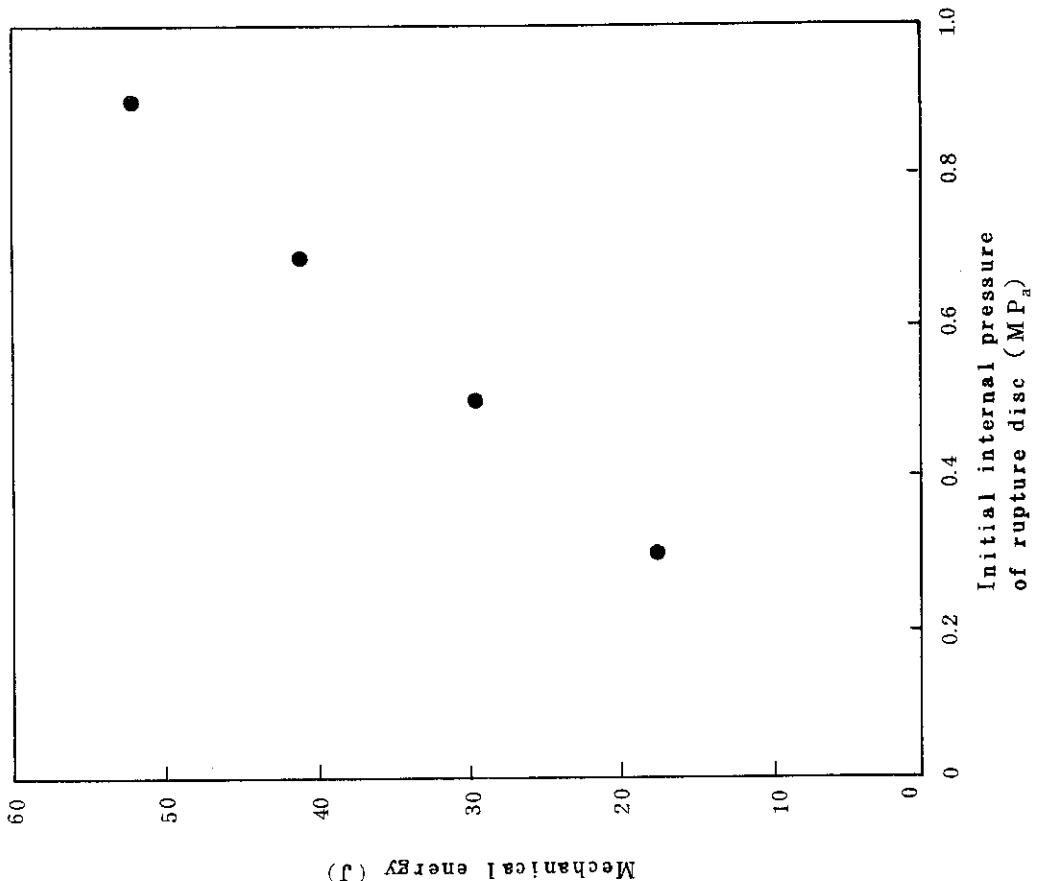


Fig. 5.7 Relation between mechanical energy and initial pressure of rupture

6. 今後の実験計画

動力炉の運転条件を模擬した高温高圧カプセル実験および水ループ実験は、ほぼ予定通り進んでいる。これら大型実験装置による実験が増加したために、大気圧カプセルによるパラメータ実験の回数がやや減少してきている。

高温高圧カプセル実験では、今後発熱量を増大して PWR 条件および BWR 条件で破損しきい値を確定する実験を実施する予定である。また、水ループ実験においても、冷却材流速およびサブクール度を変えた実験により強制対流条件下の温度特性を調べたので、発熱量を増大して、強制対流条件下の破損しきい値を究明するための実験を行なう予定である。さらに、炉内実験において過渡時の燃料挙動を高速度カメラによって撮影することを目的とした可視カプセル実験を行う。

大気圧カプセル実験では、燃料パラメータ実験として加圧燃料実験、ギャップガスパラメータ実験および SUS 被覆燃料実験を引き続き行なう。また、冷却材パラメータ実験としては、サブクール度を変えた場合の強制対流実験を続行する。欠陥燃料実験として、両端低濃縮度燃料を用いて浸水燃料の破損機構を解明する実験を行なう。また、擦過腐食燃料を He 加圧して実炉条件に近づけ、これにより加圧型擦過腐食燃料の破損挙動を解明するための実験を行う予定である。

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 (1977)
- A - 4 反応度安全研究室, 他 : " NSRR 実験プログレス・レポート・4 (1977年1月～1977年6月)", JAERI-M 7304 (1977)
- A - 5 反応度安全研究室, 他 : " NSRR 実験プログレス・レポート・5 (1977年7月～1977年12月)", JAERI-M 7554 (1978)
- A - 6 反応度安全研究室, 他 : " NSRR 実験プログレス・レポート・6 (1978年1月～1978年6月)", JAERI-M 7977 (1978)
- A - 7 反応度安全研究室, 他 : " 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)
- その他, NSRR 実験結果速報 (1) ~ (45)

B 実験結果に関するトピカル・レポート, 学会誌, 國際会議提出論文等

- B - 1 M. Ishikawa, et al. : " Some Experiences and Plans on Reactor Safety Research by NSRR ", 1st US/Japan Seminar on Fast Pulse Reactors, Tokai, Japan (1976)
- B - 2 M. Ishikawa : " First Progress Report of the Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) Experiments ", 4th LWR Safety Information Meeting, Washington (1976)
- B - 3 S. Saito, et al : " Some Experiences and Inpile Experimental Programme on Fuel Coolant Interaction in NSRR ", Proceedings of 3rd Specialists' Meeting on the Sodium Fuel Interaction in Fast Reactors (NEA-CSNI), Tokyo, (1976)
- B - 4 石川迪夫 : " NSRR 実験に現われた燃料破損挙動 ", 火力原子力発電, vol. 28, No. 5 (1976)

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 (1977)
- A - 4 反応度安全研究室, 他 : " NSRR 実験プログレス・レポート・4 (1977年1月～1977年6月)", JAERI-M 7304 (1977)
- A - 5 反応度安全研究室, 他 : " NSRR 実験プログレス・レポート・5 (1977年7月～1977年12月)", JAERI-M 7554 (1978)
- A - 6 反応度安全研究室, 他 : " NSRR 実験プログレス・レポート・6 (1978年1月～1978年6月)", JAERI-M 7977 (1978)
- A - 7 反応度安全研究室, 他 : " 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)
- その他, NSRR 実験結果速報 (1) ~ (45)

B 実験結果に関するトピカル・レポート, 学会誌, 國際会議提出論文等

- B - 1 M.Ishikawa, et al. : " Some Experiences and Plans on Reactor Safety Research by NSRR ", 1st US/Japan Seminar on Fast Pulse Reactors, Tokai, Japan (1976)
- B - 2 M.Ishikawa : " First Progress Report of the Nuclear Sofiy Research Reactor (NSRR) Experiments ", 4th LWR Safety Information Meeting, Washington (1976)
- B - 3 S.Saito, et al : "Some Experiences and Inpile Experimental Programme on Fuel Coolant Interaction in NSRR", Proceedings of 3rd Specialists' Meeting on the Sodium Fuel Interaction in Fast Reactors (NEA-CSNI), Tokyo, (1976)
- B - 4 石川迪夫 : " NSRR 実験に現われた燃料破損挙動", 火力原子力発電, vol. 28, No. 5 (1976)

- B - 5 A. Morishima, et al.: "Safety of Light Water Reactor Fuel",
 Nuclear Power and its Fuel Cycle vol. 2,
 International Atomic Energy Agency, Vienna (1977)
- B - 6 M. Ishikawa, et al.: "NSRR Experiments on LWR Fuel Behavior Under
 Reactivity Initiated Accident Conditions", Proceedings of
 Topical Meeting on Thermal Reactivity, CONF-770708, Sun
 Valley, Idaho (1977)
- B - 7 塩沢周策 : "NSRR 実験における標準燃料の振舞いに関する一考察",
 JAERI-M 7267 (1977)
- B - 8 石川迪夫, 他 : "NSRR 実験報告, (I) 軽水炉燃料の常温・常圧下での破損実験",
 日本原子力学会誌, vol. 19, No. 7 (1977)
- B - 9 石川迪夫, 他 : "NSRR 実験報告, (II) 軽水燃料の常温・常圧下での破損実験",
 日本原子力学会誌, vol. 20 No. 10 (1978)
- B - 10 大西信秋, 他 : "NSRR 実験における試験燃料の発熱量の評価", JAERI-M 7539
 (1978)
- B - 11 星 蔦雄, 他 : "NSRR 実験における燃料中心温度測定", JAERI-M 7796 (1978)
- B - 12 星 蔦雄, 他 : "反応度事故条件下における未照射燃料の破損挙動", 日本原子力学会
 誌, vol. 20, No. 9 (1978)
- B - 13 S. Kobayashi, et al. : "Experiment Results of Some Cluster Tests in NSRR",
 Journal of Nuclear Science and Technology Vol. 15, No. 6
 (1978)
- B - 14 M. Nozawa, et al. : "Fast Reactor Fuel Test Program in the NSRR", For
 Presentation at NRC/RSR-Japan FBR Safety Research and
 Development Meeting, in Tokyo, Japan (1978)
- B - 15 S. Suguri, et al. : "Results of In-pile Experiments in the NSRR on Reacti-
 vity Initiated Accidents", 6th PNS-Kolloquium at Karlsruhe,
 KfK-2770 (1978)
- B - 16 大西信秋, 他 : "反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼす発熱分布の影響"
 JAERI-M 7990, (1978)
- B - 17 T. Fujishiro, et al. : "Light Water Reactor Fuel Respons During Reactivity
 Initiated Accident Experiments", NUREG/CR-0269
 TREE-1237, (1978)
- B - 18 斎藤伸三, 他 : "反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼす初期ギャップ幅の
 影響(1)", JAERI-M 8087 (1979)
- B - 19 吉村富雄, 他 : "NSRR 実験における損耗被覆管燃料実験結果",
 JAERI-M 8152 (1979)
- B - 20 塩沢周策, 他 : "NSRR 実験におけるジルカロイ被覆管の酸化量に関する評価",
 JAERI-M 8187 (1979)
- B - 21 柳原 敏, 他 : "NSRR 実験におけるジルカロイ被覆管の円周方向の酸化膜厚さに基

