

JAERI-M

9755

NSRR実験プログレス・レポート・11

(1980年7月～1980年12月)

1981年11月

反応度安全研究室・NSRR管理室

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

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・11

(1980年7月～1980年12月)

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

(1981年9月24日受理)

本報告書は、1980年7月から同年12月までにN S R Rにおいて実施した燃料破損実験の結果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（スコーピング試験、両端低濃縮燃料試験、高発熱量試験、燃料棒支持構造効果試験）、燃料設計パラメータ試験（加圧燃料試験、ステンレス鋼被覆燃料試験、ギャップガスパラメータ試験）、冷却条件パラメータ試験（強制対流試験）、欠陥燃料試験（浸水燃料試験、擦過腐食燃料試験）、燃料挙動可視カプセル試験、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33回である。

執筆者

石川 迪夫^{注1}・星 薫雄・石井 敏雄・大西 信秋
斎藤 伸三・藤城 俊夫・稻辺 輝雄・塩沢 周策
小林 晋昇・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}

注) 1980年9月まで

* 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 (11)
(July, 1980 to December, 1980)

Reactivity Accident Laboratory
and NSRR Operation Section
Division of Reactor Safety, Tokai Research
Establishment, JAERI
(Received September 24, 1981)

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

This report describes the results obtained from July, 1980 to December, 1980. A total of 33 tests were carried out during this period; those are 10 standard fuel rod tests (5 scoping tests, 2 low enriched 2 high energy deposition tests and 1 fuel rod restraint effect test), 6 fuel design parameter tests (2 pre-pressurized rod tests, 1 stainless steel clad fuel rod test and 3 gap gas composition parameter tests), 2 cooling condition parameter tests (2 forced convection tests), 6 defected fuel rod tests (4 waterlogged fuel rod tests and 2 fretting corroded fuel rod tests), 2 fuel behavior observation tests, 2 high temperature high pressure capsule tests, 1 water loop test and 4 miscellaneous tests.

Keywords: Fuel Failure, Reactivity Initiated Accident, Fuel behavior, Pre-pressurized Fuel Rod, Ballooning, Forced Convection, Fuel Behavior Observation Capsule, Slow Motion Film, High Temperature High Pressure Capsule, Water Loop Test, NSRR Reactor

目 次

1. 今期の進歩	1
2. 大気圧カプセル実験	4
2.1 標準燃料試験	4
2.1.1 スコーピング試験	4
2.1.2 両端低濃縮燃料試験	4
2.1.3 高発熱量試験	6
2.1.4 燃料棒支持構造効果試験	7
2.2 燃料設計パラメータ試験	18
2.2.1 加圧燃料試験	18
2.2.2 ステンレス鋼被覆燃料試験	21
2.2.3 ギャップガスパラメータ試験	23
2.3 冷却条件パラメータ試験	32
2.3.1 強制対流試験	32
2.4 欠陥燃料試験	32
2.4.1 浸水燃料試験	32
2.4.2 擦過腐食燃料試験	35
2.5 その他	42
2.5.1 破損伝播試験	42
2.5.2 燃料メルトダウン試験	45
2.5.3 プルトニウム－ウラン混合酸化物燃料予備試験	45
3. 燃料挙動可視カプセル実験	55
4. 高温高圧カプセル実験	64
5. 水ループ実験	71
6. 今後の実験計画	75
参考文献	76
付録	82
A NSRR炉の概要	82
B 大気圧カプセル, 燃料挙動可視カプセル, 高温高圧カプセル, 水ループ及び標準試験燃料	89
C NSRR実験概要一覧	93
D NSRRパルス運転記録	111

Contents

1. Progress in this period	1
2. Atmospheric pressure capsule tests	4
2.1 Standard fuel rod tests	4
2.1.1 Scoping tests	4
2.1.2 Low enriched end pellets tests	4
2.1.3 High energy deposition tests	6
2.1.4 Fuel rod restraint effect tests	7
2.2 Fuel design parameter tests	18
2.2.1 Pre-pressurized fuel rod tests	18
2.2.2 Stainless steel clad fuel rod tests	21
2.2.3 Gap gas composition parameter tests	23
2.3 Cooling condition parameter tests	32
2.3.1 Forced convection tests	32
2.4 Defected fuel rod tests	32
2.4.1 Waterlogged fuel rod tests	32
2.4.2 Fretting corroded fuel rod tests	35
2.5 Miscellaneous tests	42
2.5.1 Fuel failure propagation tests	42
2.5.2 Fuel melt-down tests	45
2.5.3 Plutonium-uranium mixed oxide fuel pre-tests	45
3. Fuel behavior observation tests	55
4. High temperature high pressure capsule tests	64
5. Loop tests	71
6. Future plan of the NSRR experiments	75
References	76
Appendices	82
A. Description of NSRR facility	82
B. Description of atmospheric pressure capsule, fuel behavior observation capsule, high temperature high pressure capsule, loop and standard test fuel rod	89
C. Summary of NSRR experiments	93
D. Summary of NSRR pulsing operation data	111

Summary of the progress in this period
(M. Ishikawa, T. Hoshi and T. Ishii)

This report summarizes the progresses and the major results of the NSRR experiments conducted during a semianual period from July to December, 1980. A total of 33 tests were performed in this period. Among them are included Transient Fuel Behavior Observation Test, which was successfully initiated in this period by taking movie films, High Temperature High Capsule Test and also Water Loop Test.

As for standard Fuel Rod Tests, 4 Scoping Tests, 2 Low Enriched Ends Pellets Tests, 3 High Energy Deposition tests and 1 Fuel Rod Restraint Effects Tests were conducted. In the Scoping Tests, the outputs from the γ -chamber, which have been normally used for determining the energy deposition in a test fuel rod by multiplying a certain conversion factor obtained from the chemical analysis of fission products in a posttest fuel rod, were checked since the γ -chamber outputs had been recently suspected to be lower. As a result, the outputs were found to have been lower than that in the older tests, judging from the maximum cladding temperatures reached and the posttest fuel rod appearances. The Low Enriched End Pellets Tests were conducted to study the effects of the power peaking at the both ends of the test fuel stack by replacing the 10% enriched pellets in the standard fuel rod by natural uranium oxide pellets at the both ends. The test results showed that no significant difference was observed in the general fuel rod behavior although larger amount of axial fuel stack elongation was evident because the restraint force by the fuel-cladding contact decreased at the both ends of the fuel stack. In the High Energy Deposition Test, the effect of the subcooling of coolant water on the mechanical energy generated by fragmented fuel-water interaction was studied. According to the test results, subcooling of approximately 40°C gives the maximum nuclear-to-mechanical energy conversion ratio. It was found in the Fuel Rod Restraint Effects Test that a PWR-type spacer grid which supported the test fuel rod in an active region did not affect the significant rod behavior in comparison with the conventional supporting method in which only a bottom end of the fuel rod is fixed and the top is perfectly free from restraint.

For Fuel Design Parameter Tests were conducted 2 (two) Prepressurized Fuel Rod Tests, 1 (one) Stainless Steel Clad Fuel Rod Test and 3 (three) Gap Gas Parameter Tests. As of the Prepressurized Fuel Rod Tests, circum-

ferential cladding temperature distributions were measured in detail and also the time when the fragmented fuel pellet chunks slump to the ballooned region in the cladding was examined. The test result showed that the azimuthal cladding temperature variations were 10°C even at maximum before the initiation of the ballooning, and then the variation was 70°C at the time of the rod burst with a diametral increase of 140%. As a result of the measurement for the time of the pellet chunks slumping by using a L.V.D.T. (Linear Variable Differential Transformer) to measure a transient fuel stack length, no sudden decrease of the fuel stack length was observable during the transient although the cladding was ballooned by 73% at maximum. A total of 8 (eight) Stainless Steel Clad Fuel Rod Tests had been already completed, and the threshold energy deposition for the generation of the mechanical energy due to fuel fragmentation was examined in this period by an irradiation at an energy deposition of 333 cal/g·UO₂. No significant mechanical energy was generated, although partial fuel fragmentation occurred. The effect of xenon filled gas was studied in the wide range of energy depositions of 176, 200 and 220 cal/g·UO₂, in comparison with the results of helium gas filled in a test fuel rod. As concerned with the energy depositions examined in this period, it was found that the maximum cladding temperatures were higher by 200–300°C for xenon gas, because of the difference in the thermal conductivity of the filled gasses.

In the Cooling Condition Parameter Tests, a small circulation loop of coolant water was installed in an atmospheric water capsule to get the coolant flow of 1.3–1.8 m/sec with coolant water temperatures of 60 and 80°C, however, no satisfactory data were obtained because of the malfunctioning of the pump during the test.

For the Defected Fuel Rod Tests were conducted 4 (four) Waterlogged Fuel Rod Tests and 2 (two) Fretting Corroded Fuel Rod Tests. The transient pressure in the gap region between fuel pellets and cladding was mainly measured in the Waterlogged Fuel Rod tests, since the pressure behavior is important to understand the fuel rod failure mechanism. The measurement results showed that the pressure was not uniform even within a fuel-cladding gap region since the pressure increase is too rapid in the waterlogged fuel rod to establish an equilibrium in pressure. It was also found that the pressure increase in the lower plenum region was extremely low because of the large thermal expansion of the fuel at the both ends of the fuel stack due to the power peaking at the both ends. The effect of the defects

induced artificially to simulate the fretting corrosion defects was studied in the Fretting Corroded Fuel Rod Tests. In this period, the high energy deposition test and pre-pressurized fuel rod test were conducted, respectively, comparing the test results with those in non-defected fuel rod tests.

Beside those mentioned above, 1 (one) Fuel Failure Propagation Test, 1 (one) Fuel Melt-down Test and 2 (two) Plutonium-Uranium Mixed Oxide Fuel Pre-tests were performed using an atmospheric pressure capsule.

The Fuel Behavior Observation Tests highlight the experiments conducted in this period. The transient behavior of the rapidly heated up fuel rod was successfully observed directly by high-speed optical cinematographies. The effort has been made in last three years to develop an optical photographing system usable even in the circumstance of high radiation exposure, and the 2 (two) in-pile tests were initiated in this period, with energy depositions of approximately 270 and 300 cal/g·UO₂, respectively. The generation of Cerenkov glow by the pulse power, a series of fuel rod behaviors from heatup to cooling, appearance of boiling of coolant water adjacent to the test fuel rod, fuel rod failure and so on were observed clearly in a color movie, which provided valuable data to the study of the fuel rod behavior.

In the High Temperature High Pressure Capsule Tests, an energy deposition of 270 cal/g·UO₂ was examined to learn the fuel rod failure thresholds under the temperature/pressure conditions of PWR's and BWR's. In both case, the rod failed. Predominantly longitudinal cracks were induced in the cladding, whereas the circumferential cracks were preferable under the atmospheric pressure condition. However, the cracks were brittle in nature in both cases, and the failure threshold energy was found to be almost the same for the both.

In the Water Loop Test, a pressure of 1.1 MPa, a temperature of 100°C and a flow velocity of 4 m/sec were chosen as an initial coolant condition. As a result of an irradiation at 276 cal/g·UO₂, the maximum cladding temperature attained was as low as 800°C, and the fuel rod did not fail. Therefore, the effect of the coolant flow can be said to be much great for the rod failure, since the maximum cladding temperature is above 1700°C and the rod fails in the stagnant water/atmospheric pressure condition with the same energy deposition.

As mentioned above, a total of 33 tests were conducted in this period, which makes 479 numbers of grand total tests since the first tests in October, 1975. The classification and the number of the tests are presented in the following table.

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

Test Item	Number of Tests		
	Oct.'75 ~Jun.'80	Jul.'80 ~Dec.'80	Total
1. Standard Fuel Rod Tests			
(i) Scoping tests	49	9	58
(ii) Fuel centerline temperature measurements	3	0	3
(iii) Fuel elongation measurements	17	0	17
(iv) Rod supporting effect tests	12	1	13
2. Fuel Design Parameter Tests			
(i) Gap width parameter tests	17	0	17
(ii) Enrichment tests	17	0	17
(iii) Pre-pressurized fuel tests	43	2	45
(iv) Cladding parameter tests	30	1	31
(v) Gap gas composition parameter tests	13	3	16
(vi) Others	20	0	20
3. Coolant Condition Parameter Tests			
(i) Coolant temperature parameter tests	19	0	19
(ii) Flow area simulation tests	22	0	22
(iii) Rod bundle tests	11	0	11
(iv) Forced convection tests	14	2	16
4. USNRC Fuel Rod Tests	21	0	21
5. Defective Fuel Rod Tests			
(i) Waterlogged fuel rod tests	75	4	79
(ii) Fretting corroded fuel rod tests	21	2	23
6. Fuel behavior Observation Tests	0	2	2
7. High Temperature High Pressure Capsule Tests	7	2	9
8. Water Loop Tests	4	1	5
9. Miscellaneous Tests	31	4	35
Total	446	33	479

1. 今期の進捗

(石川 迪夫, 星 蔦雄, 石井 敏雄)

本報告書は、1980年7月から12月までの間に実施したNSRR実験について、その進捗と主な成果に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33回であるが、この中には今期始めて実施し、燃料過渡挙動の撮影に成功した燃料挙動可視カプセル実験および高温高圧カプセル実験、水ループ実験等も含まれている。

標準燃料実験としては、スコーピング試験4回、両端低濃縮燃料試験2回、高発熱量試験3回および燃料棒支持構造効果試験1回を実施した。スコーピング試験は燃料の発熱量の較正においてガムマチャンバーの出力値と実験後の燃料の化学分析から得られた換算係数を用いているが、最近ガムマチャンバーの出力値が若干低い傾向が見られるために行ったものである。その結果、同じ投入反応度に対し被覆管最高到達温度、実験後の燃料の外観は同じであるにも拘らず、ガムマチャンバーの出力値が低いことが分った。両端低濃縮燃料試験は標準試験燃料において有効発熱部の両端において端部効果により出力のピーキングが現れるのを抑えるために両端のペレットの濃縮度を下げた試験燃料棒においてその影響がどのように現れるか調べたものである。その結果、燃料挙動全般については従来の標準燃料の結果と大差ないが、燃料ペレットの軸方向の伸びについては端部での被覆管内壁との接触による拘束力が低下し増加した。高発熱量試験では燃料の微粒子化に伴う水との相互作用により発生する機械エネルギーについて冷却水のサブクール度の影響を調べた。その結果、サブクール度40°C程度で機械エネルギーへの転換率が最大となることが知れた。燃料棒支持構造効果試験では今期は、燃料棒の発熱部をPWR型スペーサグリッドで支持する体系で実験を行ったが、従来の下端固定、上端自由の場合と比較して結果に大差はなかった。

燃料設計パラメータ実験としては加圧燃料試験(2回)、ステンレス鋼被覆燃料試験(1回)、およびギャップガスパラメータ試験(3回)を実施した。加圧燃料については今期は、被覆管の周方向過度分布を詳細に測定する実験と燃料ペレットが欠け、ふくれた被覆管内に崩れ落ちる時期を測定する実験を行った。その結果、被覆管のふくれと周方向温度分布については被覆管の温度が上昇しふくれを開始する時点では周方向温度差は高々10°Cで、その後大きくふくれて破裂する時点では70°Cであり、ふくれ量は140%と極めて大きかった。ペレットの崩れ落ち時期の測定ではペレット伸び計(差動トランジスタ型)を用いてペレットのスタック長の変化を測定したが、被覆管は最大73%までふくれたにも拘らず実験中にはスタック長の減少は認められなかった。ステンレス鋼被覆燃料試験では軽水炉用のものについてこれまでに8回の実験を行ったが、今回は燃料微粒子化による機械エネルギー発生のしきい値を調べるために投入発熱量333cal/g·UO₂で実験を行った。その結果、燃料破損に伴ないペレットは一部微粒子化したが、有意な機械的エネルギーの発生は認められなかった。ギャップガスパラメータ試験ではギャップガスをゼノンガスとして発熱量176, 200, 220cal/g·UO₂で実験を行い、広い発熱量範囲でヘリウムガスの場合と結果を比較した。その結果、今回の発熱量範囲では被

被覆管最高温度は200~300°C ゼノンガスの場合の方が低くガスの熱伝導率による相違が明らかに現れた。

冷却条件パラメータ実験では、大気圧カプセル内に小型の循環ループを組込んで冷却材流速を1.3~1.8m/secとし冷却材温度を60°Cおよび90°Cとして実験を行ったが、実験中にポンプが故障し満足なデータが得られなかった。

欠陥燃料実験では浸水燃料試験(4回)および擦過腐食燃料試験(2回)を行った。浸水燃料試験では破損機構を明確にする上で重要なペレット-被覆管間のギャップ部の過渡圧力を測定する実験を中心に行った。その結果、浸水燃料実験においては燃料棒内圧力上昇が極めて急峻であり、また特に端部出力ピーキングの影響を受けたペレットの熱膨張量の相違等により、ギャップ部内でも圧力の分布が存在し、特に燃料棒の下部ブレナム部における圧力上昇は格段に小さいことが知れた。擦過腐食燃料試験ではフレッティング腐食等による被覆管の摩耗を模擬した人工欠陥を有する燃料棒について高発熱量実験および加圧燃料実験を行い、健全燃料を供試体とした場合の結果と比較した。

その他、大気圧カプセルを用いた破損伝播試験(1回)、燃料メルトダウン試験(1回)、二重カプセル体系によるプルトニウム燃料実験の予備試験(2回)を行った。

今期のハイライトは燃料挙動可視カプセルを用いて、燃料棒急速加熱時の燃料の過渡挙動の高速度写真撮影に成功したことである。これは、過去3年間に亘って高放射線下においても使用可能な光学系装置を開発し、今期初めて実験に供したものである。実験は発熱量を約270,300cal/g·UO₂として2回実施したが、パルス出力発生に伴うチエレンコフ光の発生、燃料棒の加熱から冷却に至る一連の過程、周囲の水の沸騰の様子、燃料の破損等が鮮明にカラーフィルムに記録され貴重なデータが得られた。

高温高圧カプセル実験では、PWRおよびBWRの温度、圧力条件で発熱量270cal/g·UO₂の実験を行った。これは各条件における燃料破損しきい値を知るために実施したもので、両者とも燃料は破損した。被覆管に生じたクラックは縦割れが主体で大気圧条件下で見られたものと異なるが、いずれも脆性破損であり破損しきい値も大気圧条件下と大差ないことが知れた。

水ループ実験は、冷却材初期条件として圧力1.1MPa、温度100°C、流速4m/secで発熱量を276cal/g·UO₂として1回実施した。その結果、被覆管最高温度は800°Cと低く燃料は破損しなかった。静水大気圧条件下では同発熱量の実験において被覆管温度は1700°C以上に達し、燃料は破損するのに比べると流速の影響が極めて大きいと言える。

今期は以上合計33回の実験を実施し、昭和50年10月の実験開始以来、実験総数は479回となったが、その内訳をTable 1.1に示す。

その他、実験物の開発として高温高圧水ループ、プルトニウム燃料実験用の二重カプセル等の製作を進めている。

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 ～55.6	55.7 ～55.12	合計
1. 標準燃料試験				
(i)スコービング試験	未照射健全燃料に関し、全般的な燃料挙動の究明	49	9	58
(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情報を得る。	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。	17	0	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。	12	1	13
2. 燃料パラメータ試験				
(i)ギャップ燃料試験	初期ギャップ幅が燃料の過渡温度挙動、破損に及ぼす影響	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	43	2	45
(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	30	1	31
(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	13	3	16
(vi)その他		20	0	20
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	19	0	19
(ii)流路模擬燃料試験	流路条件が燃料破損に及ぼす影響	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	11	0	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	14	2	16
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	75	4	79
(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	21	2	23
6. 可視カプセル実験	実炉の運転温度・圧力条件下における燃料挙動の究明	0	2	2
7. 高圧カプセル実験	流動条件下における燃料挙動の究明	7	2	9
8. 水ループ試験		4	1	5
9. その他		31	4	35
	合 計	446	33	479

2. 大気圧カプセル実験

2.1 標準燃料試験

2.1.1 スコーピング試験（星 薫雄，岩田耕司，吉村富雄，床井博見）

(1) 実験目的

1976年にスコーピング実験の一環として、発熱量の較正を実施したが、その後すでに4年の歳月が経過しており、前回と対応した条件で再現性を検討した。

(2) 実験方法

実験では試験燃料や実験カプセル内の計装を前回の実験と同一とし、パルス照射にあたってもトランジェント棒の位置を前回と同一条件とした。

実験では被覆管表面に白金-白金・ロジウム13%熱電対を取付け表面温度を計測した。取付箇所は燃料軸方向中心位置に2点(#2, #4)と中心より上方33mmに2点(#3, #6)並びに中心より下方33mmに2点(#1, #5)の計6箇所とした。

(3) 実験結果と考察

Table 2.1.1に発熱量と被覆管の最高温度を示す。前回に比べ発熱量は幾分低めであるが、被覆管最高温度や照射後の燃料破損形態に大きな相異はない。ガンマチェンバーの出力から求めた発熱量の再現性をFig. 2.1.1に示す。なお図中の発熱量はガンマチェンバーの出力を積分した値に、以前に照射済燃料の化学分析による発熱量の絶対測定結果から得られた換算係数を乗じて求めた値である。再現実験での発熱量は前回の発熱量に比べほぼ3%低い値となっているので、さらに、今回の照射後の燃料についても化学分析して、発熱量の再現性を詳細に検討する予定である。

2.1.2 両端低濃縮燃料試験（大西信秋・落合政昭・植村睦）

(1) 実験の概要

NSRR実験において用いられてきた標準型燃料棒は、すべての UO_2 ペレットの濃縮度が10%である。しかしながら、今後標準型燃料棒として、両端の UO_2 ペレットを低濃縮ペレットにした両端低濃縮型燃料棒が使用されることを考慮し、本期はそのスコーピング試験として両端低濃縮（濃縮度0.71%）燃料棒実験（Test No. 207-11, No. 207-12）を行った。

温度履歴が比較できる様に、過去に行われた10%標準型燃料棒実験と同じトランジェント棒位置にして照射を行った。

また標準型（10%濃縮 UO_2 ペレット）燃料棒では、ペレットスタック両端に出力ピークが生じ、その両端部におけるペレットと被覆管の相互作用が、燃料破損等に影響を及ぼす。今回の実験では両端低濃縮型燃料棒を用いるために燃料棒の両端の出力が抑えられ、両端部におけるペレットと被覆管の拘束力の減少が予想される。その影響を知るためにペレット及び被覆管の伸びをL.V.D.T. (Linear Variable Differential Transformer)によって測定した。

(2) 実験条件

本試験で使用した実験燃料棒は、標準型燃料棒において両端それぞれ1個のペレットを天然ウランペレットにしたもの用いた。また、ペレット及び被覆管伸び測定のためL.V.D.T.を取り付けた。

照射に際し、3本のトランジエント棒の位置は、Test No. 207-11に関しては、標準型燃料棒実験 Test No. 111-12, 111-12Bと同じである。また Test No. 207-12については、標準型燃料棒実験 Test No. 200-5, 200-5B, 200-5Cと同様にした。

(3) 実験結果及び検討

(i) 被覆管表面温度について

被覆管表面最高温度、クエンチ温度及び膜沸騰継続時間の結果は、Table 2.1.2に載せた。今回の実験の被覆管表面最高温度結果を、標準型燃料棒実験結果と比較したもののがFig. 2.1.2である。

Fig. 2.1.2に示すように、被覆管表面最高温度は、Test No. 207-11については、一点低い値を示しているが、その点はDNB点を越すか越さないかという微妙な点であるためであり、今回の実験結果(Test No. 207-11, Test No. 207-12)が標準型燃料棒実験結果と大差ないことがわかる。

燃料棒の中心位置(軸方向)において測定した被覆管表面温度の最高値(Table 2.1.2においてT.C. #2, #4)についても、標準型燃料棒実験結果と比較すると、Fig. 2.1.3の様になる。Test No. 207-11の結果は、やや低目の値を示すが、Test No. 207-12は標準型燃料棒結果と一致する。

(ii) ペレット及び被覆材の伸び量について

被覆管の最高伸び量については、両端低濃縮型燃料棒の結果は、標準型燃料棒結果と変わらないことがわかった。(Fig. 2.1.5)

しかしながら、ペレットの伸びに関しては、Fig. 2.1.4からわかる様に高発熱量側(Test No. 207-12, 258 cal/g·UO₂)では両端低濃縮型燃料棒の伸び量は標準型燃料棒の伸び量に比べ大きく、超広幅ギャップ燃料棒(ギャップ幅0.7 mm)を用いた時のペレットの伸びと標準型燃料棒を用いた時の値の中間値を示すことがわかった。標準型燃料棒のペレットの最大伸びが予測値に対してかなり小さいのは、ペレットと被覆管の接触によるPCI(Pellet-Cladding Interaction)によるペレット伸びの拘束によるものと考えられている(A-7)。従って両端低濃縮型燃料棒のペレットの伸び量が大きいのは、両端が低濃縮ペレットであり、両端ペレット部におけるPCIの拘束が小さくなつたためであり、また、超幅広ギャップの結果にかなり近付いたのは両端ペレット部のPCIの拘束力の全PCIの拘束力に占める割合が大きいことを示すと考えられる。

Fig. 2.1.7, Fig. 2.1.9は被覆管表面温度履歴を示し、Fig. 2.1.6, Fig. 2.1.8はペレットと被覆管の伸びの履歴を描いたものである。

Test No. 207-12では、被覆管表面温度が最高値をとる時間を過ぎ下降し始めているにもかかわらず、被覆管は伸び続けペレットの伸びが最高値をとる時点において被覆管の伸びも最高値を示した。ペレットと被覆管の伸びが似た挙動を表わすことから、Test

No. 207-12 (発熱量 258 cal/g·UO₂) では PCI の影響が大きいことがわかった。

以上をまとめると、

- 1) 被覆管表面温度に関しては、両端低濃縮型燃料棒と標準型燃料棒の間には違いがみられない。
- 2) ベレットの伸びは両端低濃縮型燃料棒の方が標準型燃料棒よりも大きいが、被覆管の伸びについては両者では変わらない。

2.1.3 高発熱量試験

(床井博見, 岩田耕司, 星 蔦雄)

(1) はじめに

これまでの高発熱量実験の結果、約 380 cal/g·UO₂ 以上の発熱量では衝撃的な圧力や水撃力などいわゆる破壊力（機械エネルギー）の発生が認められた。これら機械エネルギーの発生は燃料破損に伴なう内圧の解放並びに冷却水中に放出された燃料と水との相互作用により発生する蒸気が原因と考えられている。しかしこれまでの実験では燃料破損に伴なって発生するカプセル内の水塊挙動や圧力挙動に関して十分な解明がなされていない。そこで前期には炉外での可視実験を実施し、カプセル内の水塊挙動がピストンモデルに従うこと、機械エネルギーは水位に追随する浮子信号をもとに評価できることを明らかにした。今期は実際に炉内での検証実験を進め高発熱量実験で発生する機械エネルギーを評価した。また燃料の微粒子化や衝撃圧力に及ぼす冷却水のサブクール度の影響についても検討した。

(2) 実験方法

水塊の挙動を明らかにするため、従来使用していた浮子に比べ、大径の浮子（直径 116 mm）を用い、上部カバーガス中に圧力計を設けた。またサブクール度の影響を検討するため冷却水温は 65°C, 75°C, 85°C とし、発熱量はそれぞれ 528 cal/g·UO₂, 529 cal/g·UO₂, 518 cal/g·UO₂ とした（Test No. 111-26, 27, 25）。

(3) 実験結果と考察

(i) 機械エネルギー評価

機械エネルギーの形態は、これまでの炉内実験のカプセル内挙動から、(1)水塊の運動エネルギー、(2)カバーガスの圧縮によるエンタルピー增加（圧縮エネルギーと呼ぶ）、(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 つが考えられる。しかし、(3), (4) の全機械エネルギーに占める割合は数 % 以下であり無視しうる。そこで前者 2 項をもって機械エネルギーを評価すれば、機械エネルギー E_m は次式で与えられる。

$$E_m = \frac{1}{2} Mv^2 + \frac{1}{\gamma - 1} (P_0 V_0 - PV) \quad (1)$$

第 1 項は水塊の運動エネルギーであり、第 2 項はカバーガスの圧縮エネルギーである。ここで M は飛上り水塊の質量、v は水塊の上昇速度、γ は比熱比、P₀, V₀, P, V はそれぞれ圧縮前後のカバーガス圧力と体積を示す。

核分裂による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。

$$\eta = E_m / E_t \quad (2)$$

ここで E_t は機械エネルギーを評価した時刻までに燃料内に発生した熱エネルギーである。

これまでの高発熱量実験の結果から機械エネルギーを評価し Fig. 2.1.10 に示す。機械エネルギーは $380 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 以上の発熱量で発生する。エネルギー転換率は発熱量の増加に伴って急激に増大し、 $530 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ では約 1 % に達する。これら得られた転換率は SPERT-CDC の結果とほぼ一致した。SPERT-CDC と NSRR とでは実験体系が異なるにもかかわらず、エネルギー転換率がほぼ一致したのは $\text{UO}_2 / \text{H}_2\text{O}$ 比がほぼ一致しているためと考えられる。

またサブクール度の機械エネルギー転換率への影響を Fig. 2.1.11 に示す。サブクール度 40°C と 25°C の実験では、 75°C の標準実験に比べ転換率が増加するが、サブクール度 15°C では転換率の低下が認められた。サブクール度の低下に従い水の沸騰までに要するエンタルピーの増加量が減少するにもかかわらず、転換率の低下がみられたのは Fig. 2.1.12 に示したごとく、燃料の微粒子化がサブクール度の減少に伴ない抑制され、伝熱面積が低下したためではないかと考えられる。

なおサブクール度の影響については来期さらに実験を進める予定である。

(ii) サブクール度の影響

燃料破損時に発生すると考えられる衝撃圧力は Fig. 2.1.13 に示すようにサブクール度を小さくすると衝撃圧の絶対値も圧力上昇速度も共に増大した。この結果と破損時点までの発熱量がサブクール度の影響を受けず $350 \sim 370 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であることを考え合わせると、衝撃圧力の発生原因には破損時の燃料内圧ばかりでなく破損した燃料と冷却水との相互作用 (FCI) も寄与していると考えられる。

破損した燃料の微粒子化は Fig. 2.1.12 に示したごとくサブクール度を小さくすると抑制される。これは燃料微粒子化のメカニズムが熱的因子と深くかかわっていることを示すものである。

2.1.4 燃料棒支持構造効果試験

(星 薫雄, 山下義昭, 岩田耕司, 吉村富雄)

(1) 概 要

燃料棒の両端を固定すると熱膨張・収縮時における燃料棒の伸縮が拘束されるために燃料棒の曲りが大きくなり、又、破損しきい値が低下することが明かとなった。^{A-7)} しかし、実炉条件を考えると、燃料棒はスペーサグリッドにより保持されているために燃料棒の軸方向拘束条件は上記の様な完全拘束ではなくはるかに弱いものである。そこで、より現実的な拘束条件下での燃料挙動を調べるために、燃料下端を固定し、発熱部上部をスペーサグリッドで支持する燃料棒支持条件で照射実験を行った。

(2) 実験方法

Fig. 2.1.14 に示すように燃料棒を下部で支持棒により固定し、中間部で PWR 型スペーサグリッドにより支持した。

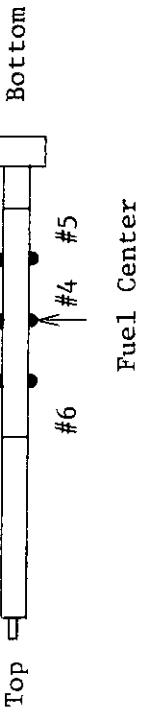
(3) 実験結果

発熱量 $254 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で照射した結果、燃料は破損した。破損位置は発熱部下部で、被覆管にクラックが発生していた。スペーサグリッドが無い場合と比較すると、破損部の外観に、スペーサグリッドを取り付けることによる影響を示すような特徴的な点は観察されず、又、燃料棒の曲りも約 0.6mm で同程度であった。スペーサグリッドは、燃料棒を Fig. 2.1.14 に示すように、板状スプリングで 2箇所、ディンプルで 2箇所の合計 4箇所で点接触により保持するために軸方向保持力は 4 ~ 6 kg 程度であり、燃料棒の伸縮を完全に拘束する程大きいものではない。燃料棒が伸縮時にスペーサグリッドを滑ったために、スペーサグリッドによって曲りが大きくなることはなかったものと言える。

Table 2.1.1 Reproducibility of energy deposition and maximum cladding surface temperature

Test No.	111-12B	111-12	200-4B	200-4	200-5C	200-5B	200-5	200-6C	200-6B	200-6
Energy deposition (cal/g·UO ₂)	165	179	232	233	258	267	264	261	276	271
#1	1100	1050	1385	1625	1590			1520		
#2	1060	1000	1395	1505	1500	1604	1700	1400	1657	1780
Maximum cladding surface temperature (°C)	#3 1110	1130	1415		1715		1635	1540		1780
#4	1100		1325	1345	1470		1560	1600		1614
#5	1100			1345		1360	1570	1575		1780
#6	1100		1340		1480			1580		

* present experiments, T.C position



Fuel Center

Table 2.1.2 Maximum Cladding Surface Temperature, Quenching Temperature and Film Boiling Duration

Test No.	207-11			207-12		
Energy Deposition (Cal/g·UO ₂)	162			258		
T/C Position	Max. Clad. Surface Temp. (°C)	Quench. Temp. (°C)	F.B.D (sec)	Max. Clad. Surface Temp. (°C)	Quench. Temp. (°C)	F.B.D (sec)
#1	925	-	-	-	-	-
#2	843	-	-	1653	826	8.5
#3	871	-	-	1582	716	10.9
#4	806	-	-	1632	827	9.0
#5	834	-	-	-	-	-
#6	513	-	-	-	-	-
Post Test Observation	<ul style="list-style-type: none"> • No failure. • Partial oxidation. 			<ul style="list-style-type: none"> • Broken into two pieces. • Oxidation in whole active region. 		

