

JAERI - M
89-097

NSRR実験プログレス・レポート・17
(1985年1月～1985年12月)

1989年8月

反応度安全研究室・NSRR管理室

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1989

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷(株)

NSRR実験プロGRESS・レポート・17

(1985年1月～1985年12月)

日本原子力研究所東海研究所燃料安全工学部

反応度安全研究室・NSRR 管理室

(1989年7月7日受理)

本報告書は、1985年1月から同年12月までにNSRRにおいて実施した燃料破損実験の結果及びその考察についてまとめたものである。

今期実施した試験は、6回の燃料設計パラメータ実験（ステンレス鋼被覆燃料実験2回、照射済被覆管燃料実験2回、長尺燃料実験2回）、6回の欠陥燃料実験（擦過腐食燃料実験）、7回の燃料損傷実験（燃料熔融実験3回、冷却性実験2回、FP測定実験2回）、9回の特殊燃料実験（混合酸化物燃料実験7回、ガドリニア入燃料実験2回）、その他の実験16回（破壊力測定実験6回、変形量測定実験5回、音響測定実験3回等）、1回の高圧高温カプセル実験及び2回の燃料挙動可視実験の総計48回である。

東海研究所：〒319-11茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

報 筆 者：藤城 俊夫・堀木欧一郎・斎藤 伸三⁺・稲辺 輝雄^{*}・塩沢 周策⁺・石島 清見
丹沢 貞光・柳原 敏⁺⁺・片西 昌司・中村 武彦

⁺ 高温工学試験研究開発部

⁺⁺ 動力試験炉部

^{*} 科学技術庁（出向）

Annual Progress Report on the NSRR Experiments (17)
(January 1985 through December 1985)

Reactivity Accident Laboratory
and NSRR Operation Division

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

(Received July 7, 1989)

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 January through December, 1985. A total of 48 tests were carried out during this period; those are 6 fuel design parameter tests (2 stainless steel clad fuel rod tests, 2 pre-irradiated clad fuel rod tests and 2 long-sized fuel rod tests), 6 defected fuel rod tests (6 fretting corroded clad fuel rod tests), 7 severe fuel damage tests (3 fuel rod melting tests, 2 coolability tests and 2 fission products detection tests), 9 special fuel rod tests (7 mixed oxide fuel rod tests and 2 $Gd_2O_3-UO_2$ fuel rod tests), 16 miscellaneous atmospheric pressure capsule tests (6 mechanical energy measurement tests, 5 deformation measurement tests, 3 acoustic measurement tests, etc.), 1 high temperature high pressure capsule test, and 2 fuel behavior observation tests.

Authors : T. Fujishiro, O. Horiki, S. Saito⁺, T. Inabe^{*}, S. Shiozawa⁺,
K. Ishijima, S. Tanzawa, T. Yanagihara⁺⁺, S. Katanishi and
T. Nakamura

+ Department of HTTR Project

++ Department of JPDR

* On loan to Science and Technology Agency

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

目 次

1. 今期の進捗	1
2. 大気圧カプセル実験	6
2.1 燃料設計パラメータ実験	6
2.1.1 照射済被覆管燃料実験	6
2.2 燃料損傷実験	11
2.2.1 燃料溶融実験	11
2.2.2 冷却性実験	14
2.3 特殊燃料実験	21
2.3.1 混合酸化物燃料実験	21
2.4 その他	42
2.4.1 破壊力測定実験	42
2.4.2 変形量測定実験	50
2.4.3 音響測定実験	61
3. 高温高圧カプセル実験	72
3.1 加圧燃料実験	72
4. 燃料挙動可視実験	80
5. 解析コードの開発	92
5.1 NSR-77コードの改良	92
6. 今後の実験計画	98
参考文献	99
付録A NSRR 炉の概要	109
付録B 大気圧カプセル, 燃料挙動可視カプセル, 高温高圧カプセル, 水ループ及び 標準試験燃料	116
付録C NSRR 実験概要一覧	120
付録D NSRR パルス運転記録	150

Contents

1. Progress in this period	1
2. Atmospheric pressure capsule tests	6
2.1 Fuel design parameter tests	6
2.1.1 Pre-irradiated clad fuel rod tests	6
2.2 Severe fuel damage tests	11
2.2.1 Fuel rod melting tests	11
2.2.2 Coolability tests	14
2.3 Special fuel rod tests	21
2.3.1 Mixed oxide fuel rod tests	21
2.4 Miscellaneous tests	42
2.4.1 Mechanical energy measurement tests	42
2.4.2 Fuel rod deformation measurement tests	50
2.4.3 Acoustic measurement tests	61
3. High temperature high pressure capsule tests	72
3.1 Pre-pressurized fuel rod tests	72
4. Full behavior observation tests	80
5. Development of analysis code	92
5.1 Improvement of NSR-77 code	92
6. Future plan of the NSRR experiments	98
Reference	99
Appendix A Description of NSRR facility	109
Appendix B Description of atmospheric pressure capsule, fuel behavior observation capsule, high temperature high pressure capsule, loop and standard test fuel rod	116
Appendix C Summary of NSRR experiments	120
Appendix D Summary of NSRR pulsing operation data	150

Summary of the progress of this period

(T. Fujishiro and O. Horiki)

This report summarizes the progress and major results of the NSRR experiments and the development of analysis codes conducted in the period from January through December, 1985. A total of forty-eight tests, consisting of forty-five atmospheric pressure capsule tests, one high temperature high pressure capsule test, and two transient fuel behavior observation tests, were performed in this period.

(1) Fuel design parameter tests

(1.1) Pre-irradiated clad fuel rod tests

Two tests were performed with the fuel rods consisting of fresh UO_2 pellets and pre-irradiated zircaloy to study the effect of fast neutron irradiation-induced cladding embrittlement on fuel rod failure ; One test with a narrow gapped fuel rod and the one with highly irradiated clad fuel rod. It was confirmed by the seven experiments conducted until this period that the PCMI (Pellet Cladding Mechanical Interaction) type cladding failure does not occur as far as the pellets contained in the embrittled cladding are not pre-irradiated, and that the failure threshold is almost identical with that of fresh standard fuel rods.

(2) Severe fuel damage tests

(2.1) Fuel rod melting tests

It was revealed from the previous experiments that the behavior of cladding meltdown in the core uncover accident was closely related to the cladding oxidation and maximum cladding temperature. In this period, three tests were performed under a poor oxidizing environment and the experimental data on the effects of oxide thickness of cladding and the maximum cladding temperature on the cladding meltdown have been obtained.

(2.2) Coolability tests

In order to investigate the coolability of debris bed during a severe fuel damage accident, two tests were performed with a simulated debris bed consisting of crushed fuel pellets of which particle size was 1 mm equivalent diameter. In these tests, the effects of cooling condi-

tion on the dryout heat flux were studied by changing the cooling condition. In the first test (Test No. 830-1), the debris bed had the permeable bottom. There was no dryout occurrence, though the heat flux of debris bed increased up to $8.1 \times 10^5 \text{ W/m}^2$. In the second test (Test No. 830-2), the debris bed had the closed bottom. The dryout occurred when the heat flux of debris bed reached $6.1 \times 10^5 \text{ W/m}^2$, and the dryout condition was maintained until the heat flux was reduced to $1.39 \times 10^5 \text{ W/m}^2$.

(3) Special fuel rod tests

(3.1) Mixed oxide fuel rod tests

Seven tests were performed to study the effect of plutonium spot on the failure threshold of a mixed oxide fuel rod. Advanced Thermal Reactor (ATR) type mixed oxide fuel rods (with/without plutonium spot) were used as the test fuel rods. Through the experiment, it was confirmed there was no remarkable effect of plutonium spot on the fuel rod behavior for the applied diameter of plutonium spots of less than 1100 μm , and the failure threshold and failure mechanism of the fuel rods with the plutonium spots were the same as of the ones with no plutonium spots.

(4) Miscellaneous tests

(4.1) Mechanical energy measurement test

This test series aimed at establishing a data base for a mechanical design criteria which is to be applied to the test capsules for pre-irradiated fuel rod test. A single fuel rod was subjected to a high energy deposition in a double capsule which was used to simulate a test capsule condition for pre-irradiated fuel rod test. In this test period, six tests were conducted to study the effects of rod pre-pressurization on the mechanical energy generation at fuel rod failure. The test fuel rods used are two unpressurized rods and the rods pre-pressurized with helium up to 8.5 MPa at maximum. The test results indicated that the effects of pre-pressurization was not significant if the initial rod pressure was below about 4.0 MPa, and that both of the peak value of the pressure pulses and mechanical energy conversion ratio increased with the increase of initial rod pressure beyond 5.0 MPa.

(4.2) Fuel rod deformation measurement tests

This test series aimed at observing deformation behavior of the fuel rod under an RIA condition, and obtaining necessary data to develop analytical model for computer code. During this period, three tests for deformation sensor development (one for large deformation (cladding ballooning) measurement and two for small deformation (PCMI) measurement) and two tests to measure transient cladding strain due to PCMI using strain gauge directly attached on the cladding surface. In the large deformation tests, overall behavior of the cladding ballooning was successfully measured, but reaction force by the sensor itself brought considerable error in the measured cladding displacement. In the small deformation measurement tests, considerably large oscillation of the diaphragm in the sensor was observed, and it was found that the measuring system used in these tests was not appropriate to measure so rapid transient deformation produced by the pulse irradiation in the NSRR. Transient cladding strains due to PCMI for the NSRR standard fuel rod and the narrow-gapped fuel rod were successfully measured using high temperature foil gauge.

(4.3) Acoustic measurement tests

The objective of this test series is to develop a detecting method of fuel rod failure and boiling behavior of coolant by measuring the acoustic signals in the test capsule. In this period, three tests were performed by using trial acoustic sensors for the measurement of the sound at fuel failure. The sensors used in these tests were the reconstructed ones from the commercial low impedance pick-ups for a disk. As the results, it was clarified that though this type of sensor was less affected by the radiant rays compared with the piezoelectric sensor, there were some problems such as the acoustic matching with the objects, the signal/noise ratio and the propagation of signal from the housing to the sensor.

(4.4) Other atmospheric pressure capsule tests

In this period, in addition to the above tests, two tests to examine the distribution of energy deposition in the fuel rod when three fuel rods were irradiated simultaneously, two stainless steel clad fuel rod tests, two long-sized fuel rod tests, six fretting corroded fuel rod tests, two fission product detection tests and two $\text{Gd}_2\text{O}_3\text{-UO}_2$ fuel rod tests were performed.

(5) High temperature high pressure capsule tests

(5.1) Pre-pressurized fuel rod test

The effects of fuel rod pressure on fuel failure were studied for a reactivity initiated accident condition from the hot start-up of a PWR. In the previous experiments, it was clarified that the fuel rod burst when the initial fuel rod internal pressure exceeded the coolant pressure by more than 1.15 MPa, whereas the fuel rod did not fail though ballooned when the coolant pressure exceeded the initial fuel rod pressure by more than 1.2 MPa. In this period, it was confirmed that the fuel rod failure did not occur under no pressure difference at initial condition. The effects of plenum volume on fuel failure were studied since the plenum volume of NSRR standard fuel rod was larger compared with that of power reactor. The test fuel rods of which plenum volumes were reduced to 1/2 and 1/4 of that of the standard rod, were irradiated simultaneously, and no remarkable difference was observed.

(6) Fuel behavior observation tests

Two tests were performed using the fuel behavior observation capsules. The objectives of the tests performed in this period were to examine the cladding surface temperature from recorded films. The radial distribution of energy deposition in the test fuel rod was also examined for a test condition in a newly developed capsule. In the first test, the temperature evaluated from the color of the recorded films showed good agreement with the thermocouple measurements for the temperature below 2000°C. In addition, a detailed temperature distribution was obtained for the temperature range beyond the limit of thermocouple measurements. In the second test, the radial distribution of energy deposition in the fuel rod was obtained by γ -ray measurement, for an off-center alignment of the test fuel rod in a newly developed capsule. The energy deposition in the fuel faced to the periscope was larger than that in the opposite side, and the measured data showed good agreement with the calculated result by CITATION code.

(7) Development of analysis codes

The fuel behavior analysis code NSR-77 was modified to apply to the analyses of the zircaloy-steam reaction at cladding surface at high

temperature and consequent hydrogen gas generation. Post test analysis of the forced flow experiments with this modified model indicated a fairly good agreement with hydrogen generation estimated from the void ratio measurements at the coolant channel exit.

Table Classification and Number of NSRR Experiments
(until Dec. 1985)

	Test Item	Number of Test		
		Oct.'75 ~Dec.'84	Jan.'85 ~Dec.'85	Total
Atmos- pheric Pressure Capsule Tests	1. Standard Fuel Rod Tests			
	(i) Scoping tests	46	0	46
	(ii) Detailed tests	28	0	28
	(iii) Others	13	0	13
	2. Fuel Design Parameter Tests			
	(i) Gap width parameter tests	16	0	16
	(ii) Enrichment parameter tests	17	0	17
	(iii) Pre-pressurized fuel rod tests	58	0	58
	(iv) Cladding parameter tests	47	0	47
	(v) Gas-gap composition parameter tests	20	0	20
	(vi) Pre-irradiated clad fuel rod tests	5	2	7
	(vii) Others	13	4	17
	3. Cooling Condition Parameter Tests			
	(i) Coolant temperature parameter tests	22	0	22
	(ii) Flow area simulation tests	22	0	22
	(iii) Rod bundle tests	16	0	16
	(iv) Forced convection tests	31	0	31
	4. Defected Fuel Rod Tests			
	(i) Waterlogged fuel rod tests	91	0	91
	(ii) Fretting corroded clad fuel rod tests	40	7	47
	5. Severe Fuel Damage Tests	21	7	28
	6. Special Fuel Rod Tests			
	(i) USNRC fuel rod tests	21	0	21
	(ii) HTGR fuel tests	7	2	9
	(iii) Mixed oxide fuel rod tests	17	7	24
	(iv) Gd ₂ O ₃ -UO ₂ fuel rod tests	11	2	13
	7. Miscellaneous Tests	95	16	111
High Temperature/High Pressure Capsule Test		20	1	21
High Temperature/High Pressure Loop Tests		13	0	13
Fuel Behavior Observation Tests		21	2	23
Total		711	48	759

1. 今期の進歩

(藤城 俊夫, 堀木欧一郎)

本報告書は、1985年1月から12月までの間に実施したNSRR実験及び解析コードの開発についてまとめたものである。この期間に実施した実験は、大気圧カプセル実験45回、高温高压カプセル実験1回、可視カプセル実験2回の合計48回である。今季実施した実験の分類をTable 1.1に示す。

(1) 燃料設計パラメータ実験

(1.1) 照射済被覆管燃料実験

被覆管の照射による脆化が燃料破損に与える影響を調べるため、照射済被覆管に未照射燃料ペレットを封入して実験を行った。今期は、狭ギャップ幅燃料及び中性子照射量の大きな被覆管を用いた燃料による実験各1回を実施し、前期までの結果と合わせて、被覆管の照射脆化だけではPCMI型破損は起らず破損しきい値の低下はないことが明らかになった。

(2) 燃料損傷実験

(2.1) 燃料溶融実験

炉心露出事故時の被覆管の溶融挙動は、被覆管の初期酸化量と被覆管最高温度と密接な関係があることが前期までの実験によって明らかになっている。今期は酸化が制限された雰囲気の中で3回の実験を実施し、被覆管の酸化膜厚と被覆管最高温度が被覆管溶融落下に及ぼす影響を明らかにした。

(2.2) 冷却性実験

炉心損傷事故時に形成されるデブリベッドの冷却性を解明するために、粒子径1mmの破碎ペレットを用いてデブリベッドを模擬し、冷却条件を変えて2回の実験を実施し、ドライアウト熱流束に及ぼす冷却条件の影響を調べた。その結果、冷却水がデブリベッドの底部からも流入できる条件で行ったTest No. 830-1の実験では、デブリベッドの熱流束を $8.1 \times 10^5 \text{ W/m}^2$ まで上昇してもドライアウトは発生しなかった。また、冷却水がデブリベッドの上方からのみ流入できる条件で行ったTest No. 830-2の実験では、デブリベッドの熱流束を $6.1 \times 10^5 \text{ W/m}^2$ に上昇した時点でドライアウトが発生し、熱流束を $1.39 \times 10^5 \text{ W/m}^2$ まで下げてもドライアウト状態は維持された。

(3) 特殊燃料実験

(3.1) 混合酸化物燃料実験

新型転換炉(ATR)型燃料と同一の径方向寸法を有する混合酸化物燃料(プルトニウム・スポット無し燃料及びスポット付燃料)を用い、プルトニウム・スポットの混合酸化物燃料破損しきい値に及ぼす影響を調べるために7回の実験を実施した。この結果、実験に用いたプルトニウム・スポット径が1100 μm までの混合酸化物燃料では、プルトニウム・スポットの影響は現われず、破損しきい値及び破損機構はスポット無しの混合酸化物燃料と同一であることが明らかになった。

(4) その他

(4.1) 破壊力測定実験

燃焼の進んだ燃料（バーンアップ燃料）による実験に用いる実験カプセル設計のための基礎データを得る目的で、前期に引続き二重カプセル条件の下で高発熱実験を実施した。今期は、特に燃料初期内圧が破壊力発生に与える影響を調べる事を重点において実験を実施し、燃料初期内圧が0.1MPa（非加圧）から最高8.5MPa加圧のものを試験燃料に用い、計6回の実施した。この結果、燃料初期加圧量が約4.0MPaまでの場合には、加圧の影響はあまり明確ではないが、加圧量が5.0MPa以上になると、加圧量が高くなると衝撃圧力ピーク値、機械的エネルギー転換率が高くなる傾向になる事が明らかになった。

(4.2) 変形量測定実験

本シリーズの実験は、反応度事故時の燃料棒の変形挙動を観察し、解析コードのモデル作成に資することを目的として実施しているものである。今期は、バルーニングによる被覆管の大変形を測定するためのセンサー開発実験1回、PCMIによる被覆管の微小変形を測定するためのセンサー開発実験2回及び歪ゲージを直接被覆管にはり付けて行う歪測定実験2回を行った。この結果、大変形測定実験では、センサの固有振動による誤信号を受けることなく被覆管のふくれ挙動を観察することができたが、センサを取り付けるための大きな接触板の影響で測定値に誤差が現れることがわかった。小変形測定実験では被覆管の変形時にセンサのダイアフラムが振動してしまい、本実験のような速い過渡挙動の測定には限界があることがわかった。また、被覆管歪測定実験では、標準ギャップ燃料及び狭幅ギャップ燃料の初期変形挙動（被覆管表面温度が200℃に達するまで）をほぼ精度よく測定することができた。