- づく温度分布の評価”, JAERI-M 8200 (1979)
- B - 22 T. Fujishiro, et al. : “A Study on Pressure Generation Caused by Actual Fuel Failure in the NSRR Experiment”, Fourth CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interaction in Nuclear Reactor Safety, Bournemouth, UK (1979)
- B - 23 M. Ishikawa, et al.: “A Study on Fuel Failure Mechanism for Unirradiated Fuel Rods under a Reactivity Initiated Accident Condition”, International Colloquim on Irradiation Tests for Reactor Safety Programme, Petten, Netherland (1979)
- B - 24 M. Ishikawa : “JAERI RIA Test Results”, Fourth German-Japan-US Fuel Specialist Meeting, Idaho Falls, USA (1979)
- B - 25 塩沢周策, 他 : “NSRR 実験における UO₂ - ジルカロイ反応”, JAERI-M 8267(1979)
- B - 26 M. Mori, et al. : “Study on the Transient Cooling Process of a Fuel Rod in a Reactivity Initiated Accident”, J. of Nuclear Science and Technology, to be published.
- B - 27 M. Ishikawa, et al. : “Recent Results From the NSRR Experiments”, Seventh Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, USA (1979)
- B - 28 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 - 29 斎藤伸三, 他 : “冷間加工および完全焼鈍被覆材の燃料破損挙動に及ぼす影響”, JAERI-M 8586 (1979)
- B - 30 落合政昭, 他 : “反応度事故条件下における燃料挙動に及ぼすラン・アウト出力の影響”, JAERI-M 8285 (1979)

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われる減速材温度効果”日本原子力学会誌, vol. 13, No. 6 (1971)
- C - 3 石川迪夫, 他 : “即発性減速材加熱(PMH)効果がもたらすフィードバック挙動”, 日本原子力学会誌, vol. 13, No. 6 (1971)
- C - 4 石川迪夫, 他 : “暴走出力により誘起される即発性減速材加熱(PMH)効果”, JAERI-1214, (1971)
- C - 5 M. Ishikawa, et al.: “EUREKA: A Computer Code for Uranium-Oxide Fueled, Water Cooled Reactor Kinetics Analysis”, JAERI-1235, (1974)
- C - 6 大西信秋 : “重みつき残差法を用いた有限要素非定常2次元熱伝導計算コード

(HEATRN-FEM)”, JAERI-M 6665 (1976)

- C - 7 S.Saito : “ Evaluation of Effects of Finite Mixing Time and Non-Condensable Gas on Fuel Sodium Interactions ”, Journal of Nuclear Science and Technology, 14 [6] (1977)
- C - 8 稲辺輝雄, 他 : “ 準静的多次元空間位存炉心動特性解析コード EUREKA-SPACE ”, JAERI-M 7183 (1977)
- C - 9 S.Saito : “ EXCURS-A Computing Programme for Analysis of Transient Behavior in a Sodium Cooled Fast Reactor ”, JAERI-M 7280 (1977)
- C - 10 藤城俊夫 : “ 燃料破損にともなう破壊力発生挙動の解析コード : PULSE - 2 ”, JAERI-M 7583 (1978)
- C - 11 N.Ohnishi : “ Analysis on Fuel Rod Behavior during RIA with the Code System NSR - 77 ”, Fourth German - Japan - US Fuel Specialist Meeting, Idaho Falls, USA (1979)
- C - 12 N.Ohnishi : “ NSR - 77, A Best Estimate Computer Program for Transient Fuel Behavior Analysis ”, Fourth Garman - Japan - US Fuel Specialist Meeting, Idaho Falls, USA (1979)
- C - 13 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)

D NSRR 庫特性, カプセル, 実験計装等

- D - 1 伊勢武治, 他 : “ NSRR の制御棒効果の解析 (NSRR の炉物理と核設計・3) ”, JAERI-M 5361 (1973)
- D - 2 伊勢武治, 他 : “ NSRR の試験燃料 1 本ピンの発熱計算 (NSRR の炉物理と核設計・4) ”, JAERI-M 5613 (1974)
- D - 3 伊勢武治, 他 : “ NSRR の熱中性子スペクトラム, 温度係数および動特性パラメータ (NSRR の炉物理と核設計・1) ”, JAERI-M 5730 (1974)
- D - 4 藤城俊夫, 他 : “ NSRR カプセルの耐爆実験 ”, JAERI-M 5861 (1974)
- D - 5 斎藤伸三, 他 : “ NSRR 炉心燃料の機械的および熱的健全性確認試験 ”, JAERI-M 6021 (1975)
- D - 6 藤城俊夫, 他 : “ 溶融金属の水中落下実験 (溶融金属, 水相互作用における金属の微粒子化発生条件) ”, JAERI-M 6281 (1975)
- D - 7 NSRR 管理室, 反応度安全研究室 : “ NSRR 臨界および特性試験報告 ”, JAERI-M 6791 (1976)
- D - 8 S.Saito, et al. : “ Measurement and Evaluation on Pulsing Characteristics and Experimental Capability ”, Journal of Nuclear Science and Technology, vol. 14, No. 3 (1977)

- D - 9 山崎 利, 他 : " NSRR 大気圧カプセルおよび実験計装の現状 ", JAERI-M 7105
(1977)
- D - 10 S .Saito, et al. : " An Optical Approach for the Observation of Nuclear
Fuel Failure Phenomenon in a Water Environment ",
Proceedings of the 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, 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 γ 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)

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 (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, 他 : " 軽水炉事故時燃料挙動に関する炉内実験の現状と将来計画 ",
日本原子力学会誌 20 [12] (1978)
- E - 7 M. Ishikawa, et al. : " Present Status and Future Plan of In-Reactor
Experiments on Fuel Behavior under Accidental Conditions
of Light Water Reactor ", Energy Development in Japan ,
vol. 2 (1979)
- E - 8 M. Ishikawa, et al. : " In Reactor Experiments in Japan ", Seventh
Reactor Safety Research Information Meeting, Geithersburg,
USA (1979)
- E - 9 大西信秋 : " NSRR の概要と制御棒較正について ", 炉物理の研究 ,

付録A NSRR炉の概要

(1) NSRR の構成

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

試験燃料は、実験用カプセルあるいはループ中に収納固定して中央の実験孔に挿入する。

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

実験孔の下部にはカプセル・グリッピング装置があり、カプセルの下部をしっかりと固定する。これは、カプセル内部で燃料が破壊した際に、冷却水を急速に加熱し大きな水撃力を発生して、カプセルを飛び上らせる作用を及ぼすことが予想されるために、これを防止することを目的としたものである。カプセル・グリッピング装置の下端は、原子炉プール下部のサブ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 $-9.3 \times 10^{-5} \Delta k/k^{\circ}\text{C}$)を有する。これは、燃料中に減速材(ZrH)が均一に混合しており、減速材の温度上昇が燃料温度の上昇と同時に起って、中性子のスペクトル硬化が即発的に生じ、熱中性子の利用率を著しく減少するためである。

燃料は、Fig. A-2に示すように、内径22cmの六角形の中空実験孔の周囲に稠密に配列され炉心を構成する。炉心内の燃料本数は149本であり、炉心は約\$8.5の余剰反応度を有する。また、炉心内には安全棒2本、調整棒6本(いずれも燃料フォロア型制御棒)の制御棒のほかに、パルス出力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B₄Cの中性子吸収体に空気フォロアのついた制御棒で、3本のトランジェント棒のうち2本は、圧縮空気によ

って駆動し、他の1本は圧縮空気駆動系に加えて電動モータ駆動系を備えており、任意に挿入位置を加減することができて、パルス運転の際の投入反応度量を調節しうる。

パルス運転時には、各トランジエント棒は全て圧縮空気系で急速引き抜きする。トランジエント棒の反応度変化上有効なストロークの引き抜き時間は約 50 msec である。NSRR のパルス運転上許された最大投入反応度は \$4.70 であり、この場合の反応度変化率は約 \$100/sec になる。

(3) パルス特性

現在までに実施したパルス運転における最大投入反応度は \$4.67 であるが、この最大パルス時における炉出力のピーク値は 21,100 MW であり、1パルス当たりに放出される炉出力の時間積分値（放出エネルギー）117 MW·sec、パルス半値幅 4.4 msec、最短炉周期 1.13 msec であった。Fig. A-3 には、この最大パルス時に測定したパルス出力波形および積分出力の実測値を示す。

また、Fig. A-4 には、投入反応度を変えた場合のピーク出力および積分出力の測定データを示す。

(4) 実験能力

実験孔はフラックス・トラップとなっており、ここに置かれた水カプセルの内部では、水の中性子減速作用によって熱中性子束が炉心における平均値よりも数段高くなっている（Fig. 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·UO₂ でこれは UO₂ の溶融エンタルピを十分に上まわるものである。