Table 2.1.3 Pellet Elongation and Cladding Elongation

Test No.	Energy Deposition (Cal/g·UO ₂)	Pellet Elongation (mm)	Cladding Elongation (mm)
207-11	162	1.6	0.7
207-12	258	3.4	2.0

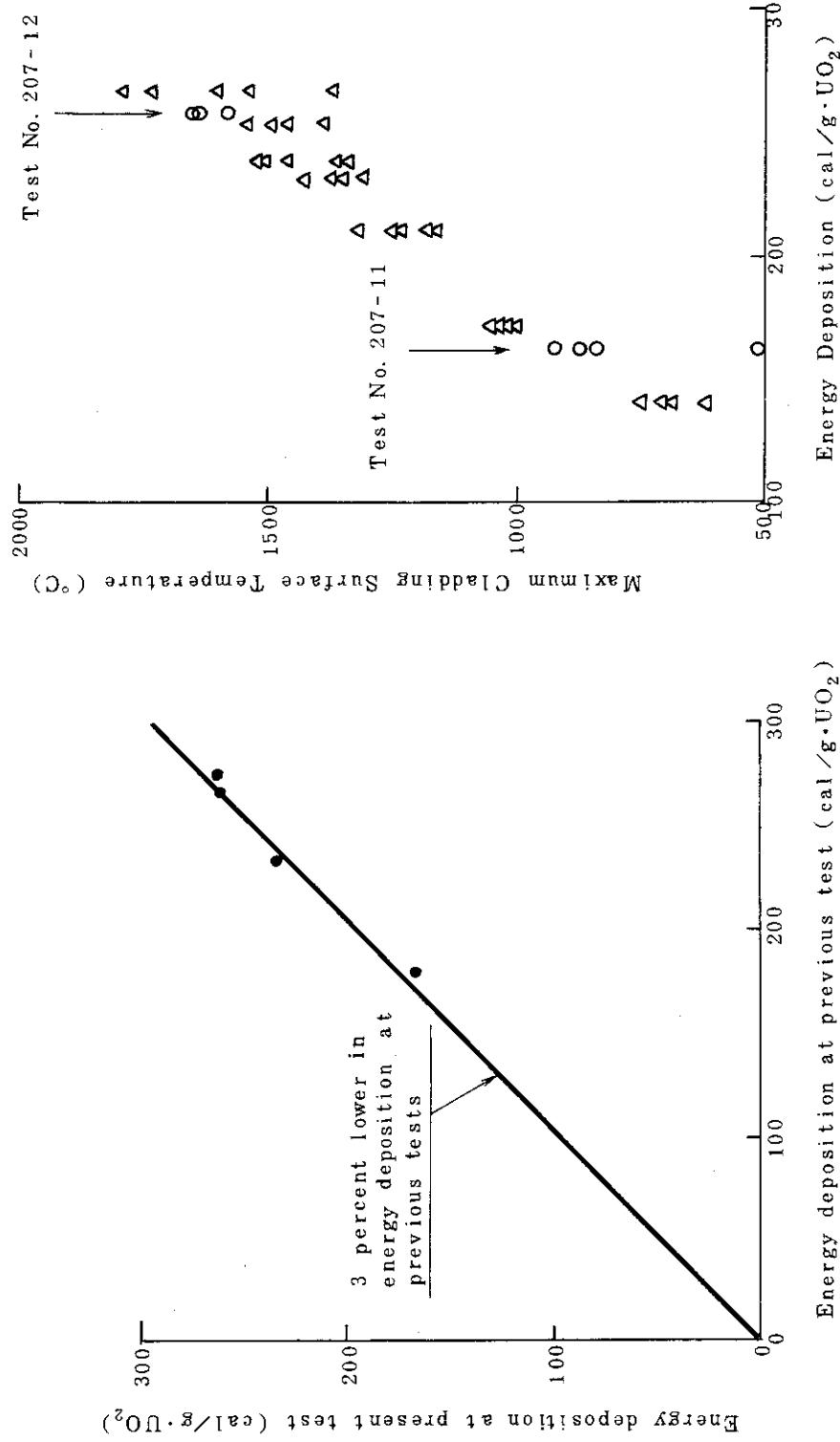


Fig. 2.1.1 Reproducibility of energy deposition in fuel rods

Fig. 2.1.2 Maximum Cladding Surface Temperatures as a Function of Energy Deposition

Fig. 2.1.2 Maximum Cladding Surface Temperatures as a Function of Energy Deposition

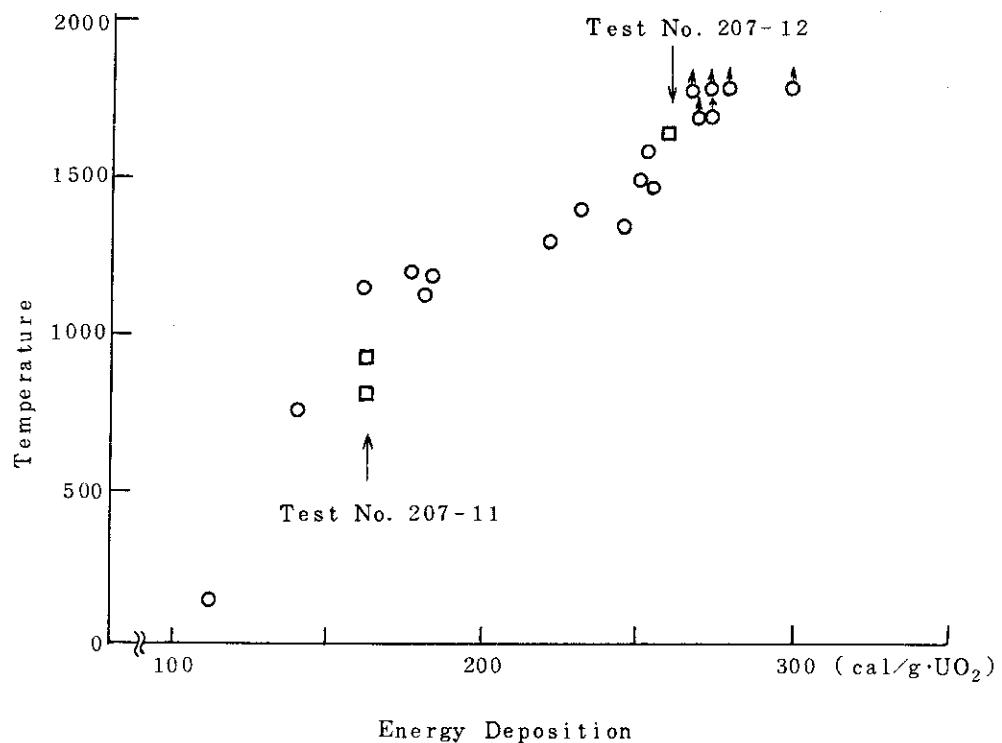


Fig. 2.1.3 Max. Cladding Surface Temperature at Axial Midplane

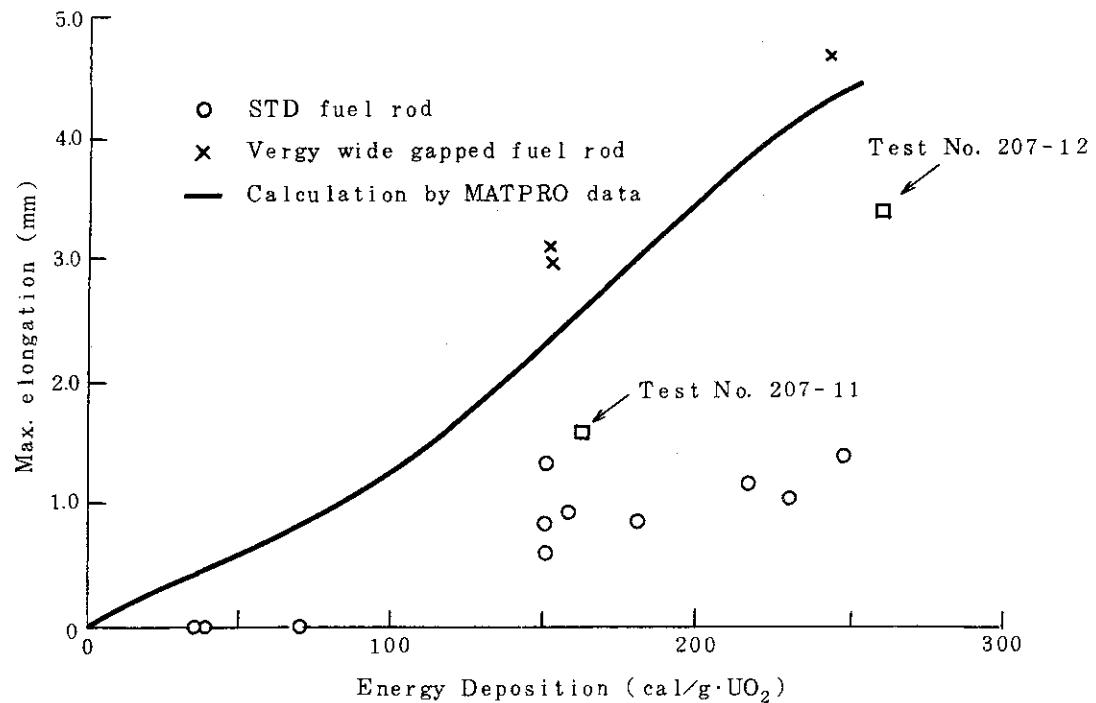


Fig. 2.1.4 Maximum Pellet Elongation as a Function of Energy Deposition

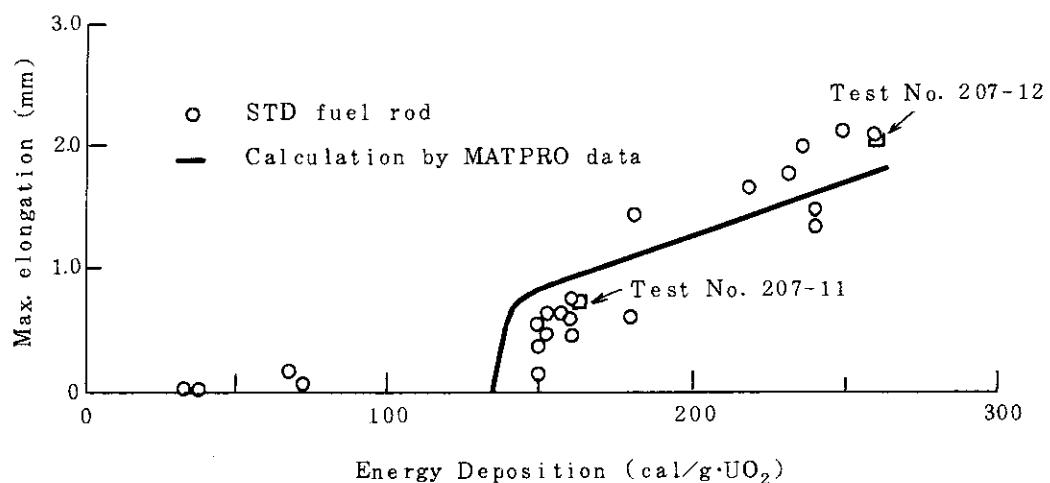


Fig. 2.1.5 Maximum Cladding Elongation as a Function of Energy Deposition

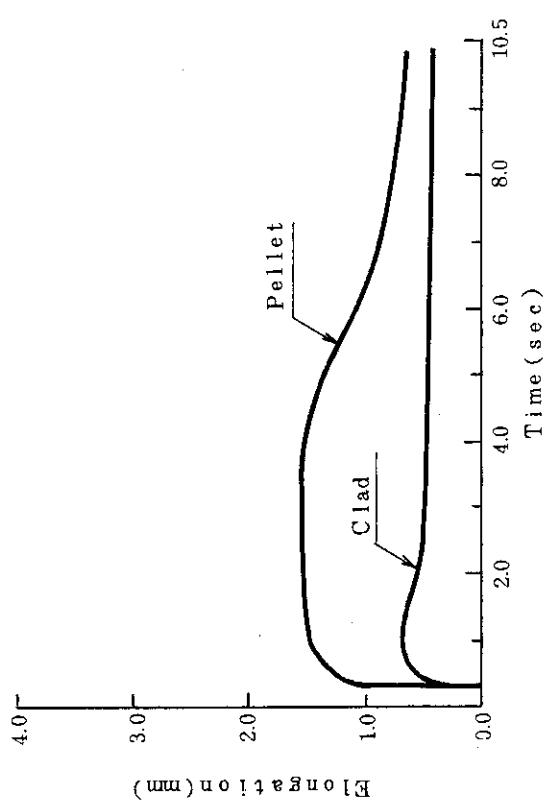


Fig. 2.1.6 Transient Records of Fuel Pellet and
Cladding Elongations (Test No. 207-11)

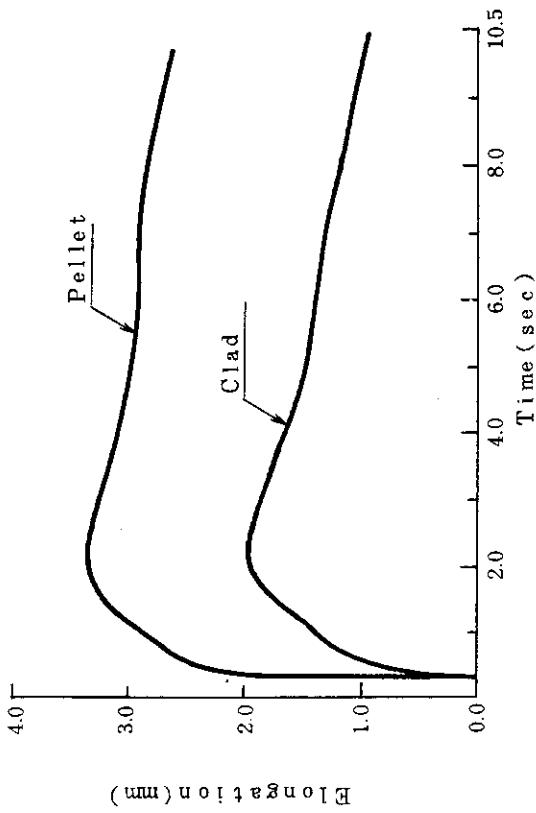


Fig. 2.1.8 Transient Records of Fuel Pellet and
Cladding Elongations

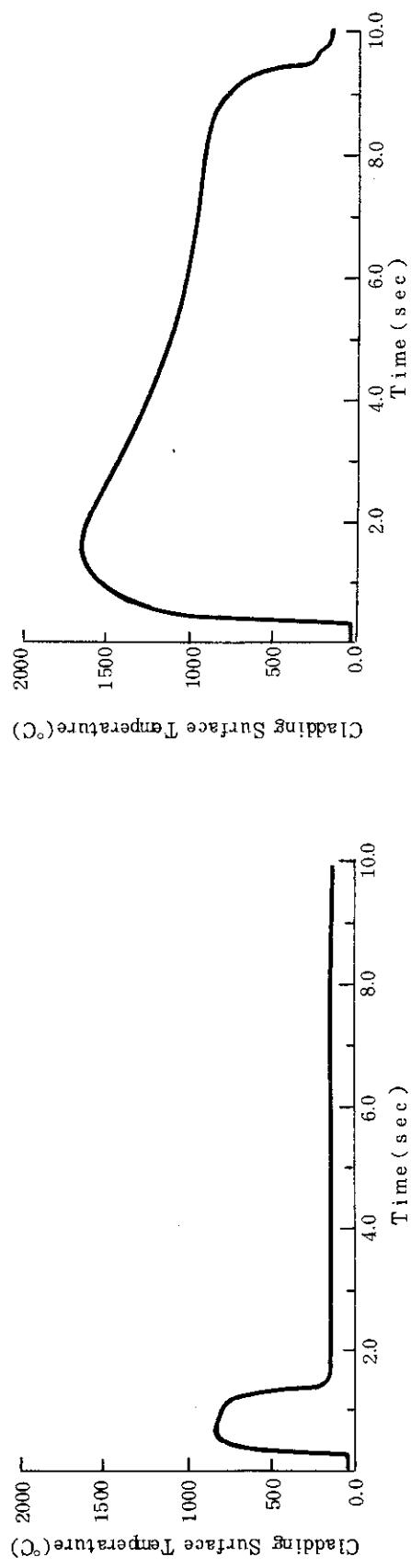


Fig. 2.1.7 Transient Histories of Cladding Surface
Temperature (Test No. 207-11)

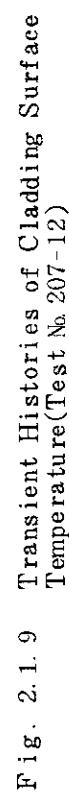


Fig. 2.1.9 Transient Histories of Cladding Surface
Temperature (Test No. 207-12)

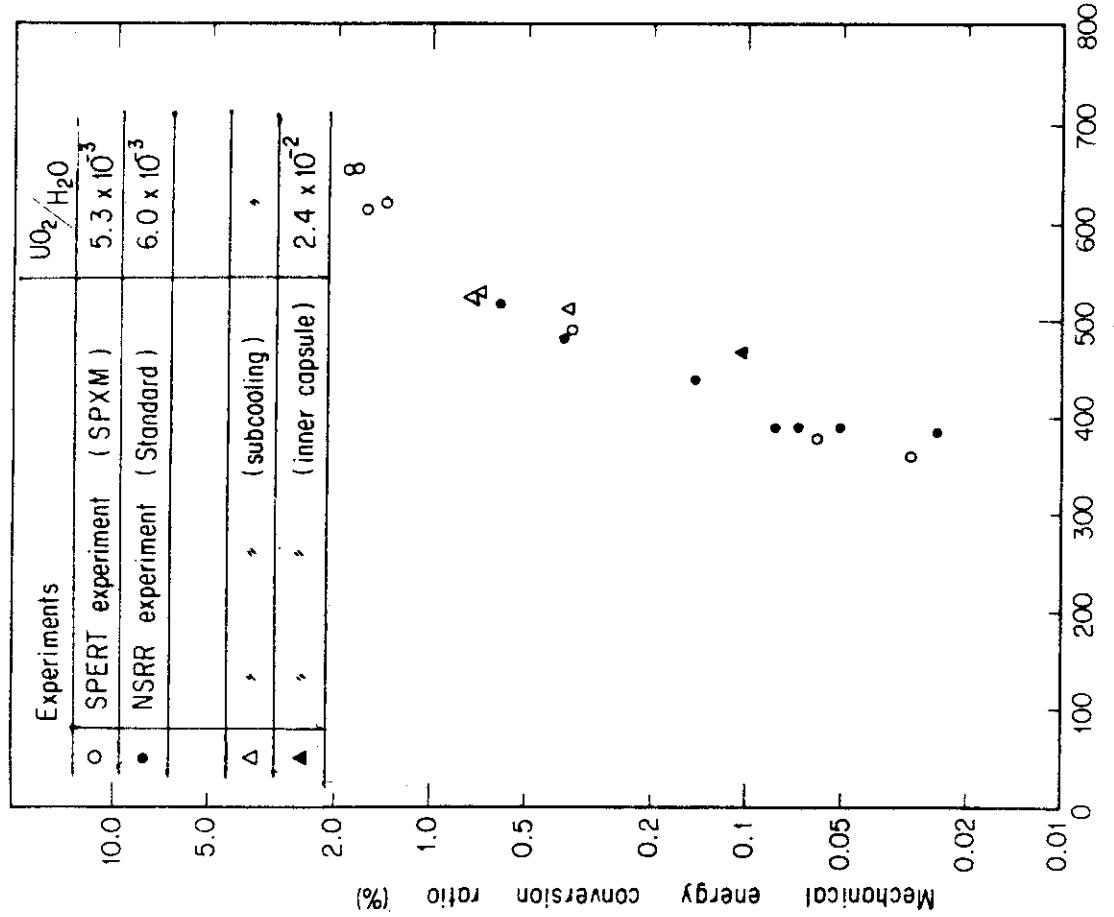


Fig. 2.1.10 Mechanical energy conversion ratio in high energy deposition tests

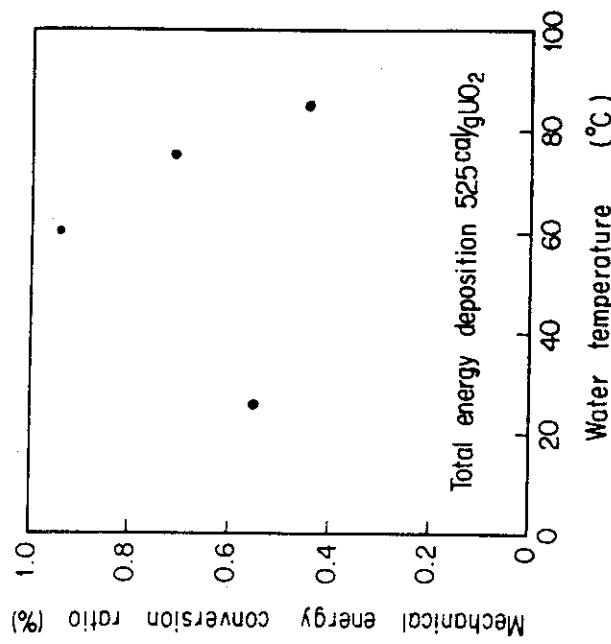


Fig. 2.1.11 Effect of coolant subcooling on mechanical energy conversion ratio in high energy deposition tests

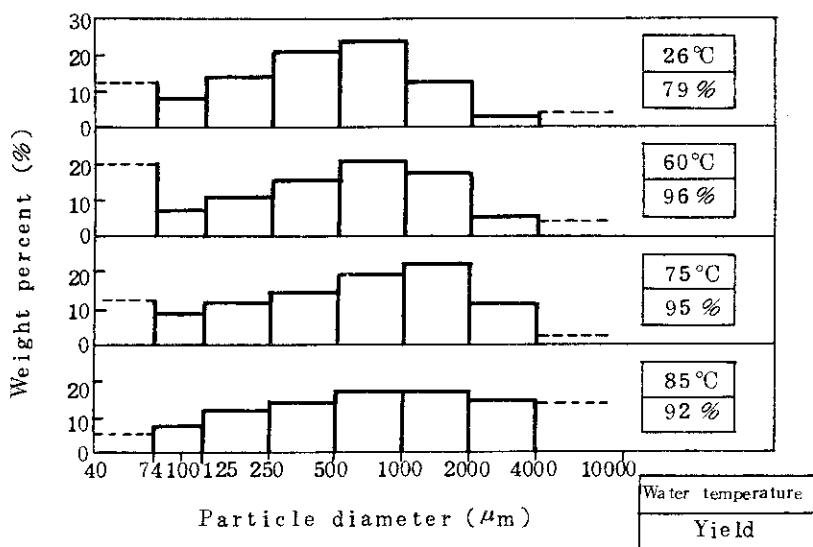


Fig. 2.1.12 Effects of coolant subcooling on fragmented particle size distribution of fuel rod irradiated at 525 cal/g UO₂

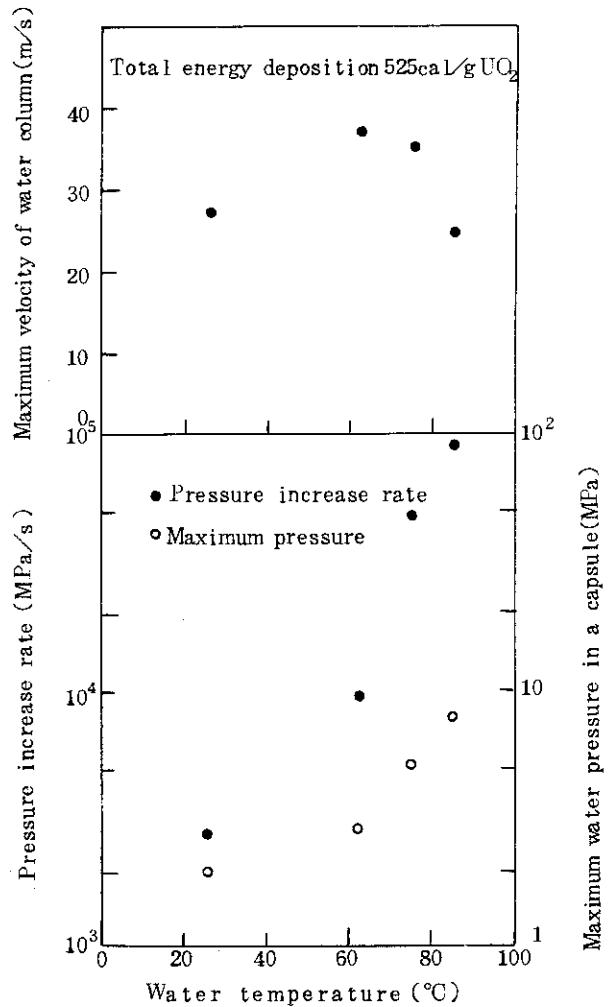


Fig. 2.1.13 Effects of coolant subcooling on maximum velocity of water column and water pressure in a capsule

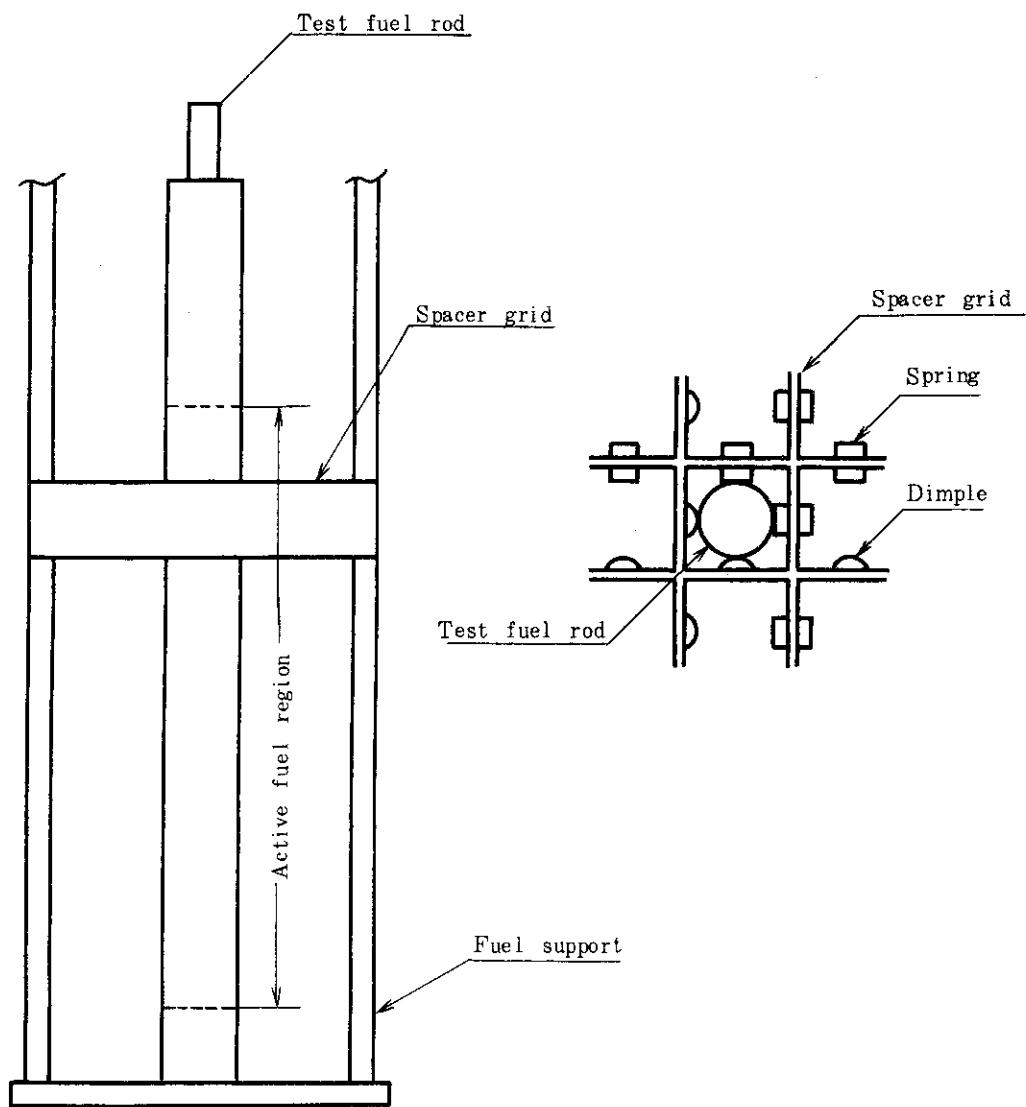


Fig. 2.1.14 Test arrangement

2.2 燃料設計パラメータ試験

2.2.1 加圧燃料試験

(斎藤伸三, 稲辺輝雄, 塩沢周策, 柳原 敏)

(1) 概 要

今期実施した試験は、

- i) 過渡的周方向被覆管温度分布の詳細を知るための実験 (Test No. 231-44) 及び、
- ii) 燃料ペレット細片の崩れ落ちの時期及びその機構を知るための実験 (Test No. 231-46)

であり、各々 1 回実施した。

燃料棒が膨れ破裂する場合、流路閉塞の可能性があるため、燃料棒の膨らみ量は原子炉の安全性の観点からも重要な研究項目の一つである。そして、一般に理解されている事実として、被覆管の周方向温度勾配が大きい時は膨らみ量(歪み量)は小さいといわれている。このため、実際の炉内条件では、周方向温度勾配が容易に生じ易く、膨らみ量は限定されたものになるであろうという主張が米・西独などでなされている。そこで、この主張の是非を確認するため N S R R での加圧燃料棒を用いた炉内実験において、被覆管表面温度の過渡測定を詳細に行つた (Test No. 231-44)。

一方、従来の N S R R における加圧燃料実験や L O C A を対象とした諸外国の実験において、燃料棒が大きく膨らんだ時、細かくなったり (fragmented) 燃料ペレットが、膨らみ部に崩れ落ちて、大きく膨らんだ部分のギャップ部を埋めてしまう現象が認められている。そして、この燃料ペレットの細粒化や崩れ落ちの程度は、燃料棒が膨れ破裂した時、より一層顕著になっている。この現象は、膨らんだ部分のギャップが埋め尽されてしまうため、燃料被覆管のその後の温度挙動を解析する上で重要となってくる。即ち、膨らみ部或は破裂部の被覆管温度は、ペレットの崩れ落ちがなかった時と比べて、より高くなることが予想され、安全評価上でも一つの問題を提起している。従って、燃料ペレット細粒化の時期やその機構及びペレット細片の膨らみ部への崩れ落ちの時期やその機構を知ることは意義のあることである。そこで、N S R R 加圧燃料実験において、L V D T (Linear Variable Differential Transformer) により燃料ペレットスタック長さの過渡測定を行い (Test No. 231-46)，上記現象の解明に役立てることを目的とした。本実験は 2 回予定しており、今期行ったものはその中の一つで、大きな膨らみは生じるもの破裂には至らない条件で行った。

(2) 実験方法

(i) 詳細温度測定実験 (Test No. 231-44)

一般に加圧燃料実験において、熱電対を取付けると、熱電対のフィン効果のためその部分での温度が低くなり、熱電対近傍の膨らみ量は他の部分に比べて小さくなっている。このため、通常の燃料棒を用いた実験では、最大膨らみ部或はその近傍での温度測定が不可能となってくる。そこで、本実験においては、燃料有効長 4 cm の短尺燃料棒を製作し、そこ [Fig. 2.2.1] に示すように熱電対を合計 10 点取付けて、大きな膨らみを生じる近傍での温度測定が可能なようにした。

本実験では、あくまでも最大膨らみ部（破裂部）近傍での被覆管温度分布の過渡測定を目的としたもので、短尺燃料（有効長4 cm）のため従来の標準燃料（有効長13.5 cm）と必ずしも膨らみ量の絶対値において比較し得るものではない。その他の計測としては、燃料棒内圧、カプセル内圧の測定を行った。初期燃料棒内圧は1.22 MPa（冷却水圧力との差圧、以下同じ）、発熱量は202 cal/g·UO₂であった。本条件は、従来の結果では、燃料棒が100%近く膨らんで内圧破裂する条件である。

(ii) ベレット崩れ落ち時間測定実験 (Test No. 231-46)

燃料棒が大きく膨らんでその部分にベレット細片が崩れ落ちる場合、従来の結果では5 mm以上燃料スタック長さが短くなっている、LVDTで測定すれば十分検知できる量である。本実験では、従来NSRRで使用されているLVDTを用いてスタック長の過渡測定を行った。但し、LVDTの温度上昇による特性変化を防ぐため、ベレット上端部にアルミナ模擬ベレットを入れ、LVDT部の温度上昇がないようにした。その他の実験条件は、燃料棒初期内圧1.2 MPa、発熱量203 cal/g·UO₂とした。

(3) 結果及び考察

(i) 詳細温度測定実験 (Test No. 231-44)

照射後燃料棒の外観をFig. 2.2.2に示す。

図に見られるよう、燃料棒は最大140%膨らんで内圧破裂した。破裂位置は、T/C #7の近くで、燃料スタック中心高さで、240°(Fig. 2.2.1参照)であった。中心高さの熱電対間の比較において、周方向温度分布について論じると、被覆管温度は最高温度約900°Cに達する迄、4対の熱電対とも全てほとんど同じ挙動を示した。温度差は、最高温度900°Cに達する迄の約0.6秒間、最大でも10°C程度であった。そして、その後燃料棒が内圧破裂する迄、徐々に温度は減少したが、減少の程度は熱電対によって多少の相違があり、破裂時刻（パルス照射後約1.1秒後、最高被覆管温度到達後約0.5秒後）においては、最大で約70°Cの差があった。その後も温度は減少し続け、破裂後約0.5秒後には全て完全な核沸騰領域に達した。燃料中心より下側10mmの位置に取付けた3対の熱電対も、中心位置のそれらとほど同様の挙動を示した。異なる点は、最大温度時点から破裂する迄の温度下降の程度のみであり、膨らみ量の少なかった（約60%）下側位置の方が、下降の程度は緩やかであった。破裂時点での温度は、下側位置で平均800°Cであるのに対し、中心位置では680°Cであった。また、燃料中心位置より上側10mmの位置に取付けた3対の熱電対の指示値は、上記したものとは全く異っており、破裂前の最高温度は500~580°Cとかなり低く、周方向温度勾配も大きい。その後一旦下がったものもあるものの破裂後再び上昇している。これら温度測定の結果をまとめたものを次頁に示す。

本実験では、破裂した（或は最も大きく膨らんだ）近傍での温度挙動を対象としているので、燃料中心位置より10mm上側の温度挙動は除外して考えると、一例のみであるが以下の結論が導き出せる。

被覆管周方向温度分布は、温度上昇の過程ではほとんど差がない。燃料棒内圧力が最高に達し、減少し始めるのは、被覆管温度が最高になる時刻と一致していることから考えて、

Result of Cladding Surface Temperature Measurements

T/C #	Elevation (mm)	Orientation (degree)	Cladding Surface Temperatures (°C)		
			Maximum before Rod Burst	At Burst	Maximum after Rod Burst
# 1	-10	0	900°C at 0.5~0.8 sec	810	decreased after burst
# 2	-10	120	890	0.5~0.7	decreased after burst
# 3	-10	240	870	0.5~0.8	decreased after burst
# 4	0	0	900	0.5~0.6	decreased after burst
# 5	0	90	890	0.5~0.7	decreased after burst
# 6	0	180	900	0.5~0.7	T/C failure at 800°C at 0.9 sec
# 7	0	270	900	0.5~0.7	decreased after burst
# 8	+10	60	580 at Burst	580	610°C at 1.3 sec
# 9	+10	180	540	0.2~0.5	decreased after burst
# 10	+10	300	500	0.4	520°C at 1.65 sec

(1) from the center of the fuel stack

(2) 0-degree is toward T/C #1 and T/C #4. The orientation is clockwised as viewed from the bottom of the fuel rod.

有意な変形（膨らみ）が生じ始めるのは最高温度（即ち最高圧力）に達した時であると考えられる。従って、被覆管温度が最高値に達し、破裂する迄に温度減少が生じるのは、被覆管の膨らみによって燃料ペレットと被覆管間のギャップ幅が増加するためであると推察できる。参考のために、膨らみが生じない非加圧燃料棒において、同じ約 200 cal/g・UO₂ の発熱量を投入した時の被覆管温度挙動について述べると、被覆管温度は本実験で燃料棒が破裂した約 1 秒後ぐらいまで上昇し続け、その最高値は約 1150°C であり、明らかに本結果より高い。そして、本実験で最高温度に達する迄の過渡挙動は、加圧、非加圧でほとんど差は認められない。燃料棒の膨らみ方は必ずしも周方向では一様でないので、この差がその後の温度挙動に影響を与えるといつてよく、破裂時点において、最大 70°C の周方向温度差を生じるのは部分的にはこのためと考えられる。事実、T/C#1 と T/C#4 を比較した場合、最高温度は 900°C と两者同一であるのに対し、破裂時刻では T/C#1 が 810°C T/C#4 では 630°C と 180°C もの差が生じている。膨らみ量は T/C#4 の方が大きいので膨らみによる温度下降の影響は明らかである。この観点からすると、破裂は T/C#7 の近傍で生じているので、同一高さ周方向の温度分布を見た場合、破裂時刻において T/C#7 が最も低く、その反対側が最も高くなることが予想されるが事実は T/C#7 で最も高かった。その理由については今後更に実験を行って解明していく予定である。しかし、本実験において得られた重要な結果は、炉内実験において、温度上昇過程或は有意な変形を生じる以前においては必ずしも周方向温度差があるとは限らないという点である。そして、結果として短尺燃料ではあるが 140% という大きな膨らみ量を記録している。従って、本結果は流路閉塞の可能性の問題として安全性上留意すべきであるといえる。今後、何回かの実験を行って詳細を明らかにしていく予定である。

(ii) ベレット崩れ落ち時間測定実験 (Test No. 231-46)

本実験におけるスタック長の過渡変化を Fig. 2.2.3 に示す。

図から分かるように、燃料スタック長は最大約 2mm 伸び、その後徐々に減少し 15 分後では約 0.15mm の伸びとほとんど初期値のままであった。途中、いかなる時刻においても、ベレット細片の崩れ落ちを示唆するスタック長の急激な減少は認められなかった。燃料棒は破損しなかったが、最大約 73% の膨らみを示し、ベレットは細粒化し、燃料棒内で容易に移動しているのが確認された。従って、本結果に関する限り、L V D T の結果に基づけば、細片ベレットの崩れ落ちは照射後 15 分間ではなく、恐らく燃料解体時に起ったものと結論できる。今後は、燃料棒が膨れ破裂する場合の実験も含め、実験結果の再現性、L V D T の信頼性等を検討していく予定である。

2.2.2 ステンレス鋼被覆燃料試験

(斎藤伸三、稻辺輝雄、塩沢周策、柳原 敏)

(1) 概 要

ステンレス鋼は、高速炉用燃料被覆材として広く使用されているばかりでなく、水冷却原子炉用被覆材としても一部においては使用されている。そこで、NSRR では SUS 被覆燃料棒を用いた一連の RIA 実験を行っている。実験は大別して、高速炉用燃料を対象とした細型燃料棒実験と水冷却用燃料を対象とした大型燃料棒実験に分けられる。これらの実験において、主として燃料棒破損のしきい値、破損機構の究明及び破損した場合に発生する破壊エネルギーの評価を目的としている。また、本実験は被覆材パラメータ燃料実験の中の一つとして考えても有意義である。即ち、被覆管材質が燃料破損に及ぼす影響を知ることによって、より普遍的な燃料破損挙動の究明が可能となるからである。

本項では、今期行った大型燃料棒を用いた実験 Test No. 212-9 について記載する。本実験は、燃料微粒子化 (fragmentation) のしきい値及び破壊エネルギー発生のしきい値を求める目的としたものである。参考のために従来実施した大型燃料試験の結果をまとめたものを Table 2.2.1 に示す。

(2) 実験方法

被覆管は、外径 1.053mm の SUS 304^{A5)} を使用し、被覆管とベレット間のギャップ幅は標準燃料と同一（半径で 0.095mm）になるようにした。また、濃縮度、ギャップガス成分・圧力や軸方向寸法等も標準燃料と同一である。主要設計特性は文献 A-5 に示してある。

発熱量は、FP 分析による絶対測定の結果に基づいて算出された原子炉出力との対応によって求めた。換算係数は、4.0 cal/g·UO₂/MW·S であり、こうして求められた発熱量は 10% 以内の精度であると見積られている。

Test No. 212-9 の実験においては、被覆管表面温度 4 点、水塊速度計、カプセル内圧計、燃料分断計の計装を行って、過渡記録の測定をした。

(3) 結果及び考察

Test No. 212-9 において、発熱量 333 cal/g·UO₂ で照射した結果、燃料棒は Fig. 2.2.4 に見られるようにいくつかに分断 (fracturing) し、一部微粒子化も認められた。燃

料棒を取り開いていた S U S 金網が燃料最下端の高さの位置で溶融し、約 $1.5\text{ cm} \times 3\text{ cm}$ の穴が空いていた。また、被覆管及び燃料ペレットの一部は外観から判断して溶融したものと思われる。微粒子片は直径約 1 mm 程度のものが多く、細片のものは、被覆材ではなくペレットが一旦溶融した粒子か、それらが更に細かくクラック等により壊れたものである。また、ほとんどペレット 1 個分の大きさのペレットと一部被覆管の密着した燃料片も 4 コほどカプセル水中に出ていた。外観で判断する限り、本燃料棒は一部微粒子化したといって良い。従って、微粒子化の始まるしきい値は、Table 2.2.1 でみるよう $304\text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ と $333\text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の間にあるといえる。ジルカロイ被覆の標準燃料実験では、 $333\text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ では分断のみで微粒子化はしておらず、一部微粒子化の生じるのは約 $350\text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ である。それ故、ステンレス鋼においては $20\sim30\text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 微粒子化のしきい値が低くなるといえる。これは、ステンレス鋼の融点が約 1400°C とジルカロイの 1850°C より低いことに関係しているものと考えられる。即ち、ジルカロイ被覆の標準燃料では、微粒子化が生じるのは燃料棒が破損した時、溶融ペレットが水と接触するためと考えられている。従って、燃料棒破損はトランジェントの初期に起こらなければならない。そして、一般には燃料棒内圧が上昇し、被覆管温度上昇による強度低下と相まって燃料棒が内圧破裂し、溶融ペレットが噴き出すためである。しかし、微粒子化が生じるしきい値近傍では、内圧上昇の程度が小さいので被覆管強度の低下がより支配的になる。つまり、被覆管は融点に達するか或はその近傍になった時内圧破裂することになる。本実験 (Test No. 212-9)において、金網に穴が空いていたことより、標準燃料同様燃料棒が内圧破裂して溶融燃料が噴き出したことは十分に理解できる。被覆管表面に取付けた熱電対の指示値は、燃料棒が破裂したと思われる時刻（後述するが浮子の信号によって破損時刻を推定した）において 1000°C であった。しかし、熱電対が必ずしも周方向、軸方向の最大温度を示すとは限らないこと及び熱電対により生じるフィン効果のため、破裂時刻において破裂部分温度は、 1000°C よりも高いことは十分に考えられる。恐らく融点近傍の $1200\sim1300^\circ\text{C}$ になっていたものと推定される。この時、ステンレス鋼は、同じ温度のジルカロイと比較して強度的にかなり弱くなっている。また、ステンレス鋼被覆管の肉厚は、 0.40 mm で、ジルカロイ被覆の標準燃料棒に比べて約 $2/3$ である。以上のことより、ステンレス鋼被覆大型燃料棒の微粒子化のしきい値は標準燃料棒より $20\sim30\text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 低くなったものと推定できる。