(4.3) 音響測定実験

本シリーズの実験は、実験燃料の破損挙動及び冷却材の沸騰挙動を実験カプセル内の音響信号を測定することによって検出する手法を開発することを目的としている。今期は、燃料棒の破損音測定用として試作した音響センサを用いて3回の実験を実施した。今回試作したセンサは、低インピーダンスのレコード用ピックアップを改造したものであるが、これまでに使用した圧電型のピックアップに比べて放射線による影響は少ないものの、破損音の検出には測定対象との音響的マッチング、SN比及び取付用ケースによる沸騰音のセンサの伝播等問題点があることが明らかになった。

(4.4) その他の大気圧カプセル実験

今期は上記の大気圧カプセル実験の他に、実験実施効率を上げるために実験燃料を3本同時に照射した場合の各燃料の発熱分布を調べるための実験2回、長尺燃料実験2回、擦過腐食燃料実験6回、F.P.測定実験のための予備照射2回及びガドリニア入燃料実験2回を実施した。

(5) 高温高压カプセル実験

(5.1) 加圧燃料実験

動力炉の温態起動条件からの反応度事故時に、試験燃料の内外圧力差が破損しきい値に与える影響を調べるために加圧燃料を用いて実施している。これまでの実験によって、内圧が外圧を1.15MPa上回る時には試験燃料は内圧破損を起し、内圧が外圧を1.2MPa下回る時にはふくれが生じるだけで破損が生じないことがわかっている。今期は、中間である初期内外圧力差

のない状態での実験を実施し、破損しないことを確認した。また、NSRRの試験燃料は動力炉の燃料と比較してプレナム部容積の比が大きいので、プレナム部容積の影響を調べるため標準の $1/2$ 及び $1/4$ にした燃料を作成し同時に照射を行った。照射の結果、プレナム部の容積の少ない燃料棒の外観には有為な違いは現われなかった。

(6) 燃料挙動可視実験

燃料挙動可視カプセルを用いて燃料挙動を高速カメラにより16mmフィルムに納め、視覚的に把える実験を前年度に引続き2回実施した。今期実施した実験は、燃料棒表面温度を色温度により評価する実験及び新しく開発したカプセルを用いた際の試験燃料内の半径方向発熱分布を調べるための実験である。色温度測定実験では、約2000Kまでは色温度と熱電対により測定された温度は良い一致を示し、さらに熱電対が破損したあとも色温度により、燃料棒の発熱色によって高温域での温度評価及び詳細な温度分布の把握を行うことができた。発熱分布測定実験では、試験燃料棒がカプセルの中心に位置していないため発熱分布が異なるため、照射試験燃料を切断し γ 線測定による発熱分布の測定を行った。その結果、ペリスコープ側の発熱分布が反対側に比べて大きくなっており、この傾向はCITATIONによる計算結果ともよい一致を示した。

(7) NSR-77コードの改良

NSRRでは、反応度事故およびその他の事故時における燃料棒の熱的・機械的な過渡挙動を評価するために、NSR-77コードを開発し解析を進めている。今期は、ジルコニウム・水蒸気反応によって発生する水素ガス挙動を過渡挙動解析モデルに組込んだ。今回の改良では、ジルコニウム・水蒸気反応における反応速度に対し、放物線則を準定常的に適用することにより発生水素量を求め、水素ボイドを含む2相流状態をスリップ流れとして取扱った。解析結果は、実験結果は、実験結果をやや上回るものの良好な一致を示した。

Table 1.1 NSRR実験分類と実験回数

実 験 項 目		目 的	実 験 回 数		
			50.10～ 59.12	60.1～ 60.12	合計
大気圧 カプセル実験	1. 標準燃料実験				
	(i) スコーピング実験	未照射健全燃料に関する全般的な燃料挙動の究明	46	0	46
	(ii) 詳細実験	酸化, 変形, しきい値等の詳細な情報を得る	28	0	28
	(iii) その他		13	0	13
	2. 燃料パラメータ実験				
	(i) ギャップ燃料実験	初期ギャップ幅が燃料の過渡温度挙動, 破損に及ぼす影響の究明	16	0	16
	(ii) 濃縮度燃料実験	燃料内発熱密度の歪と破損しきい値との関係究明	17	0	17
	(iii) 加圧燃料実験	燃料棒内圧と燃料破損挙動との関係の究明	58	0	58
	(iv) 特殊被覆材燃料実験	被覆材質, 肉厚, 熱処理条件等の燃料破損挙動に及ぼす影響の究明	47	0	47
	(v) ギャップガス・パラメータ実験	ギャップガスが燃料の過渡温度挙動, 破損に及ぼす影響の究明	20	0	20
	(vi) 照射済被覆燃料実験		5	2	7
	(vii) その他		13	4	17
	3. 冷却条件パラメータ実験				
	(i) 冷却水温パラメータ実験	冷却水温度の燃料破損挙動に及ぼす影響の究明	22	0	22
	(ii) 流路模擬燃料実験	流路条件が燃料破損に及ぼす影響の究明	22	0	22
	(iii) バンドル燃料実験	バンドル(4～5本)体系での燃料破損しきい値, 破損の伝播について究明	16	0	16
	(iv) 強制対流実験	冷却水の流動が燃料破損挙動に及ぼす影響の究明	31	0	31
	4. 欠陥燃料実験				
	(i) 浸水燃料実験	欠陥燃料の破損しきい値, 破壊エネルギーの把握	91	0	91
	(ii) 擦過腐食燃料実験	擦過腐食の燃料破損挙動に及ぼす影響の究明	40	7	47
	5. 燃料損傷実験				
		気体雰囲気中での燃料挙動の究明	21	7	28

Table 1.1 (続き)

実 験 項 目		目 的	実 験 回 数		
			50.10～ 59.12	60.1～ 60.12	合計
大気圧 カプセル実験	6. 特殊燃料実験				
	(i) USNRC 燃料実験	BWR型 PCI 対策燃料の燃料挙動の究明	21	0	21
	(ii) HTGR 燃料実験	HTGR用粒子状燃料の燃料挙動の究明	7	2	7
	(iii) 混合酸化物燃料実験	熱中性子炉用混合酸化物燃料の燃料挙動の究明	17	7	24
	(iv) Gd ₂ O ₃ 添加燃料実験	PWR型 PCI 対策燃料の燃料挙動の究明	11	2	13
	7. その他				
	(i) 計測実験	燃料中心温度, 伸び, 変形量, 加速度, 音響等の測定	51	8	59
	(ii) 支持効果実験	燃料の固定法, グリッドスペーサ等が燃料挙動に及ぼす影響の究明	13	0	13
	(iii) 水素発生量測定	ジルカロイ-水反応により生じる水素量の測定	8	0	8
	(iv) 破壊力測定実験	燃料破損時の破壊力及びカプセル応答測定	8	6	14
	(v) その他		15	2	17
高温高圧カプセル実験		実炉の運転温度・圧力条件下における燃料挙動の究明	20	1	21
高温高圧ループ実験		流動条件下における燃料挙動の究明	13	0	13
燃料挙動可視実験		高速度写真撮影による燃料挙動の可視化	21	2	23
合 計			711	48	759

2. 大気圧カプセル実験

2.1 燃料設計パラメータ実験

2.1.1 照射済被覆管燃料実験（稲辺 輝雄）

(1) 概 要

本実験シリーズは、照射済被覆管に未照射燃料ペレットを封入した試験燃料棒の破損挙動を調べるために実施しているものである。これは、現在準備を進めている照射済燃料実験の予備実験として、被覆管の照射脆化が燃料破損に与える影響を調べることを目的としている。前期までに標準ギャップ幅の燃料による実験3回及び狭ギャップ幅燃料による実験2回を実施したが、今期さらに狭ギャップ幅燃料による実験及び中性子照射量の大きな被覆管を用いた燃料による実験各1回を実施し、本シリーズとしての結論を出した。

(2) 実験方法及び実験条件

本実験シリーズのために準備した試験燃料は、JMTRで長期間炉内照射した14×14型PWRサイズのジルカロイ-4被覆管に、未照射の10%濃縮 UO_2 ペレットを封入したものである。今期の実験には、高速中性子照射量が約 $2.1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ の被覆管に太径のペレットを封入し被覆管・燃料ペレット間のギャップ幅を0.05mmとした狭ギャップ幅燃料と、高速中性子照射量が約 $3.3 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 被覆管に標準燃料ペレットを封入し、標準燃料と同一の条件（被覆管・燃料ペレット間ギャップ幅0.095mm）とした試験燃料棒を用いた。試験燃料棒の形状をFig. 2.1.1に示す。なお、試験燃料の被覆管は γ 線の線量率が高いため（1～2R/hr）、熱電対等の燃料計表の取付けは行わなかった。

各実験とも、大気圧水カプセルを用いて室温、大気圧の冷却条件下でNSRRによるパルス照射を行い、上述の2種類の試験燃料に249～250 cal/g・ UO_2 の発熱量を与えた。

(3) 実験結果

今期実施分を含めこれまでに実施した本シリーズの実験結果をTable 2.1.1に示す。

標準ギャップ幅の試験燃料棒は、発熱量146～261 cal/g・ UO_2 の範囲で破損しなかった。このことから、照射済被覆管燃料（照射量約 $1.1 \sim 3.3 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ ）の破損しきい値は、NSRR標準燃料の破損しきい値の約260 cal/g・ UO_2 と同程度であることが確認された。また、狭ギャップ幅燃料の場合には、発熱量249 cal/g・ UO_2 では破損せず、発熱量260 cal/g・ UO_2 で被覆管の一部が溶融し、破損した。同じギャップ幅の未照射被覆管燃料の場合の破損しきい値は237～257 cal/g・ UO_2 であり、これと比較して、破損しきい値や破損機備に有為な差は認められなかった。

Fig. 2.1.2は、本実験で使用した照射済ジルカロイ被覆管の引張試験結果（試験温度300℃）から、破断時の全伸びと均一伸びを照射量に対してプロットしたものである。照射量が約 $0.5 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ までは伸びは急速に低下するが、それ以降はあまり変わらず、最大照射量の $3.3 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ でも、全伸びで約8%、均一伸びで約1.5%の伸びがある。同図中の水平な実

線及び点線は、過渡解析により求めた発熱量 $260 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ でパルス照射した際の狭ギャップ幅燃料及び標準ギャップ燃料の被覆管の周方向の最大歪を示したものである。燃料ペレットは未照射のものであるので、被覆管の歪は燃料ペレットの熱膨張によるものだけである。従って、被覆管の周方向歪は2～2.5%に止まり、全伸びに比べて十分に低く、パルス照射時の燃料ペレットの熱膨張による PCMI 型の破損が生じなかった理由が理解できる。

以上の結果から、過去の米国の実験例に見られた照射済燃料の PCMI 型破損は、単に被覆管の照射脆化だけによって生じず、これに燃焼の進んだペレットの過渡出力時のスウェリングや FP ガス放出による燃料内圧上昇が重畳して初めて生じるものであることが確認された。

Table 2.1.1.1 Conditions and results of the NSRR tests with preirradiated zircaloy clad fuel rods.

Test No.	Fast Neutron Fluence to the Cladding by Preirradiation ($\times 10^{21}$ n/cm ²)	Initial Radial Gap Width (mm)	Energy Deposition in Test Fuel by Pulse-Irradiation (cal/g·UO ₂)	Occurrence of Fuel Failure after the Test	Remarks
255-1	1.1	0.095	146	No	Failure threshold of standard-gapped fresh fuel rods: 253 - 264 cal/g·UO ₂
255-6	3.3		250	No	
255-4	1.8		256	No	
255-3	1.8		261	No	
255-8	2.1	0.050	196	No	Failure threshold of narrow-gapped fresh fuel rods: 237 - 257 cal/g·UO ₂
255-7	2.1		249	No	
255-5	1.3		260	Yes	

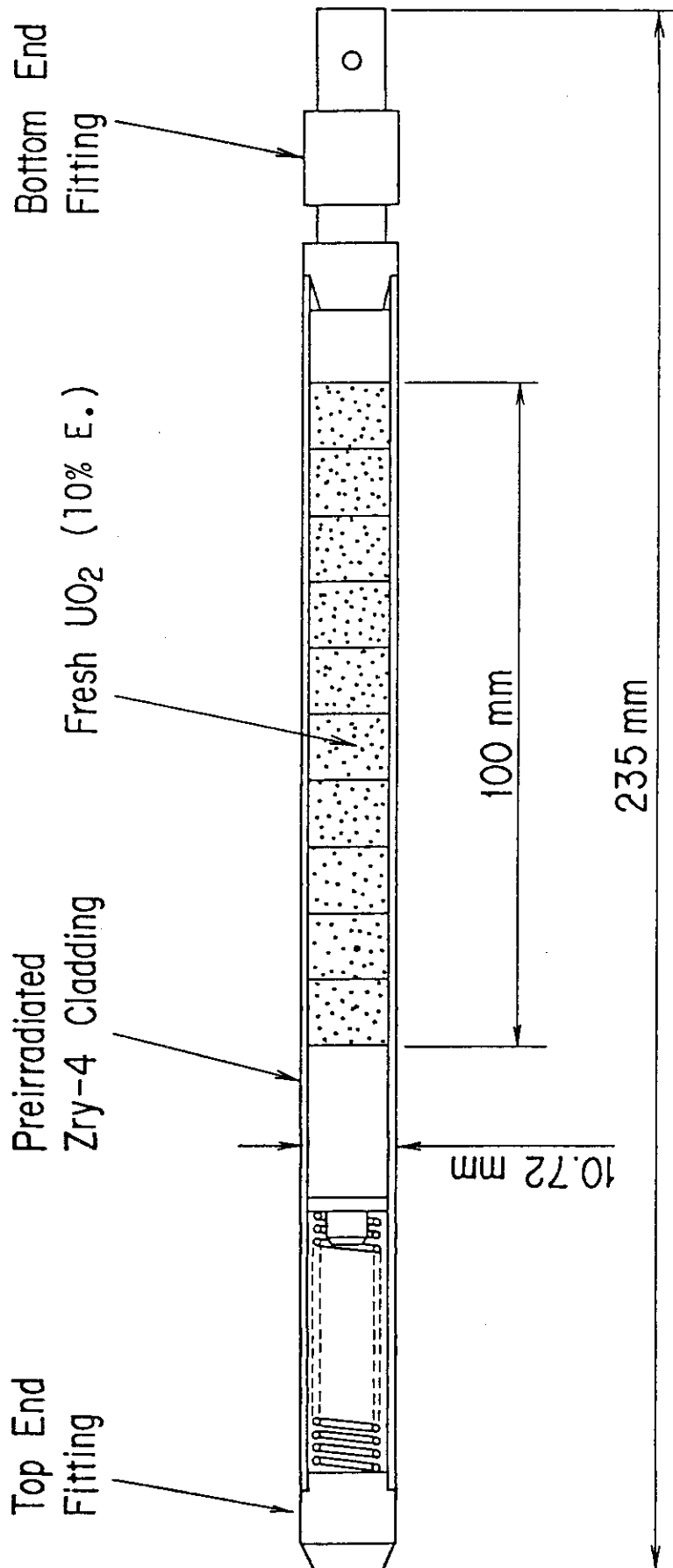


Fig. 2.1.1 Test fuel rod with preirradiated cladding.
 (Radial gap width: 0.095 mm, 0.050 mm)
 (Gap gas: He - 0.1 MPa)

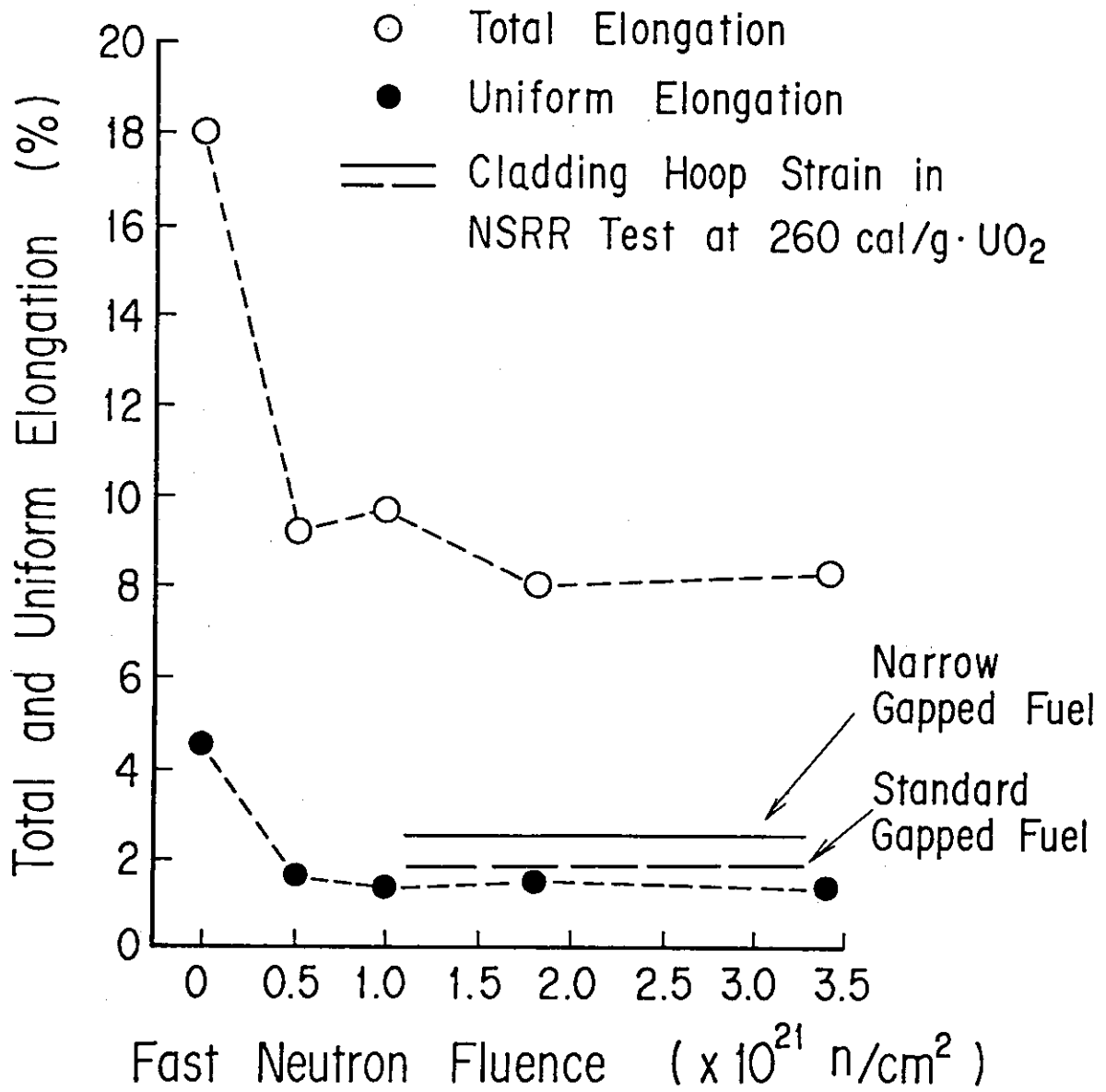


Fig. 2.1.2 Total and uniform elongation of preirradiated Zircaloy-4 specimen.