Table A-1 Characteristics of NSRR

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

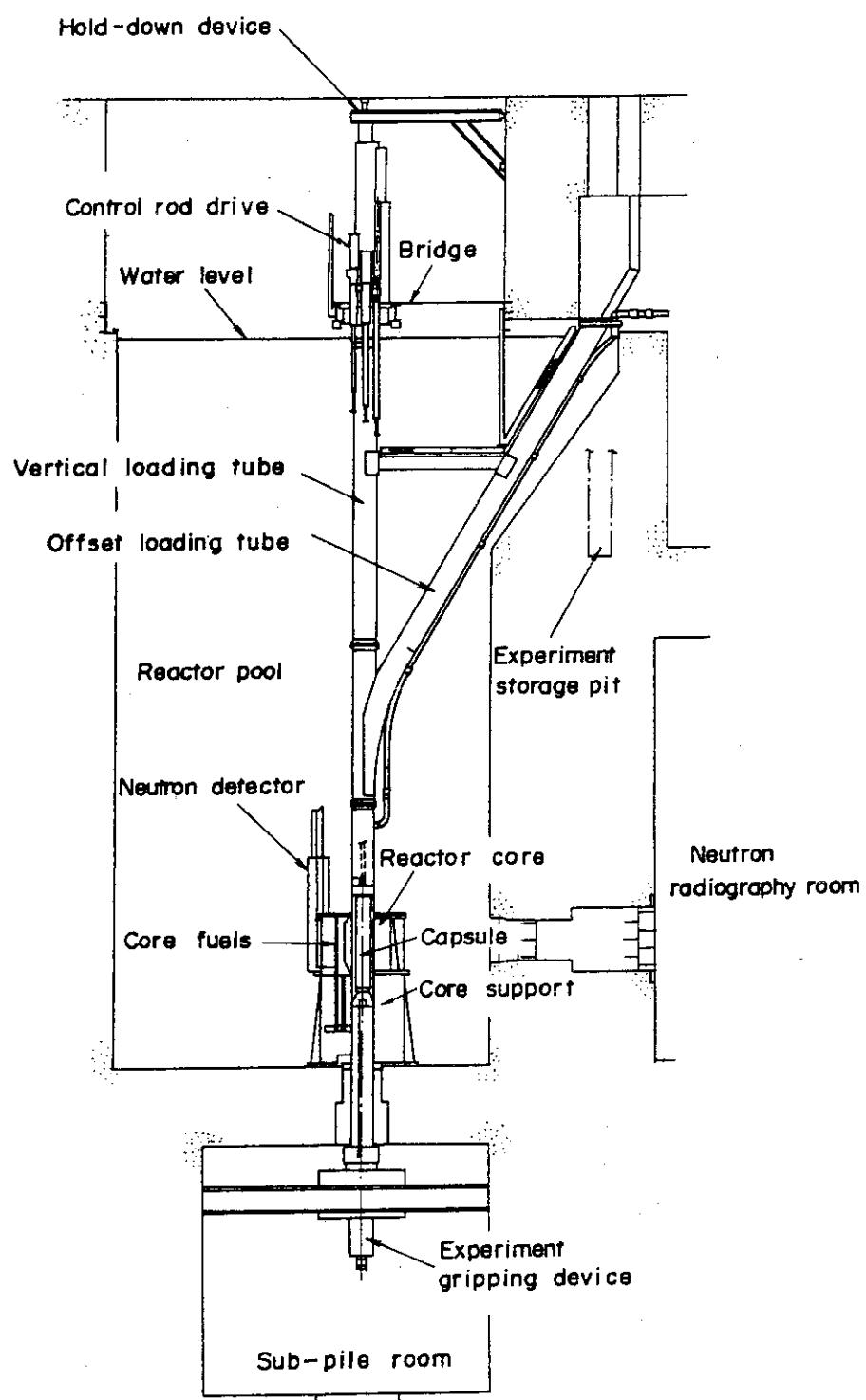


Fig. A-1 General Arrangement of NSRR

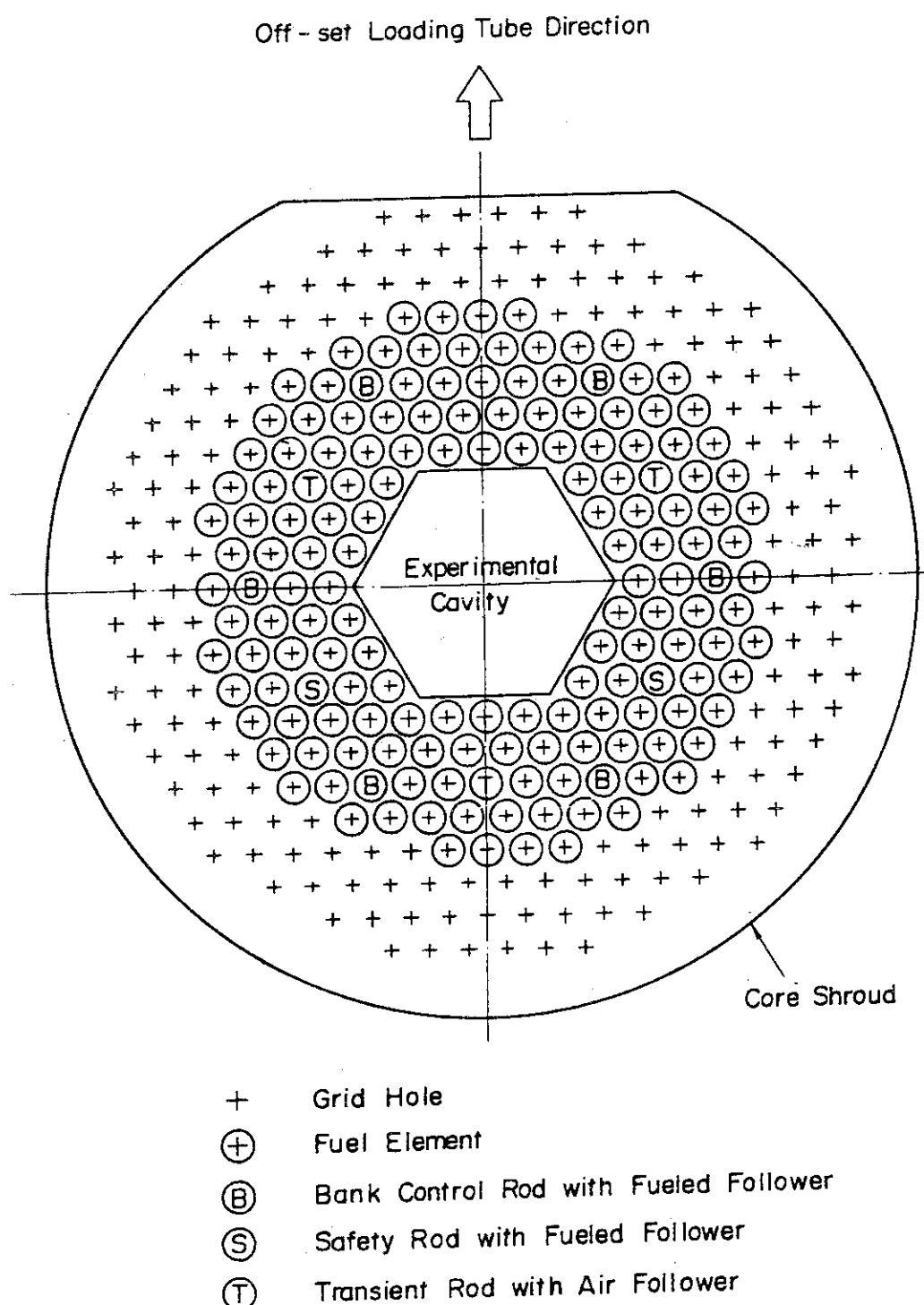


Fig. A-2 Operational Core Configuration

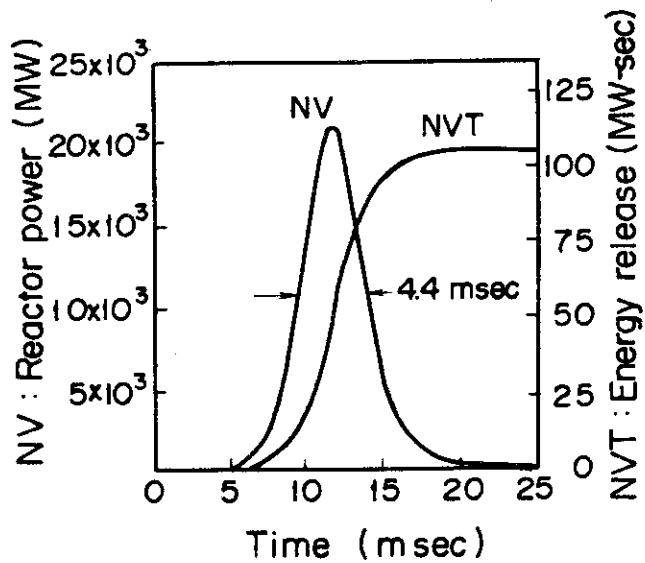


Fig. A-3 Reactor Power and Core Energy Release given by \$4.67 Pulse

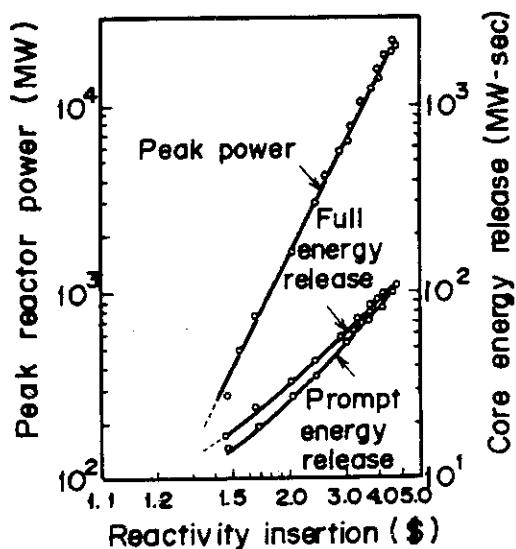


Fig. A-4 Peak Reactor Power and Core Energy Release Versus Reactivity Insertion

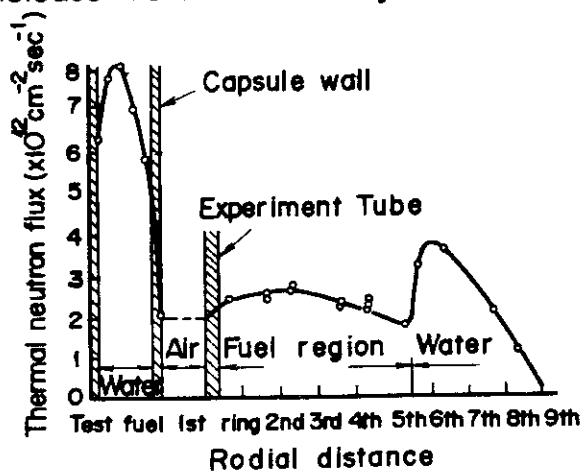


Fig. A-5 Radial Thermal Neutron Flux Distribution in the Core and Capsule

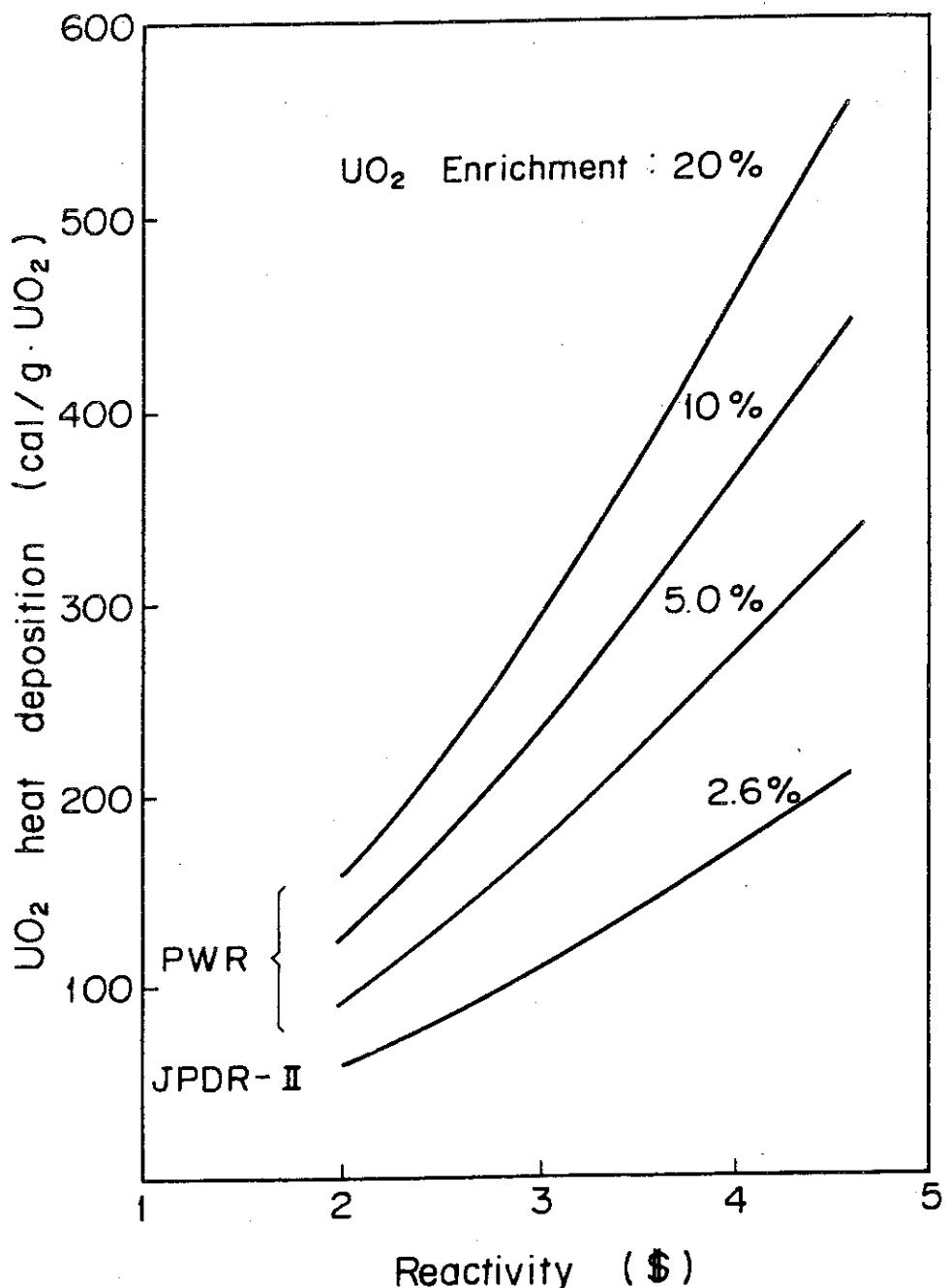


Fig. A-6 Heat Deposition in a LWR Size Test Fuel Rod Contained in a Capsule with Water as a Function of Inserted Reactivity in Pulsing Operation