次に破壊エネルギーの発生について述べる。破壊力は、カプセル内圧及び浮子による水塊速度測定によって同定している。これらの過渡記録を Figs. 2.2.5 及び 2.2.6 に示す。まず水塊速度についてであるが、パルス発生後約 0.15 sec にわたって浮子出力に振動が認められた。この振動周期は約 200 cycle/sec であり、ステンレス鋼被覆燃料棒実験の場合、燃料棒が破損しない場合でも常に発生する振動である。従って、この振動は燃料棒の破損とは無関係の別な原因によるものである。この振動の後、パルス照射後約 0.2 sec 後に明らかに水面の移動を示す信号が得られた。この時、燃料棒は破裂破損したと考えられる。浮子からの信号を水面の移動に換算すると、最大上昇速度は $\sim 0.3\text{ m/sec}$ で約 $2\sim3\text{ cm}$ 上昇したことになる。これは標準燃料の結果から類推して溶融燃料-水反応による急激な蒸気の発生のためであると解釈できる。次に、カプセル内圧についてであるが、先に述べた浮子の振動に同期した圧力振動の信

号が得られたが、水面移動時（燃料破損時）及びそれ以降には有意な圧力発生はなかったといえる。以上のことより、破壊力を評価すると、燃料破損により僅かな機械的エネルギーは発生したが、破壊力と呼べるようなエネルギーの発生はなかったといえる。従って、破壊エネルギー発生のしきい値は燃料が完全に微粒子化して被覆管から飛び出した Test No 212-4 の 416 cal/g·UO₂ 近傍であろう。一般に、ステンレス鋼被覆燃料棒とジルカロイ被覆標準燃料棒を比較した場合、微粒子化や初期破損のしきい値はステンレス鋼被覆燃料棒の方が低くなる傾向が見られている。

2.2.3 ギャップガス・パラメータ実験

(藤城俊夫, 丹沢貞光, 小林晋昇, 広瀬 誠)

(1) 概要

前期までに行った実験は、試験燃料に与える発熱量を 165 cal/g·UO₂ および標準燃料の破損しきい値の 260 cal/g·UO₂（室温条件）あるいは 230 cal/g·UO₂（サブクール 10 °C）付近に限定し、ゼノンおよびアルゴンをギャップガスとして行ったもので、主として、DNB 発生しきい値および破損しきい値付近の発熱量での燃料挙動に対するギャップガス成分の影響を調べる事を目的としたものであった。今期はさらにより広い発熱量条件に対するギャップガス成分の影響を知る事を目的として、ゼノンをギャップガスとした燃料について発熱量 176 cal/g·UO₂, 200 cal/g·UO₂ および 220 cal/g·UO₂ の照射実験を行った。

(2) 実験方法

試験燃料には濃縮度 10 % の標準燃料のギャップガスをゼノンに置換したものを使用した。置換は燃料端栓の圧力測定孔から行い、燃料内を真空中にした後ゼノンを充填する操作を繰り返して燃料棒内を完全に 0.1 MPa のゼノンガスに置換した。照射は大気圧カプセル内で室温条件で行い、被覆材表面温度および冷却水温度の測定を行った。したがって実験条件としては、ギャップガスがゼノンとなった事以外は標準燃料実験と同一である。

(3) 実験結果

(i) 被覆材温度挙動

Fig. 2.2.7 に被覆材表面温度履歴を同一条件の標準燃料（ヘリウムギャップガス）の結果と比較して示す。このように、最初の急上昇時にはヘリウムとゼノンギャップガス燃料との間には殆んど差がないが、その後の比較的ゆるやかな上昇過程に入つて両者の間に開きが生じ、最高温度にも 200~300 K の差がついた。

Fig. 2.2.8 は、被覆材表面最高温度を発熱量に対してプロットし、標準燃料と比較したものである。これから、これまでの実験が破損しきい値近くの発熱量での挙動を調べるのを主眼としていたためギャップガスの影響が比較的少ないと思われたものが、より広い発熱量範囲でサーベイしてみると、かなりの影響があることが判明してきた。

(ii) 照射後の外観

Fig. 2.2.9 に照射後の外観写真を示す。発熱量 176 cal/g·UO₂ の場合、標準燃料では一様な酸化が生じるが、ゼノンギャップガス燃料では部分的にしか酸化が生じず、また、220 cal/g·UO₂ では標準燃料では酸化膜の剥離が生じるようになるが、写真のよ

うに比較的軽度の酸化に留まり、金属光沢も残している等、外観上からも明瞭な差があることが確認された。

(4) 考察

今期までの実験結果から、ギャップガスの熱伝導率の影響は、燃料破損しきい値近くの発熱量ではあまり顕著には現れず、破損しきい値にも殆んど影響しない事、しかしそれより低い発熱量においては比較的大きな影響があり、ヘリウムとゼノンでは被覆材最高温度に200~300°Cの違いが生じる事がわかった。この理由としては、破損しきい値近くの発熱量では被覆材内面は溶融し燃料ペレットと良好な接触状態が保たれるため、大きな接触熱伝達率が保持されている事、一方、より低い発熱量では、被覆材の温度上昇の初期にはペレットと被覆材は接触するが、被覆材が高温になると熱膨張差により両者が離れるため、ギャップガスの熱伝導率の違いが温度挙動に影響するためであろうと考えられる。ただし、同じ低い発熱量でも、前期以前に行なった実験(235-1)と今期の実験とではかなり大きな差があり、今後、データの再現性につき検討を行ってゆく必要がある。

Table 2.2.1 Summary of Stainless Steel Clad Fuel Rod Tests

Test No.	Energy Deposition (Cal/g·UO ₂)	Insertion Reactivity (\$)	Objectives	Maximum cladding surface temperature at the center of fuel stack (°C)	Posttest appearance & Major result
212-1	114	1.72	Calibration of energy deposition.	out of functioning	No visible change pellet cracking
212-7	157	2.18	Calibration of energy deposition. General fuel rod behaviors such as oxidation, cladding temperature and deformation.	580 540	Partial oxidation, small bowing and no significant ballooning.
212-2	197	2.61	ditto	860 700	Discoloration due to oxidation.
212-6	2.21	2.9	failure threshold energy and its mechanism, if failed.	1050 1050 ~2%	No fuel rod failure, but oxidation, Ballooning of
212-5	258	3.1	ditto	1240 1240	Fuel rod failure due to local melting of cladding
212-3	288	3.4	Failure mechanism at higher energy deposition.	1550 1250*	Fuel rod failure due to cladding melting and probably fuel melting.

Test No.	Energy Deposition (Cal/g·UO ₂)	Insertion Reactivity (\$)	Objectives	Maximum cladding surface temperature at the center of fuel stack (°C)	Posttest appearance & Major result
212-10	304	3.56	Threshold energy for rod fragmentation and mechanical energy release, as well as failure mechanism	1570 1350*	Fuel rod fractured, but not fragmented. No mechanical energy released as a failure consequence.
212-9	333	3.8	ditto	T/C failed above 1400°C	Fuel rod fractured, and partially fragmented. Minimal mechanical energy generated.
212-4	416	4.4	ditto	1300	Fragmented fuel rushing out within coolant water from cladding shell unfragmented. Small mechanical energy generated.
212-8	457	4.67	Failure mechanism and its consequences	T/C failed above 1600°C 0.25 sec after rod failure (<100°C at rod) failure	Fuel rod fragmented completely during the power burst at an energy deposition of 348 cal/g·UO ₂ , suggesting the failure by burst. Smaller mechanical energy released compared with zry clad fuel rod (111-21).

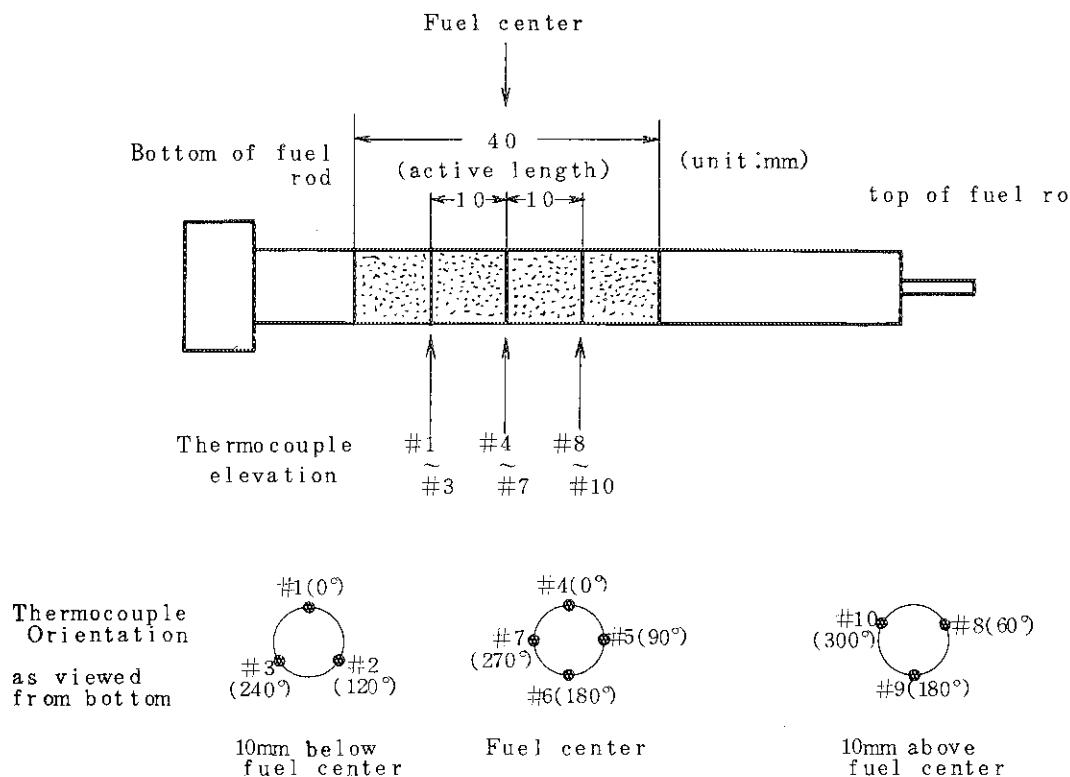


Fig. 2.2.1 Thermocouple locations in Test No. 231-44.

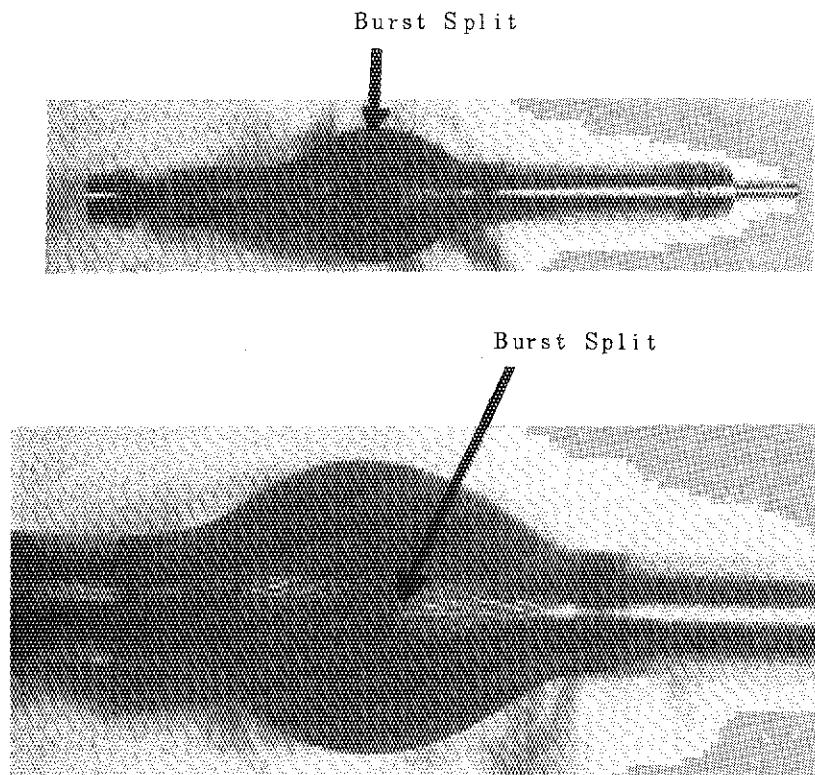


Fig. 2.2.2 Test Fuel Rod after Irradiation in Test No. 231-44.

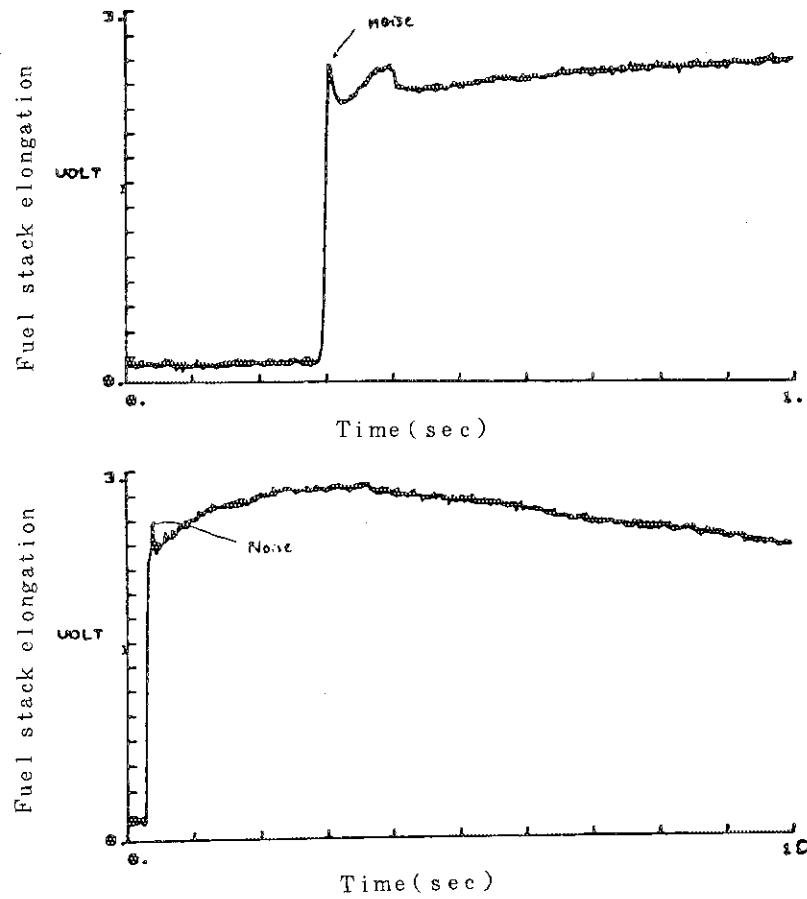


Fig. 2.2.3 Transient Fuel stack elongation measured by L.V.D.T
in Test No. 231-46
Approximate conversion factor: 0.8 mm/V
(Detailed calibration was not made.)
The output after 15min was measured to be 0.19V,
therefore the fuel stack elongation was estimated
to be 0.15mm.



Fig. 2.2.4 Test fuel after irradiation in Test No. 212-9

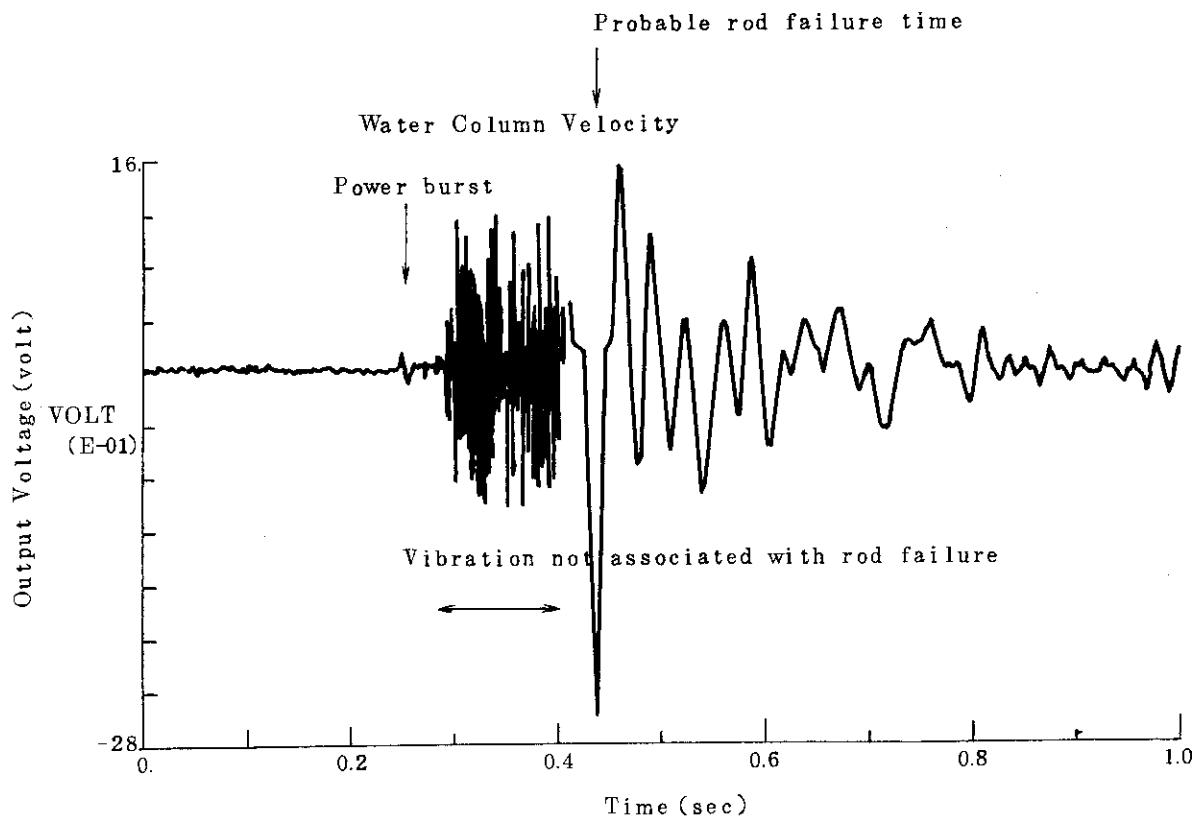


Fig. 2.2.5 Time Histories of Water Column Velocity in Test No 212-9

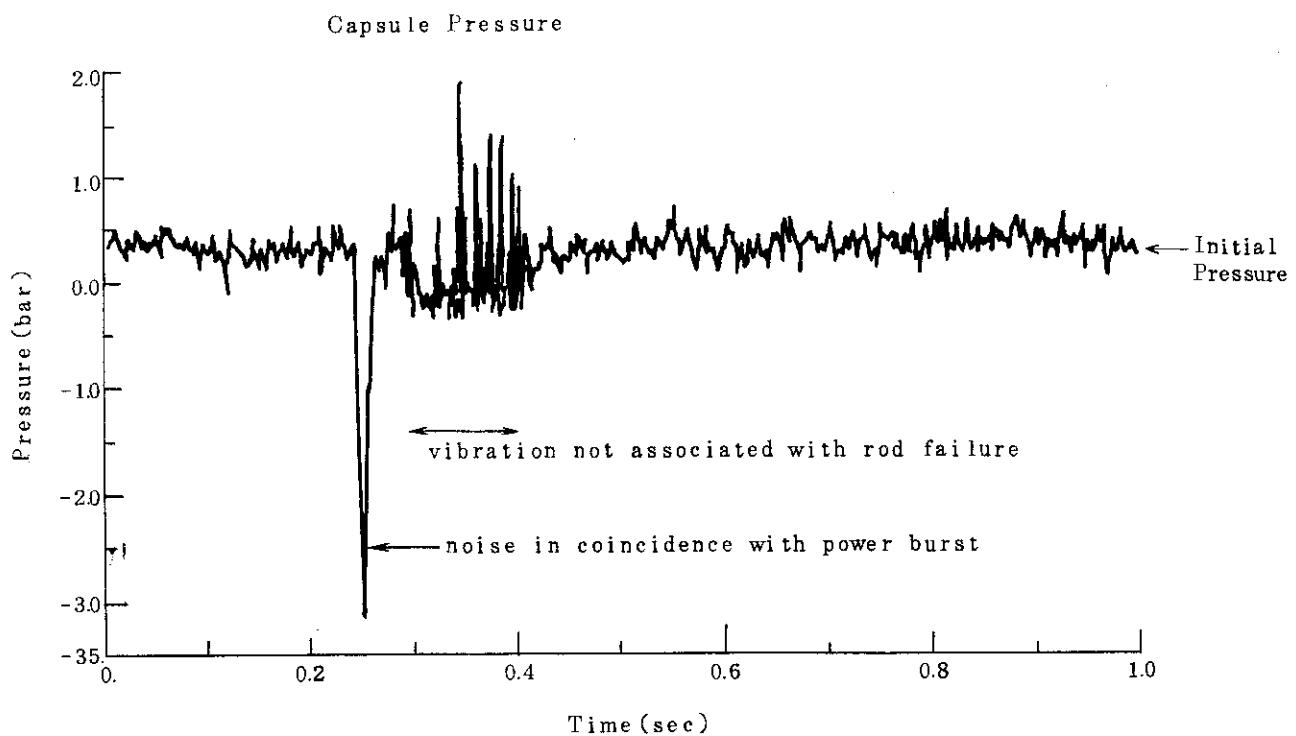


Fig. 2.2.6 Time Histories of Capsule Pressure in Test No 212-9

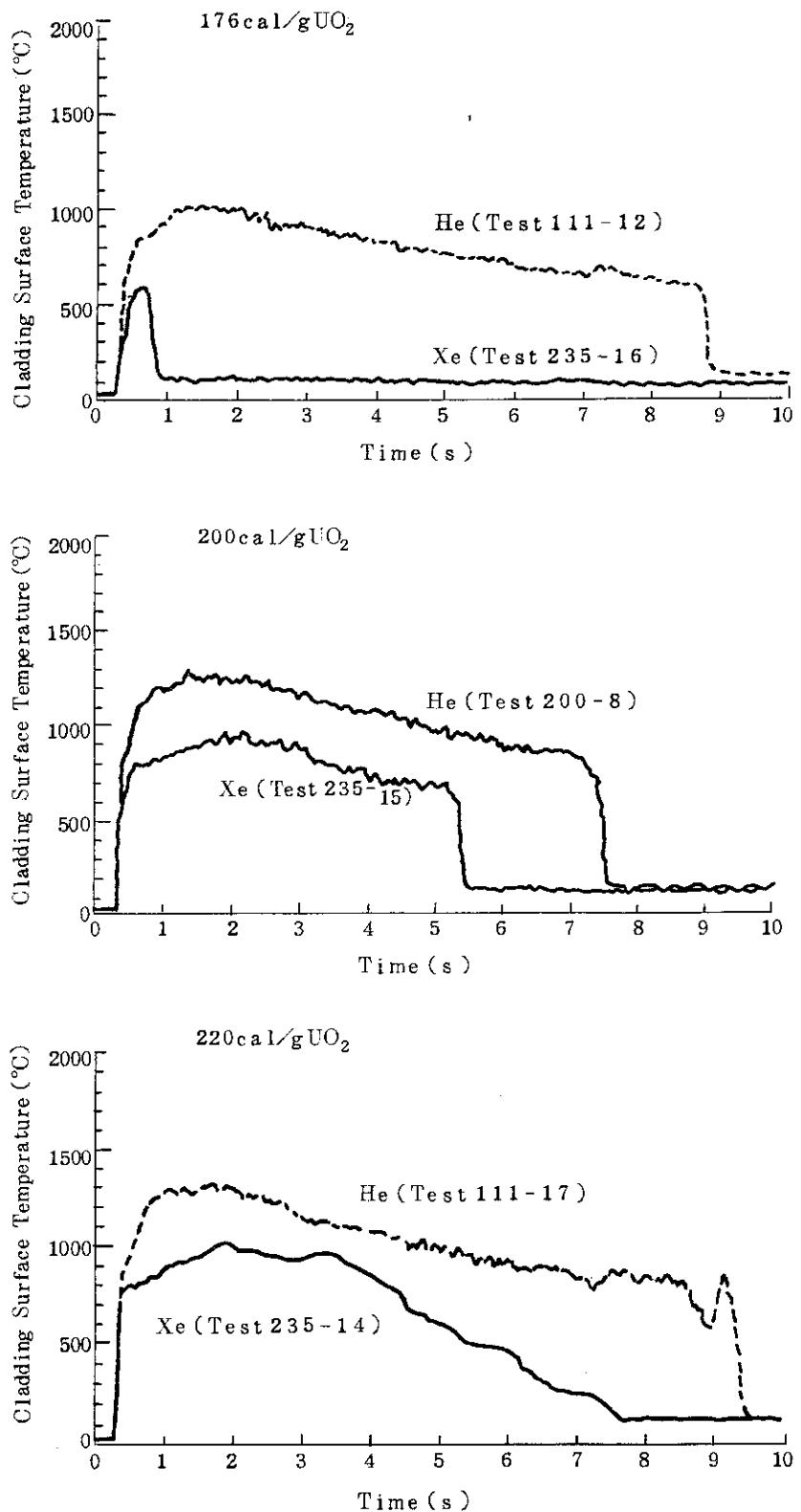


Fig. 2.2.7 Comparison of cladding surface temperature histories between those of Xe filled rods and of He filled rods.

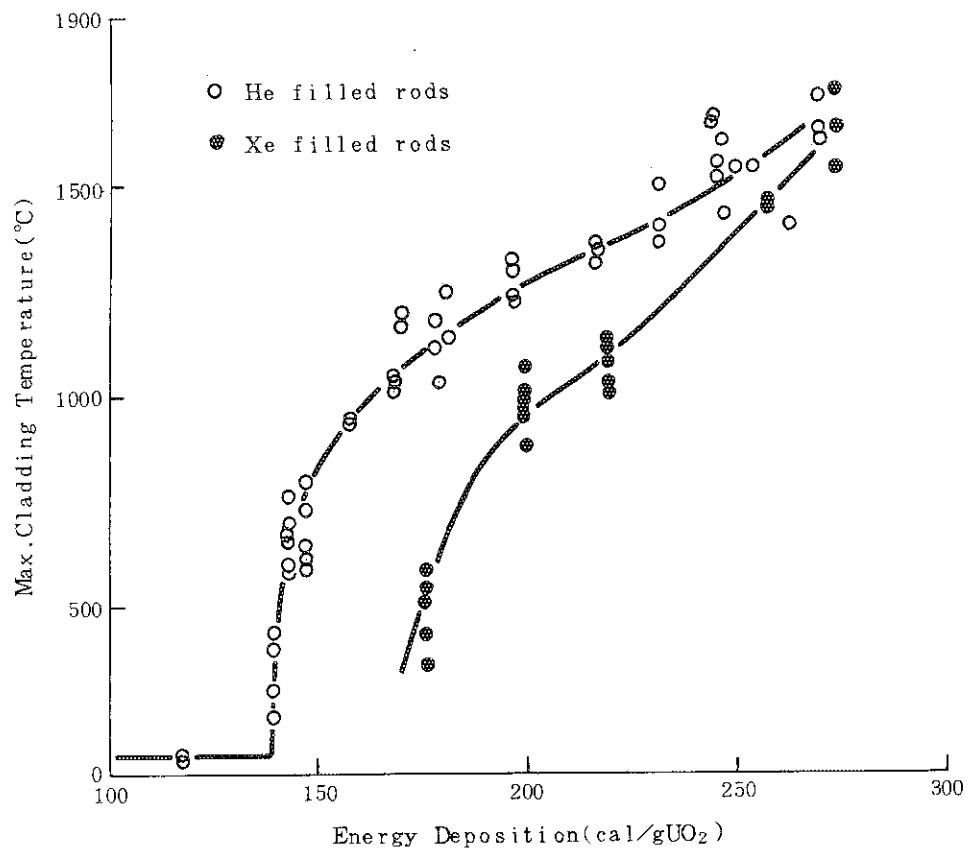
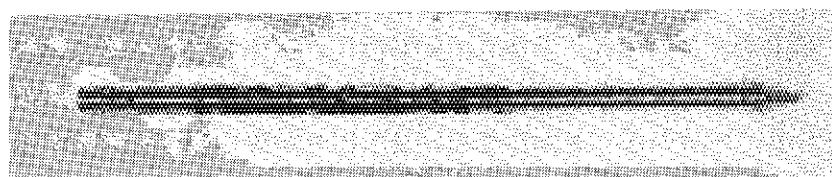
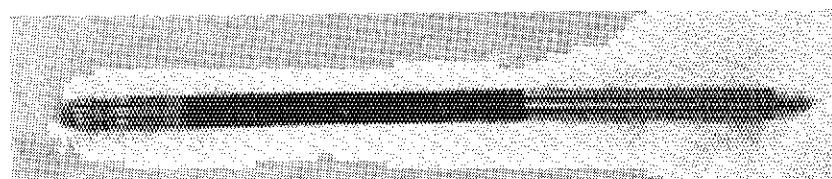


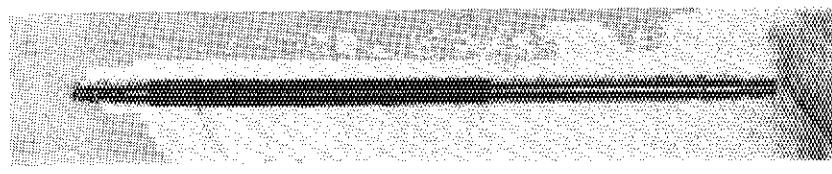
Fig. 2.2.8 Maximum cladding temperatures of He filled and Xe filled test rods as a function of energy deposition



Test No. 235-16 (176 cal/g·UO₂)



Test No. 235-15 (200 cal/g·UO₂)



Test No. 235-14 (220 cal/g·UO₂)

Post test photographs of Xe filled test rods

2.3 冷却条件パラメータ試験

2.3.1 強制対流試験

(藤城俊夫, 広瀬 誠, 小林 晋昇, 丹沢貞光)

大気圧カプセル内に小型の循環ループを組込んで実施する強制対流実験としては、これまでに室温, 大気圧条件下で冷却材流速をパラメータとした実験を終了し、次に冷却材のサブクール度の影響を調べるために、冷却材流速 1.8 m/s , 冷却材温度 60°C および 90°C で発熱量 $190 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の実験を実施した。今期は、以上に引続いて低サブクール度、強制対流条件下での燃料破損しきい値を調べる事を目的として冷却材流速 $1.3 \sim 1.8 \text{ m/s}$, 冷却材温度 60°C および 90°C で $250 \sim 270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を燃料に与える実験を計2回実施した。しかしながら、共に循環ポンプが不調で、パルス投入直後に冷却材の流れが低下してしまったため、予期した一定冷却材流速での試験にはならなかった。今後、ポンプ不調の原因を究明し、再度実験を行う予定である。

2.4 欠陥燃料試験

2.4.1 浸水燃料試験 (大西, 落合, 植村)

今期は4回の浸水燃料実験を行った。そのうち2回 (Test № 480-3 & 4) はギャップ部の圧力の測定を目的とした実験であり、他の2回 (Test № 402-38, 413-13) は燃料内圧計取り付け部のシール性能確認を目的とした実験である。

(1) ギャップ部圧力拳動測定実験

(i) 目的

これまでに行った部分浸水燃料実験によると、部分浸水燃料が低温破裂する場合には、燃料棒内の圧力がギャップ部（被覆管破裂箇所）と下部プレナム部（燃料内圧測定箇所）とで大きく異なっているものと考えられる。浸水燃料の破損の直接的原因はギャップ部の圧力であるから、同部の圧力拳動の把握は浸水燃料の破損現象を究明する上で重要な因子の一つである。以上の目的で本実験を行った。なお、前期にも、ギャップ部圧力拳動測定実験を2回行ったが、未報告であるので、今期の2実験の結果とともに、本文にて報告する。

(ii) 実験方法

燃料ギャップ部の圧力を直接測定できるように工夫した特殊試験燃料棒（ギャップ部圧力測定用特殊試験燃料）を作成した。その外観写真 (Fig. 2.4.1) および略図 (Fig. 2.4.2) に示したように、発熱部の被覆管の一部を補強して圧力計測用タップを溶接したものであり、圧力タップを1個設けたものと、2個設けたものとがある。なお、圧力計取り付け部は焼鈍純銅製のパッキンを用いてシールした。

実験条件一覧表 (Table 2.4.1) に示すように、今回の実験はすべて部分浸水燃料を対象とした。Test № 480-1 (総発熱量: $206 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) と 480-2 (総発熱量: $186 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) とはギャップ部圧力に対する加熱速度の影響を調べるための実験であ

り、Test № 480-3（両端のペレット各1個は2.6%濃縮、他の12個のペレットは1.0%濃縮）は、端部出力ピークの影響を、480-4は極微浸水燃料^{*}の圧力挙動を、それぞれ調べることを目的とした実験である。

(iii) 結果および考察

30~40 vol % 浸水の3回の実験の結果を比較のためにTable 2.4.2に示す。なお、ギャップ部圧力は、Test № 480-1および3の実験では1箇所、Test № 480-2の実験では2箇所で測定した。同表にもとづいて、燃料内圧に関する実験結果を検討した結果を以下に述べる。

- (a) ギャップ部圧力はほど被覆管の破裂圧力（約100MPa）にまで達した。
- (b) ギャップ部内にも圧力差が認められる。しかしながら、その差はギャップ部と下部ブレナム部の圧力差と比較するとはるかに小さい。
- (c) 下部ブレナム部での圧力上昇は小さい。詳細に検討すると、端部出力ピークの有る場合には有意な圧力上昇がないこと、および、端部出力ピークの無い場合には10MPaの圧力上昇があることなどが分る。

なお、同表に示したように、Test № 480-1の実験では、ギャップ部の圧力が52MPaの時に燃料破損した。しかしながら、この時の被覆管温度が25~30°Cと低かったことを考慮すれば、破損箇所では燃料内圧が100MPa程度に達していたものと考えられる。圧力センサーの較正法などを含めた圧力測定法に誤差の原因があるのではないかと考え、目下検討中である。

以上の実験結果から、部分浸水燃料ではギャップ部内の水と下部ブレナム部内の水とが連通していなかったことが分かる。さらにTable 2.4.3に示した被覆管の周方向歪の測定値（Test 480-1）から分かるように、上部ブレナム部でも有意な圧力上昇がなく、したがって上部ブレナム部内の水もギャップ部内の水と連通してなかったものと考えられる。ブレナム部とギャップ部との水の連通の遮断の原因としてはペレットの膨張によるギャップ閉塞を考えている。特に、端部出力ピークの有無によって下部ブレナム部圧力挙動が左右されることなどから、発熱部両端部の最も発熱量の大きい場所でギャップ閉塞が生じ易いものと思う。

極微浸水燃料実験の結果をTable 2.4.4に示す。同表に示したように、ギャップ部では有意な圧力上昇を測定できなかった。この場合には、上記3実験とは異なってギャップ部の圧力タップ（Fig. 2.4.2 参照）内に水が入っておらず、圧力センサとギャップ部の導通が阻害されたものであろう。なお、被覆管の周方向歪（Table 2.4.4）の測定値から、極微浸水燃料の場合も、他の3実験の場合と同様に、ギャップ部にのみ顕著な圧力上昇があったことが分かる。

* Test № 480-4 では水漬けした後、表面をガーゼで拭いたペレットを被覆管内に納めた。さらに、下部ブレナム部には水を入れた。したがってギャップ部中の水分としては、ペレット内に浸み込んだ水と、下部ブレナム部から蒸発もしくは毛細管現象によって上昇した水と考えられるが、いずれにせよその量は極く微量であろう。

(2) シール性能確認実験

A-10)

前報で述べたように、NSRR実験での燃料内圧測定用アダプタと試験燃料棒との接合部のシール性能に疑問が生じた。そのため、同部のシール性能の確認を目的として2回の実験を行った。すなわち、従来のシール方法は、Fig. 2.4.3に示すように、ネオプレン製のOリングを用いた方法であるが、100 MPaもの高圧に達する燃料内圧に耐え得るものか疑問が生じた。そのため、Fig. 2.4.4に示すように、同部を溶接構造とした特殊試験燃料を製作し実験に供した。

(i) 非発熱部貫通孔付き浸水燃料実験

上部プレナム部の被覆管に貫通孔（開口面積：0.13～7.9 mm²）を設けた試験燃料棒による浸水燃料実験（非発熱部貫通孔付き浸水燃料実験）をこれまでに5回行った。その概要を健全な被覆管を有する部分浸水燃料に関する実験結果と比較してTable 2.4.5に示す。用いた試験燃料棒は同表に示したように3種類あるが、JP-II型試験燃料棒と10%濃縮標準試験燃料棒の場合には非発熱部貫通孔付き浸水燃料の破損挙動は貫通孔の無い浸水燃料の破損挙動とはほぼ一致した。したがって上記2種類の試験燃料の場合は非発熱部の貫通孔が浸水燃料の破損挙動に及ぼす影響は顕著で無いことがわかった。一方、両端低濃縮度型試験燃料棒の場合は、直径1 mmの貫通孔を設けた実験（Test № 413-10）では貫通孔の無い実験（Test № 402-32）と同様に発熱量が180 cal/g·UO₂投入された時点で試験燃料棒は低温破裂を呈したが、直径3 mmの貫通孔付きの実験（Test № 413-12）では試験燃料棒は破損せず、破損挙動に対する貫通孔の影響が有意であるような結果となつた。

しかしながら、他の4回の実験結果から推測すると、Test № 413-12の実験結果が妥当であるとは考え難く、何等かの原因で燃料内圧の上昇が阻害された為ではないかと思われる。その原因の一つとして、前述した様に内圧用アダプタと試験燃料棒との接合部からの水漏洩が考えられる。そのため、同部を溶接構造として水漏洩の可能性を排除した条件で再実験（Test № 413-13）を行つた。

Table 2.4.6にTest № 413-12及び13の概要を比較して示す。同表に示した様に両実験は大略同一の条件で実施したのであるが、Test № 413-12では燃料が破損しなかつたのに対して、13では発熱量157 cal/g·UO₂の時点で破損した。貫通孔の無い両端低濃縮度型試験燃料棒を用いた部分浸水燃料が発熱量160～180 cal/g·UO₂で破損することから、アダプタの接合部での水漏洩を防ぐことによって両端低濃縮度試験燃料棒の場合でも非発熱部の貫通孔は浸水燃料の破損挙動に顕著な影響を与えないことが確認できた。

(ii) 下端Cd箔付き部分浸水燃料実験

第1節で述べた様に、部分浸水燃料の燃料内圧はギャップ部と下部プレナム部とで大きく異なることが分った。その原因として、ペレットの膨張によるギャップ閉塞を考えているが、特に、端部出力ピークの有る場合には、燃料スタック最下端部でのギャップ閉塞によって、下部プレナム部（圧力測定位置）の圧力上昇が阻害されるものと思う。したがつて、この仮説に立脚すれば燃料スタック最下端部にCd箔を巻き付けることによって出力

ピークを抑制すれば、下部プレナム部の圧力もまたギャップ部と同程度に上昇するであろう。

以上の仮説の証明を目的として、燃料スタック最下端部に Cd 箔を巻き付けた試験燃料棒を用いて部分浸水燃料実験（下端 Cd 箔付き部分浸水燃料実験：Test № 402-38）を行った。その際に、圧力測定用アダプタの接合部から水漏洩があれば圧力上昇が阻害されるであろうから、同部を溶接構造とした試験燃料棒を用いた。

その結果、Fig. 2.4.5 に示したように、燃料内圧（下部プレナム部圧力）は、炉出力より 20 msec 程遅れて上昇を開始し、更に 20 msec 後に最大値 49 MPa にまで到達した。その後ゆるやかに減少し 100 msec 後に 20 MPa 程度にまでに降下した。同図に示した被覆管の周方向歪もまた、燃料内圧と良く似た挙動を呈した。被覆管の歪はギャップ部の燃料内圧によって支配されるのであるから、本実験のように下部出力ピークを除去すればギャップ部と下部プレナム部とでは、ほど同様な圧力挙動を呈することがわかった。従って、前述の仮説はほど妥当なものと言えよう。

2.4.2 摩耗被覆燃料試験

（吉村富雄、落合政昭、星 薫雄）

本実験の目的は、被覆管にフレッティング腐食等の摩耗欠陥をもつ燃料棒の破損しきい値や破損挙動が、健全燃料の場合とどのように異なるかを明らかにすることであり、今期は、高発熱量実験 1 回（Test № 115-31B）と加圧燃料実験 1 回（Test № 115-32），合計 2 回の大気圧水カプセル実験を実施した。

Test № 115-31B の実験は、発熱部中央ペレットの下部チャンファー位置の被覆管に、フレッティング腐食を模擬した最大深さ 0.5 mm の人工摩耗欠陥（4ヶ所）をもつ試験燃料を供試体として発熱量 340 cal/g·UO₂ で実験したものである。実験の結果、燃料棒は 6 ケの分断片と微粒子片に分断され、発熱部下部では被覆管が溶融貫通して燃料が流出していた。これまでの最大深さ 0.5 mm の欠陥燃料実験では、この発熱量近傍の場合、燃料はパルス出力終了前の約 250 cal/g·UO₂ の時点で破損し、この時カプセル底部で 1.2 ~ 1.1 気圧の圧力パルス、及び 1 サイクル以上の水位計信号が得られており、溶融燃料の噴出を示す金鋼の焼け跡も残されているのと比較して、本実験では、破損時刻を示すこれらの信号や溶融燃料の噴出の跡がみられなかった。このような破損挙動や照射後燃料の破損状況は、健全燃料の場合と類似しており、摩耗欠陥がペレットチャンバー部外側にある燃料では、欠陥部の温度上昇がおそいために、発熱部中央に欠陥のあるこれまでの欠陥燃料の破損挙動よりは、健全燃料に近い破損挙動を示したものと考えられる。

Test № 115-32 の実験は、発熱部中央に最大深さ 0.4 mm の人工摩耗欠陥をもつ試験燃料を、初期燃料内圧 12 kg/cm²·g，発熱量 192 cal/g·UO₂ の条件で照射したものである。実験の結果、欠陥部中央に直径約 0.8 mm の小さな破損口を生じた。健全被覆管の 12 kg/cm²·g 加圧燃料では、この発熱量の場合被覆管は直径で約 5.0 % 膨張するが破損は生じておらず、また欠陥部の最大深さが 0.5 mm の加圧燃料では被覆管の膨張は約 2 % で欠陥部中央に破損口を生じているのと比較し、本実験では、破損状況は後者に近く、被覆管の膨張は両者の中間の約 1.7 % であった。来期以降にも加圧燃料実験を実施して、摩耗被覆加圧燃料の破損しきい値及び破損挙動をより明確にしたい。

Table 2.4.1 List of experimental conditions of waterlogged fuel rod tests
for the purpose of measuring rod internal pressure

Test No.	Fuel enrichment	Quantity of water within a rod	Total energy deposition
480-1	10 %	~ 40 vol.%	206 cal/g·UO ₂
480-2	10	~ 40	186
480-3	10, 2.6*	~ 40	238
480-4	10	~ 0**	307

* The enrichment of the both end pellets is 2.6% and that of the others 10%.