2.2 燃料損傷実験

2.2.1 燃料溶融実験（塩沢 周策，片西 昌司）

(1) 概 要

燃料損傷実験は、シビアアクシデント（Severe Accident）条件下での燃料損傷挙動を究明するための実験であり、炉心露出事故を初期条件として想定している。従って、燃料棒の雰囲気は気体であり、反応度事故条件下での水中の実験と異なることが大きな特徴の一つである。

これまで、燃料棒の溶融挙動を調べる目的で発熱量、燃料棒の初期条件（燃料棒内圧及び被覆管外表面の酸化膜厚）及び雰囲気条件（酸化性及び非酸化性雰囲気）をパラメータとして実験を行ってきた。その結果、被覆管の外表面に非溶融の ZrO_2 相又は酸素安定化 α 相がある厚さ以上存在すれば、被覆管の一部が溶融しても落下せず、被覆管の偏肉のみが生じることがわかった。

そこで、今期は、これまでの実験で照射した燃料棒の金相観察を行い結果を整理するとともに、制限された酸化雰囲気条件下での燃料の溶融挙動を調べるための実験を3回（Test No.810-8～10）実施した。

(2) 実験条件

実験は、いずれも 14×14 PWR 寸法、10%濃縮燃料1本を内部カプセル内に封入した体系で行った。内部カプセル内は空気雰囲気とし、その量をパラメータとした。過渡計測としては、被覆管外表面温度測定を実施した。実験体系及び計装の概略図を Fig. 2.2.1 に示す。

また、発熱量及び空気量を Table 2.2.1 に示す。

Test No.810-8 及び 810-10 では、空気量は標準状態で約 265cm^3 とし、被覆管表面推定酸化膜厚が $15\mu\text{m}$ 程度となるようにした。Test No.810-9 では、標準状態で約 350cm^3 の空気量とし、酸化膜厚が $20\mu\text{m}$ 程度となるようにした。また、Test No.810-8 では、被覆管表面温度が $1950 \sim 2200^\circ\text{C}$ となるように $250\text{cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を試験燃料に与えた。Test No.810-9 及び 810-10 では、被覆管表面温度 $1800 \sim 1950^\circ\text{C}$ となるように $200\text{cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を与えた。

(3) 結果及び考察

詳細な金相観察により被覆温度と酸化状態を評価して、これまでの実験における溶融挙動を温度と酸化状態の関係で整理したものを Fig. 2.2.2 に示す。被覆管最高温度が β -ジルカロイの融点（約 1800°C ）に達しない場合は被覆管の溶融は起こらず、それを越える温度領域では雰囲気によって溶融した被覆材の挙動は2種類に分けられる。その1つは被覆材の溶融落下であり、これは、安定化 α 相の融点（約 1950°C ）以下では制限された酸化条件下において起こり、それを越える温度では ZrO_2 相が $100\mu\text{m}$ 程度になるまで見られる現象である。他の1つの溶融形態は溶融した被覆材の周方向移動であり、これは被覆管外表面に酸化相或いは安定化 α 相がある厚さ以上存在する場合に、それが「るつぼ」の役割をして溶融落下を防ぐことにより生じる形態である。

今期実施した実験のうち Test No.810-8 は、制限された酸化条件で被覆管温度が 1950°C 以上の領域をねらったものであり、発熱部全体で被覆管が溶融落下した。Test No.810-9 及び 810

-10は、制限された酸化条件で被覆管温度 1800 ~ 1950℃の領域を調べるために行ったが、810-9では溶融落下は起こらず、それより酸化の程度の低い810-10では発熱部下部で溶融落下が起こった。これらの実験に関しては今後金相試験を行い、溶融落下と周方行移動の発生条件を明確にする予定である。

Table 2.2.1 Test conditions in severe fuel damage experiments.

Test No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Amount of Air (cm ³)	(μm)
810-8	250	~265	~15
810-9	200	~350	~20
810-10	200	~265	~15

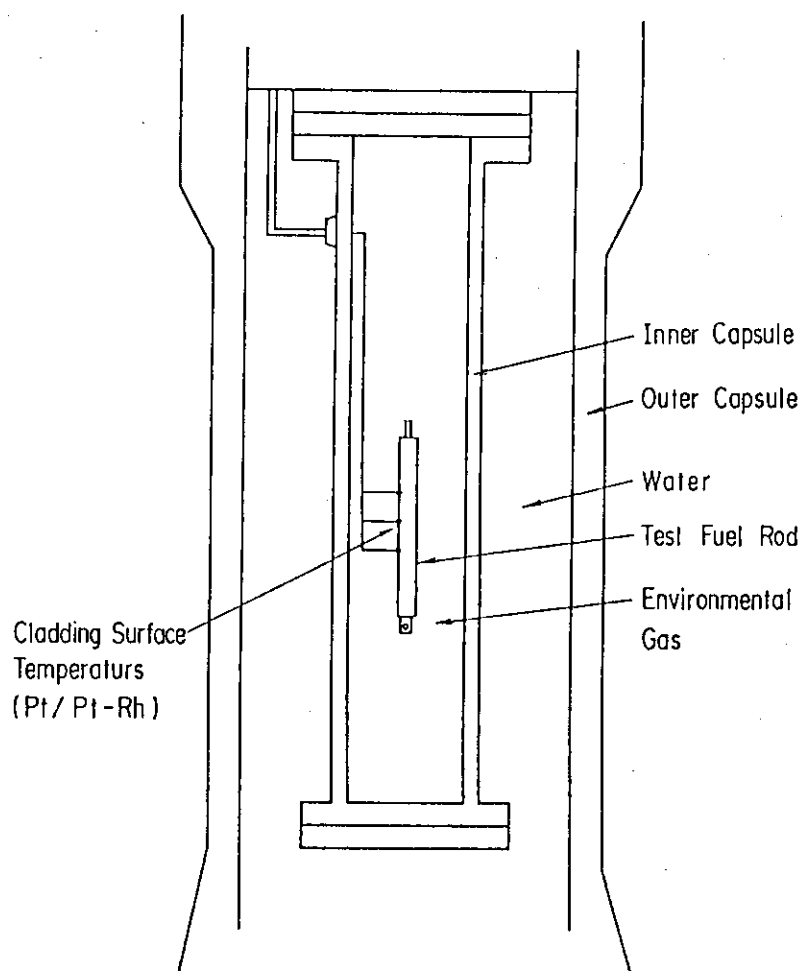


Fig. 2.2.1 Schematic of test capsule and instrument.

Peak Cladding Temperature (°C)	Status of Cladding at Melting			
	Cladding Burst or Oxide Break	No Cladding Burst and No Oxide Break		
		No Oxidation	Limited Oxidation	Heavy Oxidation
			Only α -Zr (O) 100 μm	ZrO ₂ 100 μm
<1800	○	No Relocation ○		
1800 ∫ 1950	○ ●	Azimuthal Flow ○ ○ ○		
1950 ∫ 2200	○ ●	Melt - down ○ ○ ● ○ ○ ○ ○ ●		

Open circles and solid circles indicate data points in the NSRR experiments and KfK experiments (MONA, NIELS), respectively.

Fig. 2.2.2 Simplified criterion for cladding relocation.

2.2.2 冷却性実験（藤城 俊夫，丹沢 貞光）

(1) 概 要

炉心損傷事故において、炉心の崩壊が生じ、破碎した燃料が炉心支持構造体や压力容器底に推積して、いわゆるデブリベッドを形成すると、これが冷却可能であるかどうかは事故の進展を左右する重要な要素の1つである。このデブリベッドの冷却性を解明するため、従来、鋼球や模擬ペレットを用いて種々の炉外実験が実施され、又、種々のドライアウト熱流束関係式が提案されている。これら炉外実験による結果を実炉の条件に適用する上では、実燃料のデブリを用いた実験による確認が必要であるが、実際に UO_2 燃料デブリを用いた核加熱で崩壊熱に相当する発熱を与えて行われた炉内実験は、米国サンディア国立研究所で実施されたDCC実験のみであって、極めて限られた実験データしか存在しない。このため、NSRRを用いて、 UO_2 燃料デブリを定常運転条件で核加熱を行い、デブリベッドのドライアウト条件を究明する実験を実施した。今回は同じデブリ粒子径のデブリベッドに対し、冷却条件を変えて2回の実験を行い、ドライアウト熱流束に及ぼす冷却条件の影響を調べた。

(2) 実験方法及び実験条件

デブリベッドを形成する破碎燃料には、焼結した UO_2 ペレットを機械的方法によって碎き、篩分法により粒子径をそろえたものを使用した。今回の実験に用いたのは、篩のメッシュで0.84mmから1.0mmの間に入ったものである。この破碎燃料をFig. 2.2.3のように内径32mmの金属製円筒容器内に高さ100mmまで推積させデブリベッドとした。使用した UO_2 重量は500g、充填率は0.58である。このデブリベッド中の温度は、図に示したように、外径1mmのシース型熱電対によりデブリベッドの中心軸に沿って5点、表面近くで5点の計10点で測定した。

Fig. 2.2.4は、以上のデブリベッドを実験カプセル中に収めた状態を示したものである。デブリベッドを保護ヒータを備えた断熱容器（内部容器）に収め、これを大気圧カプセル内の冷却水中に支持して実験を行った。内部容器は上方しか開口していないので、内部容器内の冷却水の条件はカプセル内の冷却水とは独立した条件に設定できる。今回実施した2回の実験においては、内部容器内の冷却水としてデブリベッド上面のほぼ100mm上まで注水し、大気圧のカプセル内圧条件の下で、内部容器の保護ヒータで実験初期条件100℃に設定した。従って、デブリベッドの冷却水条件は大気圧、飽和温度条件である。

デブリベッドの冷却条件は、Fig. 2.2.5に示すように同じデブリ粒子径及びベッド寸法のものに対して2通りの条件とした。すなわち、Test No. 830-1では、デブリベッドの側壁および底面から冷却水が流入できる条件とし、冷却水はデブリベッド上方からデブリベッドと内部容器内壁の間の約1mm間隙を下降し、一部はベッド側壁から、一部はベッド底面からデブリベッド中に流入しベッド中を上昇するというような自然循環が可能な冷却条件とした。一方、Test No. 830-2では、デブリベッドはベッド上面でしか冷却水と接触しない条件とし、冷却水はベッド上面からしかベッド中に流入できず、デブリベッド内は、沸騰により生ずる蒸気相とベッド上面から流入する液相とが対向流となる条件とした。

実験はFig. 2.2.4に示した実験カプセルをNSRR実験孔中で定常照射し、デブリベッドを核加熱する方法で行った。ドライアウト条件の測定は原子炉出力をステップ状に上昇し、その過

程でデブリベッド中の温度がドライアウトにより飽和温度を超えて急上昇する点を求める事により行った。積分出力値に制限があったため原子炉出力の各ステップ毎の保持時間は、5～8分として行った。なお、デブリベッド中の出力の較正は、非沸騰の条件で、一定出力照射の下でのデブリベッドの平均温度上昇率の測定および出力停止後の冷却速度による熱損失評価に基づいて行った。

(3) 実験結果及び考察

冷却水がデブリベッドの底部からも流入できる条件とした Test No. 830-1 の実験では、本実験条件で達成可能な最高出力でもドライアウトは発生しなかった。この最高出力条件でのデブリベッド熱流束（デブリベッド中の全出力を底面積で除した値）は $8.1 \times 10^5 \text{ W/m}^2$ であった。

次に実施した Test No. 830-2 では、熱流束を $4.16 \times 10^5 \text{ W/m}^2$ から $6.1 \times 10^5 \text{ W/m}^2$ に上昇した時点でドライアウトが発生した。Fig. 2.2.6 はこの実験におけるデブリベッド中の各部の温度測定結果と原子炉出力の時刻歴を示したものである。熱流束が $4.16 \times 10^5 \text{ W/m}^2$ に保持している間は定常的な沸騰状態が続き、全ての測定点で飽和温度が保たれたが、熱流束を $6.1 \times 10^5 \text{ W/m}^2$ に上昇した直後にデブリベッド底から 10mm 上方の #1 および #6 の熱電対位置でドライアウトの発生が検知され、さらにその 20mm 上方まで拡大した。そのまま同じ熱流束状態を約 5 分保持する事により、ドライアウト領域の下部は最高 600℃ まで温度上昇したが、ドライアウト領域は拡大しなかった。次に、熱流束をドライアウト発生直前の $4.16 \times 10^5 \text{ W/m}^2$ に戻す事により、ドライアウト領域の温度は徐々に低下したが、ドライアウト開始後 12 分の時点で断熱壁の保温用ヒータを断にした所、温度は逆に上昇に転じ、さらにそれまでドライアウトしていない領域にまでドライアウトが進展する現象が生じた。その後、熱流束を $1.39 \times 10^5 \text{ W/m}^2$ にまで下げてドライアウト状態は広い範囲に維持され、出力をほぼ零にして後冷却に転じた。

以上の結果から、ドライアウト開始熱流束は約 $6.1 \times 10^5 \text{ W/m}^2$ であり、一度ドライアウトが生じると熱流束をかなり下げてもクエンチしない事が判明した。又、保温用ヒータを断にする等の比較的小さい境界条件の変化が、ドライアウト状態に無視できない影響を与えることが分かった。

Fig. 2.2.7 は、本実験で得られたドライアウト熱流束を、水を冷却材として大気圧条件で行われた他の炉外実験による結果と比較したものである。ドライアウト熱流束はデブリ粒子径に強く依存するので、実験データをデブリ粒子径に対してプロットした図上で比較し、さらに、従来、実験データに最も良く一致すると言われている Lipinski の 0-D モデルによるドライアウト予測式の結果を実線で示した。図中の○印で示したのが今回実施した炉内実験で得られたドライアウト開始条件、△印で示したのが、ドライアウト状態が維持された最低の熱流束条件である。この比較から、実燃料による炉内実験の結果が主として球形の金属球を燃料デブリの模擬体として行われた炉外実験の結果と実験データのばらつきの範囲内で一致し、又、Lipinski の 0-D モデルによる予測値とも比較的良く一致することが確かめられた。

また、ドライアウト熱流束そのものは測定できなかったが、デブリ底部からの冷却水の流入を許す事によって、ドライアウト熱流束が大きく上昇する見通しが得られた。

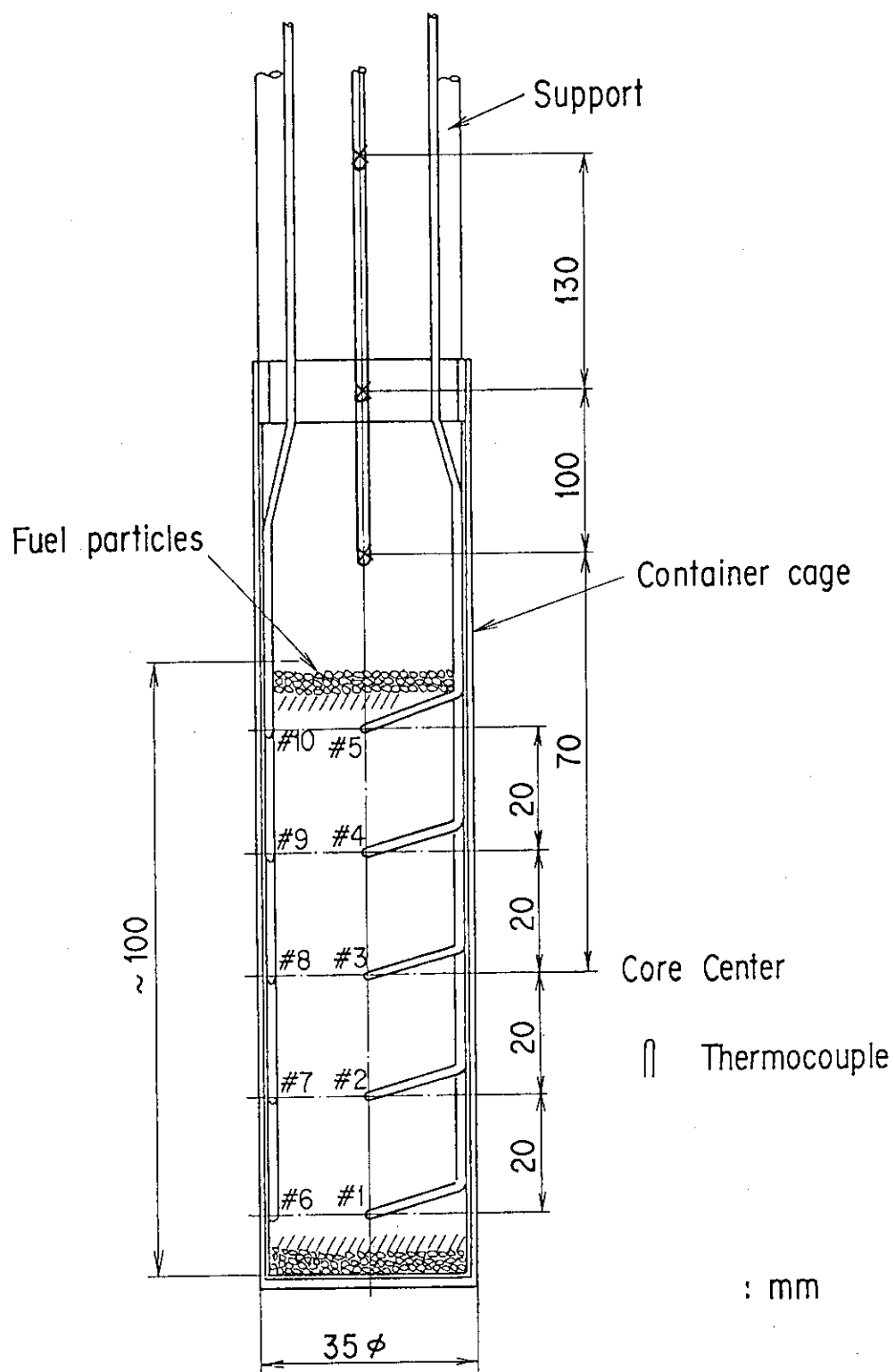


Fig. 2.2.3 Debris coolability experiment.
(Test section)