付録B 大気圧カプセル, 高温高圧カプセル, 水ループ
および標準試験燃料

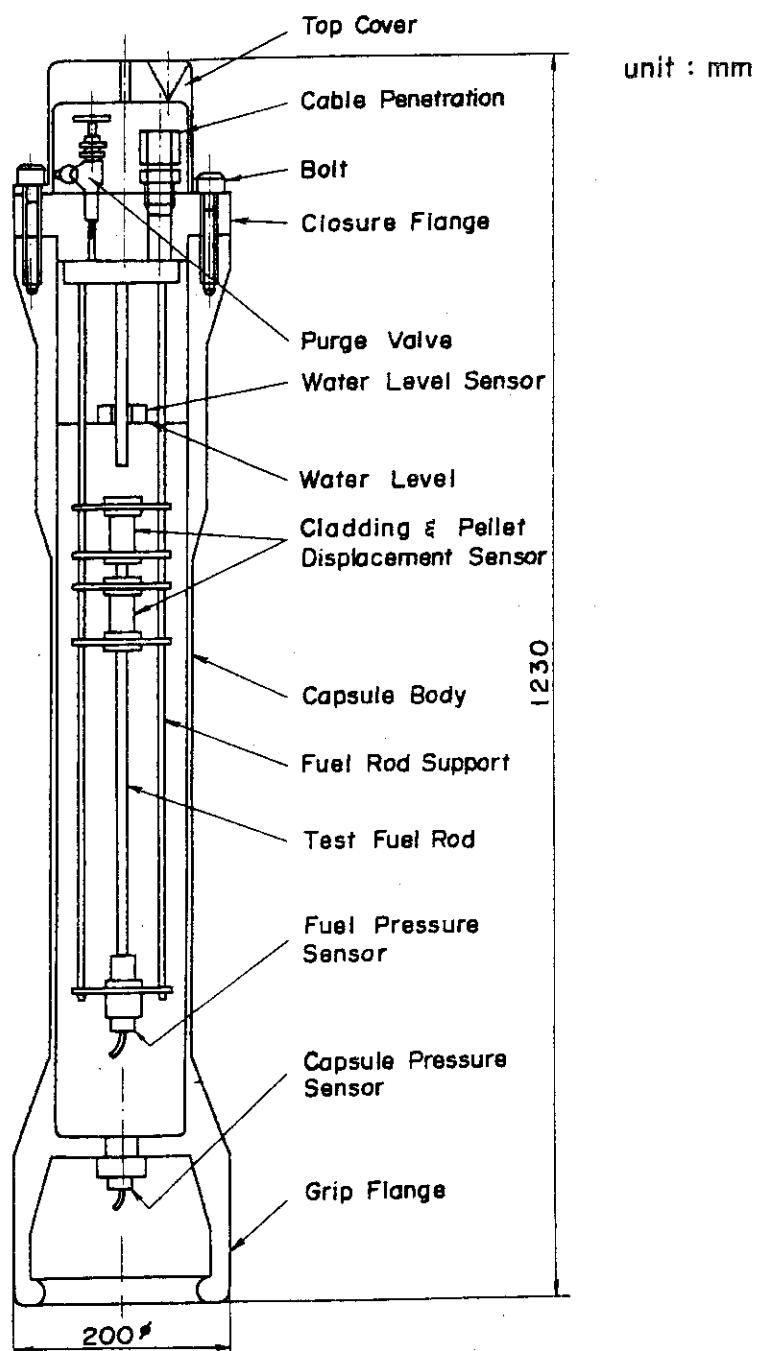


Fig. B-1 Standard Water Capsule

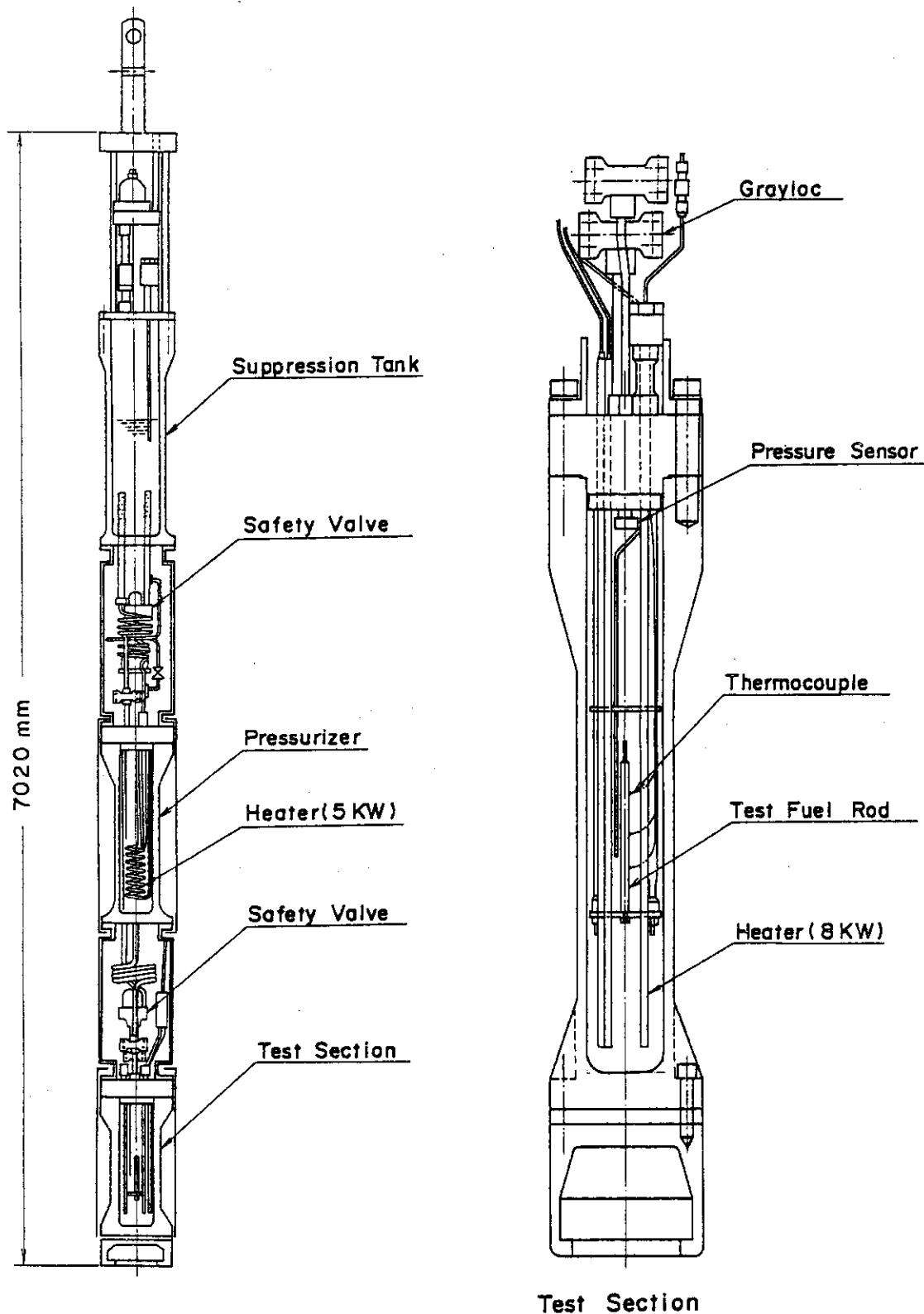


Fig. B-2 Schematic of high pressure capsule

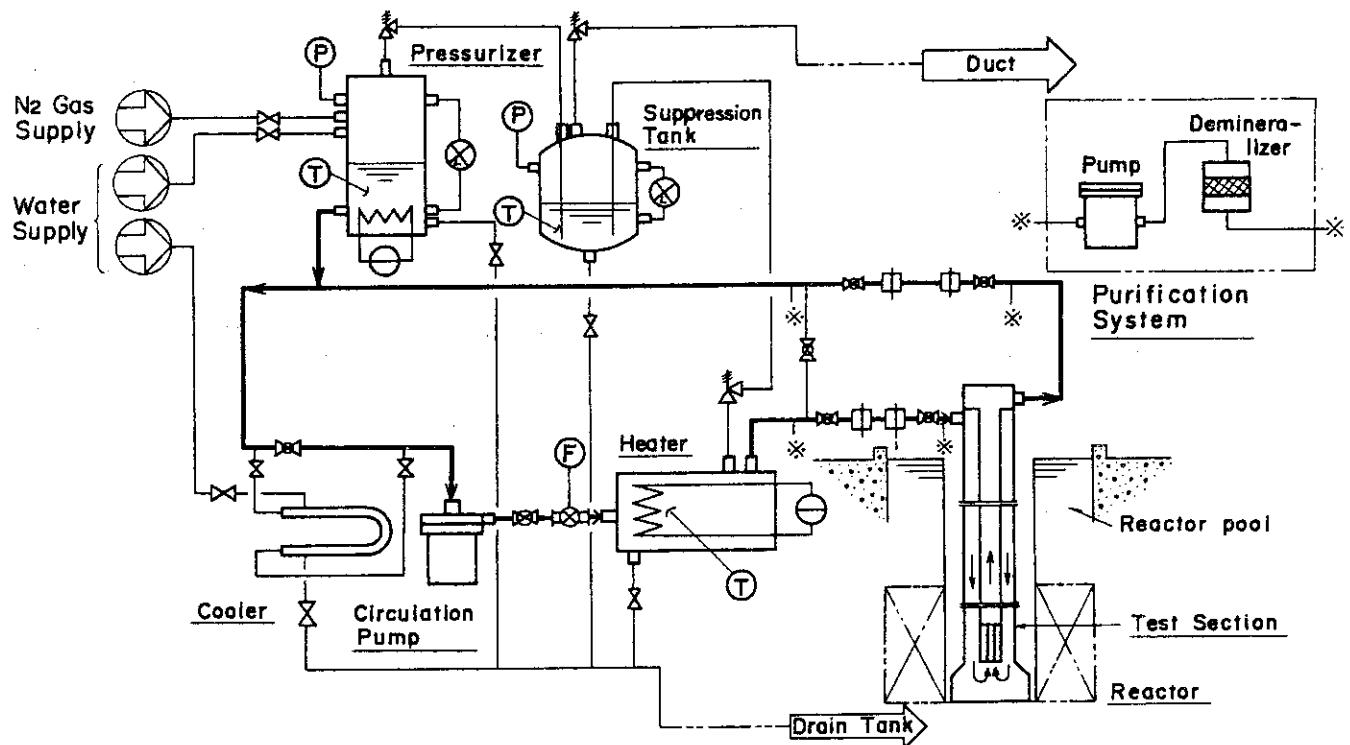


Fig. B-3 LP LT Loop

unit : mm

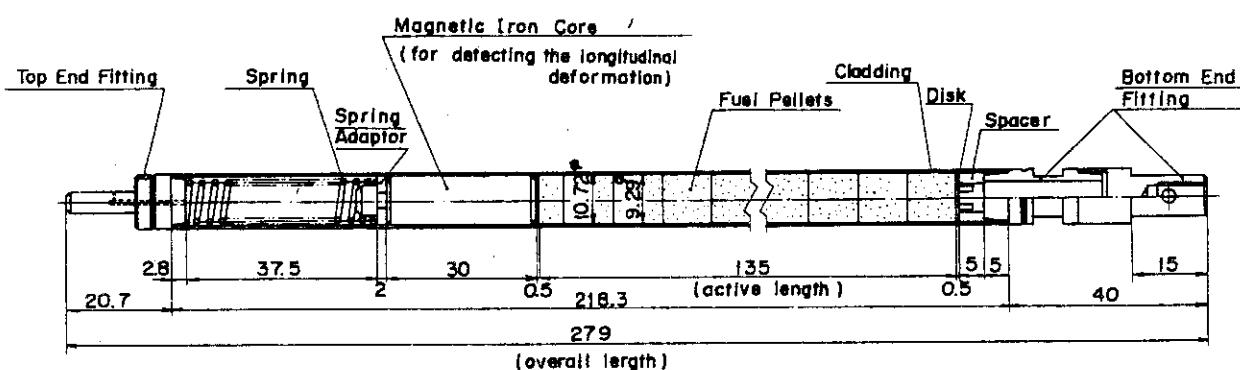


Fig. B-4 Standard Type Test Fuel

付録 C N S R R 実験概要一覧

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

Table C Summary of the NSRR experiments

(Oct., '75 - June, '80)

JAERI-M 9319

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	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		O
103-2	455	180	3.36	Standard	10.0	S	O	
103-3	467	219	2.72	Standard	10.0	S		
103-4	482	364	1.48	Standard	10.0	S	O	
103-5	532	239	2.26	Standard	10.0	S	O	
103-6	704	230	2.31	Standard	10.0	S		O
103-7	727	205	2.61	Standard	10.0	S		
103-15	759	215	1.73	Standard	5.0	S		
103-16	784	234	1.54	Standard	5.0	S	O	
103-21	736	206	3.33	Standard	20.0	S	O	
103-22	748	192	3.78	Standard	20.0	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	652	232	2.19	Standard	10.0	S		
103-12-4	653	232	2.31	Standard	10.0	S		
103-12-5	654	260	2.19	Standard	10.0	S		
103-12-6	655	230	2.03	Standard	10.0	S		O
103-14	520	175	2.33	Standard	5.0	S		
103-20	679	178	4.04	Standard	20.0	S		
103-24*	955	198	2.83	Standard	10.0	S		
103-23*	956	204	2.72	Standard	10.0	S		
104-1	831	112	6.13	Short-sized	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
104-2	848	376	1.34	Short-sized	10.0	S	O	O
104-3	861	380	1.34	Short-sized	10.0	S	O	O
104-4	893	299	1.69	Short-sized	10.0	S	O	O
104-5*	951	420	1.24	Special	10.0	S	O	O
104-6*	1005	200	2.63	Special	10.0	S	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	O	O
111-5	136	270	1.91	Standard	10.0	S	O	O
111-6	140	333	1.61	Standard	10.0	S	O	O
111-7	175	376	1.43	Standard	10.0	S	O	O
111-8	268	433	1.32	Standard	10.0	S	O	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		
111-13	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	O	O
111-18	547	485	1.39	Standard	20.0	S	O	O
111-19	553	526	1.28	Standard	20.0	S	O	O
111-20	671	402	1.28	Standard	10.0	S	O	O
111-20B	681	388	1.28	Standard	10.0	S	O	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	O
111-24	965	486	1.39	Standard	20.0	S	O	O
111-25	1001	475	1.40	Standard	20.0	S	O	O
113-1	303	245	2.22	Standard	10.0	S	O	O
113-2	304	264	2.06	Standard	10.0	S	O	O