** Full pellets were soaked in water for one hour, wiped with gauze and then contained in a cladding tube.

Table 2.4.2 Experimental results of waterlogged fuel rod tests for
measuring rod internal pressure

Test No.	Fuel rod internal pressure				Cladding temp. at failure	Energy deposition at failure	
	gap #1 at failure max.	gap #2 at failure max.	lower plenum max.	Capsule pressure max.			
					#2	#4	
480-1	52 MPa	60 MPa	—	~0 MPa	4.1 MPa	30 °C	141 cal/g·UO ₂
480-2	109	109	92 MPa	99 MPa	3.3	60	40
480-3	108	108	—	—	2.1	20	156
						20	140

Table 2.4.3 Circumferential strains of a cladding tube of waterlogged fuel rods

Test No.	Circumferential strains ($\times 10^{-6}$)	
	active region	upper plenum region
480-1	14,400 ; 7,100	noise level
480-2	18,000 ; 10,000 ; 6,500	—
480-3	—	—

Table 2.4.4 Experimental results on a very little waterlogged fuel rod
(Test No. 480-4)

Fuel rod internal pressure at failure	Capsule pressure max.	Cladding strain at failure ($\times 10^{-6}$)	Energy deposition at failure
lower plenum	gap #1	active region	upper plenum
26 MPa	noise level	noise level	2,470 ; 5,000 noise level
		6.4 MPa	174 cal/g·UO ₂

Table 2.4.5 Test results on waterlogged fuel rods with pin holes in their cladding tube in the upper plenum region.

Test No.	Type of a test fuel rod	Diameter of a pin hole mm	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	
			total	at failure
421-3 *402-3	JP-II (2.6% enriched)	0.4 intact cladding	160	No failure
			157	No failure
413-1 413-2 *402-4	Standard (10% enriched)	1.0 4 pin holes-5.0 intact cladding	156	112
			159	108
413-10 413-12 *402-32	Standard 12.6% enriched — the end pellets 10% enriched — the others	1.0 3.0 intact cladding	213	180
			213	No failure
			217	180

* : tests on partially waterlogged rods with intact cladding tubes.

Table 2.4.6 Comparison between the two waterlogged rod tests,
Test No.413-12 and 413-13.

Test No.	Type of a test fuel rod	Pin hole		Energy deposition	
		diameter	location	total	at failure
413-12	Standard end pellets-2.6% the others -10%	3.0mm	upper plenum	cal/g·UO ₂ 213	no failure
413-13				207	cal/g·UO ₂ 157



Fig. 2.4.1 A special test fuel for measuring the internal pressure in a gap region

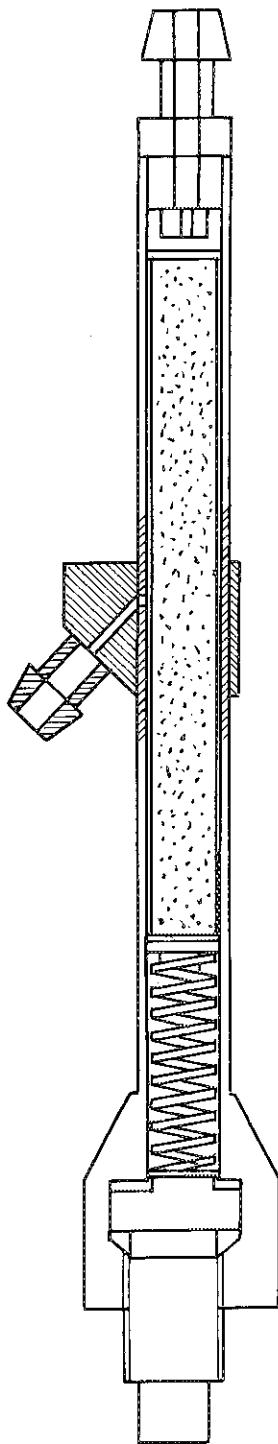


Fig. 2.4.2 A vertical section of a special test fuel rod measuring the internal pressure in a gap region.

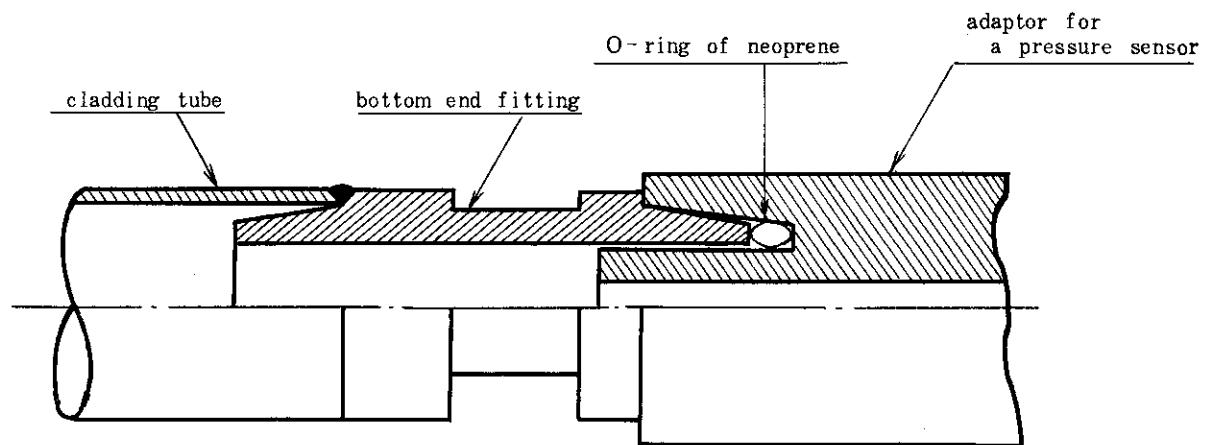


Fig. 2.4.3 Sealing mechanism between a test rod and an adaptor for a pressure sensor.

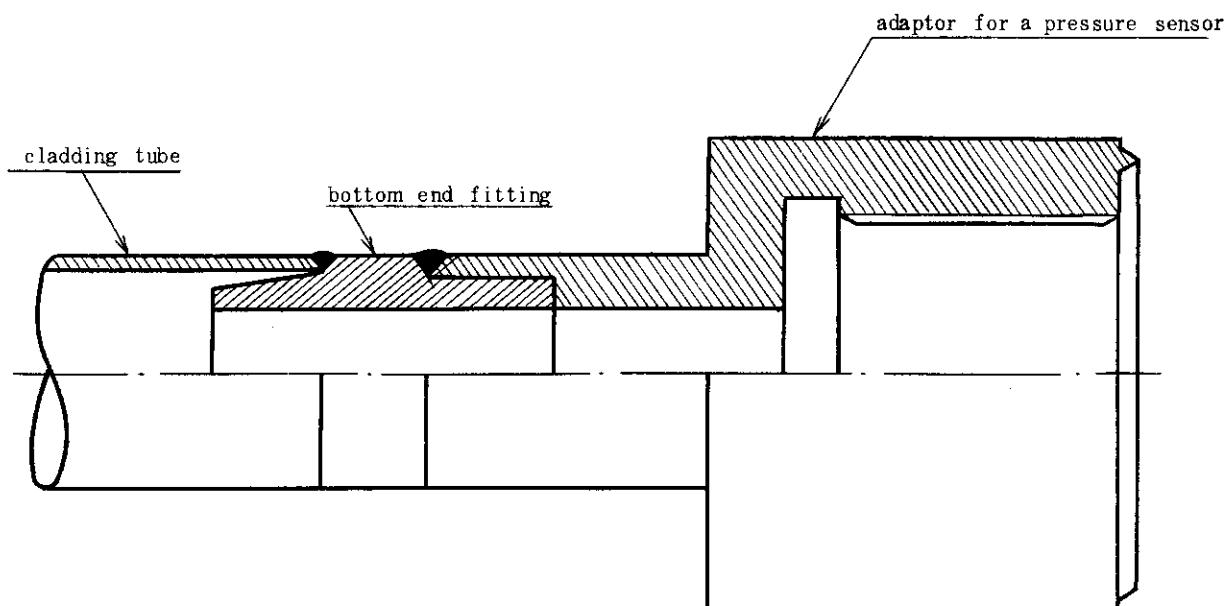


Fig. 2.4.4 Sectional view of a joint between a test rod and an adaptor for a pressure sensor.

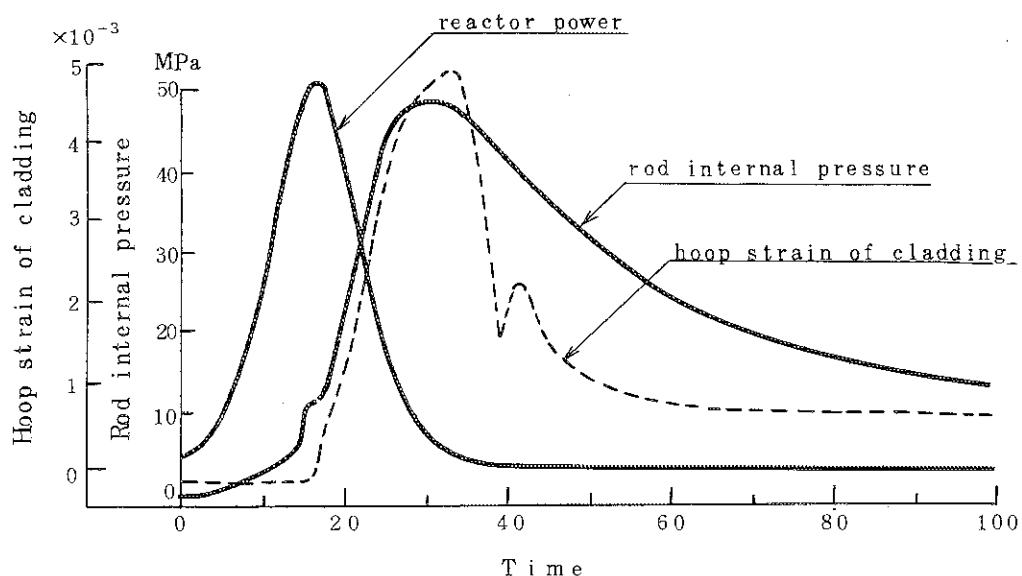


Fig. 2.4.5 Transient reactor power, rod internal pressure and hoop strain of cladding during Test No. 402-38

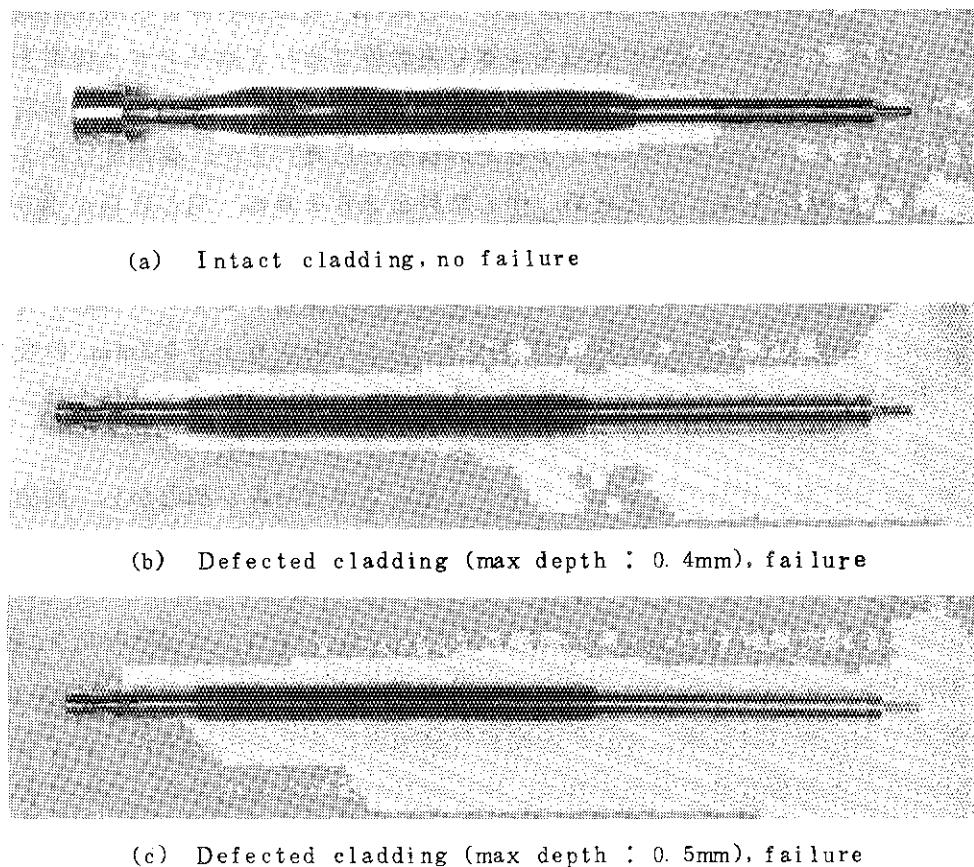


Fig. 2.4.6 Test fuel rods after irradiations in pre-pressurized fuel rod tests. (initial fuel pres. $12\text{kg}/\text{cm}^2\cdot\text{g}$, energy deposition $\sim 192\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$)

2.5 その他

2.5.1 破損伝播試験 (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引き起すかどうか、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。浸水燃料の破損は、破損に伴い破壊力が生じ、かつ燃料破損が局的に先行して生ずるため、破損伝播の上で最も問題となる。前報までは、浸水燃料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ににおける周辺燃料への影響を調べた。その結果、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、周辺のダミー燃料の表面に噴出した UO_2 ペレットによる打痕や酸化および中心燃料が変形した際の接触による若干の傷が生ずるだけで、クラックの発生や顕著な残留変形は生じず、破損伝播の可能性は殆んど無いことが確認された。(Test No. 330-1~4)

そこで今期は、周辺燃料に実燃料を配置し、さらに外側にシュラウドを設け、より実炉に近い条件の下で実験を行った。(Test No. 330-11)

(2) 実験方法

Fig. 2.5.1 および 2.5.2 に本実験における中心燃料、周辺燃料および各種計測器の配置を示す。バンドルの構成は中心燃料の周辺を 4 本の実燃料で囲む 5 本バンドル体系とし、周囲に厚さ 1.5 mm のアルミニウム製のシュラウドを設けた。中心燃料の浸水量は、前回の実験と同じく、最も大きな破壊力が生じる条件とするため満水とした。また、濃縮度は中心燃料と周辺燃料の平均発熱量をほぼ等しくするため、中心燃料を 20 % 濃縮、周辺燃料を 10 % 濃縮とした。計装は、破壊力測定のため中心燃料に内圧計、カプセル底およびシュラウド 2 ケ所に圧力計を取り付け、またシュラウドの圧力計を取り付けた反対側のシュラウド外面に歪ゲージを取り付けた。さらに、周辺燃料 1 本の内側の軸方向中心と中心から上下 33 mm の位置および軸方向中心の外側に被覆管温度測定用の熱電対、また、シュラウドの出入口およびシュラウド内 3 カ所に冷却水温度測定用の熱電対を取り付けた。

なお、中心燃料の有効発熱部の中心位置は、圧力計取付用治具の制約から、周辺燃料および炉心燃料の中心位置よりも約 15 mm 下方となっている。

(3) 実験結果

投入反応度 3.65\$で照射を行い、中心燃料に $213 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 、周辺燃料に $228 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を与えた。中心燃料の内圧は照射と同時に上昇を始め最高約 700 bars. に達し、この時点で中心燃料は破損した。中心燃料の破損部は有効発熱部下端付近であり、 UO_2 ペレットはほとんど被覆管外に放出された。中心燃料破損時に計測された各部での圧力の最大値は、シュラウド内の破損部近傍(圧力計 #2)で 61 bars、軸方向中心位置(圧力計 #1)で 52 bars、またカプセル底部では 86 bars であった。

照射後の燃料棒外観を Fig. 2.5.3、また、シュラウドの外観を Fig. 2.5.4 に示す。4 本の周辺燃料のうち 1 本には有効発熱部の下端付近にクラックが生じており、他の 1 本にはピンホールが生じていた。表面の外観はこれまでのシュラウド付バンドル燃料実験とほぼ同様であ

り、バンドル外側の発熱量が高い方に被覆材の溶融によるしわが見られ、内側には変形が少なかった。また燃料は4本とも外側が凹となるように曲っていた。また、シュラウドは下部がふくれ、シュラウド下端を固定している燃料取付プレートも変形していた。

シュラウドの動的な歪としては、圧力計#1の対向位置で周方向歪（歪ゲージ#1）、圧力計#2の対向位置で軸方向歪（歪ゲージ#2）を測定した。破損口近傍および燃料の中心位置での圧力とシュラウドの歪の記録をFig. 2.5.5 およびFig. 2.5.6 に示す。破損口近傍の軸方向歪は圧力上昇と同時に増加して、一度、約 5000μ ストレイン以上に達した後、約 2700μ ストレインまで回復し、最終的には約 3700μ ストレインの永久歪が残った。図からも分るように過渡歪のピーク値は增幅器が飽和したために測定できなかった。一方、同じ位置での周方向歪は、解体時の測定の結果、永久歪として10%以上生じていた。燃料中心位置では、圧力パルスはカプセル内の開水面からの反射波が合成されてピークが2個存在する形となり、歪は、振動しつゝ増加し、圧力パルスが到着後約1ms 時点で約 6400μ ストレインで飽和している。解体時の測定で、この位置でのシュラウドのふくれは約1.5%程度であった。

また、被覆管の表面温度は、燃料の内側の上部で最高 1850°C に達しており、燃料棒の下方へいくほど最高温度は低くなっていた。冷却水の温度は、シュラウド下部では中心燃料破損直後に最高温度 80°C を示した後、約3秒で 30°C に戻った。シュラウド中央では下部より若干遅れて最高温度 70°C 、シュラウド上部では最高温度は 150°C 以上に達しており、この 100°C 以上の状態を約10秒間持続していた。また、シュラウド出口では最高温度は 130°C であった。

(4) 考察

(i) 周辺燃料に対する影響

中心に置いた浸水燃料が破裂し圧力波を発生した時点では、周辺燃料の温度はまだ上昇していないので、この時点ではダミー燃料を用いた実験と変らず、圧力波や噴出した燃料片、高温蒸気による燃料の損傷は殆んど無いと考えられる。照射後燃料の外観からみても、この時点に生じたと思われる損傷は見当らなかった。しかし、浸水燃料から放出された蒸気により冷却水がシュラウドから追い出され、シュラウド内がしばらくの間蒸気霧囲気になったと想像され、これによる熱的な影響は認められた。Fig. 2.5.7 は周辺燃料の被覆管表面温度履歴を比較したものである。5本とも健全燃料で構成したバンドル実験においては周方向の発熱分布の不均一によって外側の位置の方が必ず内側よりも高くなるが、本実験の場合は内側の上方の位置に取付けた#3の位置の温度指示が異常に高く、かつ、長時間高温に保たれた。また、シュラウド出口の水温計も10秒近く飽和温度前後の温度を指示しており、これらの所見から、シュラウド内の燃料上部は10秒程度蒸気霧囲気であったものと考えられる。この結果Fig. 2.5.3 の写真にみられるように、燃料棒上部の酸化は健全燃料のバンドル実験に比べ著しく、部分的には白色の酸化膜が生じた所もあった。

(ii) シュラウドに対する影響

シュラウドを取付けた事も、これまでの破損伝播実験と異なる点である。この結果、浸水燃料破損による破壊力は隣接する燃料には殆んど影響を及ぼさないが、シュラウドは大きく変形させることができた。この理由は、燃料棒は周囲を冷却材で囲まれているため水

中を伝播する圧力波の勾配分しか力として作用しないのに対し、シュラウドは圧力発生源を囲んで閉じた形となっているため、圧力波の影響をそのまま受けたためであろうと考えられる。この関係を、極めて単純な一次元的な圧力波の伝播の問題として評価すると次のようになる。

すなわち、実験結果から圧力パルスの立上り速度 $\frac{\Delta P}{\Delta t}$ は大方次のようになる。

$$\frac{\Delta P}{\Delta t} \approx \frac{60 \text{ bar}}{100 \mu\text{s}} = 6 \times 10^5 \text{ bar/s}$$

一方、圧力波が発生した時点では燃料棒は冷却水に囲まれているものと考えられるので、圧力波はほぼ水中の音速で伝播すると考えると、燃料棒側面に作用する外力 P は

$$\begin{aligned} P &\approx \frac{d}{c} \cdot \frac{\Delta P}{\Delta t} \\ &= \frac{0.0107}{1500} \cdot 6 \times 10^5 = 4 \text{ bar} \end{aligned}$$

ただし d : 燃料外径
 c : 音速

となり、高々 4 bars の圧力しか燃料棒には作用しないことになる。これに対し、シュラウド壁面には圧力波が直接作用するので、シュラウド壁をぬけて外側の冷却水に吸収される分を考慮しても、燃料棒に作用するよりもはるかに大きな圧力が作用することが予想される。

ところで、Fig. 2.5.6, 2.5.7 に示された圧力と歪の比較から変形の過程を考えると、まず、Fig. 2.5.6 に示された破損口付近では、最初の圧力パルスで大変形が生じ、その後、残留圧による変形が加わっている。この記録は軸方向歪であり、かつ、四角形のシュラウドが局所的に丸形に変形してゆく過程の歪挙動は単純ではないので、これがシュラウドのふくれ挙動を代表するものとは言えないが、少くとも破損口近くでは、圧力パルスが大変形の原因であると思われる。一方、Fig. 2.5.7 に示された燃料中心位置での周方向歪は、圧力パルスの到達時点では大きくなりらず、むしろ圧力パルス後半の約 10 bar 程度の残留圧部分で変形が生じているように見える。したがって、破損口から離れた位置では、最初の圧力パルスは、周囲からの圧力波の反射等の効果が加わるために変形の要因にはならず、噴出した蒸気または燃料・冷却相互作用で生じた蒸気圧のような比較的低い静圧的な負荷により変形が起っていると考えられる。今後、シュラウドの変形挙動については、実験と解析の両面から、より詳細なメカニズムを究明していく予定である。

2.5.2 燃料メルトダウン試験 (岩田耕司, 星 蔦雄, 吉村富雄)

(1) 概要

本実験は冷却材のない条件下における燃料の溶融挙動を調べる実験であり、今期は、蒸気雰囲気中で比較的低発熱量を与えた UO_2 と Zry との共晶反応による溶融破損の可能性を調べる実験を行った。

(2) 実験方法

Fig. 2.5.8 に示すように、試験燃料を円筒容器内に支持し、円筒底部の水を電気ヒータで加熱することにより蒸気を発生させ、雰囲気温度が約 40 °C の時点で約 180 cal/g· UO_2 のパルス照射を行った。

(3) 実験結果

照射後の燃料は、Fig. 2.5.9 に見られるように、下部の非発熱部分を除いてほぼ全面に亘って酸化していた。しかし、雰囲気が蒸気であったために、酸化の程度は小さく、表面は灰黒色を呈していた。被覆管内面の溶融を示唆するような外観的变化は見られないことから、 UO_2 -Zry 共晶反応は起こらなかったものと考えられる。この点に関しては、今後行われる金相観察により明らかとなろう。

2.5.3 プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料予備実験

(斎藤伸三, 稲辺輝雄, 塩沢周策, 柳原 敏)

(1) 概要

昭和 56 年度から実施するプルトニウム-ウラン混合酸化物燃料実験に備え、これまでに新たな実験カプセルを開発し、これを用いて前期までに 4 回の予備実験を実施した。混合酸化物燃料用の実験カプセルは、従来の大気圧水カプセルを外部容器とし、その内部にさらに小型のカプセルを組み込んだ二重カプセル構造となっている。内部カプセルの全容積は約 1000 cm³ であり、このうち上部自由空間の体積は 100 cm³ と極めて小さいため、前期までの実験では、燃料被覆材のジルカロイと水との酸化-還元反応によって発生する水素ガスにより内部カプセルの圧力は比較的顕著な増加を示すことを確認した。^{A-9)} 今期は、ジルカロイ-水反応によって生ずる水素量と燃料発熱量との関係をより明確にするために、2 回の実験（実験番号 700-5, 700-6）を実施した。

なお、前期までの予備実験においては、試験燃料として 20 % 濃縮 UO_2 燃料を用いており、今期行った実験でも 1 回（実験番号 700-6）は同一仕様の試験燃料を用いた。また、他の 1 回の実験（実験番号 700-5）では、濃縮度が異なる場合の二重カプセル体系における燃料発熱量を較正するために、10 % 濃縮 UO_2 燃料を用いた。

(2) 実験方法

実験に用いた燃料収納カプセルを Fig. 2.5.10 に示す。これは、通常の大気圧水カプセルを外部容器とし、その内部に小型のステンレス鋼製カプセル（内径 6.5 mm、肉厚 4 mm、高さ約 40 cm）を組み込んだものである。内部カプセルの中心部には、NSRR 標準型試験燃料（ UO_2 濃縮度は、実験番号 700-5 の場合に 10 %、実験番号 700-6 の場合に 20 %）1 本を装填し、内・外両カプセルには常温・常圧の純水を注入した（内部カプセル内上部自由空間体

積 100 cm^3)。また、試験燃料被覆管表面温度、内部カプセル内水温、及び内部カプセル壁温を測定するためにそれぞれ熱電対を取り付け、内部カプセル底部には圧力検出器を取り付けた。実験№700-5においては約 $190\text{ cal/g \cdot UO}_2$ 、実験№700-6においては $285\text{ cal/g \cdot UO}_2$ の発熱量を試験燃料にもたらす条件でパルス出力照射を行った。

(3) 実験結果

実験№700-5 の結果：

実験№700-5においては、10%濃縮 UO_2 燃料に対して約 $190\text{ cal/g \cdot UO}_2$ の発熱量(推定値)を与えた結果、被覆管表面温度は最高値約 1100°C に達した(膜沸騰持続時間約8秒)。この結果、被覆管表面は酸化により黒色に変色したが、被覆管は健全であり变形もほとんど認められなかった。なお、この実験においては圧力検出器が正常に動作しなかったため、カプセル内圧の上昇値を把握することができなかった。現在、この燃料は発熱量を較正するために放射化学分析中である。

実験№700-6 の結果：

実験№700-6においては20%濃縮 UO_2 燃料に対して $285\text{ cal/g \cdot UO}_2$ の発熱量を与えた。この結果、被覆管表面温度測定用熱電対($\text{Pt}/\text{Pt}-13\%Rh$)はパルス出力発生から約40ms後に測定限界に近い $1700\sim1800^\circ\text{C}$ の温度を指示して破損した。また、内部カプセルの圧力は、パルス出力照射後比較的ゆるやかな上昇を示し、約3秒後には 5.5 kg/cm^2 (ゲージ圧)に達した。過渡時の計装類の記録をFig. 2.5.11に示す。照射後の燃料は、被覆管有効発熱部が黒色化し、また、へこみ(collapse)等の変形も大きく、かつ被覆材肉厚を貫通するクラックが生じていた。この燃料の外観写真をFig. 2.5.12に示す。

(4) 検討

前期には2回の実験(実験№700-3, 700-4)において、水素の発生によるカプセル内圧の上昇を観測した。このうち、実験№700-3においては、燃料に $340\text{ cal/g \cdot UO}_2$ の発熱量を与え、この結果生じたカプセル内圧の上昇値は 13 kg/cm^2 であった。ただし、この場合に燃料は破損して小片化しており、したがって水素の発生はジルカロイ-1水反応によるものほか、 $\text{UO}_2 - \text{水}$ 反応によっても起きたものと考えられる。一方、実験№700-4においては、燃料に $253\text{ cal/g \cdot UO}_2$ の発熱量を与えたが(燃料非破損)、カプセル内圧の測定値にはノイズが多く、内圧上昇値の真値を確定することは難かしく、燃料被覆材の酸化量の測定結果等から、約 6 kg/cm^2 程度の圧力増加があったと推定するにとどまった。今回行った実験№700-6においては、実験№700-4の場合とほぼ同程度の発熱量($285\text{ cal/g \cdot UO}_2$)を与えたが、約 6 kg/cm^2 のカプセル内圧上昇を明確に測定することができ、以前の推定圧力がほぼ正しいものであったことを立証できた。このカプセル内圧上昇は、燃料が分断していないことから、ジルカロイ-1水反応のみによる水素発生で起きたことは明らかである。なお、カプセル内上部空間の残存水素量を定量分析するため、カプセル内上部ガスを採取し、現在分析の準備を進めている。

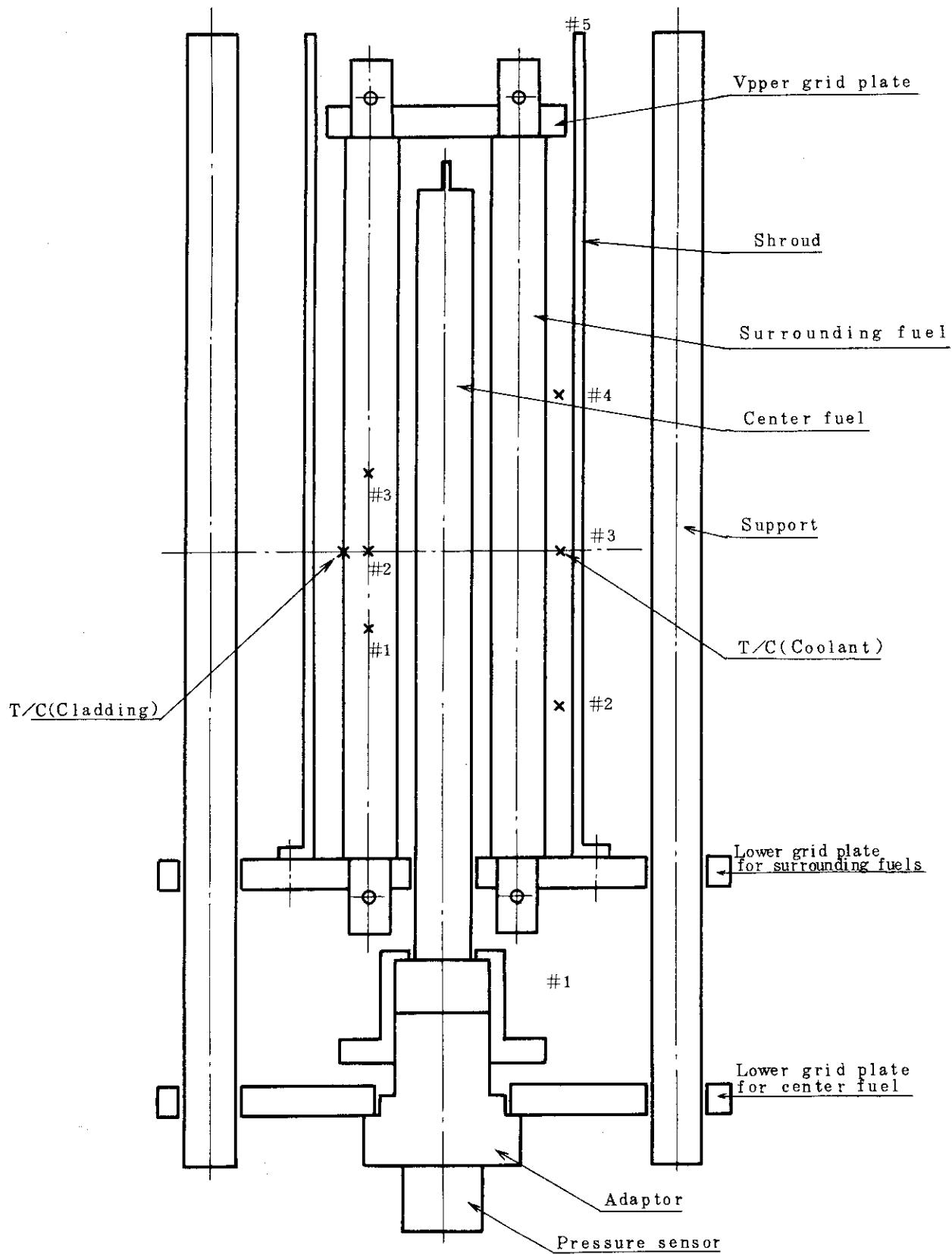


Fig. 2.5.1 Measuring Instruments for Test No 330-11(1)