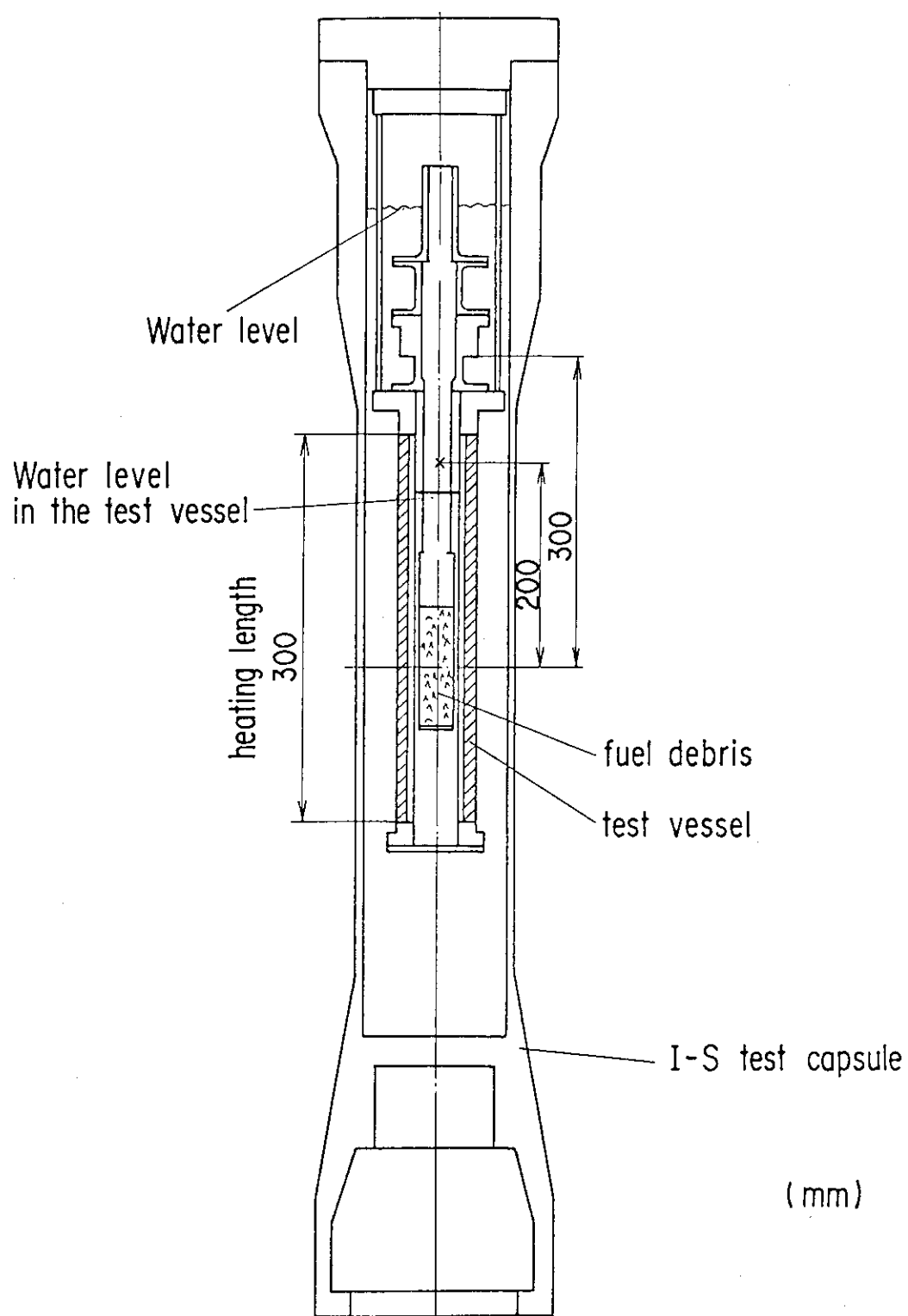


Fig. 2.2.4 Debris coolability experiment.
(Test capsule arrangements)

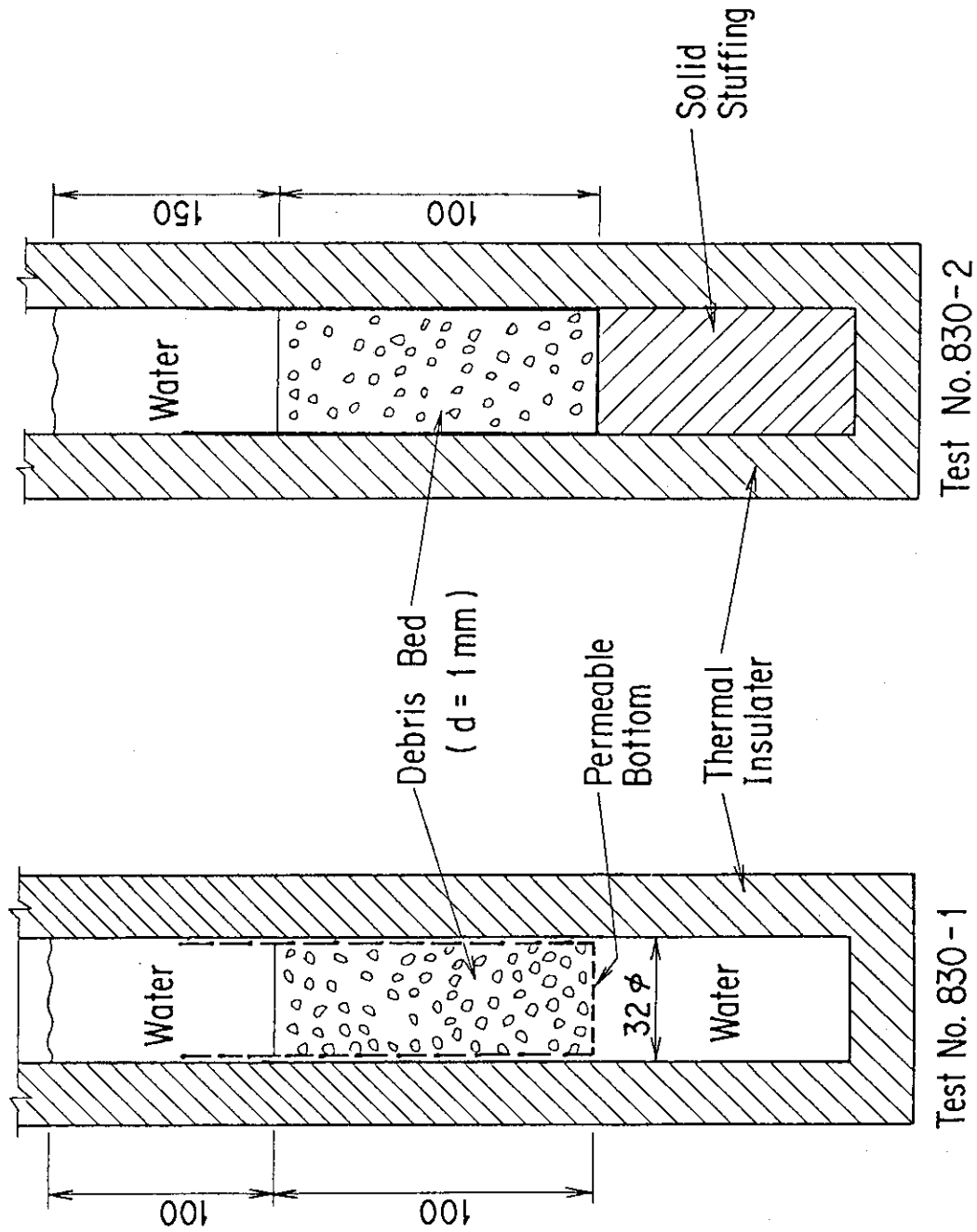


Fig. 2.2.5 Comparison of cooling condition between Test 830-1 and 830-2.

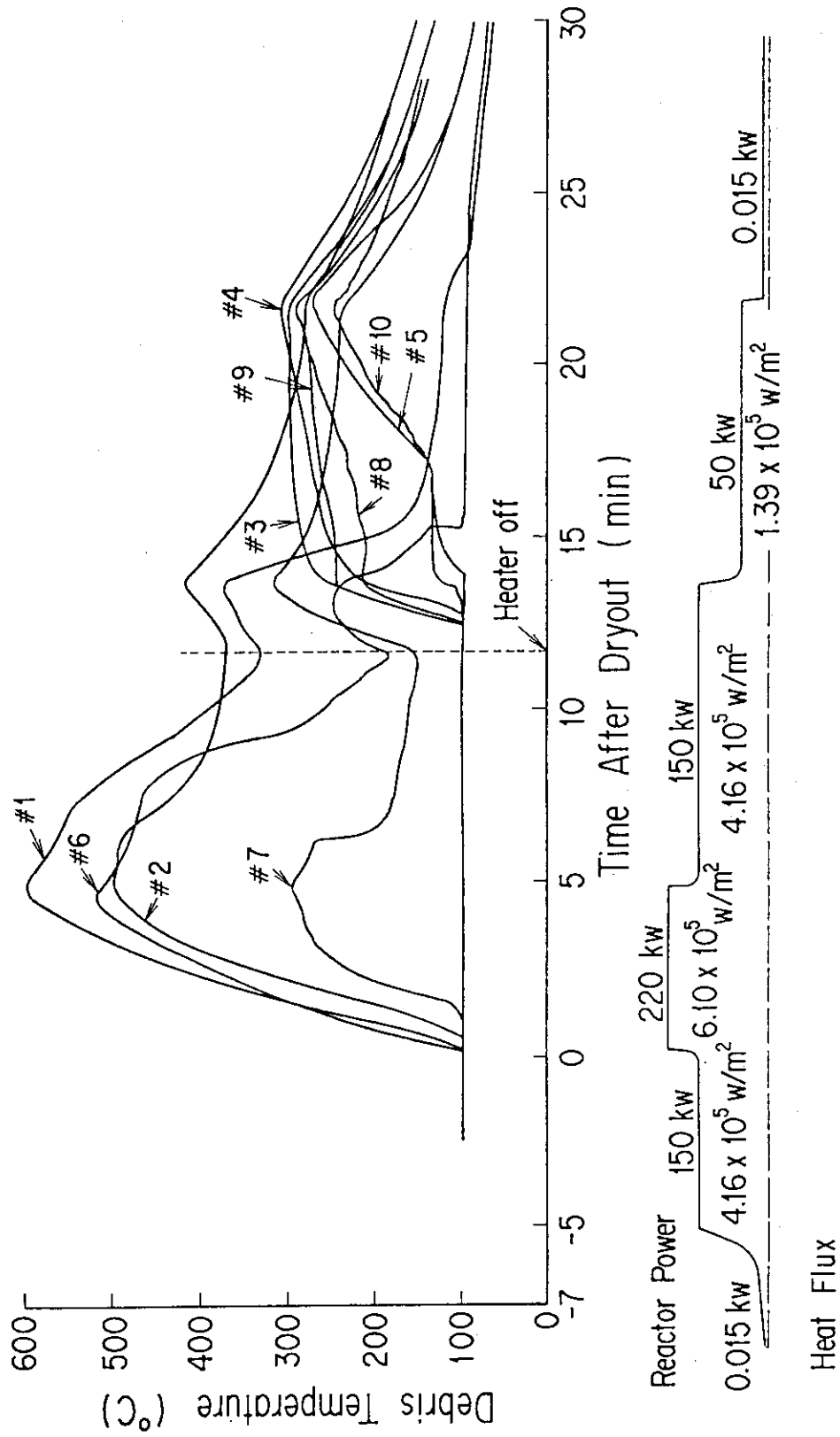


Fig. 2.2.6 Histories of debris temperature and heat flux in Test No. 830-2.

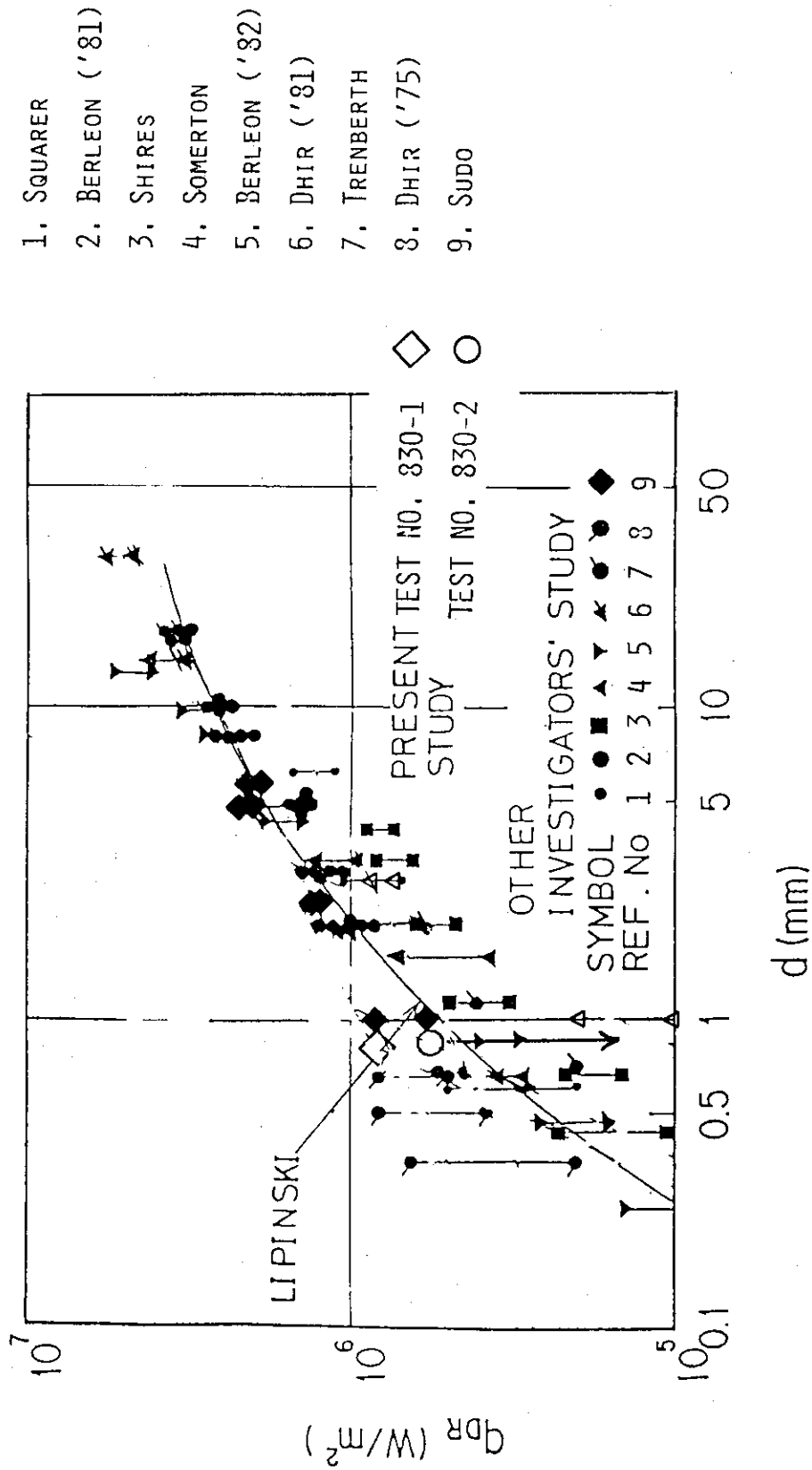


Fig. 2.2.7 Comparison of test results including previous data with existing theories.