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
1113-3	305	481 (*1)	1.41	Standard	10.0	S		
1115-1	439	214	2.81	Standard	10.0	S		
1115-2	440	210	2.77	Standard	10.0	S		
1115-3	450	240	2.42	Standard	10.0	S	O	
1115-4	503	262	2.05	Standard	10.0	S	O	
1115-5	514	239	2.42	Standard	10.0	S		
1115-6	527	342	1.56	Standard	10.0	S	O	
1115-7	521	221	2.66	Standard	10.0	S		
1115-8	614	197	2.89	Standard	10.0	S	O	
1115-9	631	157	3.62	Standard	10.0	S		
1115-10	594	153	3.82	Standard	10.0	S	O	
1115-11	669	214	2.44	Standard	10.0	S	O	
1115-12	678	248	2.03	Standard	10.0	S		
1115-22	889	342	1.56	Standard	10.0	S	O	
1115-23	894	331	1.56	Standard	10.0	S	O	
1115-24	900	249	2.13	Standard	10.0	S		
1115-25	903	343	1.56	Standard	10.0	S	O	
1115-26	929	366	1.43	Standard	10.0	S	O	
1115-27	924	366	1.43	Standard	10.0	S	O	
1115-28	940	293	1.72	Standard	10.0	S	O	
1115-29	942	338	1.56	Standard	10.0	S	O	
1115-31	982	342	1.56	Standard	10.0	S	O	
200-1-1	182	39	28.63	Standard	10.0	S		
200-1-2	183	241	2.36	Standard	10.0	S		
200-2-1	179	116	5.96	Standard	10.0	S		
200-2-2	180	271	2.04	Standard	10.0	S	O	
200-3	148	176	3.33	Standard	10.0	S		
200-4	181	233	2.36	Standard	10.0	S		
200-5	189	264	2.09	Standard	10.0	S	O	
200-5B	246	267	2.03	Standard	10.0	S	O	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
200-6	187	271	2.00	Standard	10.0	S	O	
200-6B	247	276	1.95	Standard	10.0	S	O	
200-7	191	295	1.83	Standard	10.0	S	O	
201-1	243	244+39	2.25	Standard	10.0	S		
201-2	390	140	4.96	Standard	10.0	S		
201-3	438	171	4.96	Standard	10.0	S		
202-1	298	250	2.19	Standard	10.0	S		
202-2	300	254	2.21	Standard	10.0	S		
202-3	341	252	2.30	Standard	10.0	S	O	
202-4	353	252	2.32	Standard	10.0	S	O	
202-4B	397	254	2.42	Standard	10.0	S		
203-1	316	325	1.72	Standard	10.0	S		
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		
205-1-2	534	36	20.62	Standard	10.0	S		
205-1-3	535	70	10.98	Standard	10.0	S		
205-1-4	536	148	4.00	Standard	10.0	S		
205-1-5	537	209	2.77	Standard	10.0	S		
205-1-6	538	231	2.52	Standard	10.0	S	O	
205-2-1	558	151	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-2	559	154	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-3	560	155	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-4	561	234	2.31	Standard	10.0	S		
205-5-1	601	147	4.00	Standard	10.0	S		
205-5-2	602	177	3.25	Standard	10.0	S		
205-5-3	603	208	2.77	Standard	10.0	S		
205-5-4	604	228	2.44	Standard	10.0	S		
205-5-5	605	242	2.19	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
206-1-1	566	36	20.62	Standard	10.0	S			
206-1-2	567	34	20.62	Standard	10.0	S			
206-1-3	568	66	10.98	Standard	10.0	S			
206-1-4	569	157	4.00	Standard	10.0	S			
206-1-5	570	216	2.77	Standard	10.0	S			
206-1-6	571	247	2.31	Standard	10.0	S			
206-2-1	597	157	4.00	Standard	10.0	S			
206-2-2	598	160	4.00	Standard	10.0	S			
206-2-3	599	160	4.00	Standard	10.0	S			
206-2-4	600	238	2.31	Standard	10.0	S			
206-3	677	322	1.57	Standard	10.0	S			O
206-4-1	685	149	4.08	Wide-Gap	10.0	S			
206-4-2	686	240	2.31	Wide-Gap	10.0	S			
206-4-3	687	286	1.81	Wide-Gap	10.0	S			
206-5-1	635	146	3.78	Standard	10.0	S			
206-5-2	636	178	3.08	Standard	10.0	S			
206-5-3	637	219	2.52	Standard	10.0	S			
206-5-4	638	235	2.19	Standard	10.0	S			
206-5-5	639	259	2.08	Standard	10.0	S			
206-6-1	699	-	3.96	Dummy	-	S			
206-6-2	700	-	2.19	Dummy	-	S			
206-6-3	701	-	1.60	Dummy	-	S			
206-7-1	711	148	3.96	Standard	10.0	S			
206-7-2	712	233	2.19	Standard	10.0	S			
206-8-1	732	71	10.98	Standard	10.0	S			
206-8-2	733	178	3.25	Standard	10.0	S			
206-8-3	734	230	2.44	Standard	10.0	S			O
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			