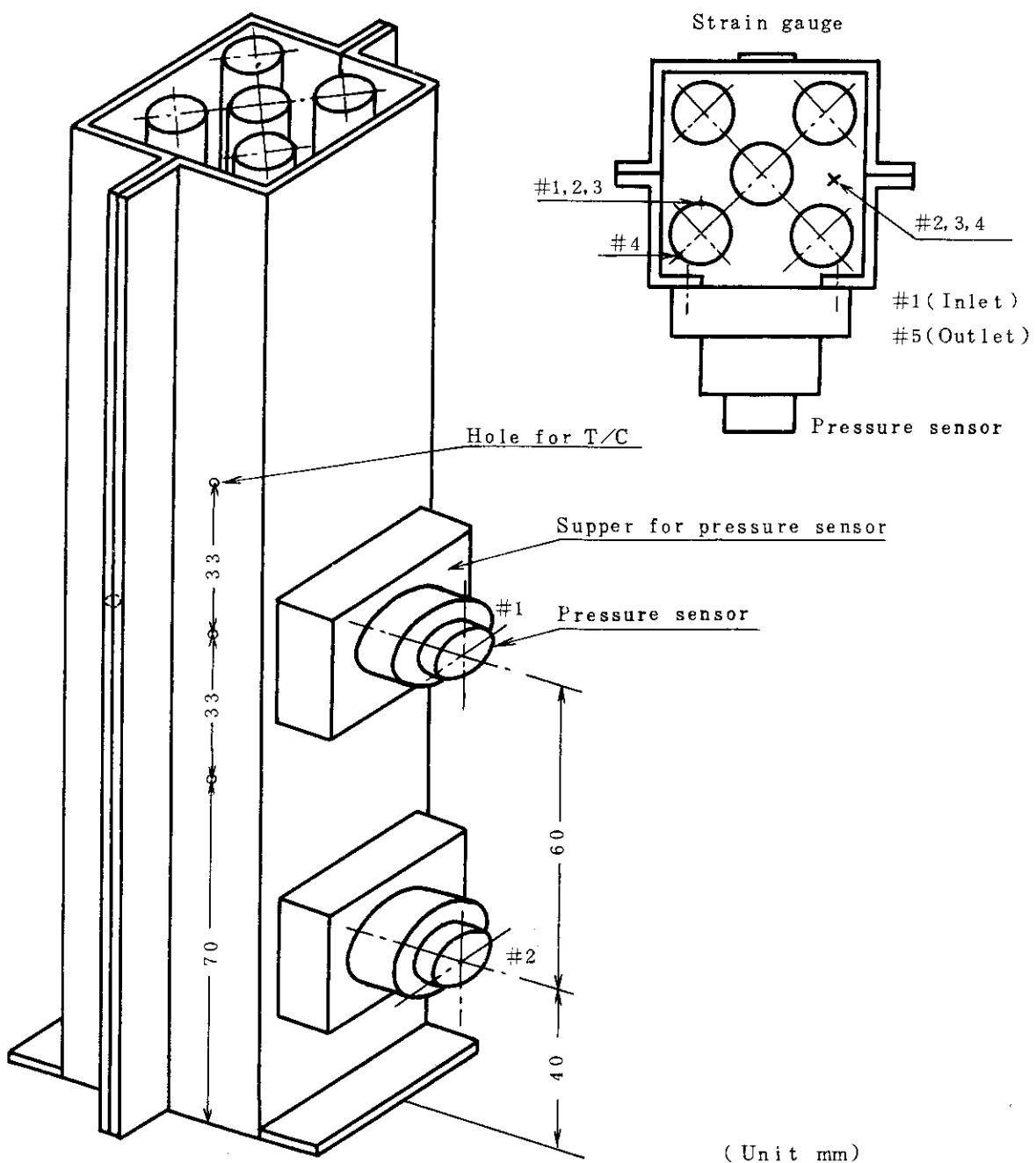
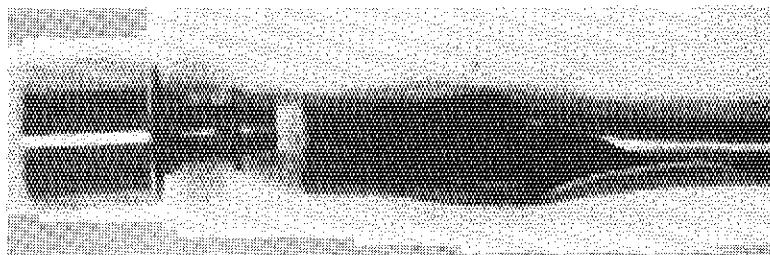
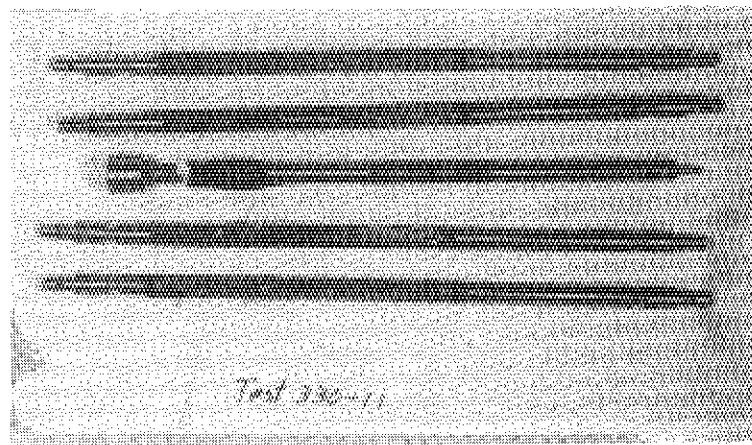
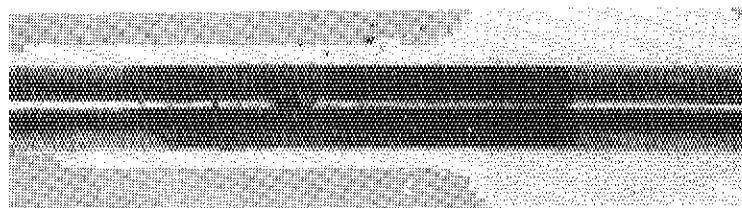


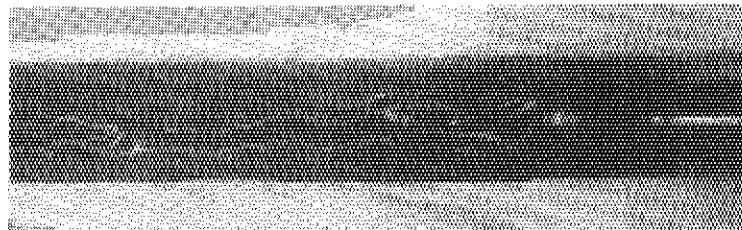
Fig. 2.5.2 Measuring Instruments for Test No 330-11(2)



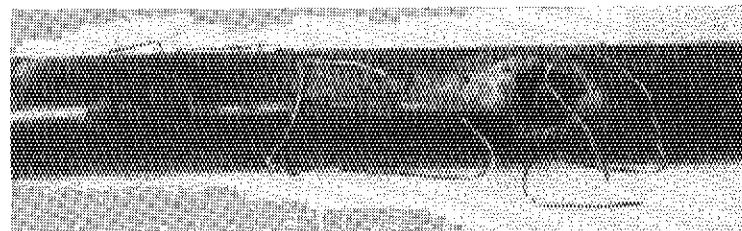
Openning mouth (center rod)



Pin hole (center rod)

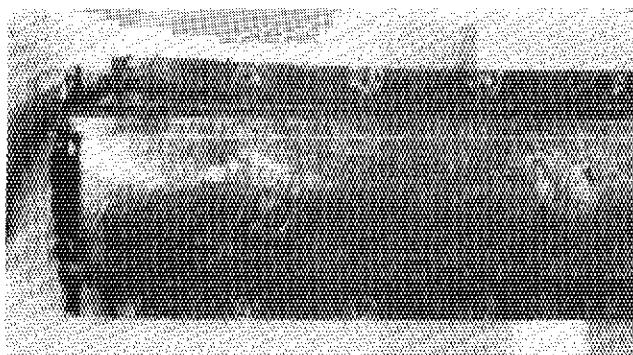
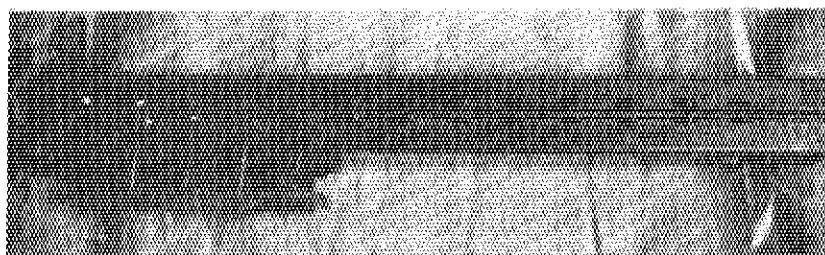
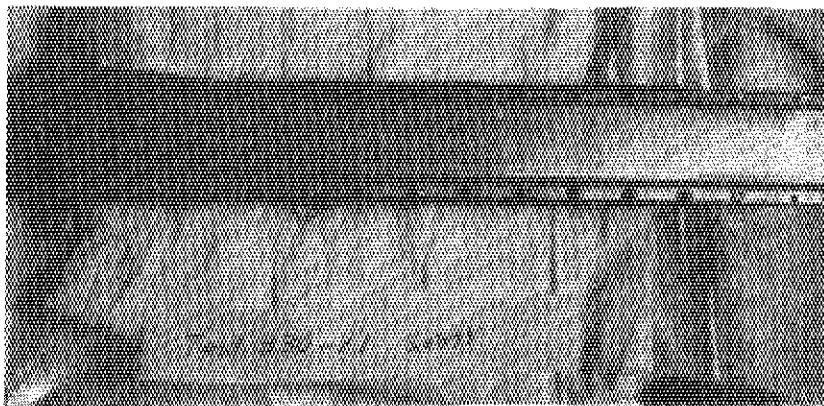


Circumf erential Crack
(Surrounding rod № 1)

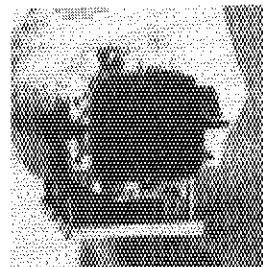


Pin hole
(Surrounding rod № 2)

Fig. 2.5.3 Test fuel rods after irradiation in Test № 330-11



ballooning of shroud lower
region



Shroud lower end

Fig. 2.5.4 Flow shroud after irradiation in Test No. 330-11

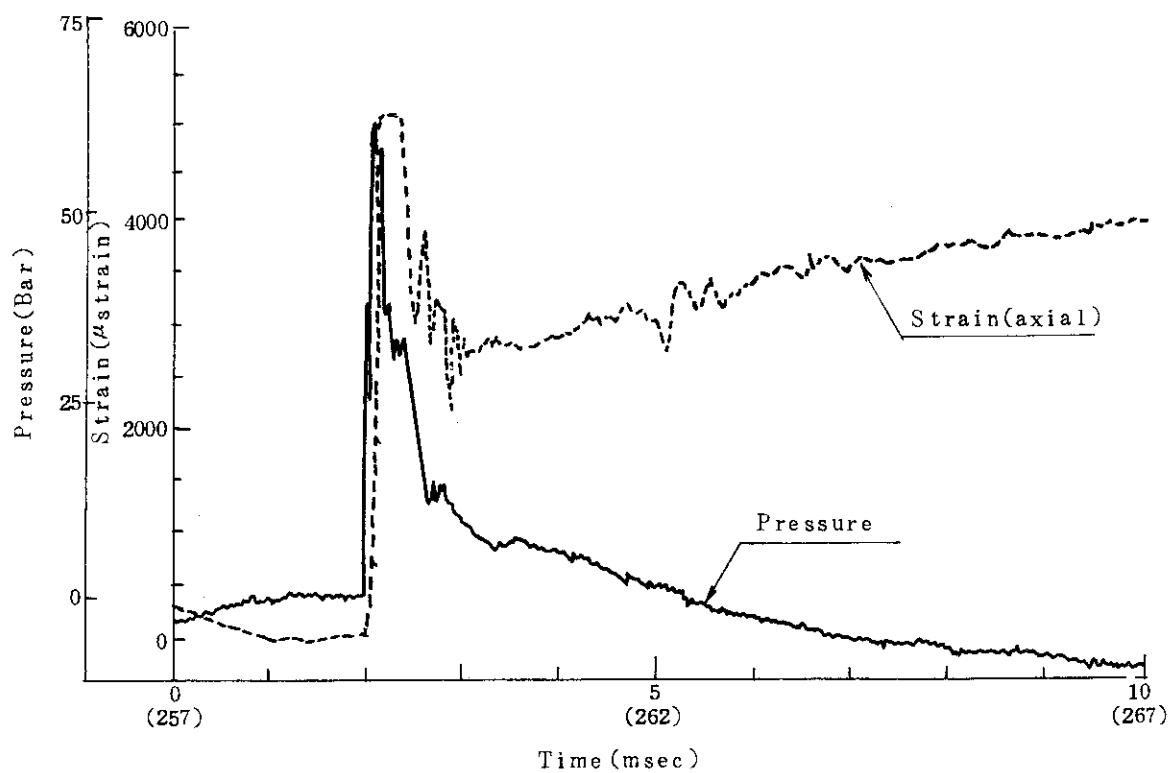


Fig. 2.5.5 Shroud internal pressure and axial strain near the failed region of center fuel rod.

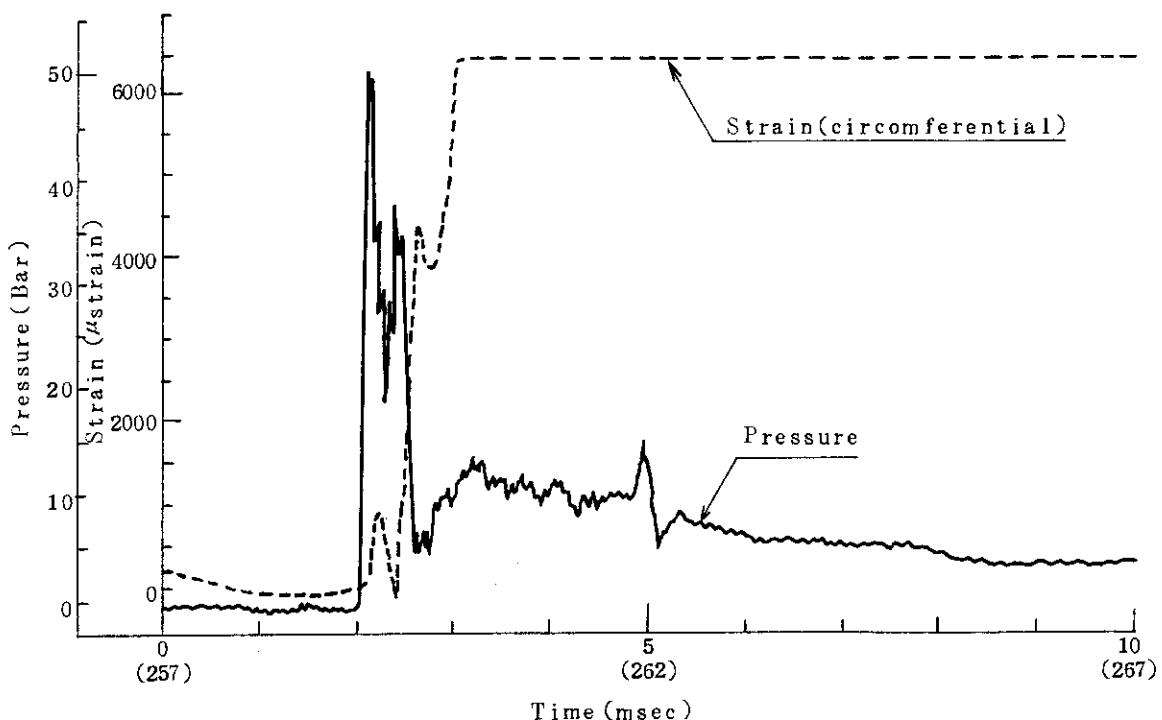


Fig. 2.5.6 Shroud internal pressure and circumferential strain near the failed region of center fuel rod.

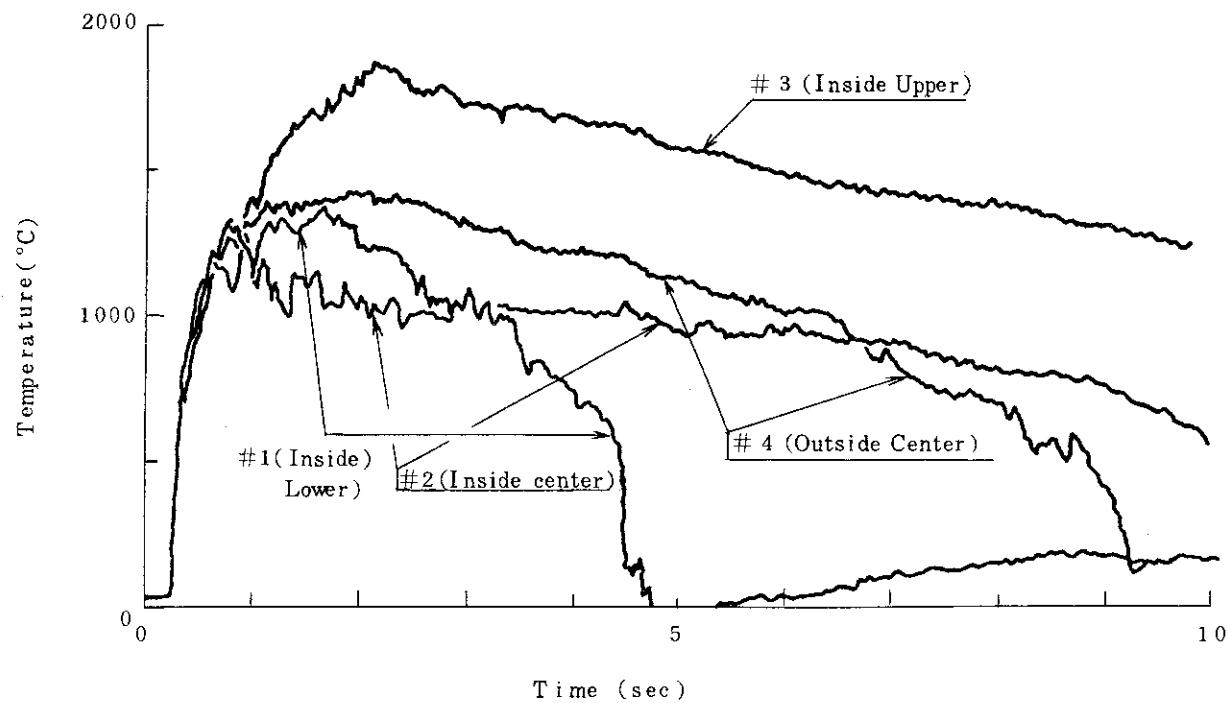


Fig. 2.5.7 Comparison of cladding surface temperature histories

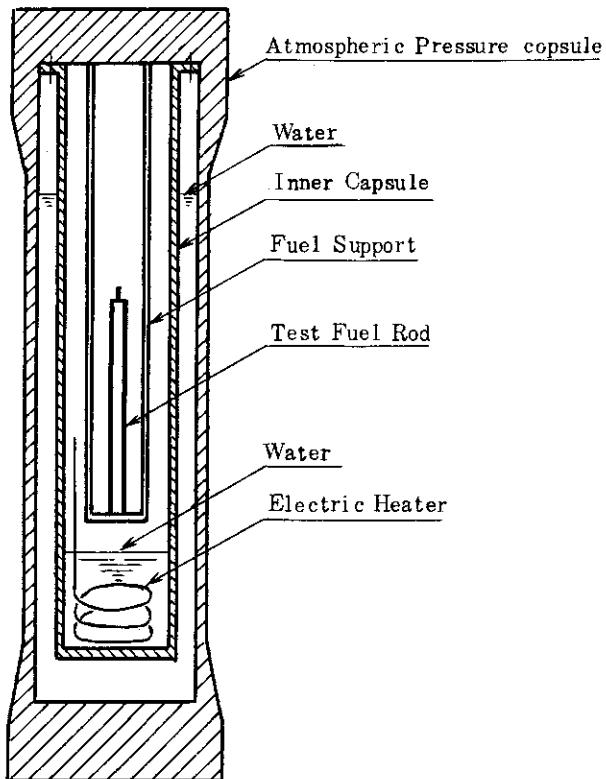


Fig. 2.5.8 Test Arrangement

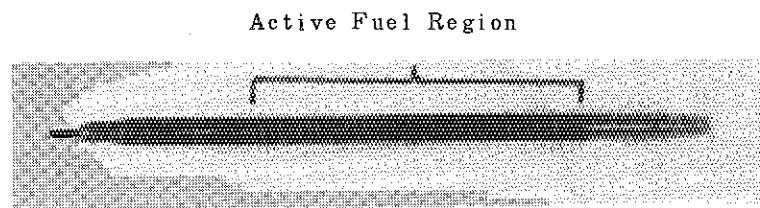


Fig. 2.5.9 Post-test Fuel Rod

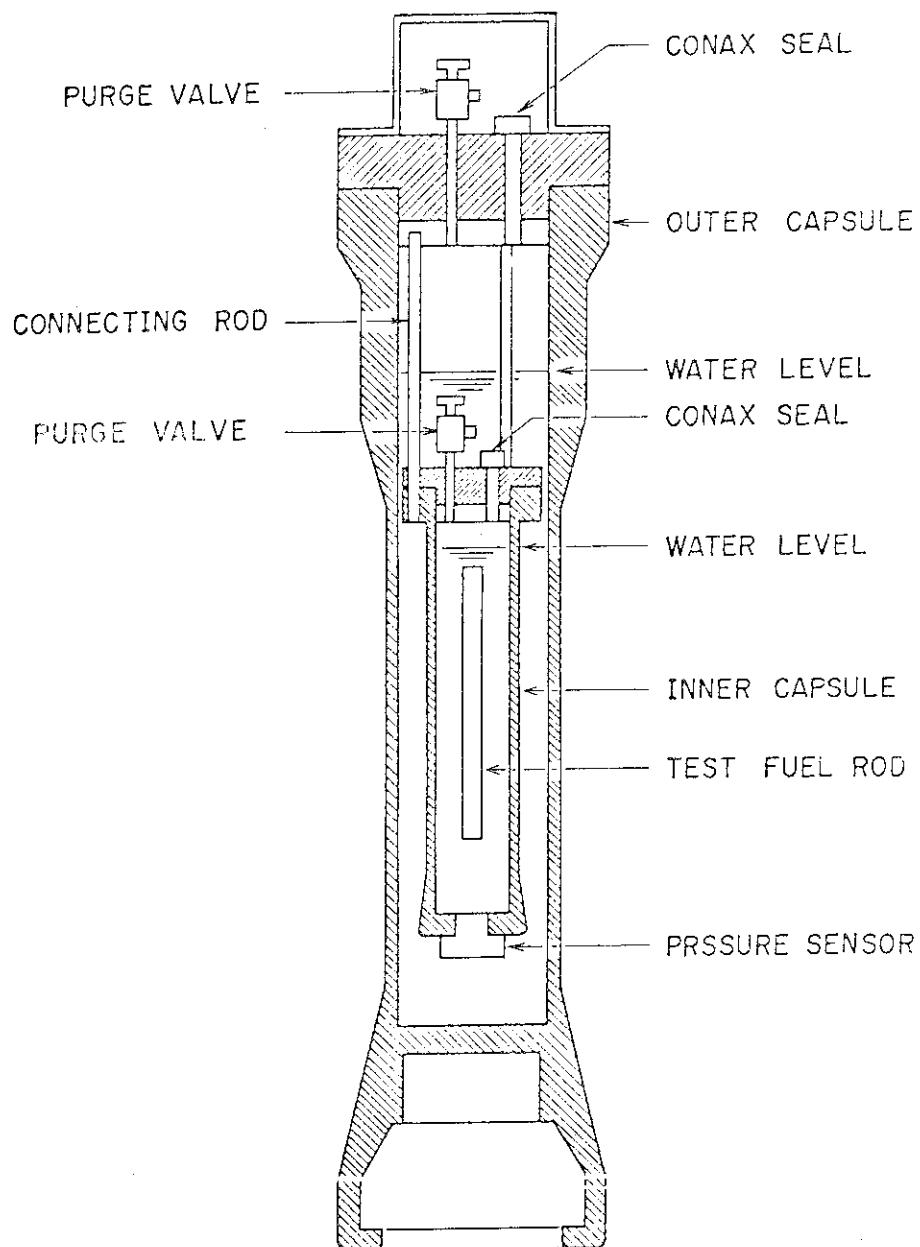


Fig. 2.5.10 Test capsule for Test Series 700.

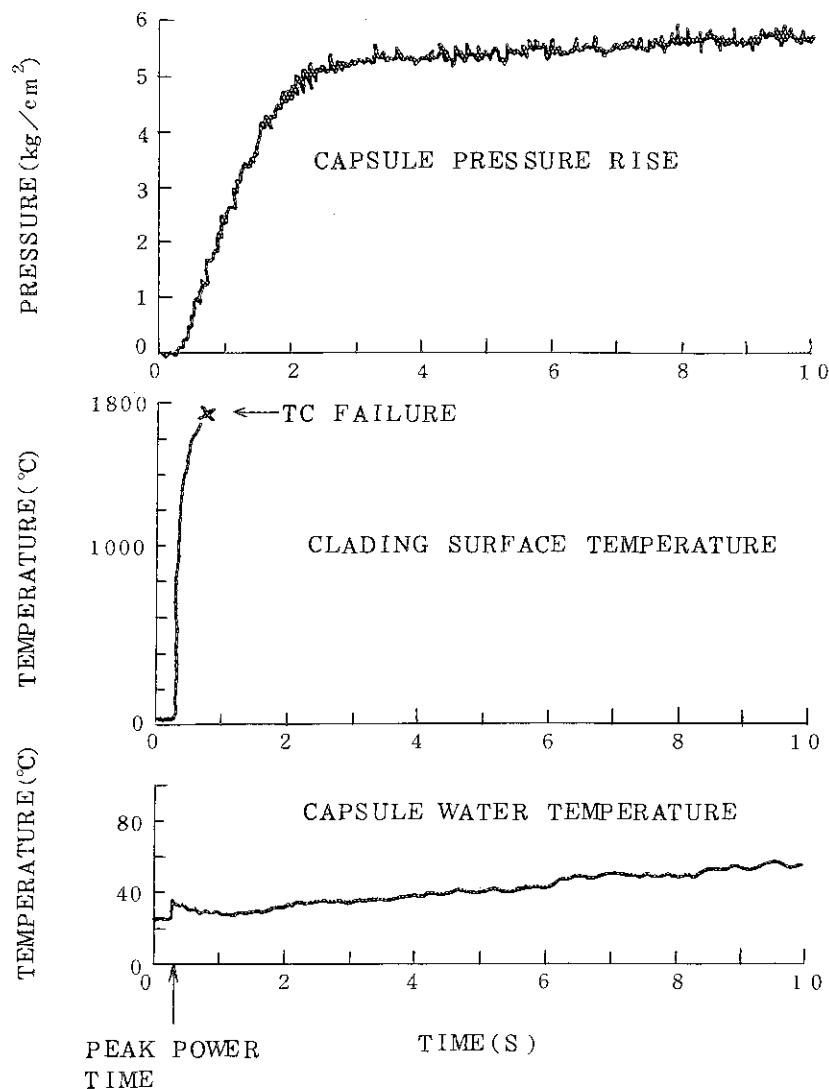


Fig. 2.5.11 Capsule pressure rise cladding surface temperature and capsule water temperature measured during Test 700-6 (285 cal/g.UO₂).



Fig. 2.5.12 Test fuel rod irradiated at 285 cal/g.UO₂ in Test 700-6 (a: overall view, b: lower portion).

3. 燃料挙動可視カプセル実験

(斎藤伸三, 塩沢周策)

(1)

(1) 概要

NSRR実験では、過渡時の燃料挙動を被覆管表面の熱電対や燃料棒下端の内圧計、あるいは燃料破損時には水塊速度計、カプセル底面の圧力計等の記録及び照射後試験の結果から推定してきた。しかし、カプセル内の現象を完全に把握するためには直接観察することが、この上ない情報となる。このために光学系を用いた可視装置の開発を行い、今期2回の実験を行った。

(2) 実験装置

本装置の開発に当っては極めて放射線量が高く ($4 \times 10^6 \text{ R}/\text{パルス}$)、かつ、限られた空間で、更に本来、試験燃料を破損させることを目的としているため衝撃圧、高温燃料の飛散、あるいは放射性物質の放出等に対する防護にも配慮を払わねばならない。このために、個別の各種の炉内及び炉外実験を実施し、設計にも種々の工夫を凝らして炉内実験用の装置を開発した。詳細は文献D-10等に記されているので省略するが、その概要は次の通りである。本装置はFig. 3.1に示すように試験部容器に耐放射線ガラスを用いたペリスコープを挿入し、その上方2.6mの位置に高速度カメラを接続し、これらをすべて耐圧気密性の容器に収め可能な限りの遮蔽を施すとともに、試験部容器内に位置するペリスコープについては保護筒内に納め、保護筒先端には耐圧ガラスを用いた窓をつけたものである。また、照明には3kWのランプを防水処理して直接カプセル内の水中に挿入して使用する方式である。

(3) 実験条件

Test No. 600-1 及び 600-2 はペリスコープ保護筒先端の耐圧ガラスの耐衝撃性及び高温の燃料片の衝突、付着に対する健全性に関して単独に実験を行ったもので、今期は Test No. 600-3, 600-4 の2回の実験を実施した。各々の実験条件は下記の通りである。

(a) Test No. 600-3

試験燃料棒はFig. 3.2 (a)に示すように10%濃縮酸化ウランペレット4個、その上下に天然酸化ウランペレット各1個及び Al_2O_3 ペレットをジルカロイ-4被覆管につめ上下を端栓溶接したものである。実験計装としては被覆材表面温度測定用熱電対5対(Pt-Pt·Rh 素線, 0.2mm ϕ)、水温測定用熱電対1対(C/A シース型, 1mm ϕ)カプセル内圧測定用圧力センサーを取付けた。発熱量は約270 cal/g·UO₂ (3.8ドルパルス、炉周期1.48ms e c)とした。ただし、燃料棒位置はFig. 3.1に示すようにカプセル中心ではないので発熱分布は半径方向に軸対称ではない。撮影条件は次の通りである。

使用フィルム FUJI Color RT500 (100 ft)

撮影速度 250 コマ/秒

撮影時間 約1.5秒(過渡時)

照明 3 kW ランプ

(b) Test № 600-4

試験燃料棒は Test № 600-3 に用いたものとほぼ同様な仕様であるが、Fig. 3.2 (b)に示すように 10% 濃縮酸化ウランペレットは 3 個とし、その上下に 5% 濃縮酸化ウランペレット各 1 個としてペリスコープ視野の 30mm 径の範囲内に 10% 濃縮ペレット領域を収めるようにすると共に出力分布のエッジ効果をなくした点が異なる。また、発熱分布の半径方向非対称性を解消するためにカプセルの外側半周を約 3 cm 厚のパラフィン層で覆った。実験計装は Test № 600-3 と同じであり、発熱量は約 300 cal/g·UO₂ (4.2 ドルパルス、炉周期 1.25 msec) とした。撮影条件も前実験と同一であるが、より照明効果を上げるためにカプセル内側の壁に沿ってアルミニウムの反射板を配した。

(4) 実験結果

(a) Test № 600-3

試験燃料には約 270 cal/g·UO₂ の発熱量が与えられ、発熱部中央に取付けた熱電対の指示によれば、Figs. 3.3, 3.4 に示すように被覆管表面最高温度は片側では 1700°C 以上となり熱電対は破損したが、反対側では 1560°C まで上昇し、その後直ぐに降下している。図に見られるように熱電対 № 2 の温度指示値は № 4 より立上りの段階から高く、明らかに発熱分布の片寄りが生じていた。燃料棒は熱電対 № 2 の位置に貫通した穴が生じた。また、被覆管は完全に脆化し燃料をカプセルから取出す際に発熱部上端の位置において分断した。撮影されたフィルムからは燃料の加熱、膜沸騰、被覆管の溶融・変形、燃料の冷却(クエンチ)、被覆管破損部からの気泡の放出等が観察された。フィルムの観察による燃料挙動の時間経過は以下の通りである。時間 0 は原子炉パルス出力ピーク時としてある。

時間 (秒)	燃 料 の 挙 動
0	パルス出力発生、チャレンコフ光記録 (2コマ)
0.02	膜沸騰開始
0.048	激しい沸騰に伴なう自然対流の乱れ顕著、スペッタリング現象発生
0.2	ほぼ燃料棒全体の 1/4 赤熱
0.3	激しいスペッタリング、蒸気膜の移動速度は約 1 m/sec に達する。
0.5	燃料棒の下部では、ほぼ全周にわたり赤熱
0.91	赤熱部拡大し、熱電対 № 2 はピーク温度記録
1.14	燃料棒上部でも全周にわたって赤熱。
1.37	熱電対 № 2 の下部で被覆管内面溶融
1.94	熱電対 № 4 ピーク温度記録
2.50	赤熱部減少し、黒色部増加始める。 被覆管の溶融・変形拡大
2.90	赤熱部半分以下となる。
3.40	赤熱部 1/4 程度となり、熱電対 № 4 側ではクエンチ開始。 クエンチフロントは № 4 側から № 2 側へと移動

- 4.0 赤熱部は燃料棒上部に一部残存程度。熱電対 #2 下部の溶融・変形部はクレータのように見える。この部分で気泡が発生、停留して生長し離脱。
- 4.6 赤熱部なくなる。
- 5.0 気泡の停留なくなり、熱電対 #2 の下部から連続的に気泡発生、気泡の上昇速度 19 cm/sec。
- 15.0 気泡の発生頻度、上昇速度とも時間の経過と共に減少。
撮影終了

(b) Test M600-4

試験燃料には約 300 cal/g·UO₂ の発熱量が与えられた。被覆管表面に取付けた熱電対は 10 %濃縮ペレット領域に位置するもの (#2 と #4) はパルス出力発生後 0.2 秒前後で約 1700°Cを記録して破損した。一方、5 %濃縮ペレット領域に位置する熱電対 (#1, #3, #6) は最高 1450°Cを記録し、全過渡状態に涉って作動した。また、水温は室温から 60°Cまで上昇したがシース型熱電対のため時間応答が悪く必ずしも正確に実際の温度が測定されたか問題である。これらの温度記録を Fig. 3.5 及び Fig. 3.6 に示す。試験燃料は前回同様に試験後、燃料をカプセルから取出す際に分断した。撮影されたフィルムは Test M600-3 に比較してより鮮明で種々の現象が観察されたが、特に膜沸騰時の膜厚が最高 6 mm にも達すること、被覆管赤熱時に縦割れのクラックが入ること等これまで予想もしなかった新しい知見が得られた。Fig. 3.7 にフィルムから焼付けた数コマを示す。また、以下にフィルムの観察による燃料挙動の時間経過を示す。時間 0 は原子炉パルス出力ピーク時としてある。

時間 (秒)	燃料の挙動
0.0	チャレンコフ光発生
0.12	燃料赤熱開始 ペレット-ペレット間の位置の被覆管の赤熱（昇温）遅れる。
0.25	画面全体を覆う程の膜厚の大きな膜沸騰、波の伝播速度 ~ 80 cm/秒
0.54	燃料棒全体赤熱、しかし、ペレット-ペレット境界部では未だ、やや黒味を帯びている。
1.0	被覆管温度は最高に達し（推定 2000°C），白色を帯びる。
2.2	燃料棒下部の 5 %濃縮ペレット領域においてクエンチが開始し、小さな気泡の上昇が認められる。
3.5	発熱部上部において縦方向のクラック判明
4.6	10 %濃縮ペレット領域下部においてクエンチ開始
7.12	燃料棒の 1/3 が冷却され黒色となり、大粒の気泡発生

- 8.6.5 燃料棒上部からもクエンチが起り、発熱部中心やや上部を
残して黒色となっている。
- 9.7 燃料棒すべての領域で被覆管は冷やされ、黒色となる。
- 15.0 気泡の発生頻度、上昇速度とも時間の経過と共に減少。
撮影終了

フィルムより観察された燃料挙動の概略は上記の通りであり、現象及び装置に関する詳
細な検討は別途報告する。

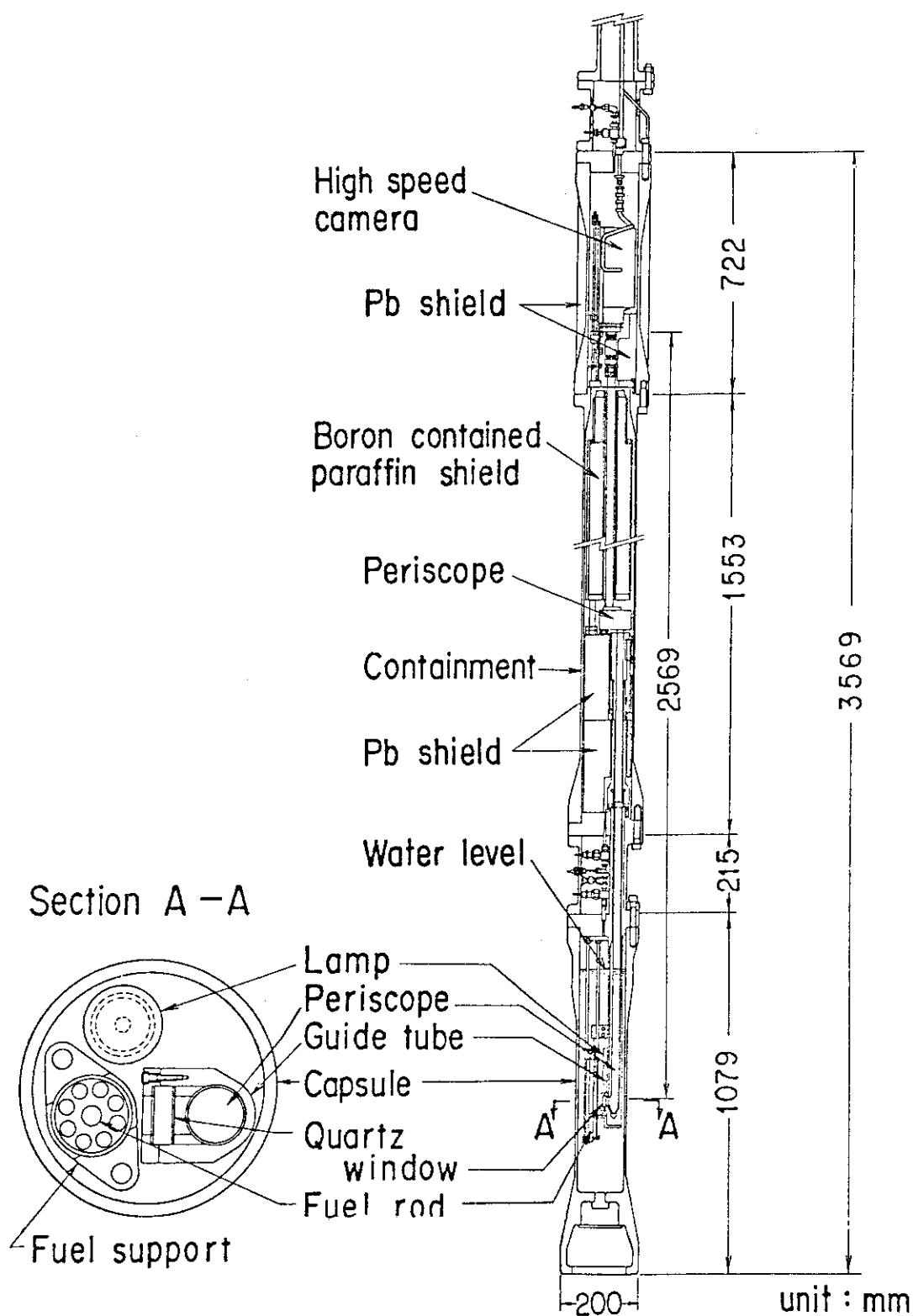
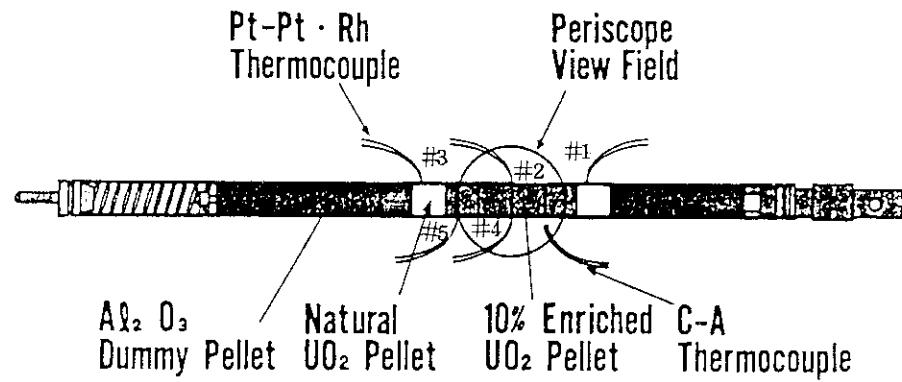
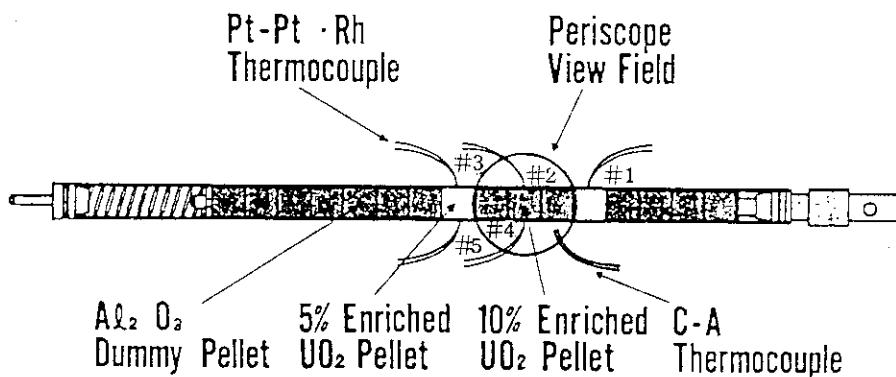