2.3 特殊燃料実験

2.3.1 混合酸化物燃料実験（稲邊 輝雄，塩沢 周策，斎藤 伸三）

(1) 概 要

本実験シリーズは、熱中性子炉用プルトニウム-ウラン混合酸化物（ $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ ）燃料の反応度事故条件下における破損挙動を解明することを目的に、動力炉・核燃料開発事業団（動燃）との共同研究として実施したものであり、第1期実験（10回）及び第2期実験（12回）より成る。

第1期実験においては、NSRR標準試験燃料（ UO_2 燃料）と同一寸法の混合酸化物燃料（プルトニウム・スポット無し）を用い、標準試験燃料の場合と比較して、混合酸化物燃料の破損しきい値及び破損機構の相違を確認することを目的としている。

第2期実験においては、新型転換炉（ATR）型燃料と同一の径方向寸法を有する混合酸化物燃料（プルトニウム・スポット無し燃料及びプルトニウム・スポット付燃料）を用い、混合酸化物燃料の破損しきい値に及ぼすプルトニウム・スポットの影響を確認することを目的としている。

第1期実験の10回は既に終了し、前期は第2期実験12回のうちの5回を実施し、今期は残りの7回を実施した。これにより、当初計画した第1期実験及び第2期実験の全てを終了した。本報においては、第1期実験及び第2期実験を総合して評価した結果を報告する。

(2) 実験方法

第1期実験及び第2期実験に用いた混合酸化物燃料の仕様を、Table 2.3.1に示す。第1期実験用燃料は、NSRR標準試験燃料（ 14×14 PWR型燃料）と同一の径方向寸法を有し、内部の燃料ペレットは PuO_2 と UO_2 が均質に混合されているため、プルトニウム・スポットは存在していない。第2期実験用燃料は、ATR実証炉型燃料と同一の径方向寸法を有し、5本の燃料にはプルトニウム・スポットが存在せず、他の7本の燃料には、ペレット表面に人工的にプルトニウム・スポットを取り付けてある。プルトニウム・スポットは、燃料ペレット各1個の表面中央部に直径400 μm あるいは1100 μm の PuO_2 スポットを、埋め込んだものである。7本の燃料のうち、4本の燃料におけるプルトニウム・スポット径は400 μm であり、他の3本の燃料におけるプルトニウム・スポット径は1100 μm である。Fig. 2.3.1には、第2期実験用プルトニウム・スポット付燃料の構成図を示す。

NSRR実験に当っては、Fig. 2.3.2に示すように、燃料1本を内部カプセル及び外部容器から成る2重構造の大気圧水カプセル（I-N-D型大気圧水カプセル）に装填し、パルス照射に供した。なお、カプセル内の冷却水は、室温・大気圧・自然対流条件である。実験用計装としては、燃料被覆管表面温度測定用熱電対（Pt/Pt-13%Rh）3対及び水温測定用熱電対（CA）1対を取り付けた。

実験後は、NSRR施設において、2重カプセルのうち外部容器のみを解体し、燃料入り内部カプセルをキャスクにより動燃に輸送した。動燃側では、内部カプセル解体後、燃料の外観・寸法検査、金相試験等を実施した。また、一部の燃料については、適量のペレット試料を原研に輸送し、原研側にて発熱量校正のための化学分析を実施した。

(3) 実験結果

① 第1期実験結果

第1期実験においては、混合酸化物燃料に $117 \sim 286 \text{ cal/g} \cdot (\text{PuO}_2 - \text{UO}_2)$ の範囲の発熱量を与えた。Table 2.3.2には、実験結果の概要を示す。また、Figs.2.3.3～2.3.4には、実験後の燃料棒の外観写真を示す。

Figs. 2.3.5～2.3.7には、過渡時に測定した被覆管表面温度の時間履歴、発熱量に対する被覆管表面最高温度、及び発熱量に対する実験後燃料被覆管径方向最大歪（プロファイルメータ測定結果）を、それぞれ対応する UO_2 標準試験燃料の結果と併せて示す。

混合酸化物燃料の外観、変形量、温度挙動等の発熱量に対する関係は、 UO_2 標準試験燃料の場合と極めて良く一致している。

第1期実験における混合酸化物燃料の破損は、 260 cal/g 以上の発熱量を与えた場合に起きており、 255 cal/g 以下の発熱量においては、破損が生じていない。この破損しきい値（ $255 \sim 260 \text{ cal/g}$ ）も、 UO_2 標準試験燃料の破損しきい値（ $253 \sim 264 \text{ cal/g}$ ）と一致するものである。

Figs. 2.3.8～2.3.9には、破損した混合酸化物燃料の外観及び断面の写真を示す。燃料の破損は、被覆管下部の周方向クラックによって生じていた。被覆管は、高温酸化とともに一部溶解による偏肉を起こしており、貫通クラックは薄肉化した部分に発生していた。この燃料破損形態は、 UO_2 標準試験燃料の場合と全く同一であり、破損原因は、被覆管の酸化による脆化と薄肉化による脆化度の促進にある。

なお、Fig. 2.3.4から分るように、破損しきい値よりもわずかに高い 267 cal/g の発熱量を与えた燃料は、下部にて2つに分断していた。これは、実験後、燃料を内部カプセルに収納した状態でキャスクにより動燃に輸送する際の振動等によって生じたものと推測される。ちなみに、これより高い 286 cal/g の発熱量を与えた燃料は、分断しておらず、Fig. 2.3.8に見られるように、被覆管に周方向クラックが発生しているものの、棒状の形状は保持されていた。

② 第2期実験結果

第2期実験においては、プルトニウム・スポット無し混合酸化物燃料に対して $132 \sim 241 \text{ cal/g}$ 、 $400 \mu\text{m}$ φ プルトニウム・スポット付混合酸化物燃料に対して、 $190 \sim 236 \text{ cal/g}$ 、 $1100 \mu\text{m}$ φ プルトニウム・スポット付燃料に対して $176 \sim 216 \text{ cal/g}$ の発熱量を、それぞれ与えた。Table 2.3.3には、これらの実験結果の概要を示す。

プルトニウム・スポット無し混合酸化物燃料は、 215 cal/g 以上の発熱量を与えた場合に破損しており、 190 cal/g 以下の発熱量においては、破損が起きていない。

一方、 $400 \mu\text{m}$ φ プルトニウム・スポット付混合酸化物燃料は、 216 cal/g 以下の発熱量では破損を起こしておらず、 236 cal/g 発熱量において破損している。また、 $1100 \mu\text{m}$ φ プルトニウム・スポット付混合酸化物燃料も、 216 cal/g 以下の発熱量で破損を起こしていない。

Fig. 2.3.10には、 215 cal/g の発熱量で破損したプルトニウム・スポット無し混合酸化物燃料並びに 216 cal/g の発熱量で破損しなかった $400 \mu\text{m}$ φ 及び $1100 \mu\text{m}$ φ プルトニウム・スポット付混合酸化物燃料の外観写真を比較して示す。また、Fig. 2.3.11には、 215 cal/g の発熱量で破損したプルトニウム・スポット無し混合酸化物燃料の断面写真を、Fig. 2.3.12には、

236cal/gの発熱量で破損した400 μ m ϕ プルトニウム・スポット付混合酸化物燃料の外観写真をそれぞれ示す。

以下の結果より、第2期実験に用いた混合酸化物燃料の破損しきい値は、約215cal/gとみなすことができる。また、プルトニウム・スポット無し混合酸化物燃料が破損した215cal/gとほぼ同一の216cal/gにおいて、プルトニウム・スポット無し混合酸化物燃料が破損しなかったことから、混合酸化物燃料の破損しきい値に及ぼすプルトニウム・スポットの影響は、スポット径1100 μ m ϕ までの範囲において全く存在しないことが明らかとなった。

(4) 検 討

前項に示したように、第2期実験における混合酸化物燃料の破損しきい値としては、第1期実験の場合よりも低い値が得られた。Table 2.3.4の上段には、UO₂標準試験燃料、第1期混合酸化物燃料及び第2期混合酸化物燃料の破損しきい値を整理して示す。なお、ここに示した燃料破損しきい値は、従来からUO₂標準試験燃料の実験結果を整理している場合と同様に、燃料スタック長の中央付近のペレットに対する発熱量校正結果に基づくものである。

この破損しきい値の相違を理解するために実施した核計算による燃料棒内軸方向出力分布を、Figs. 2.3.13～2.3.14に示す。第2期混合酸化物燃料内の核分裂性物質（U-235, Pu-239, Pu-241）の濃度は、第1期混合酸化物燃料内の同濃度よりも高いために、軸方向出力歪は相対的に大きくなっている。

燃料中央部の出力密度に対する燃料破損部の出力密度の比（UO₂標準試験燃料の場合1.06, 第1期混合酸化物燃料の場合約1.1, 第2期混合酸化物燃料の場合約1.3）を考慮して求めた破損部の発熱量に基づく上記各燃料の破損しきい値を、Table 2.3.4の下段に併せて示す。これより、破損部の発熱量に基づく破損しきい値は、各燃料についてはほぼ一致し、第2期混合酸化物燃料の中央部発熱量に基づく破損しきい値が他の燃料の場合を下回る理由は、軸方向出力分布の相違に起因するものであると理解することができる。

(5) 結 論

混合酸化物燃料に対する第1期実験及び第2期実験の結果から、以下の点を明らかにすることができた。

① 第1期実験

混合酸化物燃料の挙動は、外観上の変化、温度挙動、変形量等を含め、UO₂燃料の場合と一致しており、破損しきい値及び破損機構もUO₂燃料の場合と同一である。

② 第2期実験

混合酸化物燃料の破損に及ぼすプルトニウム・スポットの影響は、1100 μ m ϕ までのスポット径の範囲において全く存在しない。

Table 2.3.1 Design characteristics of Uranium-Plutonium mixed oxide fuel rods for Phase 1 and 2 tests.

	<u>Phase 1</u>	<u>Phase 2</u>
<u>(U,Pu)O₂ Pellet</u>		
Diameter:	9.31 mm	12.40 mm
Length:	10.0 mm	13.0 mm
PuO ₂ /(U,Pu)O ₂ :	6.3 w/o	10.0 w/o
(²³⁹ Pu + ²⁴¹ Pu)/Pu:	74 w/o	80 w/o
²³⁵ U in U:	Natural	10 w/o
Diameter of artificially made plutonium spot on the pellet surface:	None	None (5 rods) 400 μm (4 rods) 1100 μm (3 rods)
<u>Zircaloy Cladding</u>		
Outer Diameter:	10.72 mm	14.50 mm
Wall Thickness:	0.62 mm	0.90 mm
<u>Fuel Rod</u>		
Fuel Stack Length:	110 mm	117 mm
Filler Gas:	He	He
Gas Pressure:	0.1 MPa	0.1 MPa

Table 2.3.2 Summary of the results from the Phase 1 tests with mixed oxide fuels.

Test No.	Reactivity Insertion (\$)	Core Energy Release (MW·s)	Energy Deposit (cal/g)	Maximum Clad Surface Temperature (°C)	Appearance of the Post-test Fuel Rods
701-1	2.35	41.5	117	220	No visible change.
701-9	2.51	44.9	126	290	Partial discoloration of the cladding.
701-8	2.80	52.7	148	1020	Discoloration of the whole cladding active region.
701-2	3.28	66.8	188	1180	Ditto.
701-3	3.80	82.8	233	1400	Discoloration of the whole cladding active region. Partial oxide spalling.
701-4	4.00	89.1	250	1620	Ditto.
701-7	4.05	90.9	255	1670	Ditto.
701-6	4.10	92.7	260	> 1650	Deformation of the cladding lower portion due to melting. Cracks in the deformed portion.
701-5	4.19	95.0	267	1800	Rod broke into two pieces at lower portion.
701-10	4.40	101.9	286	> 1690	Deformation of the cladding lower portion due to melting. Circumferential cracks near the deformed portion.

Table 2.3.3 Summary of the results from the Phase 2 tests with mixed oxide fuels.

Test No.	Reactivity Insertion (\$)	Core Energy Release (MW·s)	Energy Deposit (cal/g)	Maximum Clad Surface Temperature (°C)	Appearance of the Post-test Fuel Rods
702-2	2.65	47.7	132	820	Partial discoloration of the cladding.
702-1	3.26	63.7	176	1350	Discoloration of the whole cladding active region. Partial oxide spalling.
702-5	3.42	68.9	190	1300	Ditto.
702-4	3.71	77.8	215	1550	Melting in the cladding lower portion with penetrating hole.
702-3	4.00	87.2	241	1740	Ditto.
702-6	3.42	68.9	190	1280	Discoloration of the whole cladding active region. Partial oxide spalling.
702-7	3.71	77.8	215	—	Ditto.
702-9	3.71	78.1	216	1240	Ditto.
702-8	4.00	85.4	236	1670	Melting in the cladding lower portion with penetrating hole.
702-10	3.26	63.7	176	1400	Discoloration of the whole cladding active region. Partial oxide spalling.
702-11	3.42	71.0	196	1460	Ditto.
702-12	3.71	78.3	216	1290	Ditto.

Table 2.3.4 Comparison of the failure thresholds
of NSRR standard test UO_2 fuel,
Phase 1 test mixed oxide fuel and
Phase 2 test mixed oxide fuel.

(1) Fuel Failure Threshold Energy Deposition at Axial Center

Standard UO_2 Fuel:	253 - 264 cal/g
Phase 1 (U,Pu) O_2 Fuel:	255 - 260 cal/g
Phase 2 (U,Pu) O_2 Fuel:	215 cal/g

(2) Fuel Failure Threshold Energy Deposition at Failure
Location Considering Axial Power Distribution

Standard UO_2 Fuel (1.06):	268 - 280 cal/g
Phase 1 (U,Pu) O_2 Fuel (1.1):	280 - 286 cal/g
Phase 2 (U,Pu) O_2 Fuel (1.3):	280 cal/g

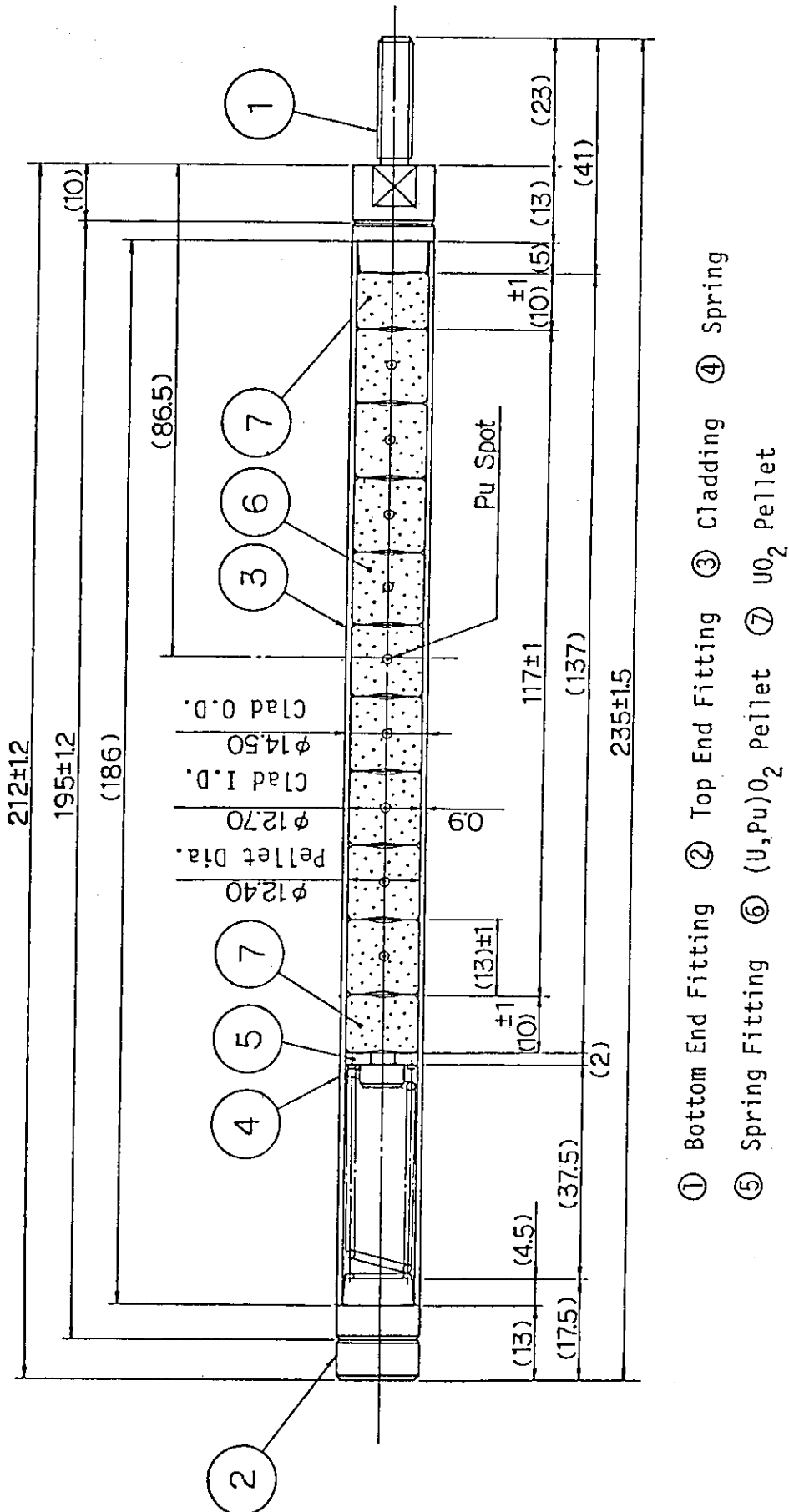


Fig. 2.3.1 Mixed oxide fuel rod for Phase 2 test.

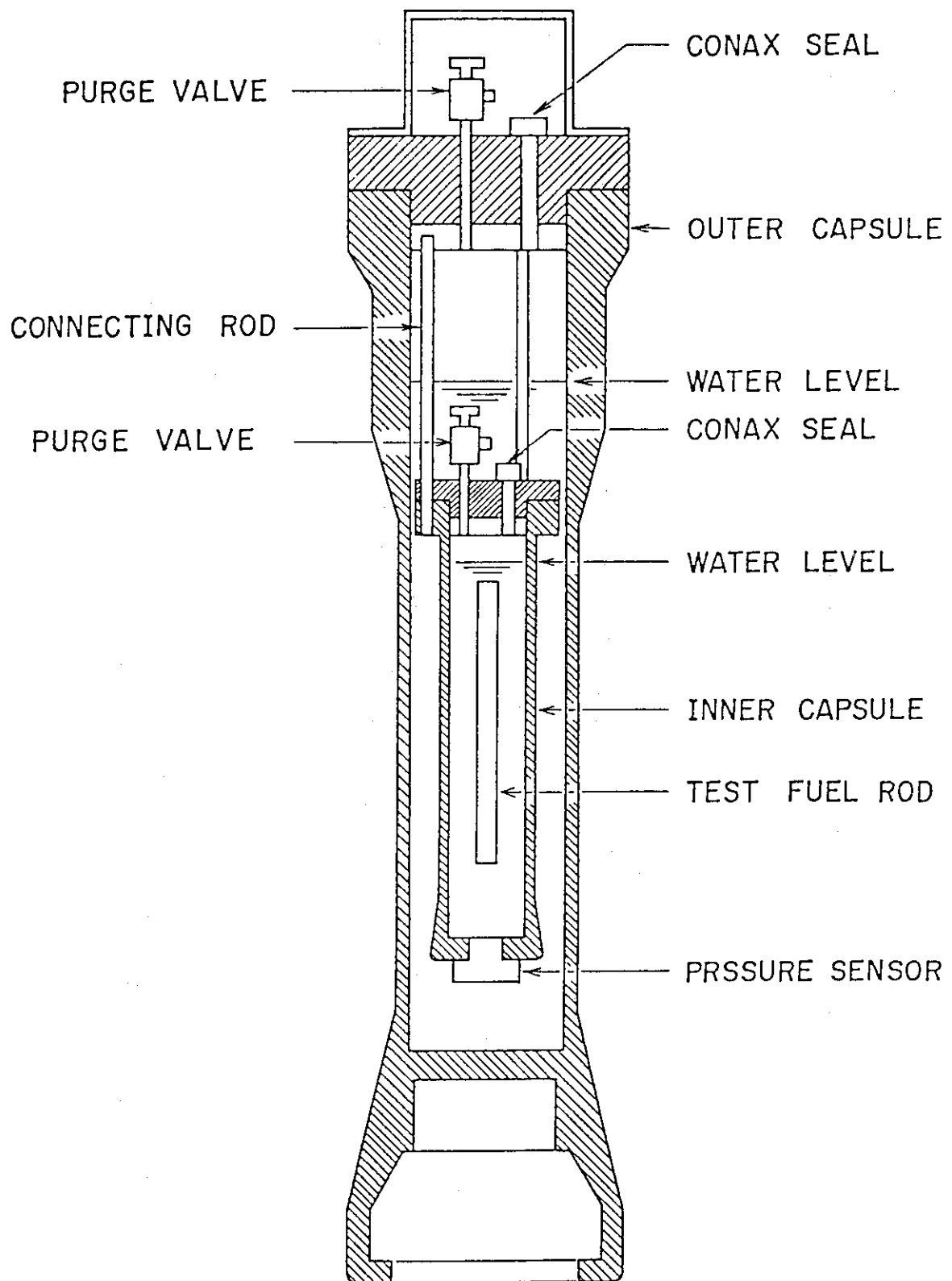
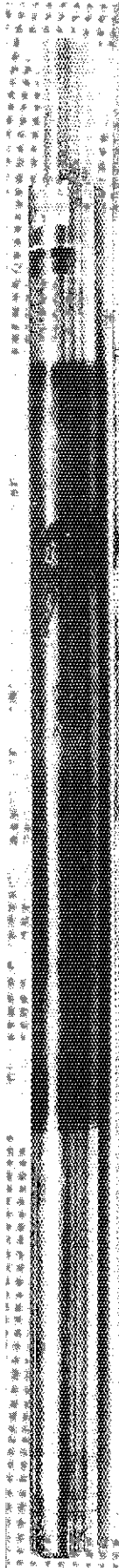
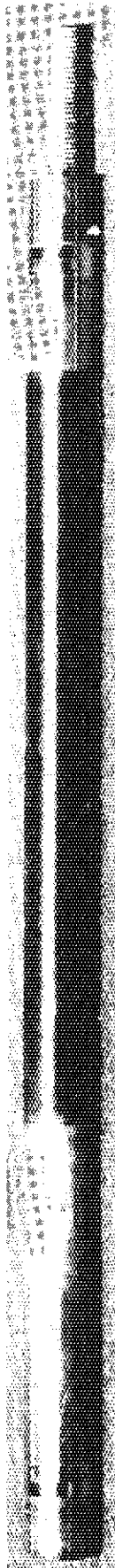


Fig. 2.3.2 Double capsule container for mixed oxide fuel test.