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
206-9-4	763	241	2.31	Standard	10.0	S		
206-10-1	768	240	2.31	Standard	10.0	S		
206-10-2	769	150	4.00	Standard	10.0	S		
206-10-3	770	284	1.91	Standard	10.0	S	O	
206-11-1	779	147	4.00	JP-II(clad.)	10.0	S		
206-11-2	780	150	4.00	JP-II(clad.)	10.0	S		
206-11-3	781	239	2.31	JP-II(clad.)	10.0	S		
206-11-4	782	287	1.78	JP-II(clad.)	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	2.31	Standard	5.0, 10.0	S		
206-13-1	853	37	20.62	Standard	10.0	S		
206-13-2	854	74	9.07	Standard	10.0	S		
206-13-3	855	111	6.04	Standard	10.0	S		
206-13-4	856	158	3.78	Standard	10.0	S		
206-13-5	857	241	2.25	Standard	10.0	S		
206-31	914	204	2.83	Standard	10.0	S		
206-32	941	257	2.08	Standard	10.0	S		
206-33*	947	150	3.78	Standard	10.0	S		
206-34*	960	100	6.13	Standard	10.0	S		
207-1	(*2)	0.1	-	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		
207-4	574	274	1.87	Standard	10.0	S		
207-5	592	210	2.77	Standard	10.0	S		
209-1	238	177	3.38	Standard	10.0	S		
209-2	239	179	3.38	Standard	10.0	S		
209-3	240	179	3.38	Standard	10.0	S		
209-4	241	180	3.38	Standard	10.0	S		
209-5	242	183	3.38	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
209-2-1	407	183	3.41	Standard	10.0	S		
209-2-2	408	178	3.41	Standard	10.0	S		
209-2-3	465	180	3.41	Standard	10.0	S		
209-2-4	524	176	3.28	Standard	10.0	S		
209-2-5	668	180	3.20	Standard	10.0	S		
209-2-6	738	180	3.26	Standard	10.0	S		
209-2-7	911	173	3.41	Standard	10.0	S		
212-1	529	107 (*3)	5.79	SUS	10.0	S		
212-2	548	207	2.47	SUS	10.0	S		
212-3	577	269	1.73	SUS	10.0	S	O	
212-4	585	388	1.22	SUS	10.0	S	O	
212-5	557	240	1.98	SUS	10.0	S	O	
212-6	621	236	2.08	SUS	10.0	S		
212-7	705	157	3.33	SUS	10.0	S		
212-8	750	457	1.13	SUS	10.0	S	O	
212-51	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	O	
212-56*	1002	341	2.68	SUS	10.0	S	O	
214-1	859	240	2.31	Oxidized	10.0	S	O	
214-2	862	259	2.31	Oxidized	10.0	S	O	
214-2b	891	239	2.31	Oxidized	10.0	S	O	
214-3	899	235	2.31	Oxidized	10.0	S	O	
214-4	905	188	2.91	Oxidized	10.0	S		
216-1	646	200	2.68	Thin-Wall	10.0	S		
216-2	582	255	2.00	Thin-Wall	10.0	S	O	
216-3	593	231	2.35	Thin-Wall	10.0	S	O	
216-4	630	220	2.35	Thin-Wall	10.0	S	O	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	'Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
216-5	752	449	1.21	Thin-Wall	10.0	S		O
217-1	612	185	2.73	Cold-worked	10.0	S		O
217-2	730	260	2.10	Cold-worked	10.0	S		O
217-3	778	243	2.27	Cold-worked	10.0	S		
218-1	682	262	2.02	Full-annealed	10.0	S	O	
218-2	728	240	2.30	Full-annealed	10.0	S		
218-3	755	237	2.27	Full-annealed	10.0	S		
219-1	834	234	2.43	Autoclaved	10.0	S		
219-2	860	264	2.03	Autoclaved	10.0	S		
219-3	881	271	1.98	Autoclaved	10.0	S	O	
220-1	293	53	13.44	Standard	5.0	S		
220-2	294	110	3.96	Standard	5.0	S		
220-3	295	49	62.46	Standard	20.0	S		
220-4	296	113	8.35	Standard	20.0	S		
220-5	322	66	15.98	Standard	10.0	S		
221-1	349	239	1.58	Standard	5.0	S		
221-2	372	245	1.48	Standard	5.0	S		
221-3	384	242	1.44	Standard	5.0	S		
221-4	350	274	2.50	Standard	20.0	S		O
221-5	373	189	3.89	Standard	20.0	S	O	
221-6	391	232	3.25	Standard	20.0	S	O	
222-1	396	264	1.39	Standard	5.0	S		O
222-2	409	286	1.33	Standard	5.0	S	O	
222-3	418	276	1.36	Standard	5.0	S		
222-4	399	248	2.91	Standard	20.0	S	O	
222-5	410	245	3.06	Standard	20.0	S	O	
222-6	431	253	2.77	Standard	20.0	S	O	
226-1	589	208	2.77	Flat	10.0	S		
226-2	613	226	2.26	Flat	10.0	S		
226-5	583	207	2.77	Dished	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
226-6	620	238	2.19	Dished	10.0	S	O	
226-7	690	238	2.28	Dished	10.0	S		
231-1	324	240	2.27	Pressurized	10.0	S	O	
231-2	315	249	2.27	Pressurized	10.0	S	O	
231-3	325	184	3.13	Pressurized	10.0	S	O	
231-4	339	136	4.38	Pressurized	10.0	S	O	
231-5	437	240	2.42	Pressurized	10.0	S	O	
231-6	477	227	2.37	Pressurized	10.0	S		
231-7	464	278	1.94	Pressurized	10.0	S		
231-8	443	235	2.26	Pressurized	10.0	S		
231-9	461	246	2.13	Pressurized	10.0	S		
231-10	480	250	2.03	Pressurized	10.0	S		
231-11	634	219	2.44	Pressurized	10.0	S		
231-12	415	243	2.19	Pressurized	10.0	S		
231-13	448	262	2.04	Pressurized	10.0	S	O	
231-14	579	238	2.19	Pressurized	10.0	S		
231-15	526	259	2.00	Pressurized	10.0	S	O	
231-16	419	162	3.59	Pressurized	10.0	S	O	
231-17	449	150	3.89	Pressurized	10.0	S		
231-18	479	237	2.31	Pressurized	10.0	S	O	
231-19	508	177	3.28	Pressurized	10.0	S		
231-20	517	200	2.77	Pressurized	10.0	S	O	
231-21	623	270	1.98	Pressurized	10.0	S	O	
231-22	456	279	1.89	Pressurized	10.0	S	O	
231-23	471	353	1.43	Pressurized	10.0	S	O	
231-24	515	195	2.81	Pressurized	10.0	S		
231-25	518	209	2.70	Pressurized	10.0	S	O	
231-26	522	260	1.98	Pressurized	10.0	S	O	
231-27	649	193	3.01	Pressurized	10.0	S		
231-28	695	195	2.87	Pressurized	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
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		
231-38	939	197	2.97	Pressurized	10.0	S	O	
231-39*	985	441	1.21	Pressurized	10.0	S	O	
231-71	657	195	2.77	Pressurized	10.0	S		
231-72	676	203	2.81	Pressurized	10.0	S	O	
231-81	672	219	2.19	Pressurized	10.0	S	O	
231-82	691	238	2.19	Pressurized	10.0	S	O	
232-1	155	181	3.46	Wide-Gap	10.0	S		
232-2	186	236	2.50	Wide-Gap	10.0	S		
232-3	188	261	2.22	Wide-Gap	10.0	S		
232-4	184	274	2.00	Wide-Gap	10.0	S	O	
232-5	194	326	1.68	Wide-Gap	10.0	S		
232-6	195	294	1.83	Wide-Gap	10.0	S	O	
232-7	329	218	2.60	Wide-Gap	10.0	S		
232-8	364	198	2.93	Wide-Gap	10.0	S		
232-11	741	140	4.48	Narrow-Gap	10.0	S		
232-12	581	112	5.96	Narrow-Gap	10.0	S		
232-14	619	237	2.13	Narrow-Gap	10.0	S		
232-15	572	257	2.03	Narrow-Gap	10.0	S	O	
232-16	551	219(*4)	2.13	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-1	607	171	3.41	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-2	683	180	4.16	Narrow-Gap	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
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	20.0	S	O	
233-19	622	238	2.13	Standard	10.0	S	O	