Fig. 3.1 Schematic Configuration of In-reactor Fuel Behaviour Observation System



(a) Test No. 600-3



(b) Test No. 600-4

Fig. 3.2 Test Fuel Rod for Fuel Rod Behavior Observation Tests

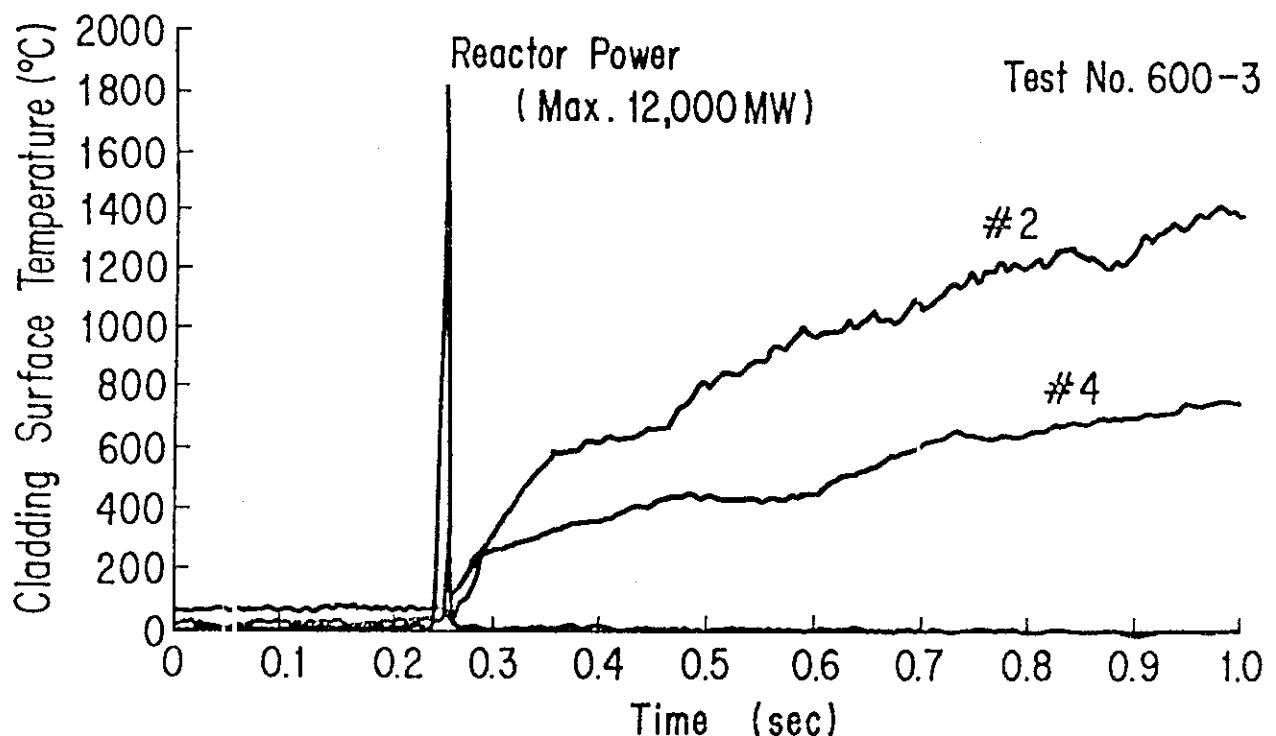


Fig. 3.3 Cladding Surface Temperature Histories till 1 second

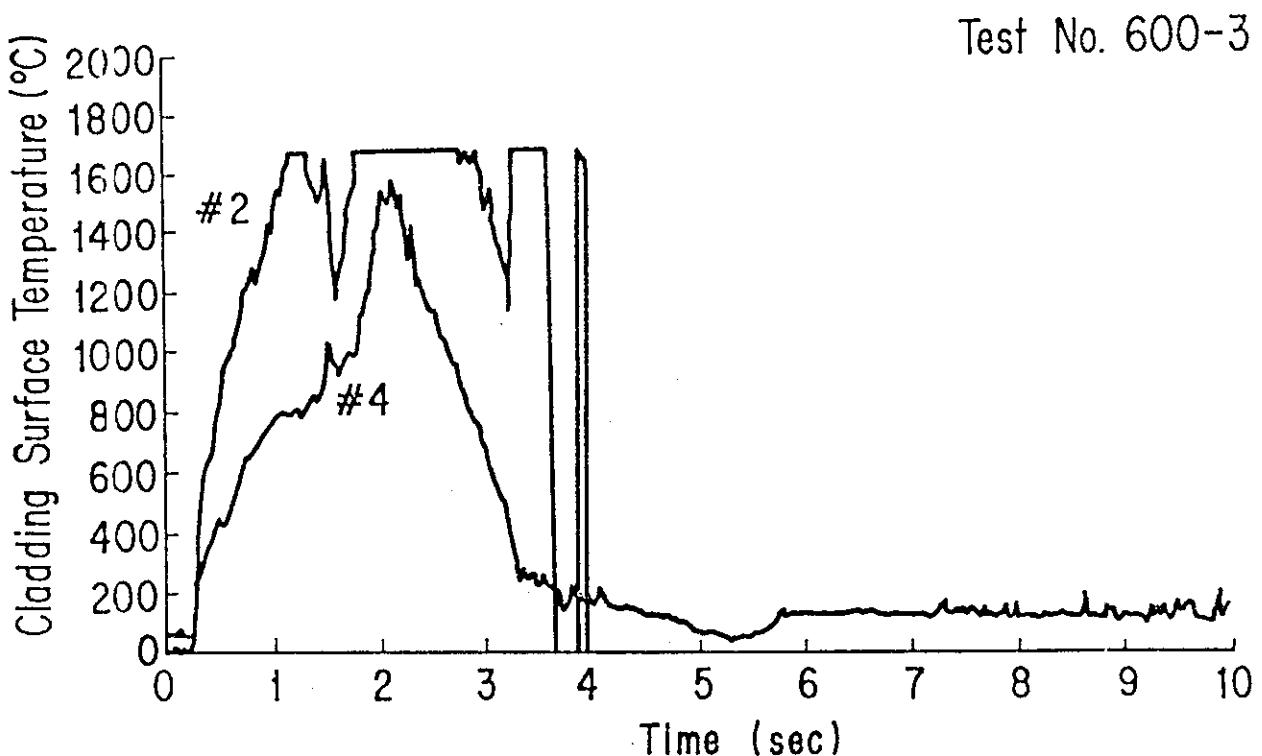


Fig. 3.4 Cladding Surface Temperature Histories till 10 seconds

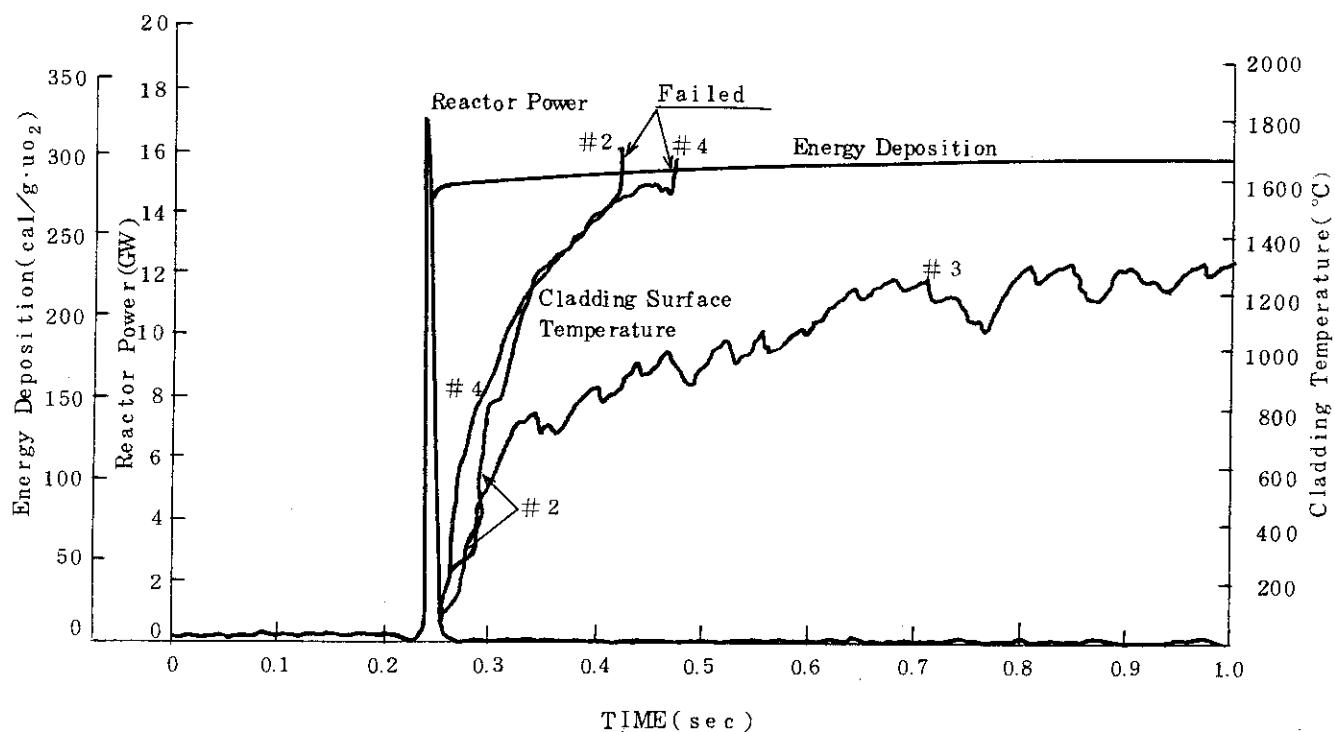


Fig. 3.5 Transient Histories of Reactor Power, Energy Deposition and Cladding Surface Temperature in Test No. 600-4

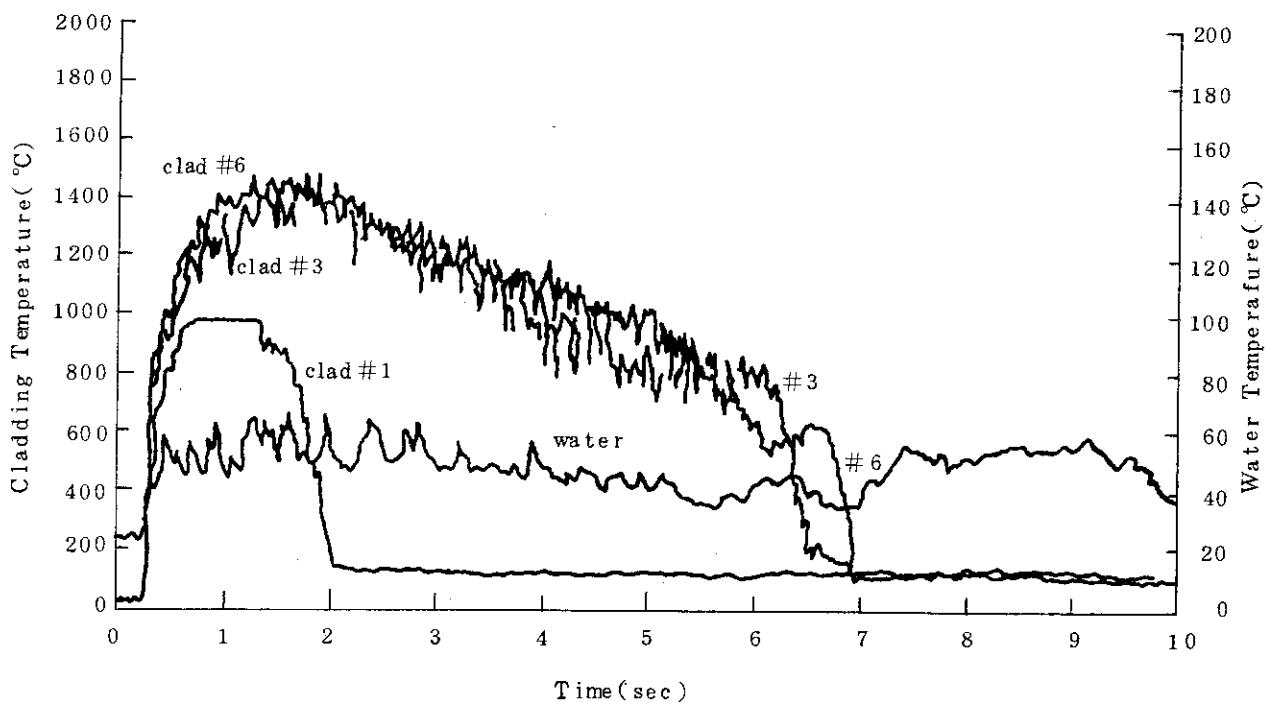


Fig. 3.6 Temperature Histories of Cladding and Coolant Water in Test No. 600-4

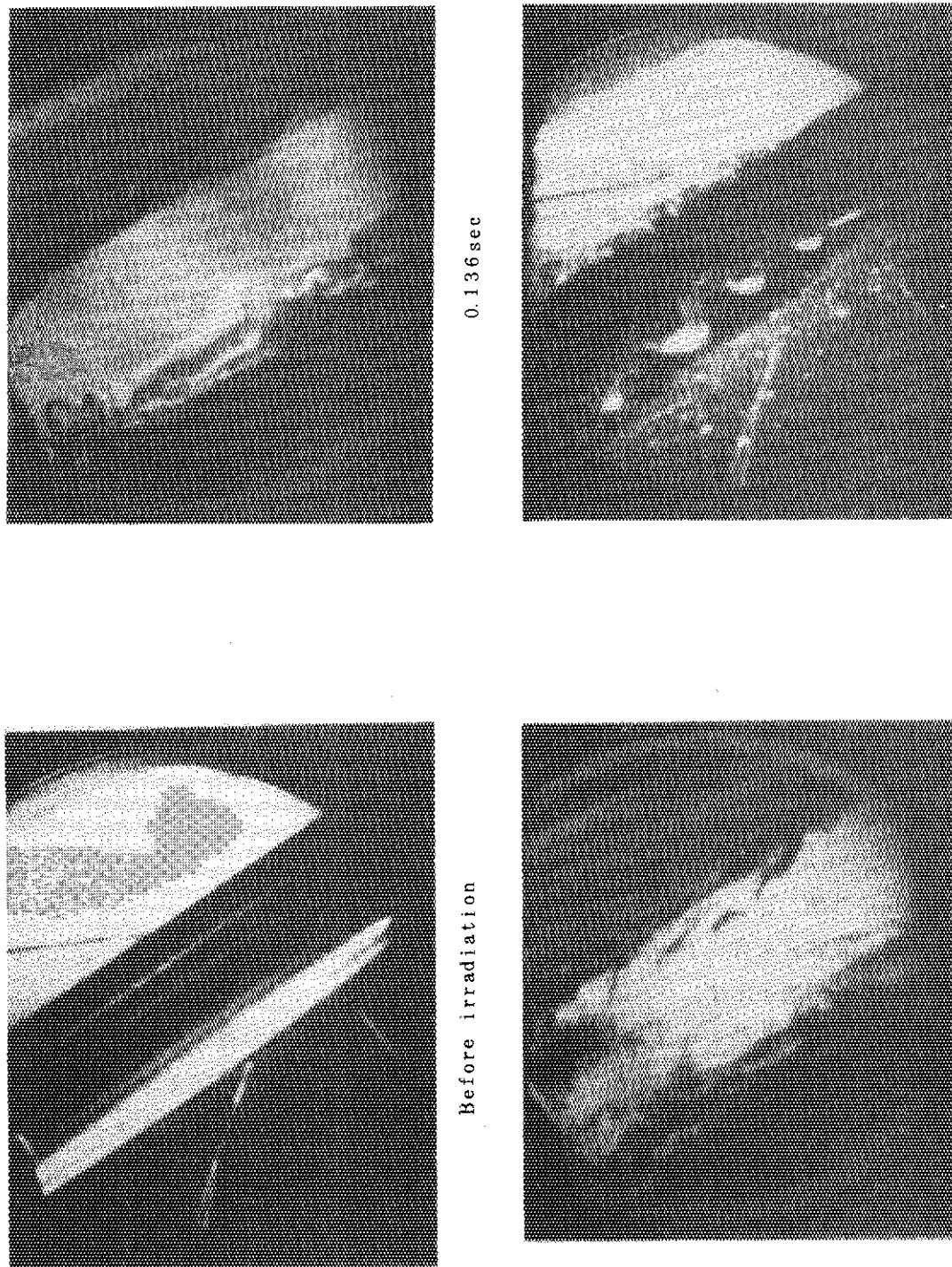


Fig. 3.7 Pictures printed from motion color film taken at 250 f.p.s. The fuel rod was subject to $\sim 300 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$. (Test No. 600-4)

4. 高温高压カプセル実験

(小林晋昇, 岩田耕司, 吉村富雄, 広瀬 誠,
星 蔦雄)

4.1 まえがき

前報に報告した高温高圧の冷却水条件では、被覆管表面の熱伝達率が大気圧条件下よりも良くなるために、冷却水温度が高いにもかかわらず被覆管表面最高温度は、同一発熱量の大気圧実験の結果とほとんど同じであることが明らかとなった。

今期は、破損しきい値を求めるため試験燃料に与える発熱量がさらに高い場合の実験を行った。

4.2 実験条件

これまでBWR条件では $205 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ (初期エンタルピーを含めた値、以下同じ；
BWR : $15 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$, PWR : $20 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) およびPWR条件では $230 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量で照射したが燃料破損は認められなかった。このため、今回の実験では発熱量は、BWRおよびPWR条件とも $270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ とした。なお、冷却水のサブクール度は、BWR条件が 10°C 、PWR条件が 40°C とした。Table 4.1にこれまでに行つた実験も含め高温高圧カプセル実験の条件を示す。

4.3 実験結果および考察

(1) 照射後燃料の外観

今回の実験では、BWR条件、PWR条件いずれの場合も試験燃料は破損した。Fig. 4.1に照射後燃料棒の外観写真を示す。

破損は、発熱部の下端より約 $1 \sim 2 \text{ cm}$ 上の位置においてBWR条件の場合長さ約 0.5 cm 、PWR条件の場合長さ約 1.5 cm の軸方向のクラックが生じておこった。高圧カプセル実験にみられたこの軸方向のクラックは、従来大気圧条件下の実験でみられた周方向のクラックと異なっていた。また、クラックの生じた発熱部の下側付近の被覆管には酸化膜の剥離としわが認められた。

なお、前報 (JAERI-M 9319)^{A-10} で述べたが外圧による軸方向の圧縮力によって発生する被覆管のふくらみ (bambooing) の様子は、今回の方が大きくなってしまっておりその結果燃料棒の全長も短かくなっていた。これは、今回発熱量を高めたことにより被覆管温度が前回よりもさらに高くなつたために被覆管の強度が低下しその結果変形が大きくなつたためである。

(2) 温度挙動

これまでのBWRおよびPWR条件下で得られた被覆管表面温度の過渡挙動をそれぞれFig. 4.2, Fig. 4.3に示す。

先ず、BWR条件での被覆管表面温度は、発熱量が $110 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の例では、最高約 290°C で初期温度から 15°C 程度上昇した。発熱量を $195 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 以上に高くした場合では、熱流束は DNB 热流束を越え、被覆管温度は急激に上昇している。被覆管の最高温度は、燃料に与える発熱量の増加にしたがって高くなり、発熱量 $195 \sim 270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の範囲において $1200^\circ\text{C} \sim 1700^\circ\text{C}$ となった。燃料棒は、この高温の状態が数秒から 10 数秒間持続しているため、被覆管表面が酸化し黒色化する。燃料が破損した発熱量 $270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の実験では、被覆管温度は、用いた熱電対のはば測定限界 ($\text{Pt}/\text{Pt}-\text{Rh}$ 热電対; $\sim 1750^\circ\text{C}$) 近くまで上昇しており、その結果被覆管の酸化が相当激しく起こったものと考えられ、被覆管の脆化の程度も大きい。

また、DNB を生じ膜沸騰状態がしばらく保たれた後急速に冷却される。いわゆるクエンチング現象が大気圧条件下の場合と同様に現われる。このクエンチングが開始するまでの膜沸騰領域の持続時間は、燃料に付与する発熱量によって異なり、 $205 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の場合が一番長くなっていることから、約 $205 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 付近までは発熱量の増加とともにクエンチング開始時刻は遅くなり、逆に、これ以上の発熱量になるとクエンチング開始時点は早くなる傾向がある。

この被覆管温度の過渡現象は、これまでの大気圧条件下の場合とほぼ同じ傾向を示していた。

次に、PWR条件での被覆管表面温度は、発熱量 $190 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ および $230 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ ($270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の場合、データ収録增幅器の故障により温度挙動が得られなかった) の例では、急激に上昇してそれぞれ約 1200°C および 1550°C となり、Fig. 4.3に見られるように照射前の温度まで膜沸騰状態で徐々に冷えている。PWR条件の場合、上記BWR条件での温度挙動で述べたクエンチング現象が頭著に現われていない。また、被覆管が約 1 秒程で最高温度となりその後膜沸騰状態で冷却され被覆管温度が降下するが、最高温度から、約 7 ~ 8 秒後までの温度の下がり方は PWR の方が大きい。このことは、燃料棒から冷却材への熱伝達率が BWR 条件と PWR 条件では相当違っていることを示しているものである。

(3) 破損しきい値および破損機構についての考察

高温高圧カプセルで発熱量 $270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で照射した燃料の破損の程度は、クラックの方向が異なるものの大気圧条件下の破損の場合と同程度であった。このことから、高温高圧条件下における破損しきい値は、大気圧条件下の破損しきい値約 $260 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ と同程度であると考えられる。

この理由は、高圧下では被覆管表面から冷却材への熱伝達が良くなるために冷却水温度が高いにもかかわらず被覆管表面温度がそれほど上昇しなかったことによるものと考えられる。

次に高温高圧下における破損形態について検討する。

高温高圧条件下の場合、軸方向にクラックの発生する原因是、被覆管が高温となった際外圧によってペレットに強く接触した状態で急冷されることから、この急冷時に被覆管の周方向に大きな応力が発生したためと考えられる。(大気圧条件下では高温時に被覆管が熱膨張によっ

てふくれているので被覆管とペレットの間にはギャップがあり急冷時に被覆管は収縮しても周方向の応力は働きにくい)

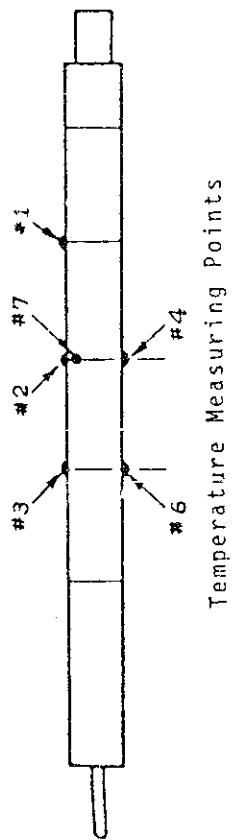
Fig. 4.5にPWR条件で破損した燃料の顕微鏡写真を示す。クラックは被覆管表面に対し直角方向に進入している。破損部では、被覆管の1部が溶融しその肉厚が厚肉部と薄肉部とに偏肉しているとともにクラックの貫通はその薄肉部で発生している。 UO_2 -ジルカロイ反応状態は、これまでに報告した $B-12$ 大気圧条件下の場合と同じであることから高温高圧条件下における燃料の初期破損形態は、被覆管の溶融や偏肉と脆化などによる破損であり大気圧条件下での破損形態と変わらないと言える。

Table 4.1 Summary of High Pressure Capsule Tests

System Condition	BWR				PWR		
	1111-1	1111-2	1111-3	1111-4	1111-7	1111-5	1111-6
Test No.							
Temperature (°C)			276				305
Pressure (kg/cm ²)			72				160
Energy Deposition (cal/g·UO ₂)	-	110	195	205	270	190	230
#1	-	-	-	1460	1710	-	1530
#2	-	279*	failed	1400	>1640	1190	>1300
#3	-	285*	850*	1390	>1700	1200	failed
Max.ium Cladding Surface Temperature (°C)	#4	-	290*	1240	1400	-	>1350
#5	-	-	700	-	-	1200	-
* sheathed	#6	-	-	-	-	-	-
#7	-	-	-	-	-	640*	-
Thermocouple Used	-	C/A	C/A	Pt	Pt	C/A	Pt
Fuel Failure	No	No	No	No	Yes	No	Yes

** Energy deposition includes initial enthalpy of 15 cal/g·UO₂(BWR) or 20 cal/g·UO₂(PWR)

*** Test No.1111-9 is a repeated irradiation test.



Temperature Measuring Points

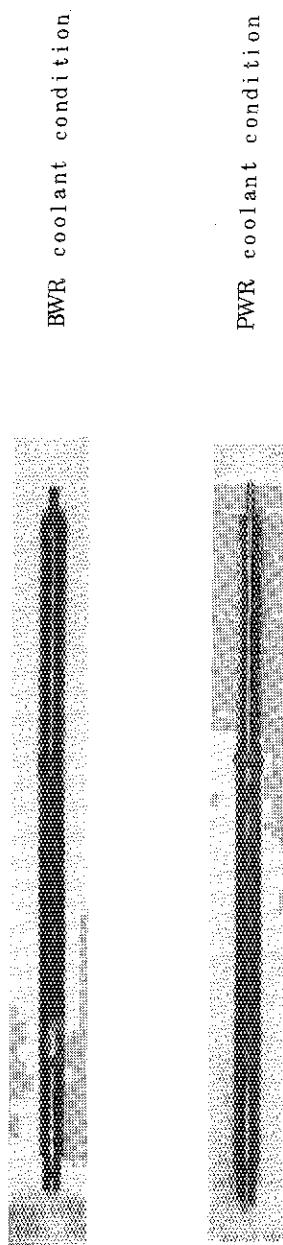


Fig. 4.1 Appearance of the post-test fuel rods which were irradiated at the energy deposition of $270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ under BWR and PWR coolant conditions, respectively.

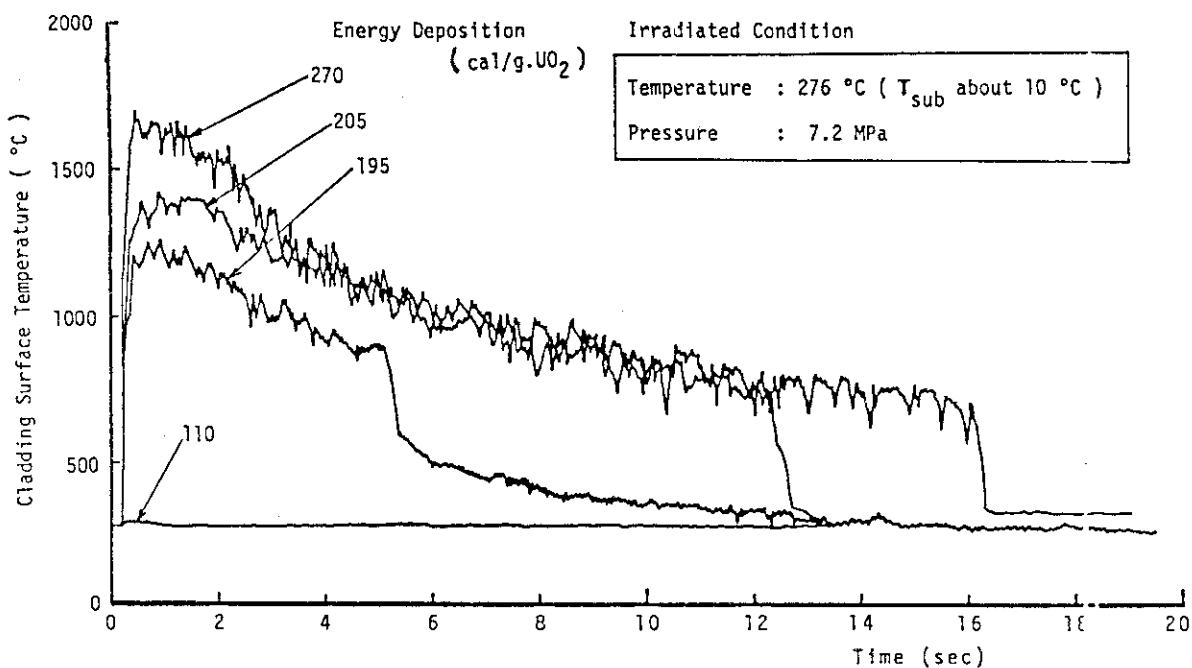


Fig. 4.2 Transient behavior of cladding surface temperature with various energy deposition under BWR operating pressure and temprature condition

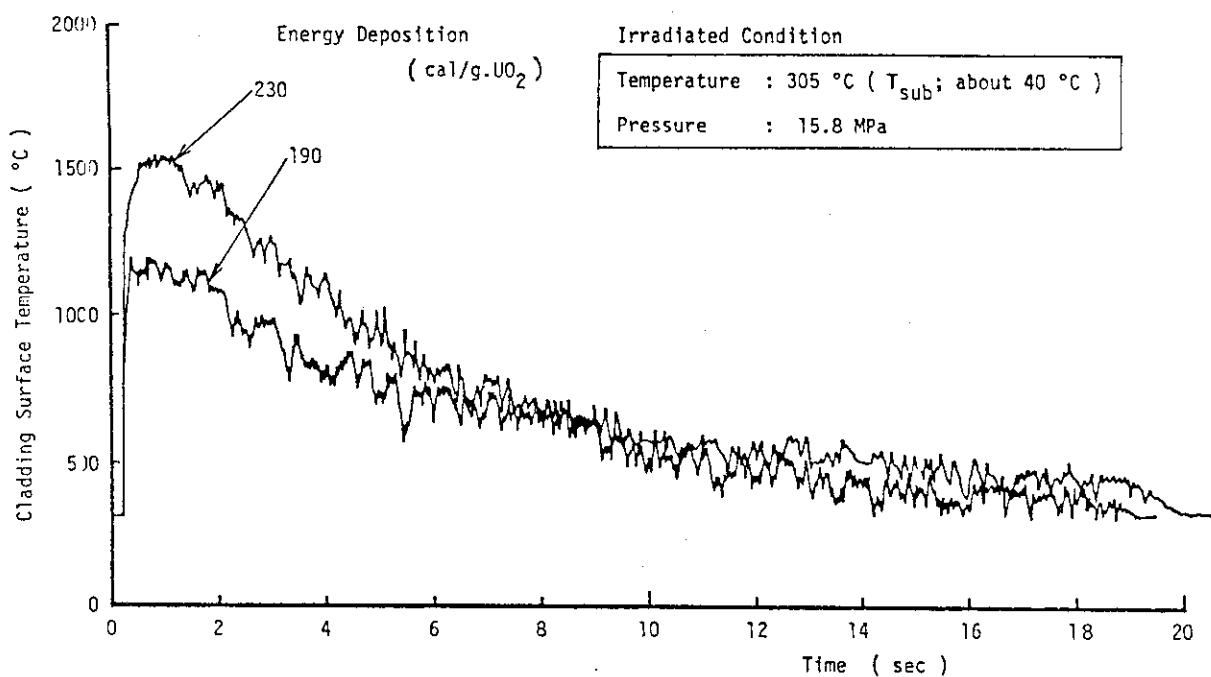


Fig. 4.3 Trasient behavior of cladding surface temperature with various energy deposition under PWR operating pressure and temperature condition

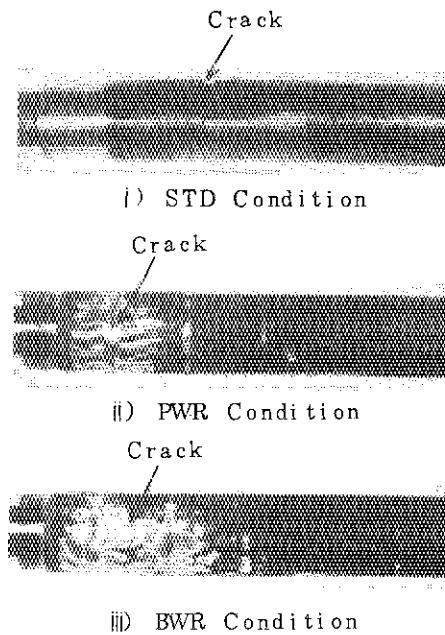


Fig. 4.4 Appearance of failed region in the fuel rod irradiated at failure threshold energy, showing a difference between PWR, BWR and STD conditions.

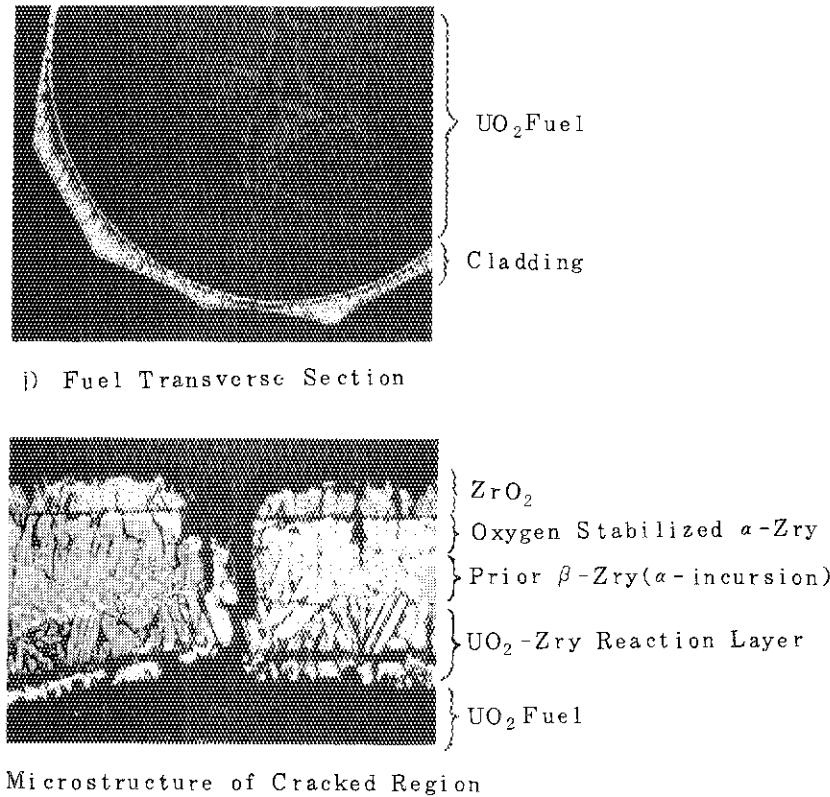


Fig. 4.5 Microstructure of cracked region in the fuel rod irradiated at 270 cal/g·UO₂ under PWR condition.