Test 701-4 (250 cal/g)



Test 701-2 (188 cal/g)



Test 701-8 (148 cal/g)



Test 701-9 (126 cal/g)

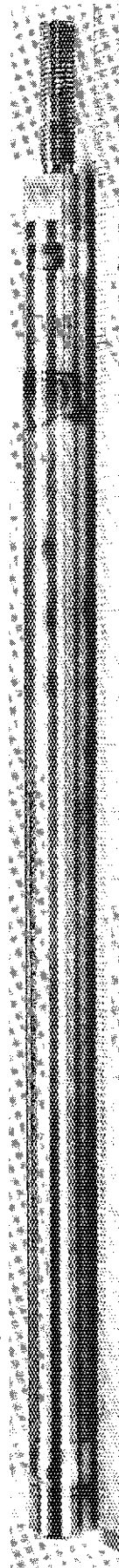
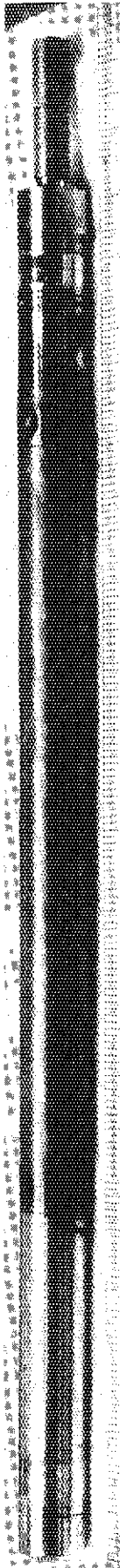
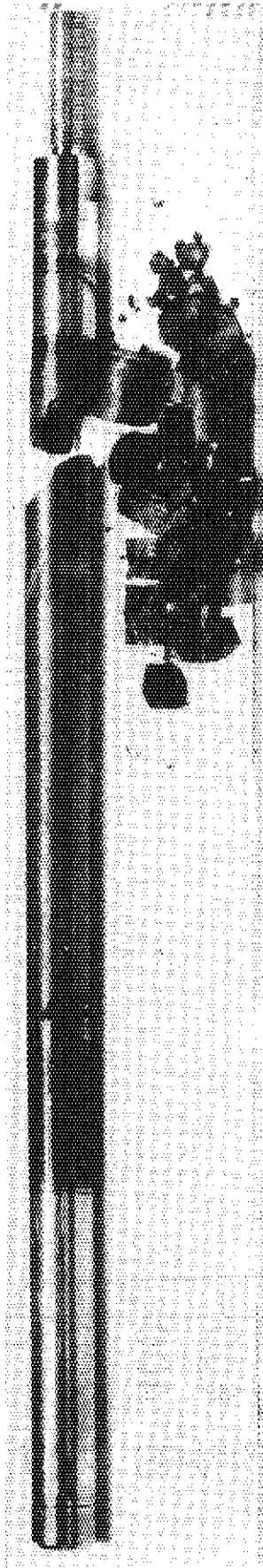


Fig. 2.3.3 Mixed oxide fuel rods after Phase 1 tests. (1)

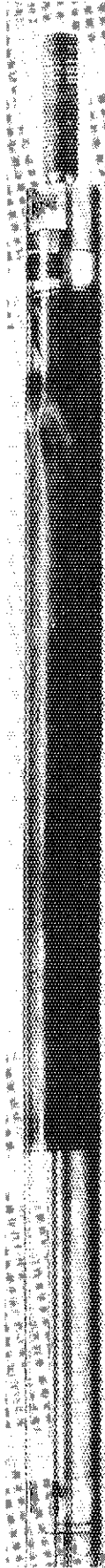
Test 701-10 (286 cal/g)



Test 701-5 (267 cal/g)



Test 701-6 (260 cal/g)



Test 701-7 (255 cal/g)

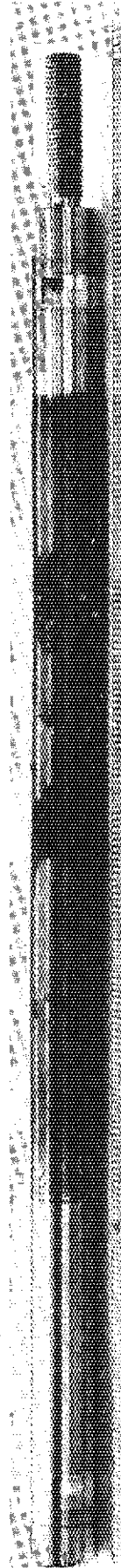


Fig. 2.3.4 Mixed oxide fuel rods after Phase 1 tests. (2)

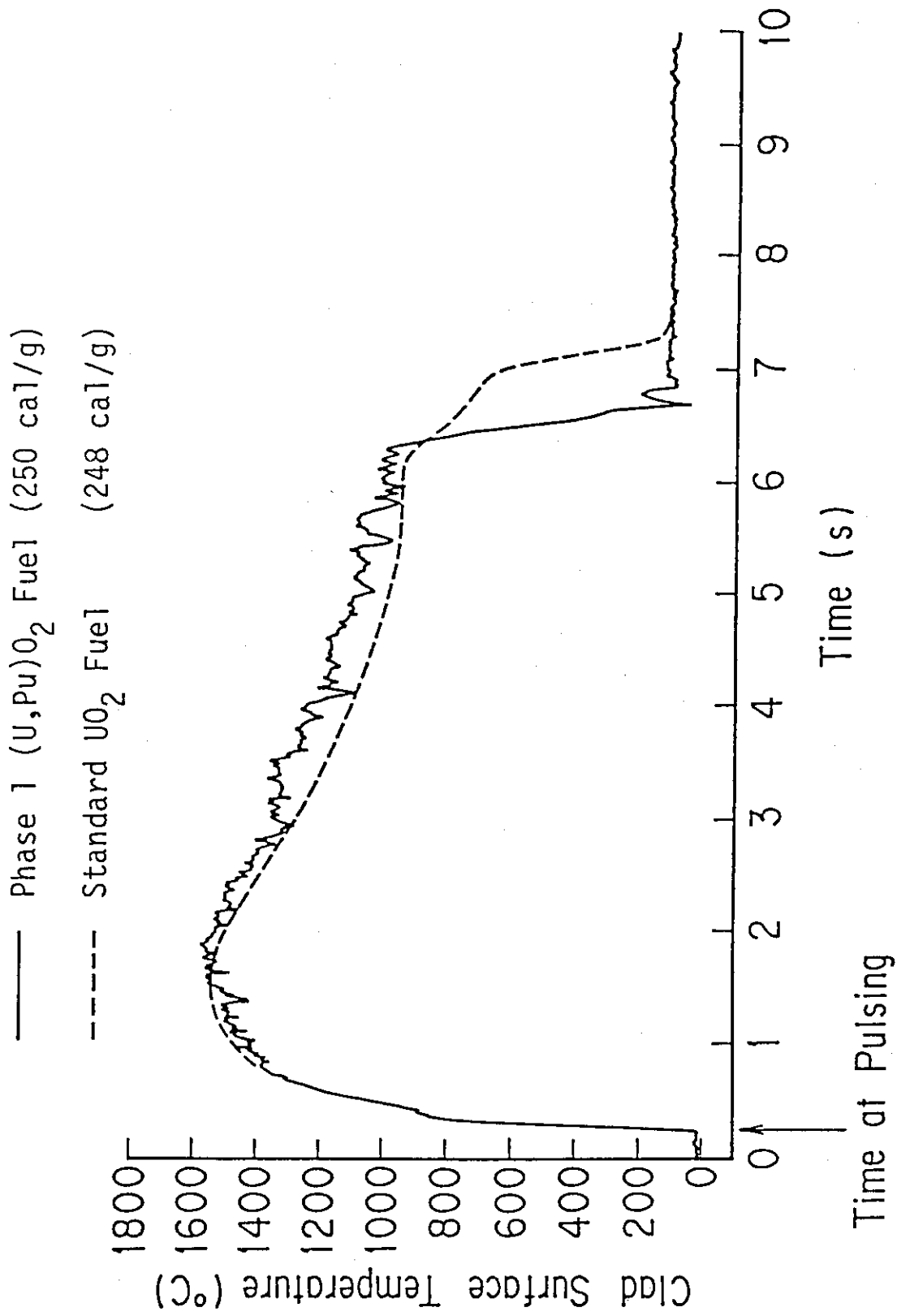


Fig. 2.3.5 Measured clad surface temperatures of mixed-oxide fuel and standard fuel rods.

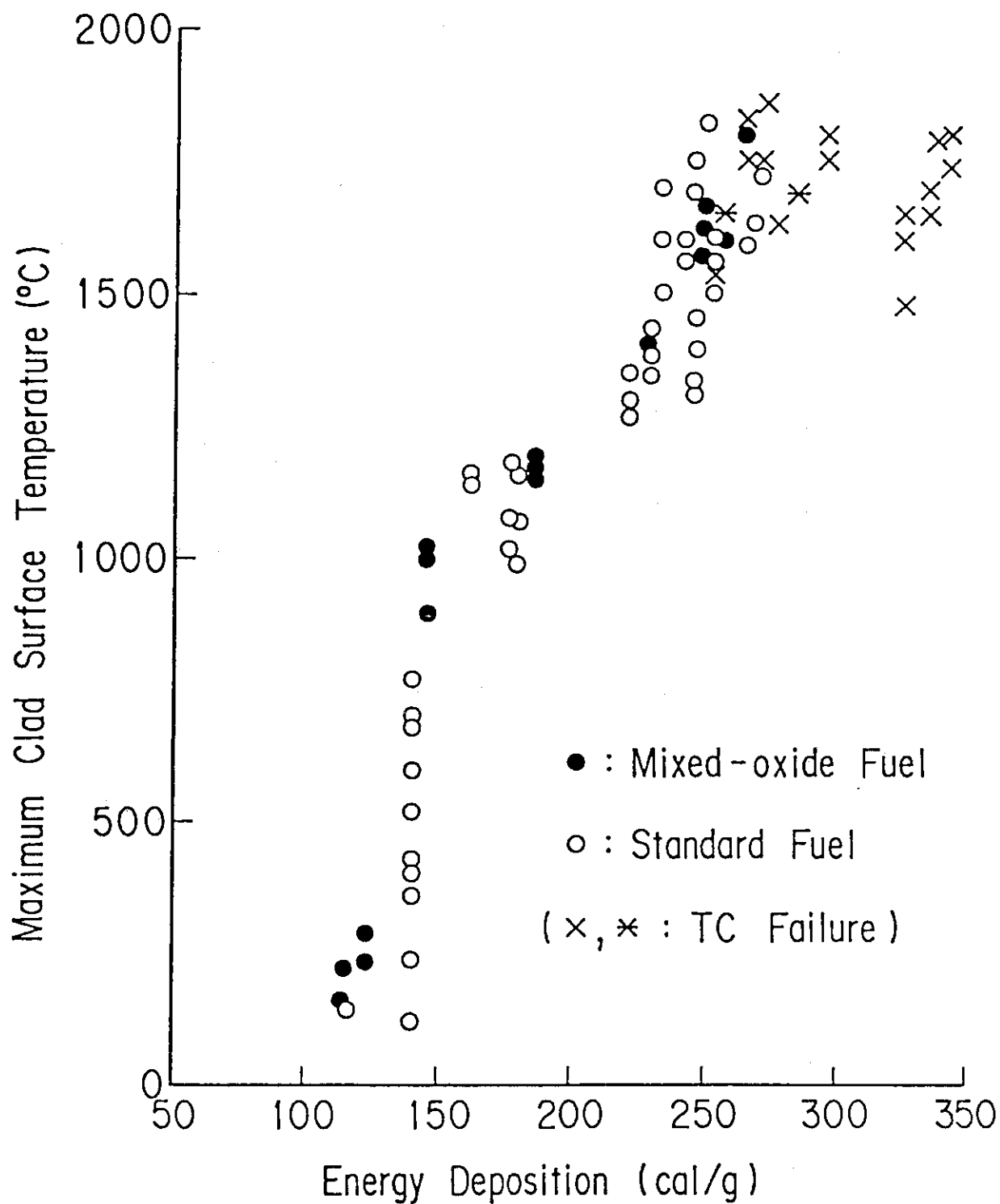


Fig. 2.3.6 Maximum measured clad surface temperature of the mixed-oxide fuel and standard fuel rods versus energy deposition. (Phase 1 tests)

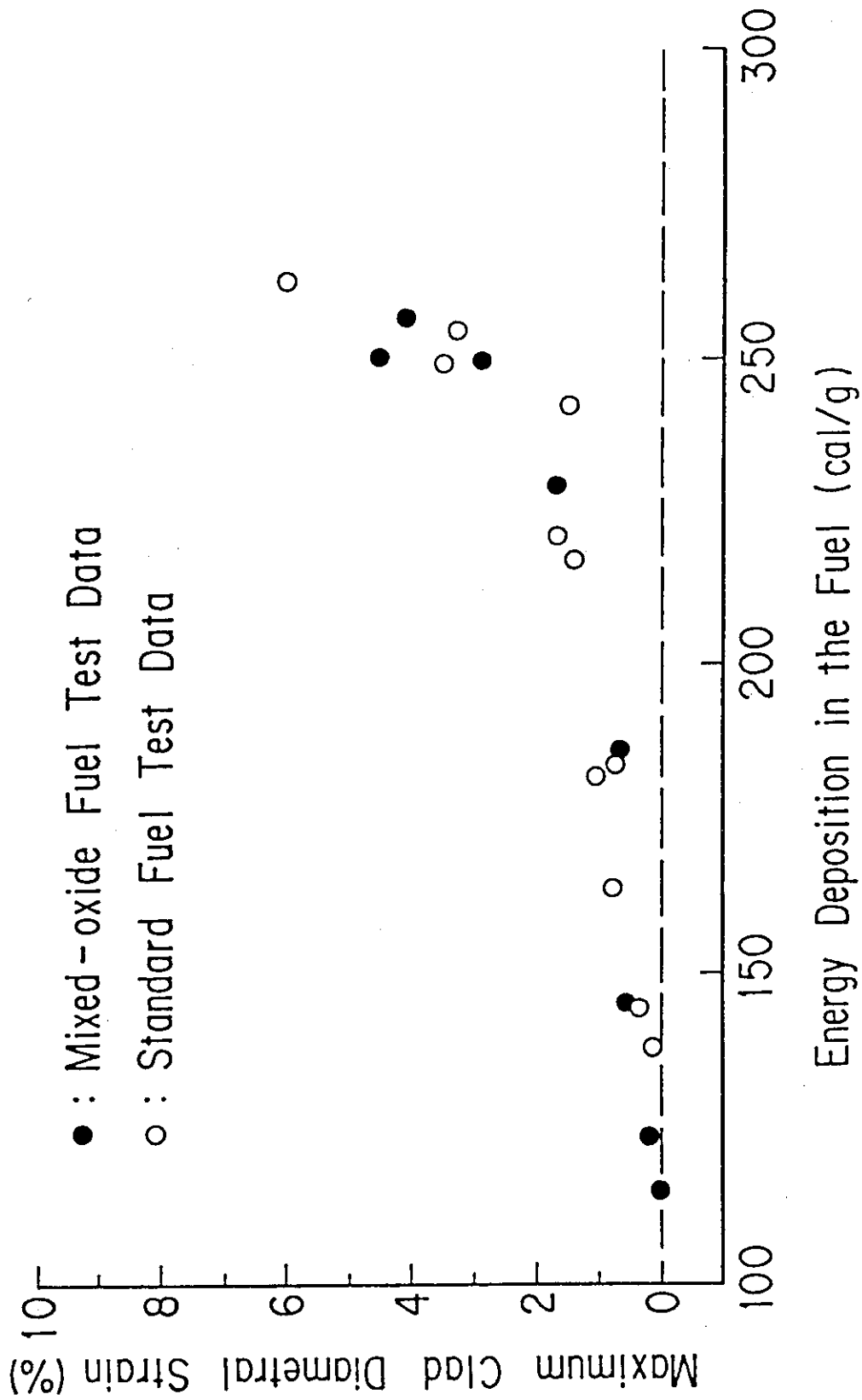


Fig. 2.3.7 Maximum clad diametral strains of the mixed-oxide fuel and standard fuel rods versus energy deposition. (Phase 1 tests)

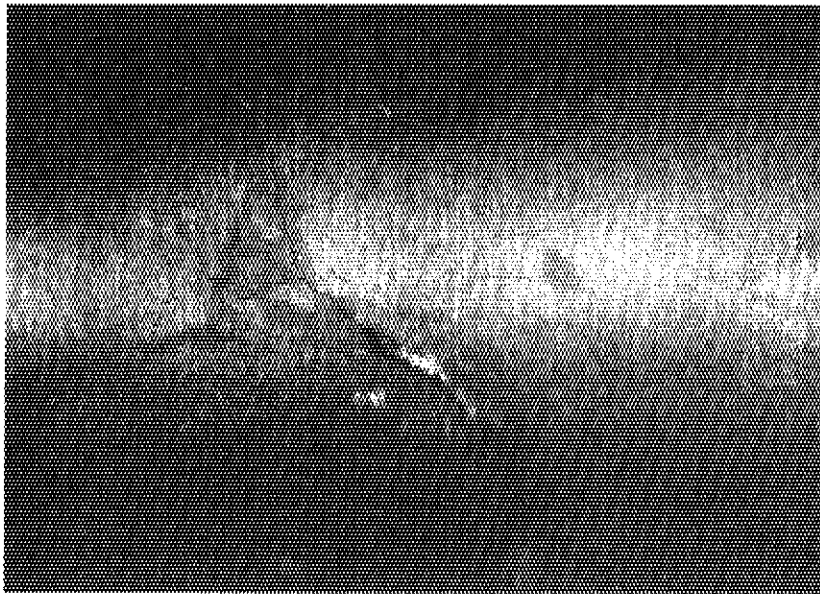
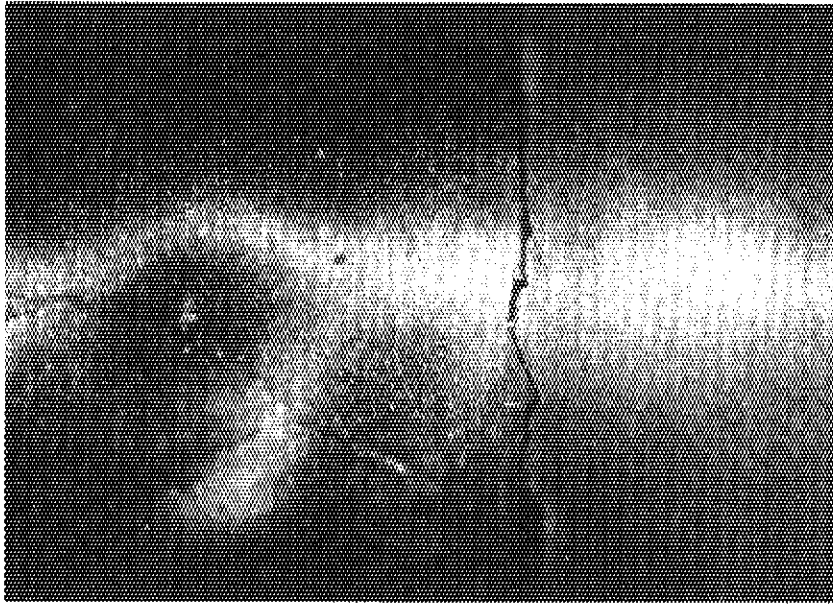


Fig. 2.3.8 Failed region of a mixed-oxide fuel rod after a Phase 1 test at 286 cal/g.