233-20	731	240	2.19	Standard	10.0	S	O	
233-30-1	706	185	2.97	Standard	10.0	S		
233-30-2	707	185	2.97	Standard	10.0	S		
234-1	(*2)	0.1	-	Standard	10.0	S		
234-2	(*2)	0.1	-	Standard	10.0	S		
234-3	511	288	1.87	Standard	10.0	S	O	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
234-4	525	280	1.87	Standard	10.0	S	O	
234-5	658	272	1.89	Standard	10.0	S	O	
234-6	745	269	1.93	Standard	10.0	S		
235-1	586	167	3.56	Standard	10.0	S		
235-2	591	274	1.83	Standard	10.0	S	O	
235-3	645	273	1.85	Standard	10.0	S		
235-4	680	165	3.62	Standard	10.0	S		
235-5	694	270	1.85	Standard	10.0	S		
235-6	729	275	1.99	Standard	10.0	S		
235-7	744	258	2.06	Standard	10.0	S	O	
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		
240-1	742	190	2.97	Standard	10.0	S		
240-2	749	270	2.00	Standard	10.0	S		
240-3	753	180	2.97	Standard	10.0	S		
240-4	758	260	2.06	Standard	10.0	S		
240-5	774	194	2.97	Standard	10.0	S		
240-6	789	230	2.31	Standard	10.0	S		
240-7	826	290	1.77	Standard	10.0	S		
240-8	907	310	1.69	Standard	10.0	S	O	
240-9	937	290	1.77	Standard	10.0	S		
240-10	943	290	1.75	Standard	10.0	S		
240-11*	981	290	1.77	Standard	10.0	S	O	
241-1	839	183	3.20	Standard	10.0	S		
241-2	862	180	2.91	Standard	10.0	S		
241-3*	1003	198	3.15	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
311-1	197	44(55)(*5)	5.37	JP-II	2.6	B(5)		
312-1	348	177(188)(*5)	1.72	Standard	10, 20	B(5)		
312-2	419	188(220)(*5)	1.71	Standard	10, 20	B(5)		
312-3	451	225(240)(*5)	1.46	Standard	10, 20	B(5)		O
312-4	576	228	1.46	Standard	10, 20	B(5)	O	
312-10-1	633	50	5.96	Standard	5, 10	B(5)		
312-10-2	740	210(170)(*5)	1.52	Standard	5, 10	B(5)		
312-11	797	250(215)(*5)	1.24	Standard	5, 10	B(5)		
312-20	647	180(90)(*5)	2.03	Standard	5, 20	B(5)		
312-21	756	225(145)(*5)	1.69	Standard	5, 20	B		
312-40*	1007	223(中心)-238(周)	1.45	Standard	10, 20	B	O	
313-1-1	584	-	12.63	Standard	20.0	B(4)		
320-1	648	237	2.31	Standard	10.0	S	O	
320-2-1	692	126	4.63	Standard	10.0	S		
320-2-2	693	237	2.19	Standard	10.0	S		
320-3	726	260	1.93	Standard	10.0	S	O	
320-4	735	235	2.46	Standard	10.0	S		
320-5	737	270	1.87	Standard	10.0	S	O	
320-6	747	304	1.70	Standard	10.0	S	O	
320-7	754	266	1.93	Standard	10.0	S	O	
320-8	836	236	2.33	Standard	10.0	S		
320-9	912	253	2.03	Standard	10.0	S		
320-10	928	261	2.03	Standard	10.0	S	O	
320-11*	959	237	2.33	Standard	10.0	S		
320-12*	966	250	1.81	Standard	10.0	B(4)	O(2)	
330-1	785	154	3.82	Standard	10.0	S		
330-2	916	151	3.82	Standard	10.0	S		
330-3	920	256	1.98	Standard	10.0	S	O	
330-4*	962	254	1.98	Standard	10.0	S	O	
400-1	485	155	6.32	Only pellet	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
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		
400-5	783	150	3.82	Only pellet	10.0	O		
400-6	828	153	3.82	Only pellet	5,10,20	O		
401-1	159	53	5.24	Only pellet	10.0	O		
401-2	160	106	2.32	JP-II	2.6	S		
401-3	171	154(115)	1.56	JP-II	2.6	S		
401-3B	52	150(142)	1.53	JP-II	2.6	S		
401-4	313	166(136)	3.62	Standard	10.0	S		
401-4B	317	168(125)	3.78	Standard	10.0	S		
401-4C	394	155(129)	3.78	Standard	10.0	S		
401-5	319	131	4.90	Standard	10.0	S		
401-6	342	246(103)	2.28	Standard	10.0	S		
401-7	549	291	1.85	Standard	10.0	S		
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		
402-4B	615	160(105)	3.82	Standard	10.0	S		
402-5	355	219(81)	2.32	Standard	10.0	S		
402-5B	659	238(85)	2.19	Standard	10.0	S		
402-6	414	131(90)	5.41	Standard	10.0	S		
402-7	472	118	5.21	Standard	10.0	S		
402-8	644	159(118)	3.62	Standard	10.0	S		
402-9	667	157(96)	3.62	Standard	10.0	S		
402-10	670	156	3.78	Standard	10.0	S		
402-11	688	153(132)	3.78	Standard	10.0	S		
402-12	697	158(103)	3.62	Standard	10.0	O		
402-13	709	157(131)	3.78	Standard	10.0	O		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
402-23	757	152	3.78	Standard	10.0	S		
402-24	764	152	3.78	Standard	10.0	S	O	
402-25	777	152	3.62	Standard	10.0	S		
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		
402-29	864	213	2.55	Standard	10.0	S	O	
402-30	858	199	2.52	Standard	10.0	S	O	
402-31	896	155	3.96	Standard	10.0	S	O	
402-32	901	217	2.60	Standard	10.0	S	O	
402-33	913	190	3.08	Standard	10.0	S	O	
402-34	925	210	2.77	Standard	10.0	S	O	
402-35*	964	200	2.77	Standard	10.0(2.6)	B(2)		
402-36	886	155	3.72	Standard	10.0	S	O	
402-37	892	157	4.04	Standard	10.0	S	O	
403-1	365	161(128)	3.93	Standard	10.0	S		
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		
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		
413-2	466	158(99)	3.62	Standard	10.0	S	O	
413-10	927	213	2.60	Standard	10.0	S	O	
413-11*	952	200	2.77	Special	10.0(2.6)	B(2)	O	
413-12*	984	200	2.77	Special	10.0(2.6)	B(2)		
421-3	264	152	1.53	JP-II	2.6	S	O	
431-1	470	155(115)	3.78	Standard	10.0	S	O	
432-1	402	160(92)	3.93	Standard	10.0	S	O	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
432-1B	457	165	3.82	Standard	10.0	S		O
432-2	442	233(143)	2.44	Standard	10.0	S		O
433-1	406	155	4.00	Standard	10.0	S		O
433-2	445	237(172)	2.42	Standard	10.0	S		O
441-1	484	161(98)	3.62	Standard	10.0	S		O
452-1	417	154(107)	4.00	Standard	10.0	S		O
462-1	550	103(*4)	3.82	Narrow-Gap	10.0	S		O
465-3-1	519	84	8.35	Standard	10.0	S		O
465-3-2	528	164	3.82	Standard	10.0	S		O
472-1	505	139	2.68	Standard	5.0	S		O
480-1*	979	200	2.77	Special	10.0	S		O
480-2*	1000	180	3.08	Special	10.0	S		O
482-1	689	180(65)	3.01	SUS	10.0	S		O
482-2	606	165	3.82	Thin-Wall	10.0	S		O
482-3	578	167	3.82	Cold-worked	10.0	S		O
490-1-1	837	166	3.20	Standard	10.0	S		O
490-1-2	838	237	2.01	Standard	10.0	S		O
490-2	926	189	3.08	Standard	10.0	S		O
490-3*	983	200	3.08	Standard	10.0	S		O
490-4*	1004	200	3.08	Standard	10.0	S		O
501-1	767	205	2.50	GE	10	S		O
501-2	802	169	3.25	GE	10	S		O
501-3	806	257	1.90	GE	10	S		O
501-4	816	284	1.80	GE	10	S	O	O
501-7	807	305	1.63	GE	10	S		O
501-8	821	393	1.28	GE	10	S		O
501-9	849	394	1.28	GE	10	S		O
501-10	884	277	1.77	GE	10	S		O
502-1	804	208	2.63	GE	10	S		O
502-2	817	171	3.25	GE	10	S		O