5. 水ループ実験

(岩田耕司, 小林晋昇, 広瀬 誠)

5.1 概要

これまでに $130\sim240 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量範囲で 4 回の実験を実施し、その結果として、冷却材流速は燃料温度挙動に大きな影響を与えることが明らかとなった。今回は発熱量を $280 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ まで高くして比較的高発熱量における燃料挙動を調べ、これまでに得られた結果と比較した。

5.2 実験方法

Fig. 5.1 に示すように、10%濃縮の試験燃料棒 1 本を中心にし、その周辺に 8 本のダミー燃料棒を配置する体系で冷却材初期圧力、温度、流速をそれぞれ 1.1 MPa , 100°C , 4 m/s として、 $276 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱条件でパルス照射を行った。

5.3 実験結果

Fig. 5.2 に今回の実験結果を含めこれまでの実験で得られた被覆管表面温度履歴を示す。 $240 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量では最高温度は約 500°C 、又、膜沸騰継続は 1 秒程度であり、静水条件下で観察されるような安定した膜沸騰は生じなかった。今回の実験では、図に見られるように、安定した膜沸騰挙動が観察されたが、最高温度は高々 1000°C 程度と低く、膜沸騰継続時間も約 3 秒と短い。また、これらの値は、同図に示した冷却材サブクール度 3.5°C 、発熱量 $240 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の実験データを下廻っている。冷却材サブクール度 8.3°C の場合について最高温度と膜沸騰継続時間を発熱量に対して整理すると Fig. 5.3 のようになる。最高温度、継続時間共に発熱量の増大に対して増大傾向を示している。それらの値については、同図に示す静水大気圧実験と比べてかなりの相異がみられる。最高温度は約半分、又、継続時間は約 $1/5\sim1/10$ である。例えば、静水大気圧条件下での燃料破損しきい値である $260 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の場合について比較してみると、静水大気圧条件下では最高温度、膜沸騰継続時間はそれぞれ 1500°C 以上、約 10 秒であるのに対して、 4 m/s の流動条件下ではそれ各自々 800°C および 2 秒程度である。

以上のような被覆管温度挙動の違いのために、静水条件下での破損しきい値を超える発熱条件であるにも拘らず燃料棒は、Fig. 5.4 に示すように、発熱部にわたって被覆管表面の酸化、部分的な酸化膜の剥離が見られるだけで、被覆管の変形も殆んどなく健全であった。

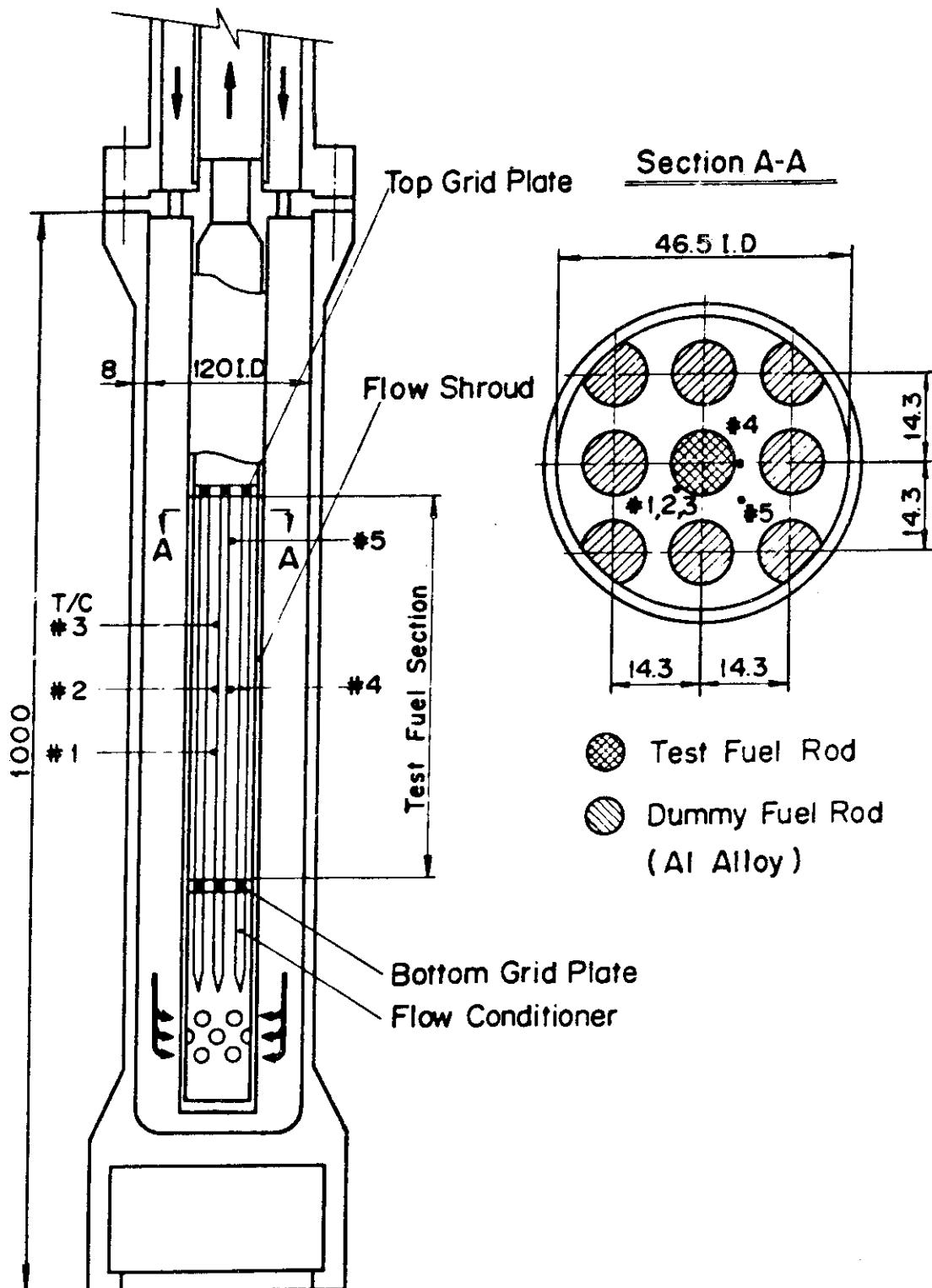


Fig. 5.1 Schematic Arrangement of Test Section

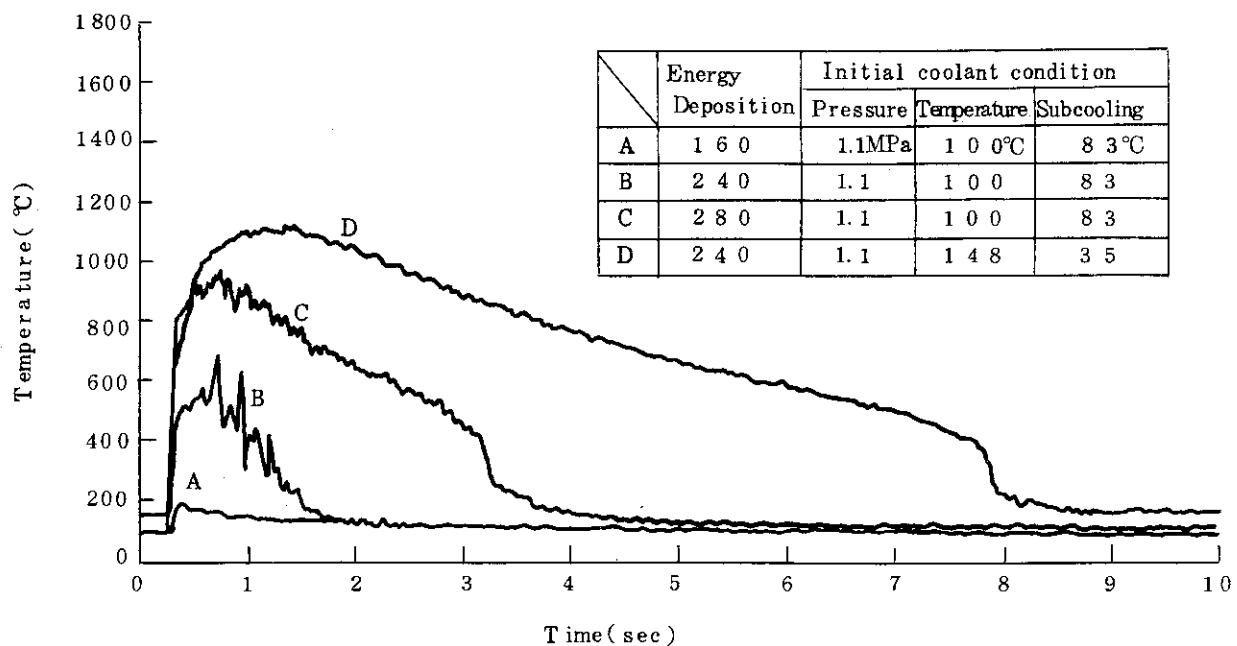


Fig. 5.2 Comparison of Cladding Surface Temperature Histories
(Coolant Velocity: 4m/s)

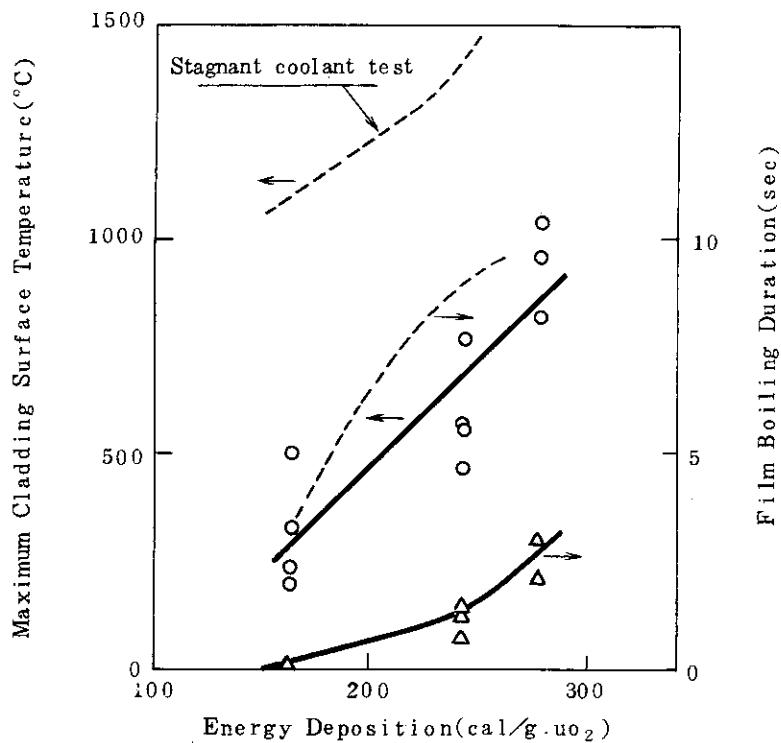


Fig. 5.3 Maximum Cladding Surface Temperature and
Film Boiling Duration vs. Energy Deposition
(Initial Coolant Pressure : 1.1 MPa)
(Temperature : 100 °C)
(Velocity : 4m/s)

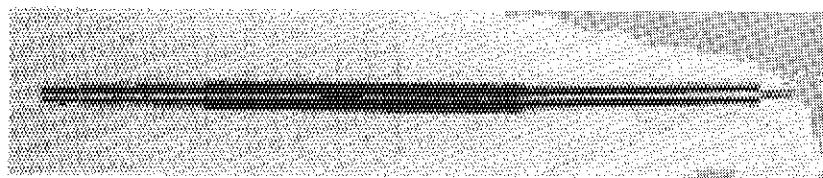


Fig. 5.4 Postirradiation appearance of a test fuel rod subjected to energy deposition of 280 cal/g·UO₂

6. 今後の実験計画

燃料挙動可視化実験に成功し、従来、燃料の過渡挙動は温度、圧力等の計測値から推定してきたが、これに加えて直接観察してその挙動を判断し、あるいは新しいモデルを作り上げられることは意義が大きい。また、動力炉の実際の条件に冷却材条件を近づけた高温高圧カプセル実験およびループ実験は現象をより現実的に把握、評価する上でより多くの実験を行う必要がある。

今後は、これら3つの実験シリーズを優先的に実施していく予定である。しかし、いずれも実験物は長尺物となり、その組立、解体作業は日数を要し1回の実験にはそれぞれ約1か月を必要とする。この間を利用して従来の大気圧カプセル実験中、更に試験を必要とするものを継続して実施する。その主なものとしては、高発熱量を試験燃料に与え発生する機械的エネルギー量を評価し、また、それに及ぼす冷却材サブクール度、燃料／冷却材比等の影響を調べる高発熱量実験、冷却材流量および温度の燃料挙動に及ぼす影響を調べる冷却材パラメータ実験、擦過腐食燃料棒に初期内圧をかけた場合の影響を調べる実験等である。また、新たなものとしてプルトニウム－ウラン混合酸化物燃料実験を開始する予定である。

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：“NSSR実験プログレス・レポート・7（1978年7月～1978年12月）”, JAERI-M 8259 (1979)
- A-8 反応度安全研究室, 他：“NSRR実験プログレス・レポート・8（1979年1月～1979年6月）”, JAERI-M 8799 (1980)
- A-9 反応度安全研究室, 他：“NSRR実験プログレス・レポート・9（1979年7月～1979年12月）”, JAERI-M 9011 (1980)
- A-10 反応度安全研究室, 他：“NSRR実験プログレス・レポート・10（1980年1月～1980年6月）”JAERI-M 9319 (1981)
- その他, NSRR実験結果速報 (1)～(46)

B 実験結果に関するトピカル・レポート, 学会誌, 国際会議提出論文等

- B-1 M. Ishikawa, et al. : “Some Experiences and Plans on Reactor Safety Research by NSRR”, 1st US/Japan Seminar on Fast Pulse Reactors, Tokai, Japan (1976)
- B-2 M. Ishikawa: “First Progress Report of the Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) Experiments”, 4th LWR Safety Information Meeting, Washington. (1976)
- B-3 S. Saito, et al : “Some Experiences and Inpile Experimental Programme on Fuel Coolant Interaction in NSRR”,

Proceedings of 3rd Specialists' Meeting on the
Sodium Fuel Interaction in Fast Reactors (NEA-
CSNI), Tokyo, (1976)

- B-4 石川迪夫 : "NSRR実験に現われた燃料破損挙動", 火力原子力発電,
vol. 28, № 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, № 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, № 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, № 9 (1978)
- B-13 S.Kobayashi, et al. : "Experiment Results of Some Cluster Tests
in NSRR", Journal of Nuclear Science and
Technology Vol. 15, № 6 (1978)
- B-14 M.Nozawa, et al. : "Fast Reactor Fuel Test Program in the NSRR",
For Presentation at NRC/RSR-Japan FBR Safety
Research and Development Meeting, in Tokyo, Japan
(1978)
- B-15 S.Suguri, et al : "Results of In-pile Experiments in the NSRR
on Reactivity Initiated Accidents", 6th PNS-
Kolloquium at Karlsruhe, KfK-2770 (1978)
- B-16 大西信秋, 他 : "反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼす発熱分布の影響"
JAERI-M 7990, (1978)
- B-17 T.Fujishiro, et al.: "Light Water Reactor Fuel Response During
Reactivity Initiated Accident Experiments",

NUREG/CR-0269 TREE-1237, (1978)

- B-18 斎藤伸三, 他: “反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼす初期ギャップ幅の影響(1)”, JAERI-M 8087 (1979)
- B-19 吉村富雄, 他: “NSRR実験における損耗被覆管燃料実験結果”, JAERI-M 8152 (1979)
- B-20 塩沢周策, 他: “NSRR実験におけるジルカロイ被覆管の酸化量に関する評価”, JAERI-M 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 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-25 M.Mori, et al.: “Study on the Transient Cooling Process of a Fuel Rod in a Reactivity Initiated Accident”, J. of Nuclear Science and Technology, to be published.
- B-26 M.Ishikawa, et al.: “Recent Results From the NSRR Experiments”, Seventh Reactor Satey Research Information Meeting, Gaithersburg, USA (1979)
- B-27 斎藤伸三, 他: “サブクール水中におけるクエンチング現象と熱伝達”, JAERI-M 8570 (1979)
- B-28 斎藤伸三, 他: “冷間加工および完全焼鈍被覆材の燃料破損挙動に及ぼす影響”, JAERI-M 8586 (1979)
- B-29 落合政昭, 他: “反応度事故条件下における燃料挙動に及ぼすラン・アウト出力の影響”, JAERI-M 8285 (1979)
- B-30 T.Hoshi, et al.: “Fuel Failure Behavior of PCI-Remedy Fuels under the Reactivity Initiated Accident Conditions”, JAERI-M 8836 (1980)
- B-31 斎藤伸三, 他: “NSRRによる混合酸化物燃料の破損挙動に関する研究(I)”, JAERI-M 8865 (1980)

- B-32 藤城俊夫, 他: “反応度事故条件下的燃料挙動に及ぼす冷却材の流動の影響(1)”,
JAERI-M 9104 (1980)
- B-33 細川隆徳, 他: “反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼすペレット形状の影響”, JAERI-M 9140 (1980)
- B-34 稲辺輝雄, 他: “NSRRにおける混合酸化物燃料予備実験の結果”,
JAERI-M 9178 (1980)
- B-35 M.Ishikawa, et al.: “A study of Fuel Behavior under Reactivity Initiated Accident Conditions - Review”,
J.Nucl. Mater. 95 (1980).
- B-36 T.Fujishiro, et al.: “The Effects of Coolant Flow on Light Water Reactor Fuel Behavior during a Reactivity Initiated Accident”, J.Nucl. Sci. Tech. 18-3 (1981).

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, № 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, № 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 大西信秋：“軽水動力炉の事故時の燃料挙動解析コード MCDRAN-1”

JAERI-M 8634 (1979)

C-12 石島清見、他：“NSRR実験データ・バンク・システムの開発（その1）”。

JAERI-M 9261 (1981)

C-13 T.Fujishiro, et al.: “A Computer Code for Fuel/Coolant Interaction

Analysis under LWR and LMFBR Conditions”,

JAERI-M 9306 (1981)

D NSRR炉特性、カプセル、実験計装等

D-1 伊勢武治、他：“NSRRの制御棒効果の解析（NSRRの炉物理と核設計・3）”，
JAERI-M 5361 (1973)

D-2 伊勢武治、他：“NSRRの試験燃料1本ピンの発熱計算（NSRRの炉物理と核設計・4）”，JAERI-M 5613 (1974)

D-3 伊勢武治、他：“NSRRの熱中性子スペクトラム、温度係数および動特性パラメータ（NSRRの炉物理と核設計・1）”，JAERI-M 5730 (1974)

D-4 藤城俊夫、他：“NSRRカプセルの耐爆実験”，JAERI-M 5861 (1974)

D-5 斎藤伸三、他：“NSRR炉心燃料の機械的および熱的健全性確認試験”，
JAERI-M 6021 (1975)

D-6 藤城俊夫、他：“溶融金属の水中落下実験（溶融金属、水相互作用における金属の微粒子化発生条件）”，JAERI-M 6281 (1975)

D-7 NSRR管理室、反応度安全研究室：“NSRR臨界および特性試験報告”，
JAERI-M 6791 (1976)D-8 S.Saito, et al.: “Measurement and Evaluation on Pulsing Characteristics and Experimental Capability”,
Journal of Nuclear Science and Technology, vol. 14, No. 3 (1977)D-9 山崎 利、他：“NSRR大気圧カプセルおよび実験計装の現状”，
JAERI-M 7105 (1977)

D-10 S.Saito, et al.: “An Optical Approach for the Observation of Nuclear Fuel Failure Phenomenon in a Water Environment”, Proceedings of the 13th International Congress on High Speed Photography and Photonics, Tokyo (1978)

D-11 NSRR研究委員会実験計装開発専門部会：“放射線による燃料移動測定の現状”，
JAERI-M 7683 (1978)

- D-12 柳原 敏, 他: “カロリメトリ法によるNSRR試験燃料の発熱量の較正”,
JAERI-M 8457 (1979)
- D-13 斎藤伸三, 他: “NSRR実験孔内中性子束および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)
- D-15 橋倉宏行, 他: “NSRR実験孔内中性子束及びγ線量率の評価II”,
JAERI-M 9142 (1980)
- D-16 斎藤伸三, 他: “NSRR実験用ナトリウムループの試作と特性試験”,
JAERI-M 9114 (1980)

E NSRR計画, 解説等

- E-1 石川迪夫 : “反応度事故に対する安全性研究”, 日本原子力学会誌 vol.12,
No.5 (1970)
- E-2 原子炉安全性研究炉委員会: “反応度事故研究の概要と安全性研究炉(NSRR)
計画” JAERI-memo 4031 公開 (1970)
- E-3 石川迪夫, 他: “反応度事故に関する安全性研究計画”, 火力原子力発電,
vol.26, No.4, (1974)
- E-4 斎藤伸三 : “反応度事故時の燃料のふるまい”, 原子力工業 22 [6] (1976)
- E-5 星 薫雄, 他: “PCM研究の現状”, JAERI-M 6927 (1977)
- E-6 石川迪夫, 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 U S R R 炉の概要

(1) N S R R の構成

N S R R 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N S R R は、高いパルス性能を有するT R I G A 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9 m 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物を用いる場合に使用する。

実験孔の下部にはカプセル・グリッピング装置があり、カプセルの下部をしっかりと固定する。これは、カプセル内部で燃料が破壊した際に、冷却水を急速に加熱し大きな水撃力を発生して、カプセルを飛び上らせる作用を及ぼすことが予想されるために、これを防止することを目的としたものである。カプセル・グリッピング装置の下端は、原子炉プール下部のサブバイル室の壁に埋め込まれたI字鋼によって固定され、70 t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

N S R R の燃料は、濃縮ウランー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 $-9.3 \times 10^{-5} \Delta k/k^{\circ}C$) を有する。これは、燃料中に減速材(ZrH) が均一に混合しており、減速材の温度上昇が燃料温度の上昇と同時に起こって、中性子のスペクトル硬化が即発的に生じ、熱中性子の利用率を著しく減少するためである。

燃料は、Fig. A-2 に示すように、内径22 cm の六角形の中空実験孔の周囲に精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 50m sec である。NSRRのパルス運転上許された最大投入反応度は\$4.70であり、この場合の反応度変化率は約\$100/secになる。

(3) パルス特性

今までに実施したパルス運転における最大投入反応度は\$4.67であるが、この最大パルス時における炉出力のピーク値は $21,100\text{MW}$ 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) $117\text{MW}\cdot\text{sec}$ 、パルス半值幅 4.4m sec 、最短炉周期 1.13m sec であった。Fig.A-3には、この最大パルス時に測定したパルス出力波形および積分出力の実測値を示す。

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

(4) 実験能力

実験孔はフランクス・トラップとなっており、ここに置かれた水カプセルの内部では、水の中性子減速作用によって熱中性子束が炉心における平均値よりも数段高くなっている(Fig.A-5)。このため、実験時には炉心燃料の健全性を損うことなく試験燃料を効率的に溶融せしめることができる。

Fig.A-6は、各投入反応度のパルス運転によって試験燃料に与える断熱的な最大発熱量を示す。同図から分るように、例えば最大投入反応度によるパルスが5%濃縮のPWR型試験燃料に与え発熱量は約 $340\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ でこれは UO_2 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-followered control rods)	
Equivalent core diameter	62cm	
(4) <u>Control Rods;</u>		
Number	8 (including 2 safety rods)	
Type	Fuel followered 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 followered 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 usec	
(7) <u>Experiment Tube;</u>		
Inside diameter	22cm	

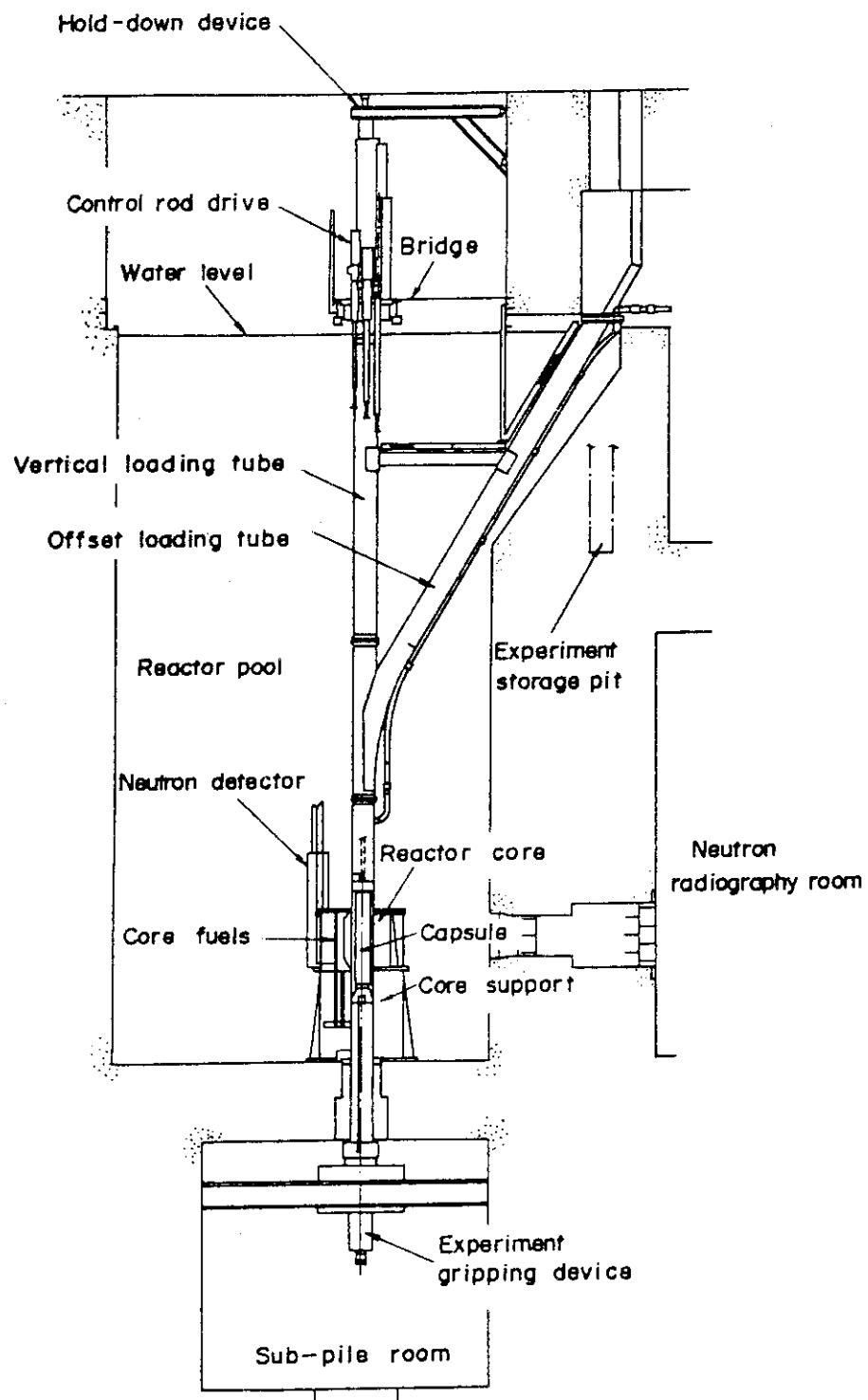


Fig. A - 1 General Arrangement of NSRR

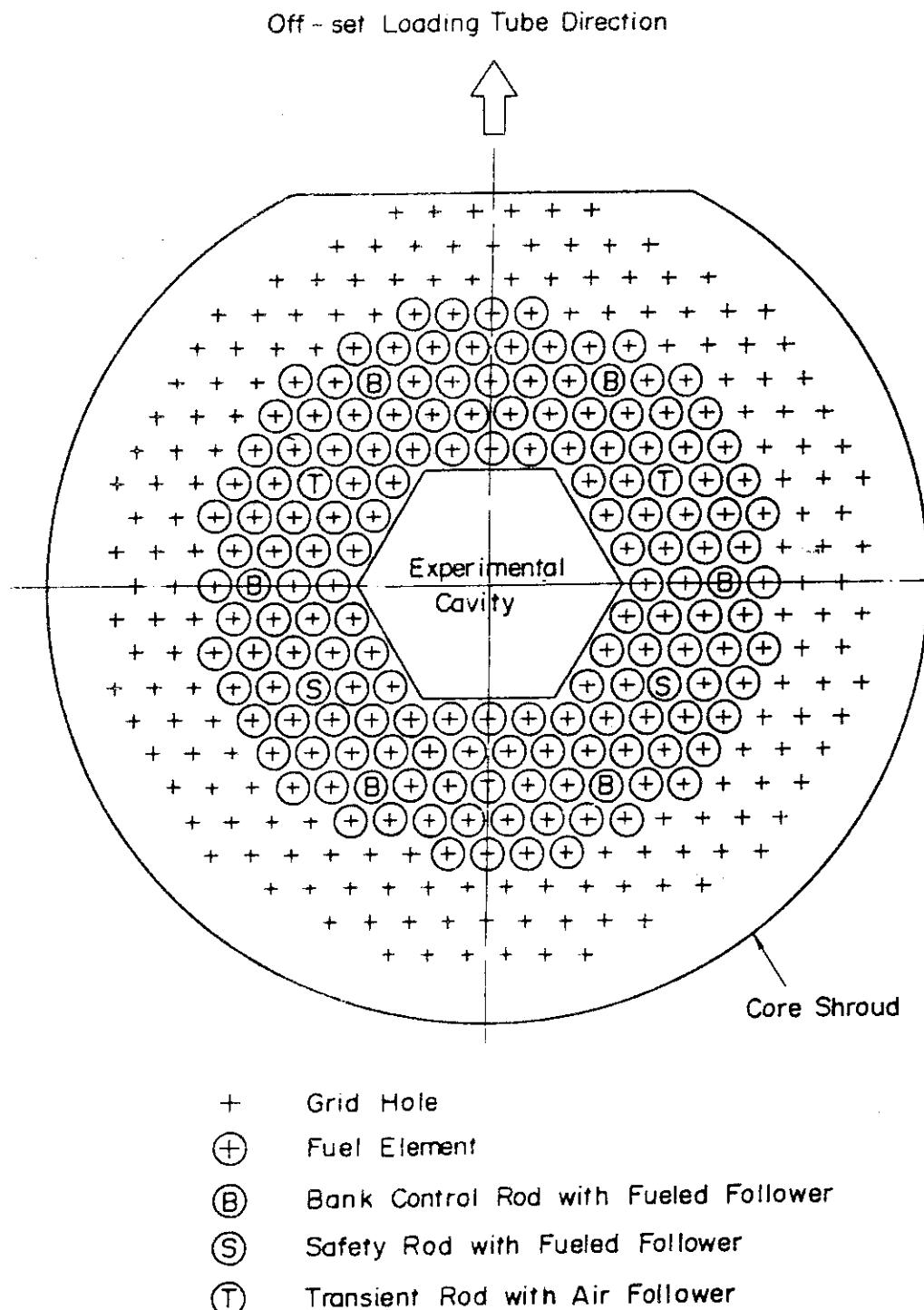


Fig. A - 2 Operational Core Configuration

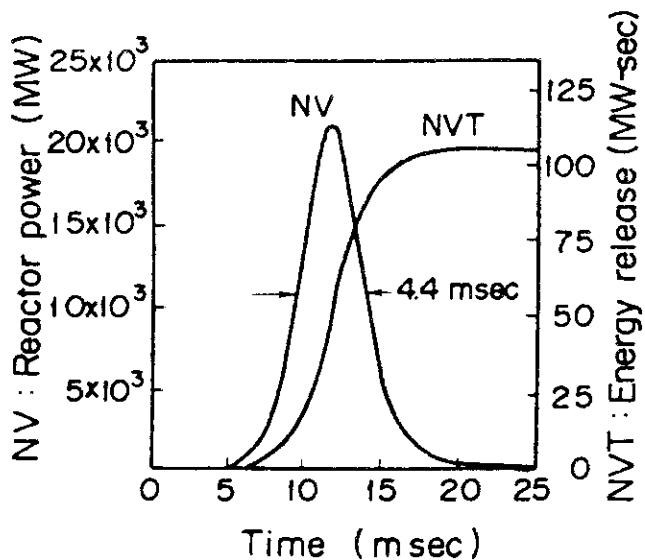


Fig. A - 3 Reactor Power and Core Energy Release given by \$4.67 Pulse

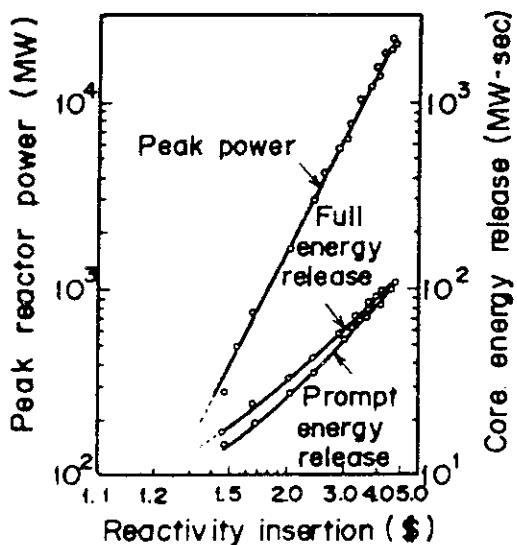


Fig. A - 4 Peak Reactor Power and Core Energy Release Versus Reactivity Insertion

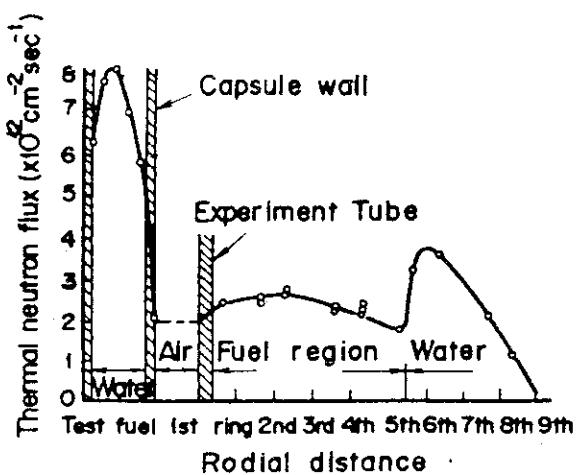


Fig. A - 5 Radial Thermal Neutron Flux Distribution in the Core and Capsule

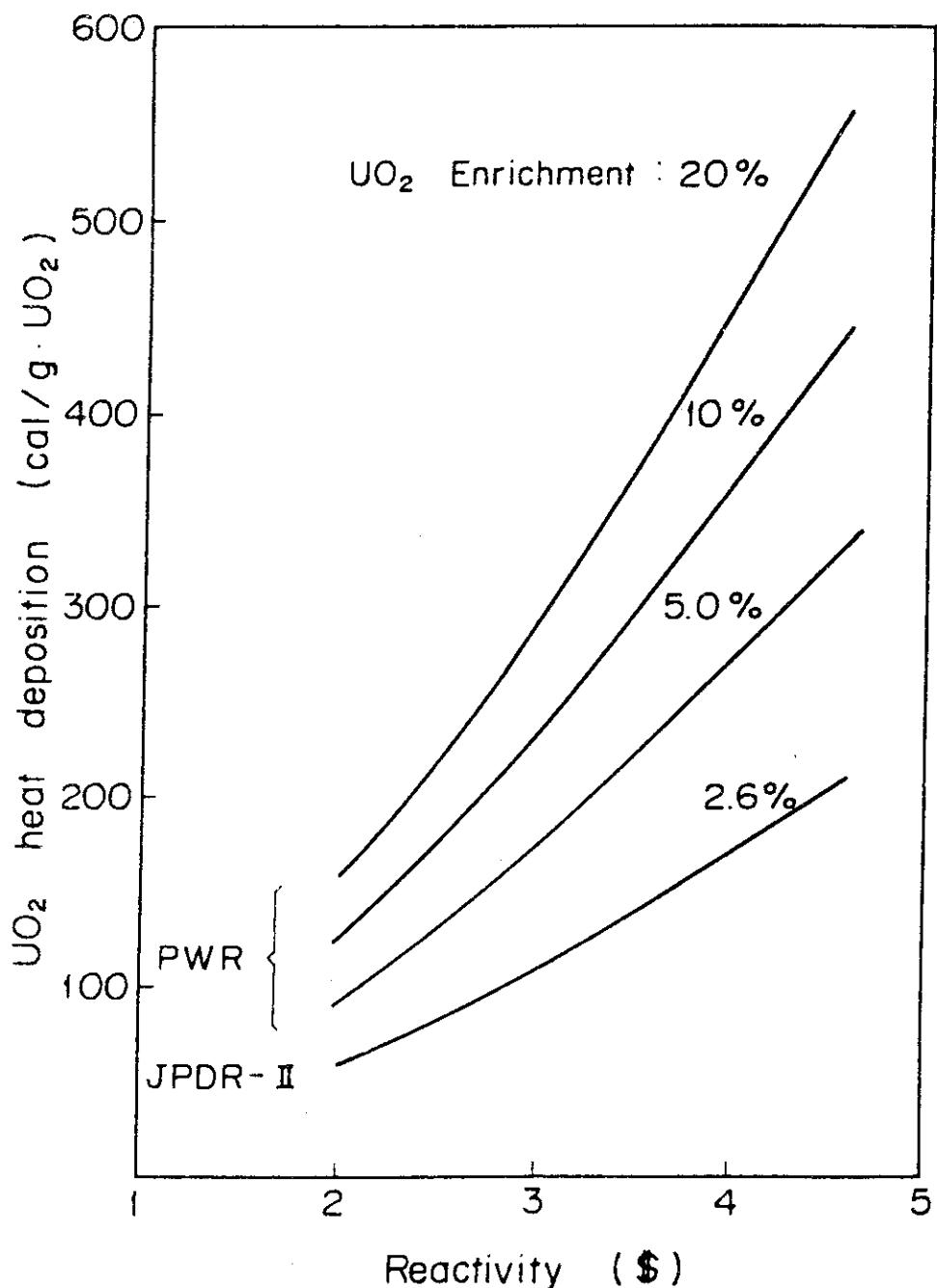


Fig. A - 6 Heat Deposition in a LWR Size Test Fuel Rod
Contained in a Capsule with Water as a Function
of Inserted Reactivity in Pulsing Operation