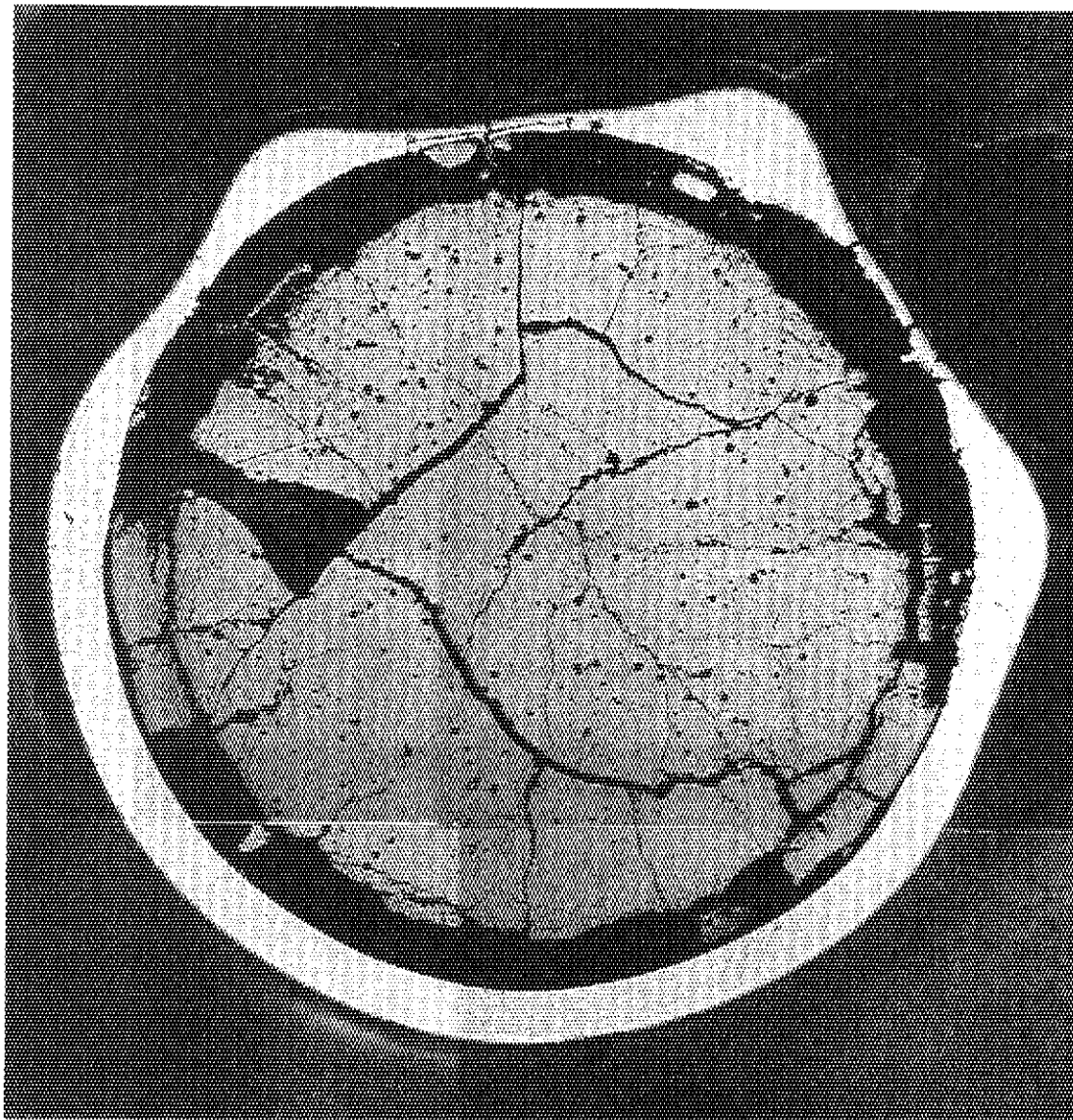
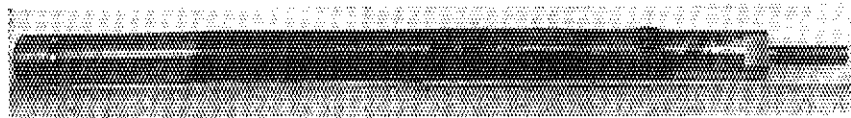
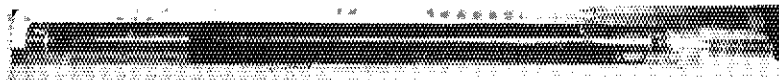


Fig. 2.3.9 Cross-sectional view of the failed region of a mixed-oxide fuel rod after a Phase 1 test at 260 cal/g.



Without Pu Spots - Failed

Test No. 702-4
(215 cal/g)



With 400 μm Pu Spots - Not Failed

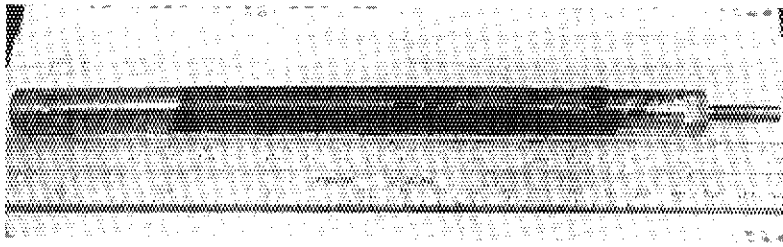
Test No. 702-9
(216 cal/g)



With 1100 μm Pu Spots - Not Failed

Test No. 702-12
(216 cal/g)

Fig. 2.3.10 Overall views of mixed-oxide fuel rods tested
at 215 and 216 cal/g in Phase 2.



Test 702-4

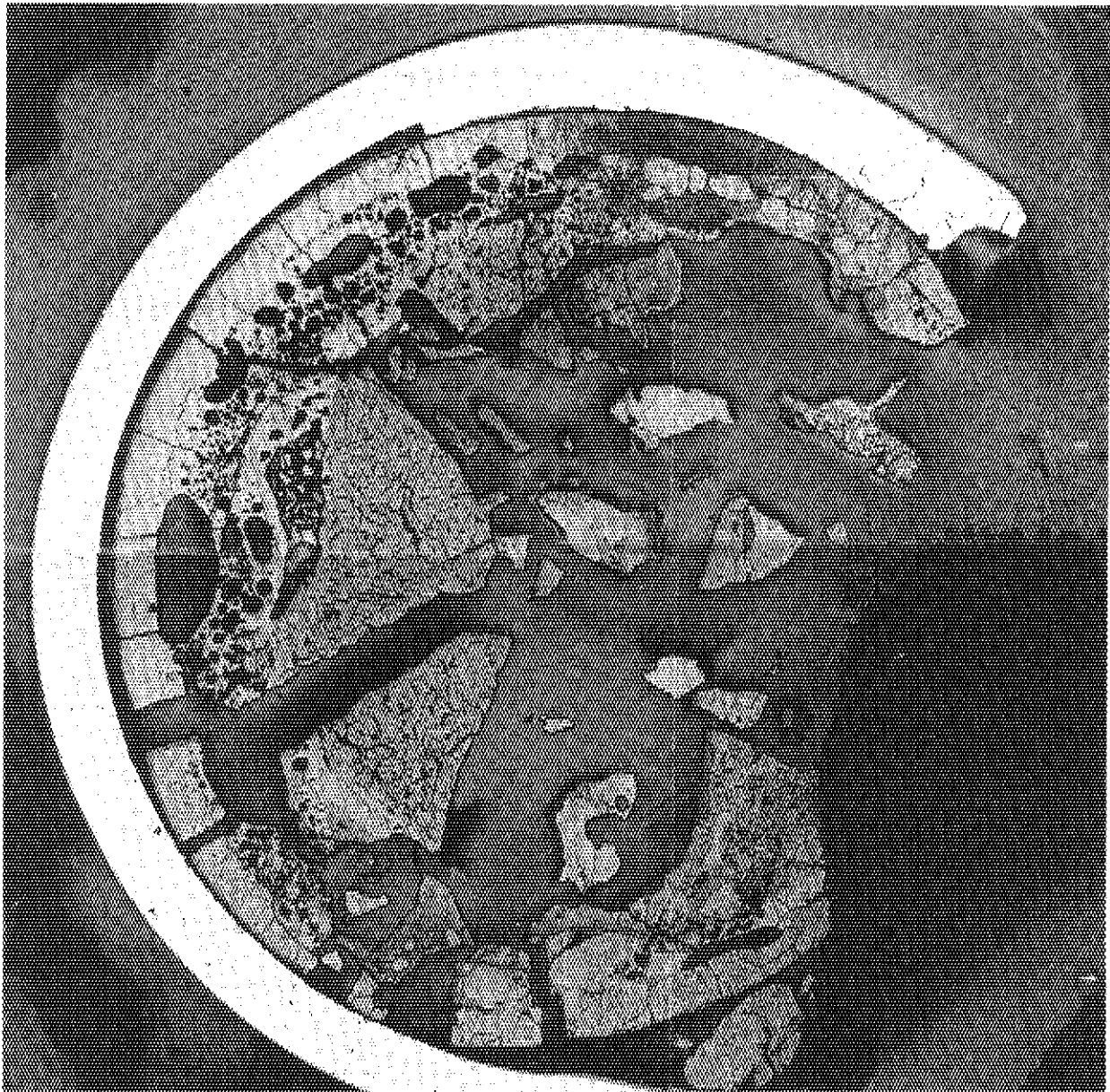


Fig. 2.3.11 Overall and cross-sectional views of a mixed-oxide fuel rod without Pu spots failed in a Phase 2 test at 215 cal/g.

Test 702-8

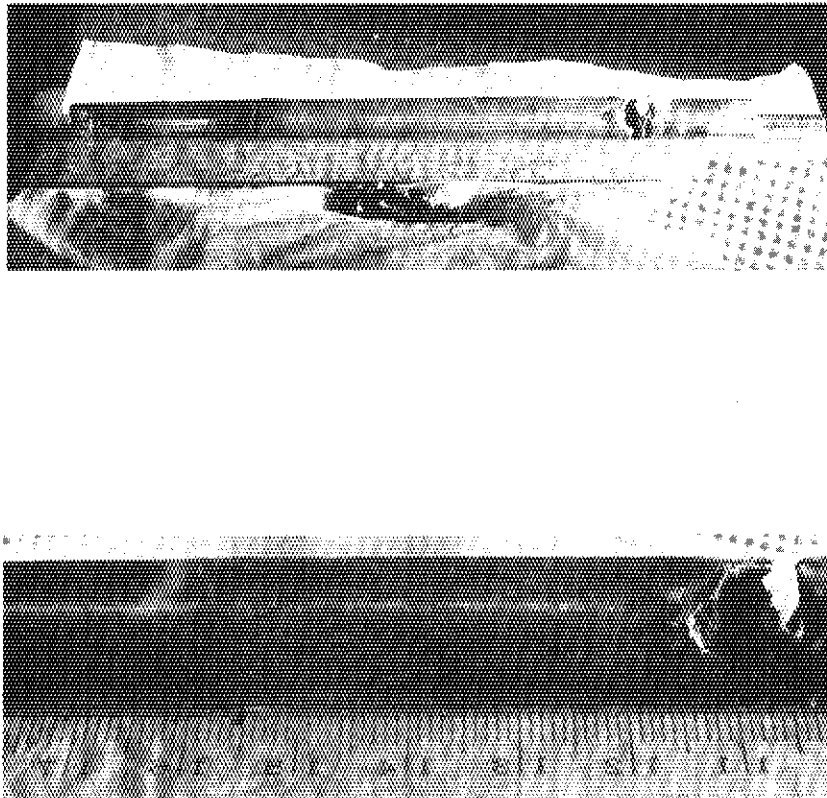


Fig. 2.3.12 Overall and enlarged views of a mixed-oxide fuel rod with 400 $\mu\text{m}\phi$ Pu spots failed in a Phase 2 test at 236 cal/g.

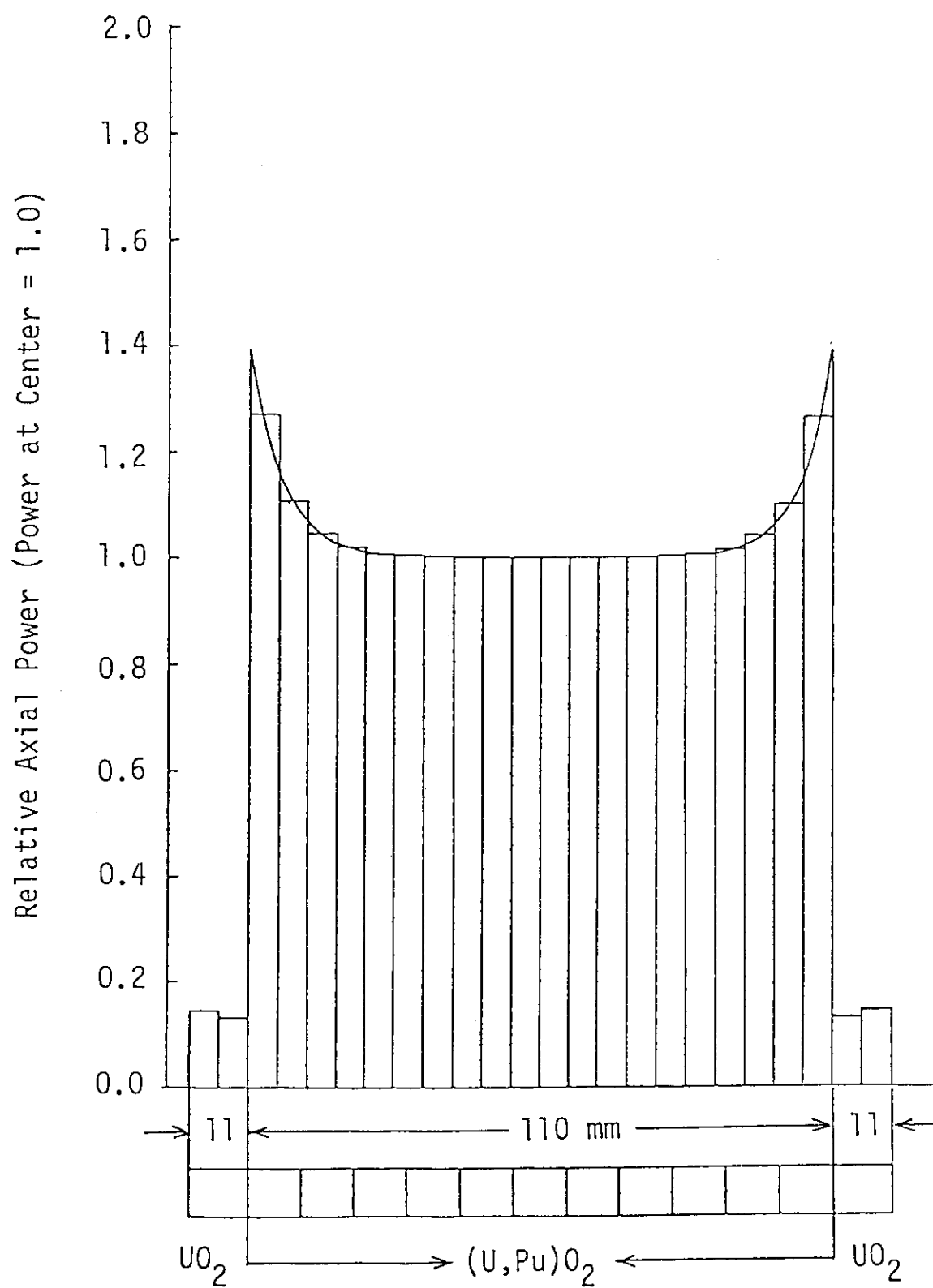


Fig. 2.3.13 Calculated axial power distribution in a $(\text{U,Pu})\text{O}_2$ fuel rod for Phase 1 test.