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
502-3	819	313	1.61	GE	10	S		O
502-4	808	304	1.63	GE	10	S		O
502-4b	909	308	1.63	GE	10	S		O
502-5	822	386	1.28	GE	10	S		O
502-6	885	287	1.80	GE	10	S		O
503-1	805	201	2.63	GE	10	S		
503-2	818	169	3.08	GE	10	S		
503-3	823	283	1.80	GE	10	S	O	
503-3b	910	280	1.80	GE	10	S	O	
503-4	809	304	1.63	GE	10	S		O
503-5	824	392	1.28	GE	10	S		O
600-1	773	232	2.42	Cold-worked	10	S		O
600-2	796	518	1.28	Standard	20	S		O
700-1	(*)2	—	—	—	—	—		
700-2	825	140	3.85	Standard	20	S		
700-3	883	341	1.72	Standard	20	S		O
700-4	983	253	2.19	Standard	20	S		
710-1	850	344	1.41	Short-sized	20	S		
710-2	915	—	1.34	Short-sized	20	S		
710-3*	961	380	1.34	Special	20.0	S		
900-1	775	(*)6	4.16					
900-2	776	(*)6	4.63					
900-3-1	840	(*)6	62.46					
900-3-2	841	(*)6	14.86					
900-3-3	842	(*)6	10.98					
900-3-4	843	(*)6	9.28					
900-3-5	844	(*)6	3.47					
900-3-6	845	(*)6	1.98					
900-3-7	846	(*)6	1.95					
900-3-8	847	(*)6	1.69					

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
1111-1	(*2)	-	-	Full-annealed	10	S		
1111-2	835	101	4.48	Standard	10	S		
1111-3	888	177	2.09	Standard	10	S		
1111-4*	949	205	1.95	Standard	10.0	S		
1111-5	908	160	2.14	Standard	10	S		
1111-6*	958	230	1.95	Standard	10.0	S		
1111-7*	987	271	1.66	Standard	10.0	S	○	
2111-1*	923	139	5.21	Standard	10	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		
HTR-I-1	787	101	10.43	HTR	4,8,12,20	S		
HTR-I-2	827	217	997	1.98	HTR	4,8,12,20	S	0 (only 20%)

(*) 今期(5.4.7～5.4.12)照射したTestである。

(* 1) 投入反応度から評価すると約400cal/g·UO₂である。

(* 2) 出力較正実験

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

(* 4) NVのピーク付近で原子炉のスクラムが発生した。

(* 5) 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。

(* 6) SUS、アルミカプセルの特性試験である。

付録D NSRRパルス運転記録

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

Table D Summary data of pulsing operation (1)

A	B	C*1	D*2	E*4	F	G*4	H*4	I		
Pulse No.	Date	Capsule Yes No	ΔK/β (S)	Bank rod position Initial Pulse	Transient rod position TA TB TC	Peak NV (MV)	NVT till 1.0 sec (MW-sec)	Test No.		
944	Jan. 17	C	2.13	229	505	535	DN	2190	36.5	2111-2-1
945		○	2.13	229	505	535	DN	2170	36.5	2111-2-2
946		○	2.13	229	505	535	DN	2170	36.5	2111-2-3
947		○	2.1	229	514	540	DN	2011	34.0	206-33
948		○	2.35	229	538	443	DN	3024	41.6	212-54
949		○	3.13	229	510	900	DN	5796	52.9	1111-4
950	Feb. 19	○	3.13	229	459	100	DN	6468	60.5	点検運転
951		○	4.35	228	632	465	DN	15246	95.8	104-5
952		○	2.5	228	546	370	DN	3856	46.6	413-11
953		○	2.4	228	536	420	DN	3213	42.8	231-32
954		○	3.03	228	562	100	DN	5040	55.4	235-13
955		○	2.47	228	530	386	DN	3621	58.0	103-24
956		○	2.53	228	533	355	DN	3916	59.2	103-23
957	Mar. 7	○	2.68	228	545	265	DN	4801	52.9	2111-3
958		○	3.2	228	521	725	DN	7560	63.0	1111-6
959		○	2.78	230	557	195	DN	4914	51.7	320-11
960		○	1.68	230	487	700	DN	806	23.9	206-34
961		○	4.1	230	655	525	DN	12978	85.7	710-3
962		○	3.10	230	570	860	DN	5670	58.0	330-4
963	Apr. 4	○	3.13	229	458	100	DN	6384	60.5	見学
964		○	2.5	229	545	370	DN	3704	45.4	402-35
965		○	4.03	229	635	542	DN	12348	89.9	111-24
966		○	3.3	229	562	760	DN	7006	63.0	320-12
967		○	2.95	229	568	100	DN	4914	52.9	212-55
968		○	2.0	229	519	575	DN	1625	31.5	100-3-1
969		○	2.5	229	554	375	DN	3704	46.6	100-3-2
970		○	2.5	229	555	375	DN	3742	46.6	100-3-3
971		○	3.0	229	583	840	DN	5922	58.0	100-3-4
972		○	3.0	229	583	840	DN	5922	58.0	100-3-5
973		○	3.5	229	624	630	DN	9601	73.1	100-3-6

Table D Summary data of pulsing operation (2)

Pulse No.	Date	B	C	*1	*2	D	E	*4	F			G	*4	H	I
		Yes	No	Capsule	ΔK/β	Bank rod position	Initial	Pulse	TA	TB	TC	Peak NV (MV)	NVT till 1.0 sec (MW-sec)	Test No.	
974	Apr. 9	○		3.5	229	625	630	DN	DN	DN	DN	9601	75.6	100-3-7	
975	9	○		4.0	229	658	525	DN	DN	DN	DN	12902	85.7	100-3-8	
976	9	○		4.0	229	659	525	DN	DN	DN	DN	13104	88.2	100-3-9	
977	9	○		4.5	229	690	425	DN	DN	DN	DN	16254	100.8	100-3-10	
978	9	○		4.5	229	690	425	DN	DN	DN	DN	16254	100.8	100-3-11	
979	10	○		2.5	230	546	370	DN	UP	UP	UP	3742	46.6	480-1	
980	10	○		2.47	230	543	386	DN	UP	UP	UP	3621	45.4	231-33	
981	11	○		3.35	229	588	740	DN	DN	DN	DN	7056	63.0	240-11	
982	11	○		3.66	229	616	628	DN	DN	DN	DN	9677	75.6	115-31	
983	16	○		2.35	229	516	440	DN	UP	UP	UP	2986	40.3	490-3	
984	17	○		2.5	229	677	370	EN	UP	UP	UP	3795	49.1	413-12	
985	17	○		4.44	229	546	435	DN	DN	DN	DN	15624	98.3	231-39	
986	25	○		2.68	229	536	266	DN	UP	UP	UP	4838	52.9	2111-4	
987	May 9	○		3.5	229	549	635	DN	DN	DN	DN	9576	70.6	1111-7	
988	16	○		3.13	232	460	100	DN	UP	UP	UP	6384	60.5	見 學	
989	16	○		3.13	232	460	100	DN	UP	UP	UP	6384	60.5	見 學	
990	20	○		2.5	230	555	375	DN	UP	UP	UP	3727	58.0	100-4-1	
991	20	○		2.5	230	555	375	DN	UP	UP	UP	3720	44.1	100-4-2	
992	20	○		4.0	230	660	525	DN	DN	DN	DN	13104	110.9	100-4-3	
993	20	○		4.0	230	660	525	DN	DN	DN	DN	13104	98.3	100-4-4	
994	20	○		3.5	230	626	630	DN	DN	DN	DN	9803	93.2	100-4-5	
995	21	○		3.5	230	628	630	DN	DN	DN	DN	9702	73.1	100-4-6	
996	21	○		3.0	230	584	840	DN	DN	DN	DN	5846	75.6	100-4-7	
997	21	○		3.0	230	584	840	DN	DN	DN	DN	5846	55.4	100-4-8	
998	21	○		4.5	230	693	425	DN	DN	DN	DN	16254	126.0	100-4-9	
999	21	○		4.5	230	691	425	DN	DN	DN	DN	16254	95.8	100-4-10	
1000	22	○		2.35	231	535	440	DN	UP	UP	UP	3032	42.8	480-2	
1001	22	○		3.97	231	620	550	DN	DN	DN	DN	12222	88.2	111-25	
1002	23	○		2.55	230	555	340	DN	UP	UP	UP	4045	49.1	212-56	
1003	23	○		2.32	230	520	455	DN	UP	UP	UP	2810	41.6	241-3	

Table D Summary data of pulsing operation (3)

Pulse No.	Date	Capsule Yes No	$\Delta K/\beta$ (S)	*2		*4		F		*4		H		I	
				Initial	Pulse	Bank rod position	Transient rod position	Peak	NV (MV)	NVT till 1.0 sec (MW-sec)	Test No.				
1004	May 28	O	2.35	229	516	441	DN	NP	3100	42.8	490-4				
1005	28	O	2.58	229	524	330	DN	UP	4846	52.9	104-6				
1006	29	O	2.75	230	561	216	DN	UP	4838	52.9	231-34				
1007	29	O	3.87	230	609	550	DN	DN	11844	83.2	312-40				
1008	30	O	2.0	230	522	575	DN	UP	1688	47.9	100-4-11				
1009	30	O	2.0	230	522	575	DN	UP	1701	30.2	100-4-12				

Notes:

- (*1) Column C shows existence of non existence of capsule.
- (*2) Column D shows reactivity insertion decided from the transient rod position.
- (*3) Column E shows critical bank rod position with transient rods either up (Initial) or at specified positions in column F (Pulse).
- (*4) Column G and H show corrected values of peak reactor power (NV) and burst energy (NVT), measured by gamma chamber #2, which were indicated on the control console. The initiation of scram action is 1.0 seconds after the withdrawal of the transient rods.