付録 B 大気圧カプセル、高温高压カプセル、水ループ
および標準試験燃料

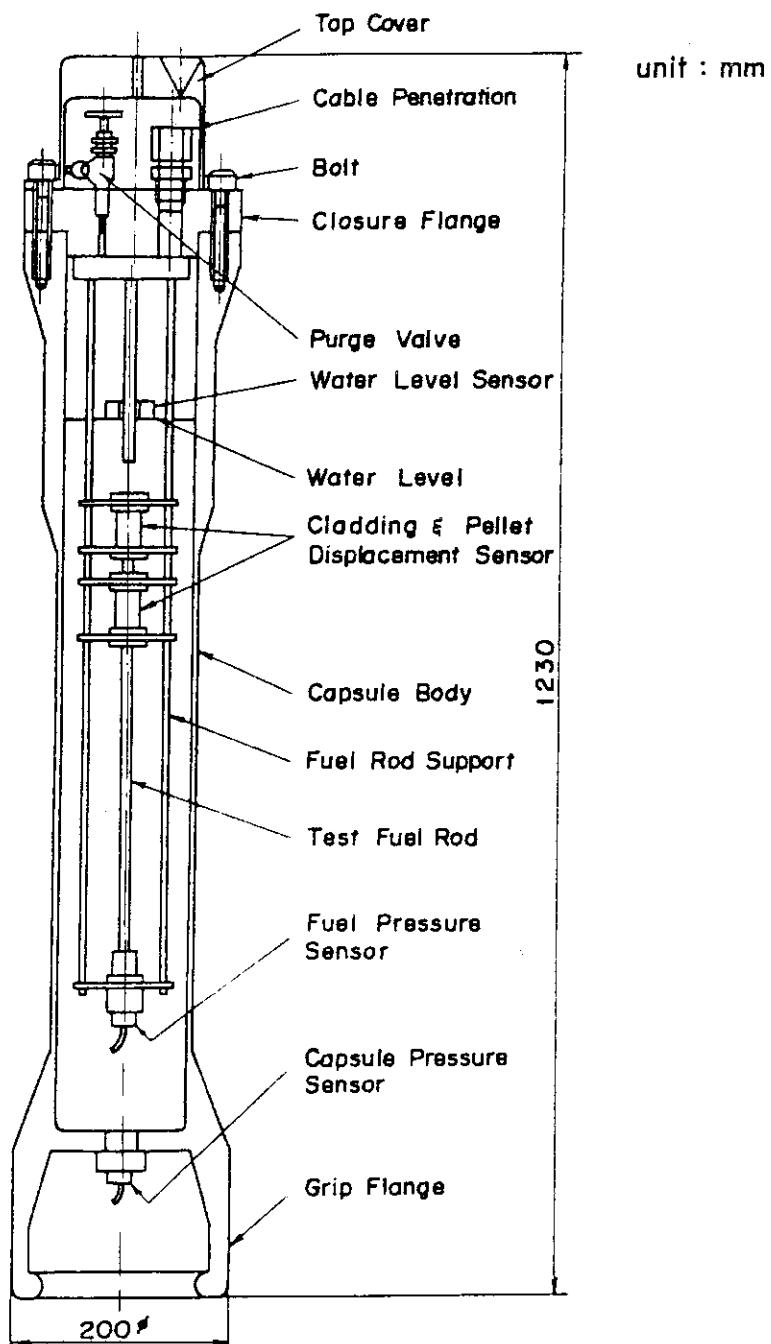


Fig. B - 1 Standard Water Capsule

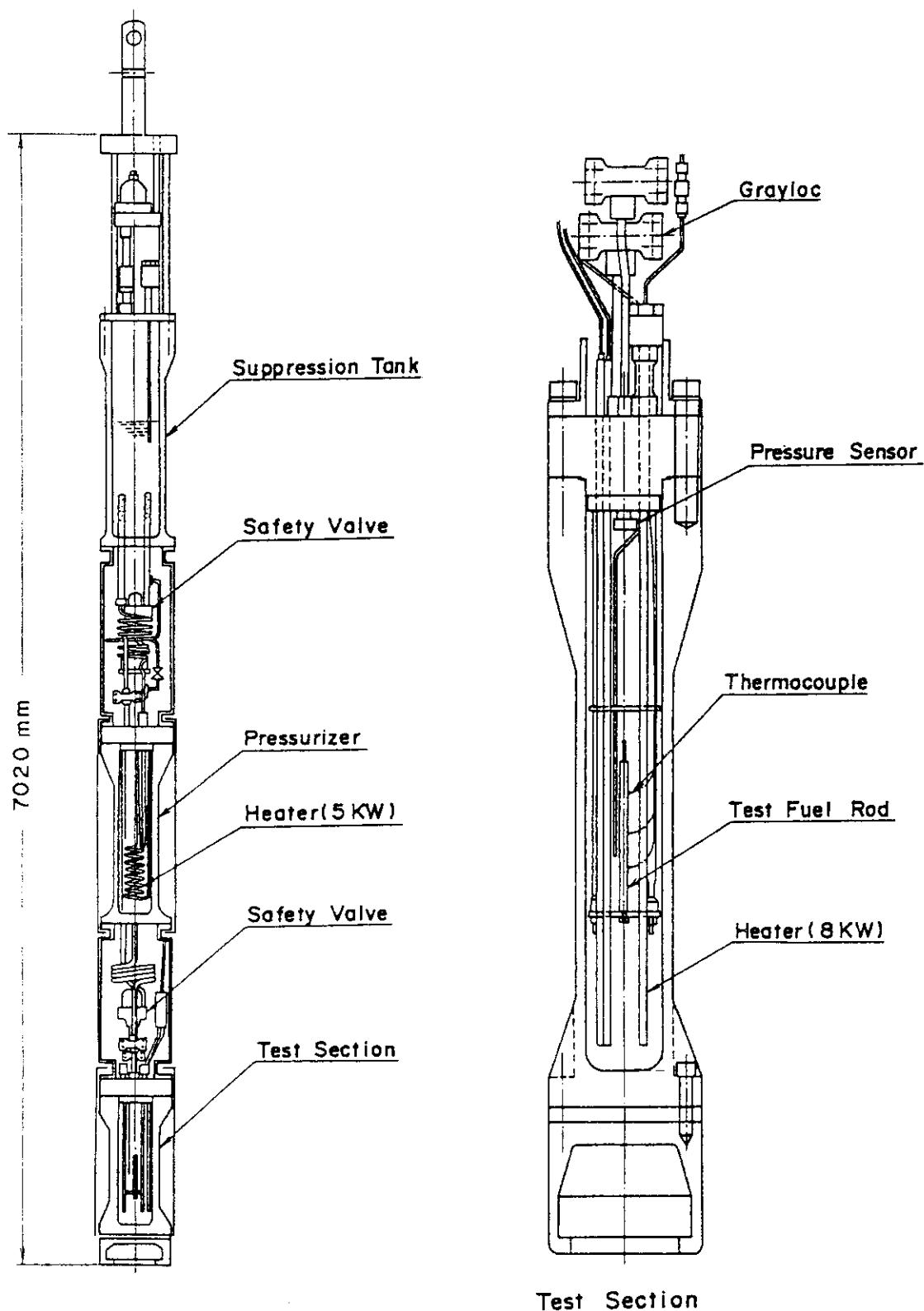


Fig. B - 2 Schematic of high pressure capsule

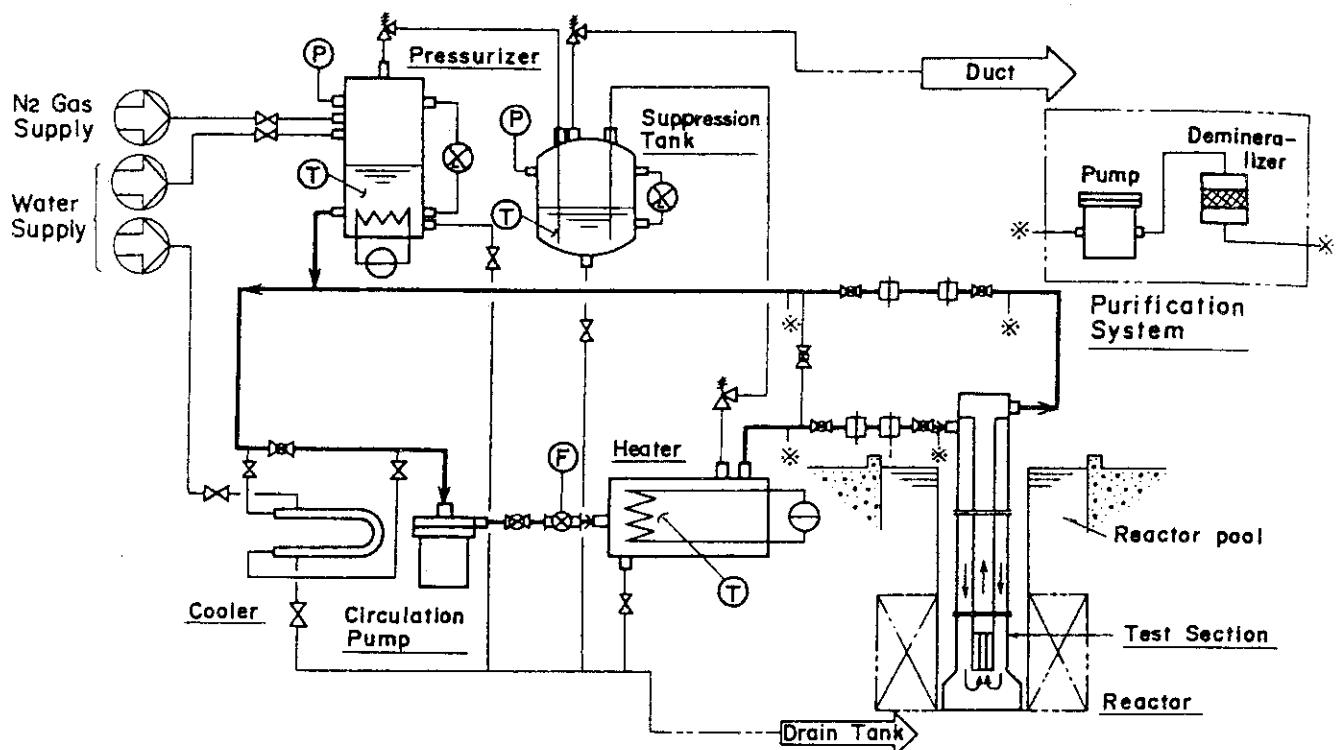


Fig. B - 3 L P . L T Loop

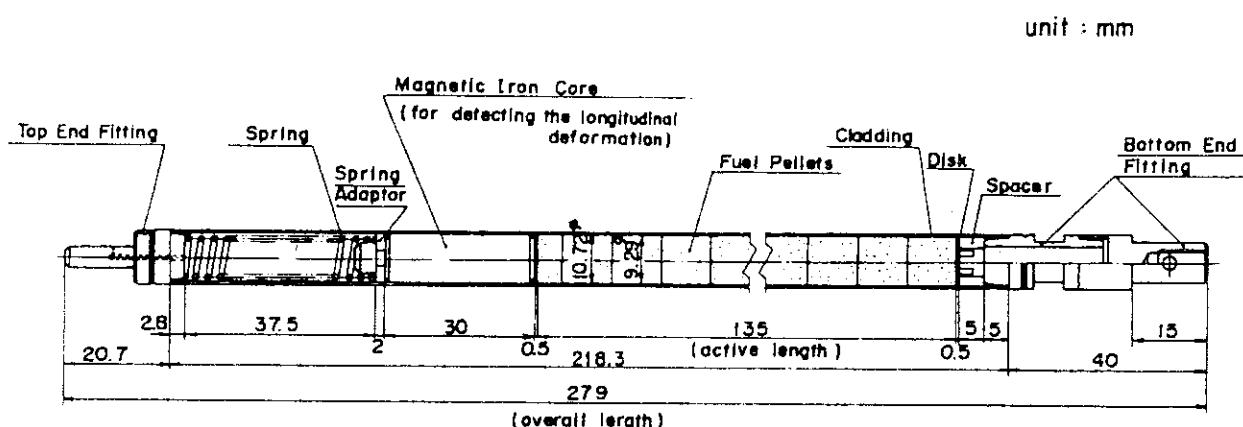


Fig. B - 4 Standard Type Test Fuel

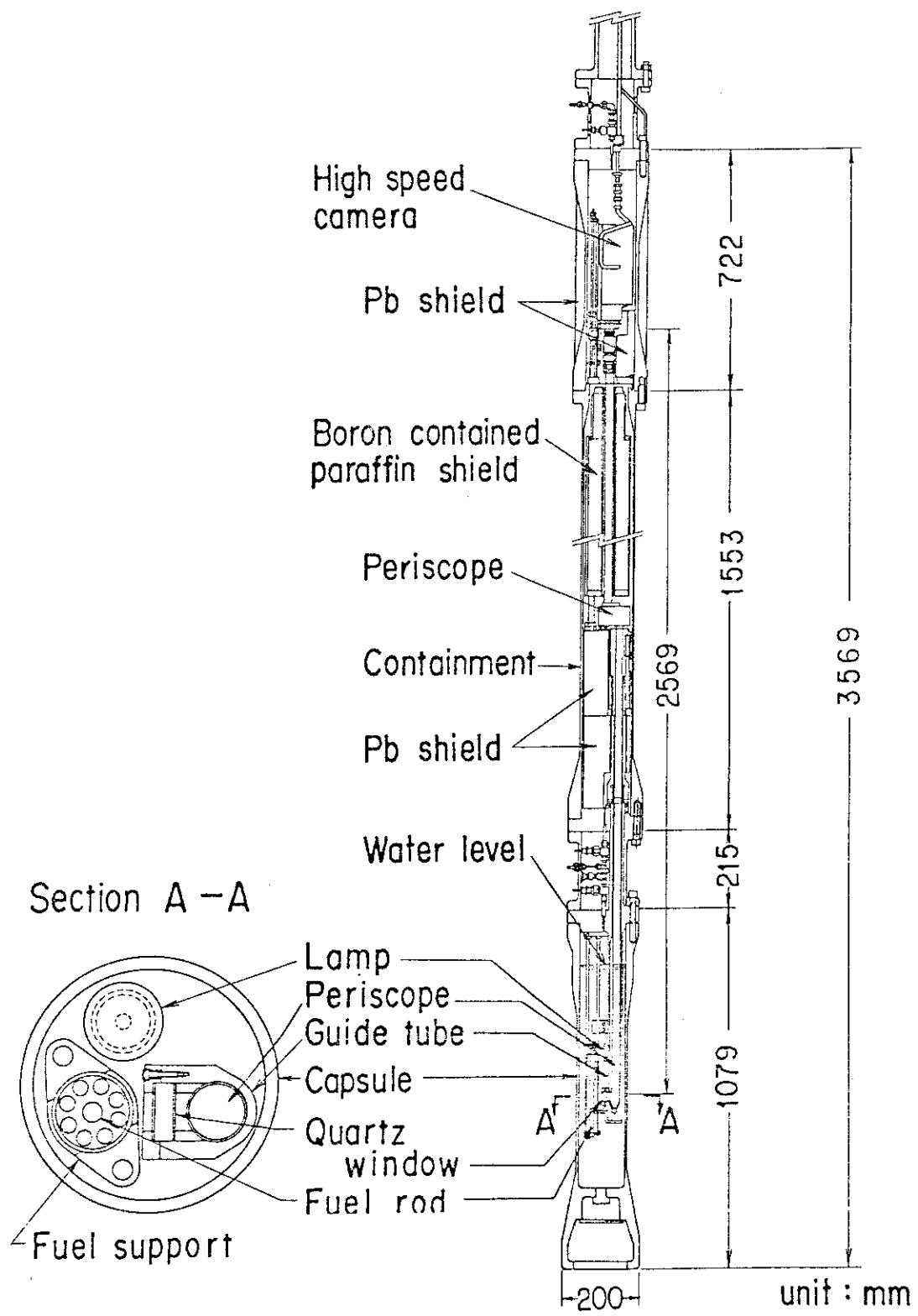


Fig. B - 5 Schematic Configuration of In-reactor Fuel Behaviour Observation System

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 - Dec., '80)

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		O
103-4	482	364	1.48	Standard	10.0	S		O
103-5	532	239	2.26	Standard	10.0	S		
103-6	704	230	2.31	Standard	10.0	S	O	
103-7	727	205	2.61	Standard	10.0	S		O
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		○
104-3	861	380	1.34	Short-sized	10.0	S		○
104-4	893	299	1.69	Short-sized	10.0	S		○
104-5*	951	420	1.24	Special	10.0	S		○
104-6*	1005	200	2.63	Special	10.0	S		○
104-7	1035	170	3.18	Standard	10.0	S		
111-1	123	44	9.14	JP-II	2.6	S		
111-2	126	112	2.29	JP-II	2.6	S		
111-3	127	181	3.29	Standard	10.0	S		
111-4	135	244	2.41	Standard	10.0	S		
111-5	136	270	1.91	Standard	10.0	S	○	
111-6	140	333	1.61	Standard	10.0	S	○	
111-7	175	376	1.43	Standard	10.0	S	○	
111-8	268	433	1.32	Standard	10.0	S	○	
111-9	236	158	1.59	JP-II	2.6	S		
111-10	237	204	1.23	JP-II	2.6	S		
111-11	299	179	2.23	Standard	10.0	S		
111-12b	1027	165	3.59	Standard	10.0	S		
111-13	340	140	4.48	Standard	10.0	S		
111-14	362	161	3.82	Standard	10.0	S		
111-16	351	221	2.77	Standard	10.0	S		
111-17	363	229	2.57	Standard	10.0	S	○	
111-18	547	485	1.39	Standard	20.0	S	○	
111-19	553	526	1.28	Standard	20.0	S	○	
111-20	671	402	1.28	Standard	10.0	S	○	
111-20B	681	388	1.28	Standard	10.0	S	○	
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	○	
111-24	965	486	1.39	Standard	20.0	S	○	
111-25	1001	475	1.40	Standard	20.0	S		
111-26	1020	528	1.35	Standard	20.0	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
111-27	1057	529	1.37	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		
113-3	305	481 (*1)	1.41	Standard	10.0	S		
115-1	439	214	2.81	Standard	10.0	S		
115-2	440	210	2.77	Standard	10.0	S		
115-3	450	240	2.42	Standard	10.0	S	O	O
115-4	503	262	2.05	Standard	10.0	S	O	
115-5	514	239	2.42	Standard	10.0	S		
115-6	527	342	1.56	Standard	10.0	S	O	
115-7	521	221	2.66	Standard	10.0	S		
115-8	614	197	2.89	Standard	10.0	S	O	
115-9	631	157	3.62	Standard	10.0	S		
115-10	594	153	3.82	Standard	10.0	S	O	
115-11	669	214	2.44	Standard	10.0	S		
115-12	678	248	2.03	Standard	10.0	S		
115-22	889	342	1.56	Standard	10.0	S	O	
115-23	894	331	1.56	Standard	10.0	S	O	
115-24	900	249	2.13	Standard	10.0	S		
115-25	903	343	1.56	Standard	10.0	S		
115-26	939	366	1.43	Standard	10.0	S		
115-27	924	366	1.43	Standard	10.0	S		
115-28	940	293	1.72	Standard	10.0	S		
115-29	942	338	1.56	Standard	10.0	S	O	
115-31	982	342	1.56	Standard	10.0	S	O	
115-31b	1068	327	1.63	fretting Corroded	10.0	S	O	O
115-32	1041	190	2.91	fretting Corroded & pressurized	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	

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
200-3	148	176	3.33	Standard	10.0	S		
200-4	181	233	2.36	Standard	10.0	S		
200-4b	1028	232	2.33	Standard	10.0	S		
200-5	189	264	2.09	Standard	10.0	S	O	
200-5B	246	267	2.03	Standard	10.0	S	O	
200-5C	1029	258	2.15	Standard	10.0	S	O	O
200-6	187	271	2.00	Standard	10.0	S	O	
200-6B	247	276	1.95	Standard	10.0	S	O	
200-6C	1030	261	2.06	Standard	10.0	S	O	O
200-7	191	295	1.83	Standard	10.0	S	O	
200-8	1047	197	2.73	Standard	10.0	S		
201-1	243	244 + 39	2.25	Standard	10.0	S		
201-2	390	140	4.96	Standard	10.0	S		
201-3	438	171	4.96	Standard	10.0	S		
202-1	298	250	2.19	Standard	10.0	S		
202-2	300	254	2.21	Standard	10.0	S		
202-3	341	252	2.30	Standard	10.0	S		
202-4	353	252	2.32	Standard	10.0	S		
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		
203-3	320	367	1.56	Standard	10.0	S		
203-4	341	380	1.50	Standard	10.0	S		
203-5	367	241	1.62	Standard	10.0	S		
205-1-1	533	36	20.62	Standard	10.0	S		
205-1-2	534	36	20.62	Standard	10.0	S		
205-1-3	535	70	10.98	Standard	10.0	S		
205-1-4	536	148	4.00	Standard	10.0	S		
205-1-5	537	209	2.77	Standard	10.0	S		
205-1-6	538	231	2.52	Standard	10.0	S	O	
205-2-1	558	151	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-2	559	154	4.00	Standard	10.0	S		

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	Lose of structural integrity	
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			
207-11	1048	162	3.59	Standard	10.0, 0.71	S			
207-12	1067	258	2.15	Standard	10.0, 0.71	S	○	○	
209-2-1	407	183	3.41	Standard	10.0	S			
209-2-2	408	178	3.41	Standard	10.0	S			
209-2-3	465	180	3.41	Standard	10.0	S			
209-2-4	524	176	3.28	Standard	10.0	S			
209-2-5	668	180	3.20	Standard	10.0	S			
209-2-6	738	180	3.26	Standard	10.0	S			
209-2-7	911	173	3.41	Standard	10.0	S			
212-1	529	107 (*3)	5.79	SUS	10.0	S			
212-2	548	207	2.47	SUS	10.0	S			
212-3	577	269	1.73	SUS	10.0	S	○	○	
212-4	585	388	1.22	SUS	10.0	S			
212-5	557	240	1.98	SUS	10.0	S	○	○	
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			
212-9	1038	330	1.48	SUS	10.0	S	○	○	
212-51	829	90	27.01	SUS	10.0	S			
212-52	882	254	4.43	SUS	10.0	S			
212-53	906	277	3.93	SUS	10.0	S			
212-54*	948	293	3.08	SUS	10.0	S			
212-55*	967	373	2.13	SUS	10.0	S		○	
212-56*	1002	341	2.68	SUS	10.0	S	○		
214-1	859	240	2.31	Oxidized	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	Lose of structural integrity
214-2	862	259	2.31	Oxidized	10.0	S		○
214-2b	891	239	2.31	Oxidized	10.0	S	○	
214-3	899	235	2.31	Oxidized	10.0	S	○	
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		
216-3	593	231	2.35	Thin-Wall	10.0	S	○	
216-4	630	220	2.35	Thin-Wall	10.0	S	○	
216-5	752	449	1.21	Thin-Wall	10.0	S	○	○
217-1	612	185	2.73	Cold-worked	10.0	S		
217-2	730	260	2.10	Cold-worked	10.0	S	○	
217-3	778	243	2.27	Cold-worked	10.0	S		
218-1	682	262	2.02	Full-annealed	10.0	S	○	
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	○	
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		
221-5	373	189	3.89	Standard	20.0	S	○	
221-6	391	232	3.25	Standard	20.0	S	○	
222-1	396	264	1.39	Standard	5.0	S	○	
222-2	409	286	1.33	Standard	5.0	S	○	
222-3	418	276	1.36	Standard	5.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy (cal/g·UO ₂)	Teruid (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Lose of structural integrity
222-4	399	24.8	2.91	Standard	20.0	S	○	
222-5	410	24.5	3.06	Standard	20.0	S	○	
222-6	431	25.3	2.77	Standard	20.0	S	○	
226-1	589	20.8	2.77	Flat	10.0	S		
226-2	613	22.6	2.26	Flat	10.0	S		
226-5	583	20.7	2.77	Dished	10.0	S		
226-6	620	23.8	2.19	Dished	10.0	S	○	
226-7	690	23.8	2.28	Dished	10.0	S		
231-1	324	24.0	2.27	Pressurized	10.0	S	○	
231-2	315	24.9	2.27	Pressurized	10.0	S	○	
231-3	325	18.4	3.13	Pressurized	10.0	S	○	
231-4	339	13.6	4.38	Pressurized	10.0	S	○	
231-5	437	24.0	2.42	Pressurized	10.0	S	○	
231-6	477	22.7	2.37	Pressurized	10.0	S		
231-7	464	27.8	1.94	Pressurized	10.0	S		
231-8	443	23.5	2.26	Pressurized	10.0	S		
231-9	461	24.6	2.13	Pressurized	10.0	S		
231-10	480	25.0	2.03	Pressurized	10.0	S		
231-11	634	21.9	2.44	Pressurized	10.0	S		
231-12	415	24.3	2.19	Pressurized	10.0	S		
231-13	448	26.2	2.04	Pressurized	10.0	S	○	
231-14	579	23.8	2.19	Pressurized	10.0	S		
231-15	526	25.9	2.00	Pressurized	10.0	S	○	
231-16	419	16.2	3.59	Pressurized	10.0	S	○	
231-17	449	15.0	3.89	Pressurized	10.0	S	○	
231-18	479	23.7	2.31	Pressurized	10.0	S	○	
231-19	508	17.7	3.28	Pressurized	10.0	S		
231-20	517	20.0	2.77	Pressurized	10.0	S	○	
231-21	623	27.0	1.98	Pressurized	10.0	S	○	
231-22	456	27.9	1.89	Pressurized	10.0	S		
231-23	471	35.3	1.43	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	Lose of structural integrity
231-24	515	195	2.81	Pressurized	10.0	S		
231-25	518	209	2.70	Pressurized	10.0	S	O	
231-26	522	260	1.98	Pressurized	10.0	S	O	
231-27	649	193	3.01	Pressurized	10.0	S		
231-28	695	195	2.87	Pressurized	10.0	S		
231-29	698	195	2.77	Pressurized	10.0	S		
231-30	710	204	2.66	Pressurized	10.0	S		
231-31	936	195	2.97	Pressurized	10.0	S		
231-32*	953	190	2.97	Pressurized	10.0	S		
231-33*	980	205	2.63	Pressurized	10.0	S		
231-34*	1006	227	2.37	Pressurized	10.0	S	O	
231-35	743	221	2.57	Pressurized	10.0	S		
231-36	765	232	2.43	Pressurized	10.0	S		
231-37	786	263	2.10	Pressurized	10.0	S	O	
231-38	939	197	2.97	Pressurized	10.0	S	O	
231-39*	985	441	1.21	Pressurized	10.0	S	O	
231-44	1034	200	2.83	Pressurized	10.0	S	O	
231-46	1049	200	2.83	Pressurized	10.0	S		
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	O	
232-6	195	294	1.83	Wide-Gap	10.0	S	O	
232-7	329	218	2.60	Wide-Gap	10.0	S		
232-8	364	198	2.93	Wide-Gap	10.0	S		
232-11	741	140	4.48	Narrow-Gap	10.0	S		

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	Lose of structural integrity
232-12	581	112	5.96	Narrow-Gap	10.0	S		
232-14	619	237	2.13	Narrow-Gap	10.0	S		
232-15	572	257	2.03	Narrow-Gap	10.0	S	O	
232-16	551	219(*4)	2.13	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-1	607	171	3.41	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-2	683	180	4.16	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-3	696	171	3.20	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-4	895	170	3.41	Narrow-Gap	10.0	S		
232-21	746	171	3.41	Integral-Cap	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		
233-4	352	247	2.31	Standard	10.0	S	O	
233-5	379	251	2.31	Standard	10.0	S	O	
233-6	385	211	2.52	Standard	10.0	S		
233-7	404	237	2.31	Standard	10.0	S	O	
233-8	412	239	2.33	Standard	10.0	S	O	
233-9	446	234	2.40	Standard	10.0	S	O	
233-10	356	371	1.45	Standard	10.0	S	O	
233-11	357	421	1.35	Standard	10.0	S	O	
233-11A	366	391	1.34	Standard	10.0	S	O	
233-12	460	266	2.03	Standard	10.0	S	O	
233-13	473	410	1.44	Standard	10.0	S	O	
233-14	504	237	2.40	Standard	10.0	S	O	
233-15	516	184	3.15	Standard	10.0	S		
233-16	530	243	2.19	Standard	10.0	S	O	
233-17	552	254	2.01	Standard	10.0	S	O	
233-18	575	487	1.40	Standard	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		
233-30-1	706	185	2.97	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	Lose of structural integrity
233-30-2	707	185	2.97	Standard	10.0	S		
234-1	(*)2	0.1	-	Standard	10.0	S		
234-2	(*)2	0.1	-	Standard	10.0	S		
234-3	511	288	1.87	Standard	10.0	S		O
234-4	525	280	1.87	Standard	10.0	S	O	
234-5	658	272	1.89	Standard	10.0	S		
234-6	745	269	1.93	Standard	10.0	S	O	
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		
235-13*	954	239	2.05	Standard	10.0	S		
235-14	1032	220	2.35	Standard(Xe-gas)	10.0	S		
235-15	1070	170	3.41	Standard(Xe-gas)	10.0	S		
235-16	1069	150	4.29	Standard(Xe-gas)	10.0	S		
240-1	742	190	2.97	Standard	10.0	S		
240-2	749	270	2.00	Standard	10.0	S		
240-3	753	180	2.97	Standard	10.0	S		
240-4	758	260	2.06	Standard	10.0	S		
240-5	774	194	2.97	Standard	10.0	S		
240-6	789	230	2.31	Standard	10.0	S		
240-7	826	290	1.77	Standard	10.0	S		
240-8	907	310	1.69	Standard	10.0	S		
240-9	937	290	1.77	Standard	10.0	S	O	

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	
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			
241-4	1050	252	2.13	Standard	10.0	S	O		
241-5	1058	252	2.13	Standard	10.0	S			
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)J-238(銀)	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			

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
320-12*	966	250	1.81	Standard	10.0	B(4)	○ (2)	
320-13	1039	265	2.03	Standard	10.0	S	○	
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	○	
330-4*	962	254	1.98	Standard	10.0	S	○	
330-11	1021	206 (C)	1.57	Standard	20.0 (C)	B	○	○
400-1	485	155	6.32	Only pellet	10.0	S		
400-2	459	155	6.42	Only pellet	10.0	S		
400-3	674	157	3.78	Only pellet	10.0	S		
400-4	751	152	3.82	Only pellet	10.0		○	
400-5	783	150	3.82	Only pellet	5,10,20		○	
400-6	828	153	3.82	Only pellet	10.0		○	
401-1	159	53	5.24	JP-II	2.6	S		
401-2	160	106	2.32	JP-II	2.6	S		
401-3	171	154(115)	1.56	JP-II	2.6	S	○	
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		

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
402-8	644	159(118)	3.62	Standard	10.0	S		O
402-9	667	157(96)	3.62	Standard	10.0	S		O
402-10	670	156	3.78	Standard	10.0	S		
402-11	688	153(132)	3.78	Standard	10.0	S	O	
402-12	697	158(103)	3.62	Standard	10.0	S		O
402-13	709	157(131)	3.78	Standard	10.0	S	O	
402-23	757	152	3.78	Standard	10.0	S		
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	
402-38	1037	157	3.82	Water Logged	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		
403-3	383	153(116)	1.44	Standard	10.0	S		
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		

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		
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)			
413-13	1040	200	2.77	Water logged	10.0, 2.6	S	O	O	
421-3	264	152	1.53	JP-II	2.6	S		O	
431-1	470	155(115)	3.78	Standard	10.0	S		O	
432-1	402	160(92)	3.93	Standard	10.0	S		O	
432-1B	457	165	3.82	Standard	10.0	S			
432-2	442	233(143)	2.44	Standard	10.0	S			
433-1	406	155	4.00	Standard	10.0	S			
433-2	445	237(172)	2.42	Standard	10.0	S			
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			
465-3-2	528	164	3.82	Standard	10.0	S		O	
472-1	505	139	2.68	Standard	5.0	S		O	
480-1*	979	200	2.77	Special	10.0	S		O	
480-2*	1000	180	3.08	Special	10.0	S		O	
480-3	1019	250	2.13	Water logged	10.0, 2.6	S	O		
480-4	1031	300	1.79	Water logged	10.0	S	O		
482-1	689	180(65)	3.01	SUS	10.0	S		O	
482-2	606	165	3.82	Thin-Wall	10.0	S		O	
482-3	578	167	3.82	Cold-worked	10.0	S		O	
490-1-1	837	166	3.20	Standard	10.0	S			
490-1-2	838	237	2.01	Standard	10.0	S	O		
490-2	926	189	3.08	Standard	10.0	S			
490-3*	983	200	3.08	Standard	10.0	S			
490-4*	1004	200	3.08	Standard	10.0	S			
501-1	767	205	2.50	GE	10.0	S			
501-2	802	169	3.25	GE	10.0	S			

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	
501-3	806	257	1.90	GE	10.0	S			
501-4	816	284	1.80	GE	10.0	S	O		
501-7	807	305	1.63	GE	10.0	S			O
501-8	821	393	1.28	GE	10.0	S			O
501-9	849	394	1.28	GE	10.0	S			O
501-10	884	277	1.77	GE	10.0	S			O
502-1	804	208	2.63	GE	10.0	S			
502-2	817	171	3.25	GE	10.0	S			
502-3	819	313	1.61	GE	10.0	S	O		
502-4	808	304	1.63	GE	10.0	S			
502-4b	909	308	1.63	GE	10.0	S			
502-5	822	386	1.28	GE	10.0	S			O
502-6	885	287	1.80	GE	10.0	S			O
503-1	805	201	2.63	GE	10.0	S			
503-2	818	169	3.08	GE	10.0	S			
503-3	823	283	1.80	GE	10.0	S	O		
503-3b	910	280	1.80	GE	10.0	S	O		
503-4	809	304	1.63	GE	10.0	S			O
503-5	824	392	1.28	GE	10.0	S			O
600-1	773	232	2.42	Cold-worked	10.0	S			O
600-2	796	518	1.28	Standard	20.0	S			O
600-3	1024	270	1.48	Standard	10.0	S			O
600-4	1059	300	1.25	Short-Sized	10.0	S			O
700-1	(*)2	-	-	-	-	S			
700-2	825	140	3.85	Standard	20.0	S			
700-3	883	341	1.72	Standard	20.0	S	O		
700-4	983	253	2.19	Standard	20.0	S			
700-5	1021	190	2.43	Standard	10.0	S			
700-6	1042	280	2.03	Standard	20.0	S	O		
710-1	850	344	1.41	Short-sized	20.0	S			
710-2	915	-	1.34	Short-sized	20.0	S			
710-3*	961	380	1.34	Special	20.0	S			

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
900-1	775	(*6)	4.16					
900-2	776	(*6)	4.63					
900-3-1	840	(*6)	62.46					
900-3-2	841	(*6)	14.86					
900-3-3	842	(*6)	10.98					
900-3-4	843	(*6)	9.28					
900-3-5	844	(*6)	3.47					
900-3-6	845	(*6)	1.98					
900-3-7	846	(*6)	1.95					
900-3-8	847	(*6)	1.69					
1111-1	(*2)	-	-	Full-annealed	10.0	S		
1111-2	835	101	4.48	Standard	10.0	S		
1111-3	888	177	2.09	Standard	10.0	S		
1111-4*	949	205	1.95	Standard	10.0	S		
1111-5	908	160	2.14	Standard	10.0	S		
1111-6*	958	230	1.95	Standard	10.0	S		
1111-7*	987	271	1.66	Standard	10.0	S	O	
1111-8	1036	270	1.48	Standard	10.0	S	O	
1111-9-1	1051	196	2.31	Fully Annealed	Clad	10.0	S	
1111-9-2	1052	196	2.31	Fully Annealed	Clad	10.0	S	
1111-9-3	1053	195	2.31	Fully Annealed	Clad	10.0	S	
1111-9-4	1054	194	2.31	Fully Annealed	Clad	10.0	S	
1111-9-5	1055	192	2.31	Fully Annealed	Clad	10.0	S	
2111-1*	923	139	5.21	Standard		10.0	S	
2111-2-1	944	174	3.68	Standard		10.0	S	
2111-2-2	945	174	3.68	Standard		10.0	S	
2111-2-3	946	174	3.68	Standard		10.0	S	
2111-3	957	257	2.47	Standard		10.0	S	
2111-4	986	257	2.47	Standard		10.0	S	
2111-5	1056	280	2.12	Standard		10.0	S	
HTRI-1	787	101	10.43	HTR		4,8,12,20	S	
HTRI-2	827	217	997	HTR		4,8,12,20	S	0 (only 20%)

- (*) 今期(54.7～54.12)照射したTest ~~M~~である。
- (*1) 投入反応度から評価すると約400 cal/g・UO₂である。
- (*2) 出力較正実験
- (*3) ADRのデータが得られず、発热量はConsole Dataより評価した。
- (*4) NVのピーク付近で原子炉のスラムが発生した。
- (*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 N S R R パルス運転記録

Table D に今期行ったパルス運転の記録を示す。表中, N V はパルス出力を示し, N V T 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 (N V T で約±3%)。また, N S R R 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	D	E	F	G	H	I
Pulse No.	Date	Capsule No.	$\Delta K/\beta$ (\$)	Bank rod position Initial Pulse	Transient rod position TA TB TC	Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW.sec)	Test No.
1010	Jul. 8	○	2.0	230	389	650	DN UP	1673 33.6
1011	8	○	4.0	230	517	580	DN DN	12700 87.4
1012	8	○	2.5	230	421	485	DN UP	5701 46.2
1013	8	○	4.5	230	556	425	DN DN	17640 104.2
1014	8	○	3.06	230	46	100	DN UP	6468 62.2
1015	9	○	2.0	230	386	670	DN UP	1507 33.6
1016	Aug. 4	○	2.0	231	390	650	DN UP	1663 32.8
1017	4	○	3.0	231	460	100	DN UP	6535 60.5
1018	4	○	4.5	231	556	425	DN DN	17640 102.5
1019	21	○	2.95	232	563	100	DN UP	5040 55.4
1020	21	○	4.07	232	639	510	DN DN	13608 90.7
1021	22	○	2.71	231	552	290	DN UP	4627 51.7
1022	22	○	3.13	231	461	100	DN UP	6535 62.2
1023	22	○	3.65	231	594	603	DN DN	10584 79.4
1024	26	○	3.8	231	630	563	DN DN	11869 80.6
1025	Sep. 4	○	3.13	231	459	DN DN	UP 6552	62.2
1026	10	○	3.13	232	460	DN DN	UP 6468	62.2
1027	10	○	2.16	232	520	517	DN UP	2306 36.5
1028	10	○	2.78	232	558	239	DN UP	4838 51.7
1029	11	○	2.93	232	570	DN UP	DN 5922	58.0
								見学
								111-12b
								200-4b
								200-5c
								200-5c

Table D Summary data of pulsing operation (2)

A	B	C	D	E	F	G	H	I
Pulse No.	Date	Capsule Yes No	$\Delta K/\beta$ (\$)	Bank rod position Initial Pulse	Transient rod position TA TB TC	Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW.sec)	Test No.
1030	Sep. 11	○	3.02	232	576	835	DN	6174
1031	26	○	3.32	231	601	690	DN	8568
1032	26	○	2.7	231	554	295	DN	4460
1033	Oct. 2	○	3.13	232	459	DN	UP	49.1
1034	2	○	2.47	232	550	386	DN	6552
1035	3	○	2.31	231	503	465	DN	3100
1036	9	○	3.80	232	557	590	DN	11088
1037	17	○	2.09	232	517	545	DN	2041
1038	17	○	3.8	232	634	570	DN	11718
1039	22	○	3.05	230	568	100	UP	5922
1040	22	○	2.50	230	549	370	DN	3795
1041	24	○	2.43	231	537	420	DN	3319
1042	24	○	3.05	231	573	810	DN	6552
1043	29	○	2.0	233	390	645	DN	1680
1044	29	○	2.5	233	421	480	DN	3444
1045	29	○	3.0	233	455	230	DN	6048
1046	29	○	3.5	233	491	715	DN	9576
1047	30	○	2.52	231	540	390	DN	3553
1048	30	○	2.16	231	519	517	DN	2268
1049	31	○	2.47	231	541	386	DN	2911

 μ FC 特性
試験

Table D Summary data of pulsing operation (3)

Pulse No.	Date	A		B		C		D		E		F		G		H		I	
		Dapsule Yes	No	ΔR/β (\$)	Initial	Pulse	Bank rod position	TA	TB	TC	Transient rod position	Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW·sec)	Test No.					
1050	Oct. 31	○		2.95	231	559	UP	DN	DN	5720	55.4			241-4					
1051	Nov. 11	○		2.80	229	494	275	DN	UP	4725	47.9			1111-9-1					
1052	11	○		2.80	229	494	275	DN	UP	4725	47.9			1111-9-2					
1053	11	○		2.80	229	497	275	DN	UP	4725	47.9			1111-9-3					
1054	11	○		2.80	229	499	275	DN	UP	4725	47.9			1111-9-4					
1055	11	○		2.80	229	504	275	DN	UP	4657	47.9			1111-9-5					
1056	26	○		2.96	229	560	855	DN	DN	6300	58.0			2111-5					
1057	Dec. 3	○		4.02	229	629	523	DN	DN	13406	88.2			1111-27					
1058	4	○		2.95	228	559	900	DN	DN	5670	52.9			241-5					
1059	5	○		4.32	229	727	445	DN	DN	16078	95.8			600-4					
1060	16	○	3.13	230	456	DN	DN	UP	7997	58.8			見学						
1061	16	○	2.0	230	389	648	DN	UP	1688	33.6			920-1-1						
1062	17	○	1.8	230	376	710	DN	UP	1176	28.6			920-1-2						
1063	17	○	2.5	230	417	485	DN	UP	3360	45.4			920-1-3						
1064	17	○	3.0	230	453	230	DN	UP	6048	58.8			920-1-4						
1065	17	○	3.5	230	490	715	DN	DN	9576	72.2			920-1-5						
1066	17	○	2.0	230	389	648	DN	UP	1709	33.6			920-1-6						
1067	18	○	2.93	230	571	DN	UP	DN	6073	58.0			207-12						
1068	18	○	3.54	230	617	628	DN	DN	10004	73.1			1115-31b						
1069	19	○	2.06	229	438	560	DN	UP	2066	36.3			235-16						
1070	19	○	2.22	229	450	498	DN	UP	2724	39.7			235-15						

Note:

- (*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.