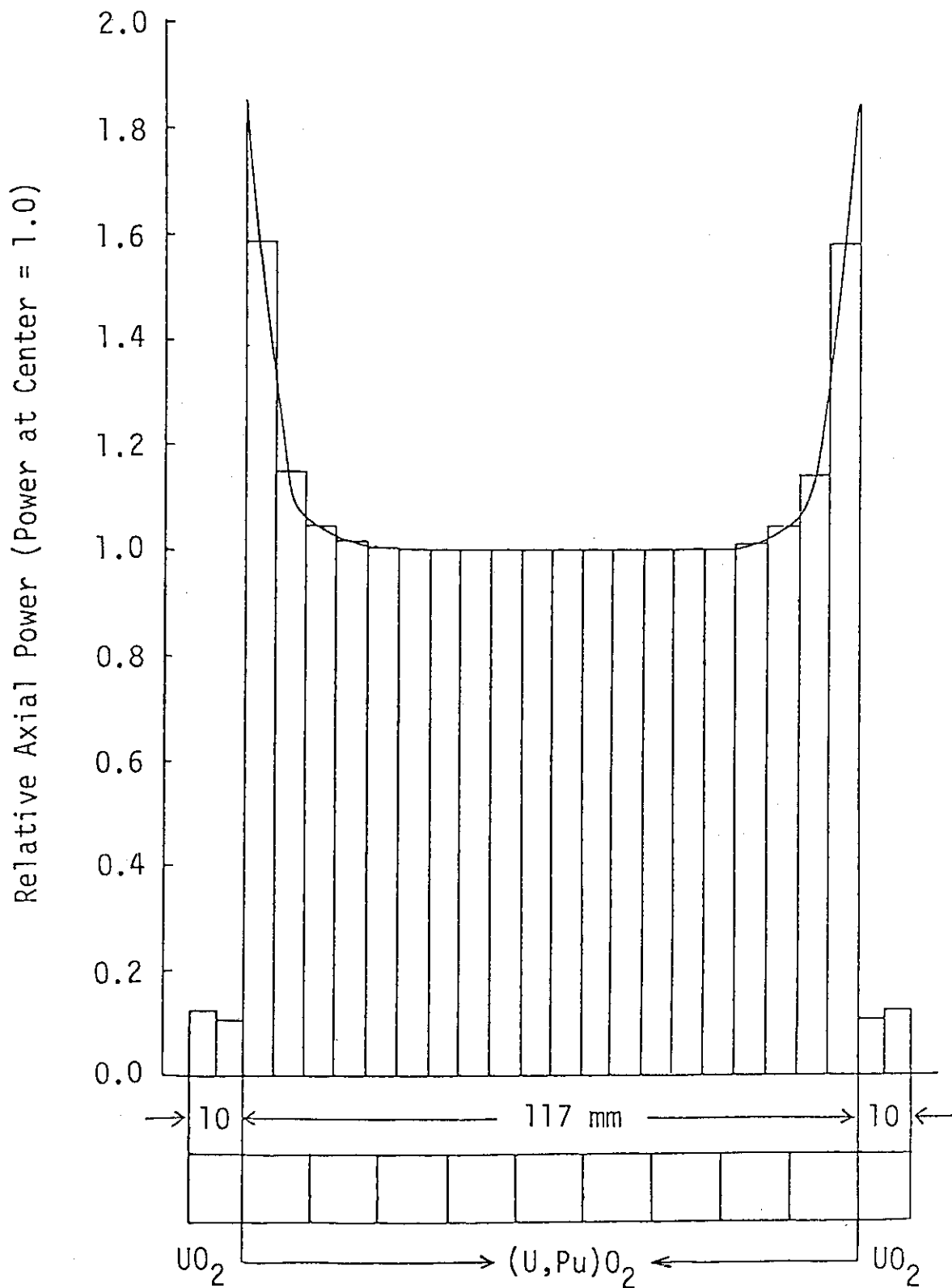


Fig. 2.3.14 Calculated axial power distribution in a $(\text{U,Pu})\text{O}_2$ fuel rod for Phase 2 test.

2.4 その他

2.4.1 破壊力測定実験（藤城 俊夫，柳原 敏）

(1) 概要

本実験シリーズの目的は、燃焼の進んだ燃料（バーンアップ燃料）による実験に使用する実験カプセル設計のための基礎データを得る事である。前期に引き続き、試験容器としては、バーンアップ燃料実験に使用する照射カプセルを模擬するため二重容器構造のものを使用し、予加圧した試験燃料を用いて燃料初期圧の上昇が、燃料破損時の破壊力発生にどのような影響があるかを調べた。

今期は前期よりさらに広い範囲の燃料内圧の違いによる影響を知るために、非加圧燃料及び初期内圧 4.0～8.5MPa の加圧燃料を用い、計 6 回の実験を実施した。

(2) 実験方法

Fig. 2.4.1 に本実験に使用した実験カプセル及び実験計装の概要を示す。内部カプセルは、内径 72mm、内りの高さ 480mm の円筒容器で、胴部の肉厚は 2.4mm とした。試験燃料は、この内部カプセルの中央に燃料中心が NSRR 炉心中心と一致させるように固定した。外部カプセルには従来の大気圧カプセルを用い、内径は 120mm、内りの高さは 800mm であり、この中で、内部カプセルは上蓋の下面から 3 本の支持棒により吊り下げる形に固定した。

実験計装としては、内部カプセル底及び上蓋に圧力変換器を取付け、これによって燃料破損時に発生する衝撃圧力及び内部カプセル内の水塊が吹上げられ、カプセル上部のガスを急速に圧縮して生ずる水撃圧力とを測定した。また、カプセルの変形応答を知るために、内部カプセル及び外部カプセルの各所に歪ゲージを取付け、動的な歪を測定した。また、参考データとして、カプセル内各部の水温も測定している。

(3) 実験結果および考察

Table 2.4.1 に前期までに実施した結果と共に今期に実施した実験結果の概要を示す。この表の中で今期実施したのは、Test 260-7 から Test 260-8 までの計 6 回である。Test 260-7 及び 260-8 によって、初期内圧 5MPa までのデータを追加し、さらに、燃料内圧の影響を明確にするために初期内圧を 8.5MPa と極端に大きくした燃料による Test 260-9 及び初期内圧を 0.1MPa とした Test 260-10、260-11 を行った。また、Test 260-12 は、燃料の濃縮度の影響を調べるために濃縮度 10% の燃料によって行ったものであるが、計測器の不調により、カプセル上部の圧力 P_2 、 P_3 のデータは得られなかった。

Fig. 2.4.2 はカプセル底で測定した燃料破損と共に生じる衝撃圧力 P_1 のピーク値を燃料初期内圧に対してプロットしたものである。これから、燃料初期内圧が 4MPa 位までは内圧の影響はあまり認められず、内圧が 5MPa 以上で初めて内圧の影響と思える高い衝撃圧力が生じた。ただし、内圧 5MPa の場合においても、発熱量が $460\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ 以下では初期圧の影響は現れず、発熱量 $493\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ の場合にのみ大きな衝撃圧力が生じた。この発熱量が大きい場合の衝撃圧力の発生は、他とは少し様相が異なっており、まず、パルス照射直後に第 1 の圧力パルスが生じ、これから約 30ms 遅れて第 2 の圧力パルスが生じた。第 1 の圧力パルスのピーク値は、発熱量が $460\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ 以下の場合に生じたものと大差なかったが、第 2 の圧力パルスが

非常に大きな値となっている。燃料初期内圧を 8.5MPa とした燃料の場合には、パルス照射直後に鋭くかつ高い圧力パルスが生じ、それに引き続いてより幅の広い圧力パルスが生じた。

Fig. 2.4.3 は、カプセル上部のプレナムガス（空気）の圧縮仕事から評価した機械エネルギー転換率を燃料初期内圧に対してプロットしたものである。これに関しても、衝撃圧力ピーク値の場合と同様に内圧が 4MPa 以下では影響は比較的小さく、5MPa 以上で内圧上昇に伴う機械的エネルギー転換率の上昇が明確になってくる。また、濃縮度の影響については、今回の実験結果を見る限りでは有意な差は認められなかった。

以上の結果から、衝撃圧力及び水撃力のいずれも燃料初期内圧が 4MPa 位までは、燃料内圧による影響はあまり明確ではないが、5MPa 以上になると内圧上昇に伴って上昇してゆく傾向にある事が明らかになった。

照射済燃料実験用カプセルの構造設計は、照射済燃料を用いて行った米国 SPERT 実験結果と上記の加圧燃料実験の結果に基づいて行う事になっている。ただし、NSRR 実験で使用する照射済燃料の初期内圧は、最も燃焼度の進んだもので高さ 4MPa であるので、内圧の影響を知る目的で実施した 8.5MPa 加圧の実験は、実際の条件とあまり大きく異なっている。従って、設計用のデータベースとしては、5MPa 加圧燃料によるデータまでを採用した。

Fig. 2.4.4 及び Fig. 2.4.5 は、前期に実施したデータに今期のデータを加えて作成した照射済燃料実験カプセル用の設計用データベースと設計曲線を示したものである。設計曲線は、従来の NSRR 実験カプセル設計において採用されている方法と同じくデータ点を包絡するように定めたが、従来の未照射燃料実験用カプセルに対する設計曲線に比べ、衝撃圧力に対しては少しこれを上まわる曲線となり、また、機械的エネルギー転換率に対しては、設計曲線は変わらないが、発熱量が $320 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 以下の場合に対しても従来の曲線を延長させた形となっている。

Table 2.4.1 Summary of major test conditions and results.

Test No	Fuel Rod Pressure (MPa)	Fuel Enrichment (%)	Energy Deposition (cal/gUO ₂)	Capsule Pressure (MPa)			Mechanical Energy Conversion Ratio (%) **
				P1	P2	P3	
260-01	0.1	20	140	--	--	--	Fuel did not fail.
260-02	3.0	20	363	0.66	0.45	0.35	0.04
260-03	3.0	20	454	3.83	12.40	6.80	0.18
260-04	3.0	20	499	4.61	14.80	4.85	0.17
260-05	5.0	20	456	3.38	4.22	2.05	0.11
260-06	5.0	20	493	3.92 21.00+	5.73 58.50+	1.93 --	0.12 0.28+
260-07	5.0	20	402	1.78	2.46	1.93	0.15
260-08	4.0	20	404	2.41	1.11	1.10	0.10
260-09	8.5	10	414	28.3	77.7	74.0	0.43
260-10	0.1	20	388	3.25	1.40	1.50	0.08
260-11	0.1	20	460	3.06	5.25	3.35	0.13
260-12	5.0	10	392	4.20	--	--	--
261-01	Wtlgd*	10	206	--	--	--	Fuel did not fail.
261-02	Wtlgd*	10	314	3.80	0.60	0.30	0.05

* Waterlogged Rod

** Verified based on P2, assuming adiabatic compression of plenum gas in the capsule.

+ Maximum values of the second pressure pulses

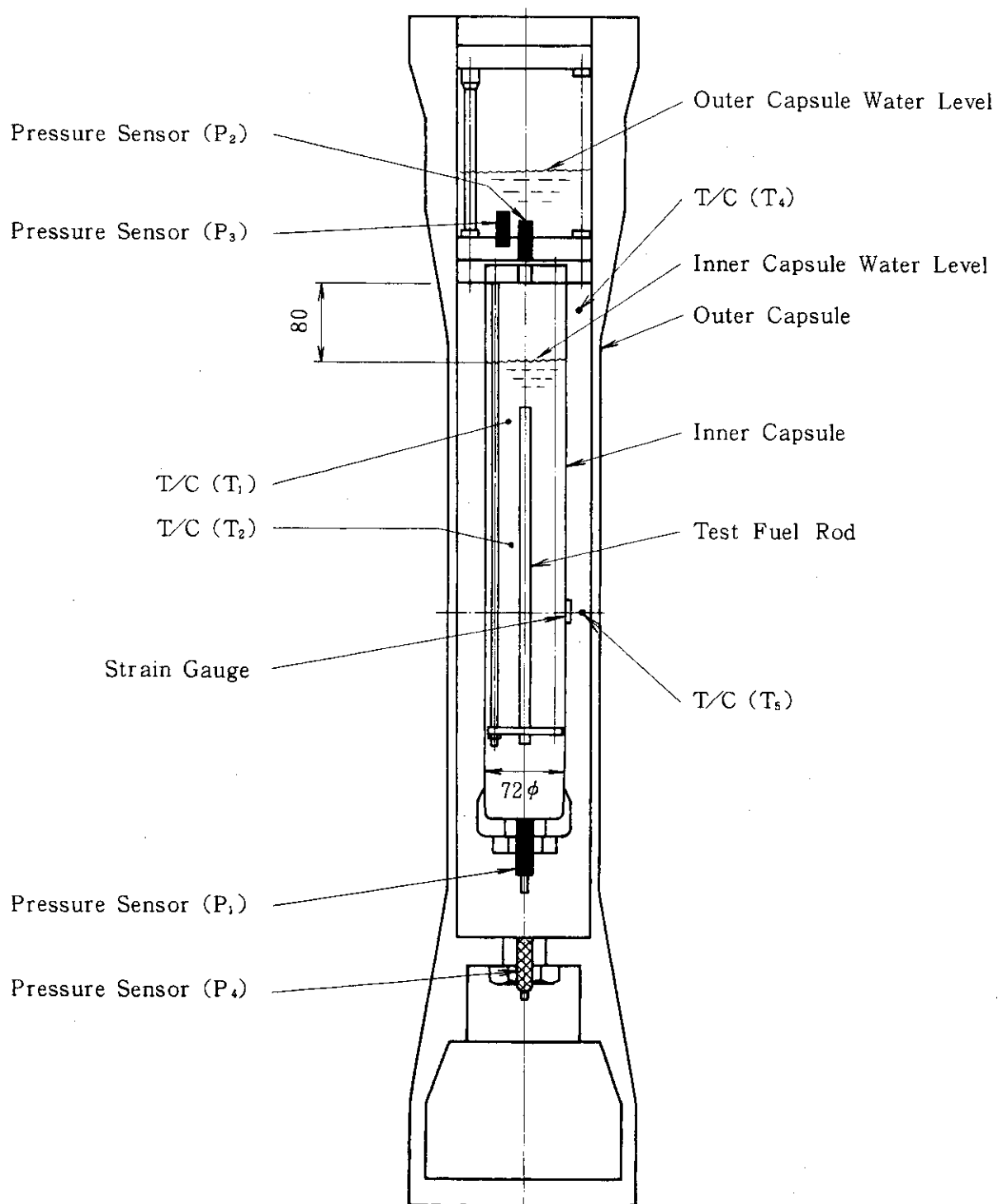


Fig. 2.4.1 Test capsule arrangement and instrumentations.

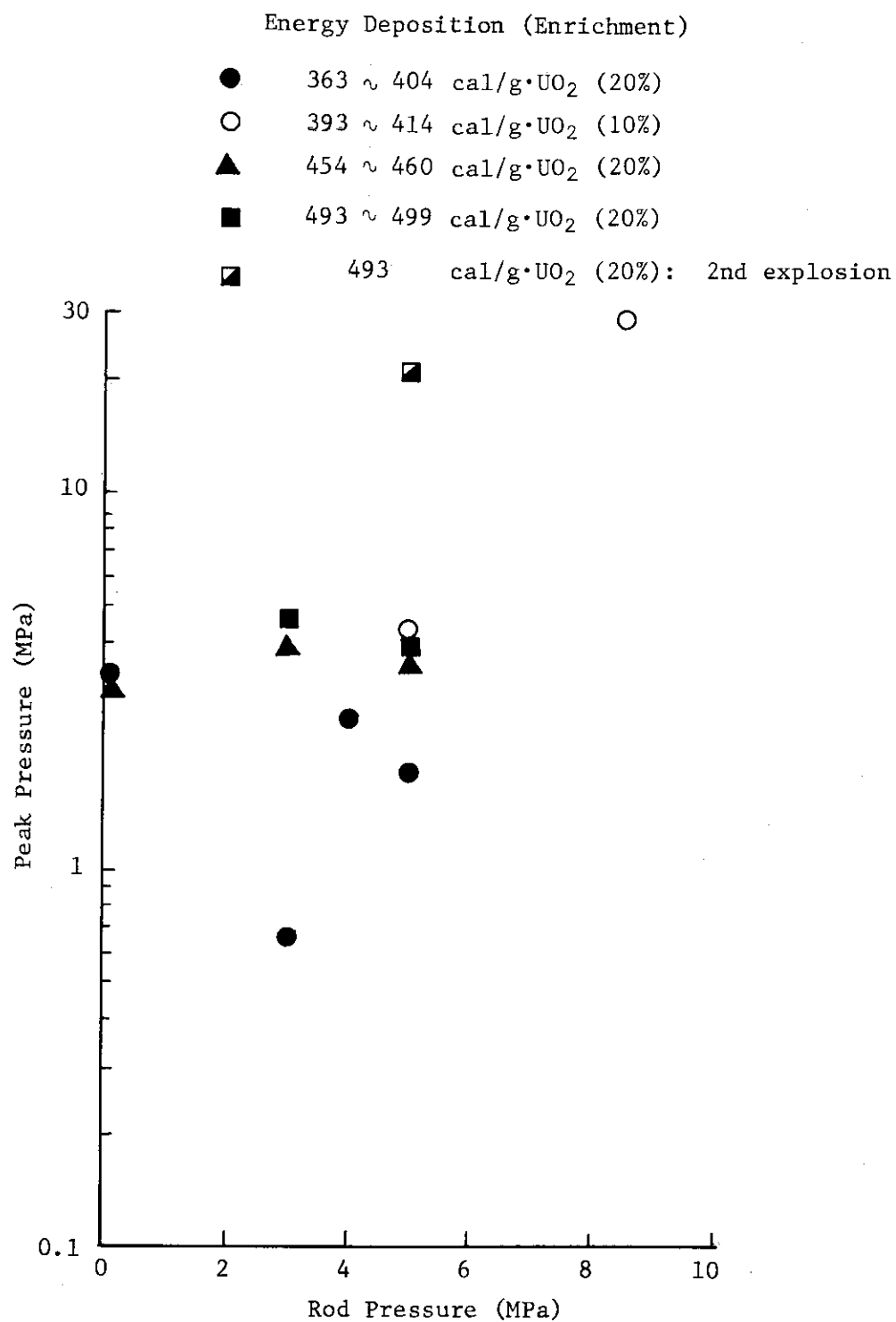


Fig. 2.4.2 Peak pressure measured at capsule bottom plotted as a function of fuel rod pressure.

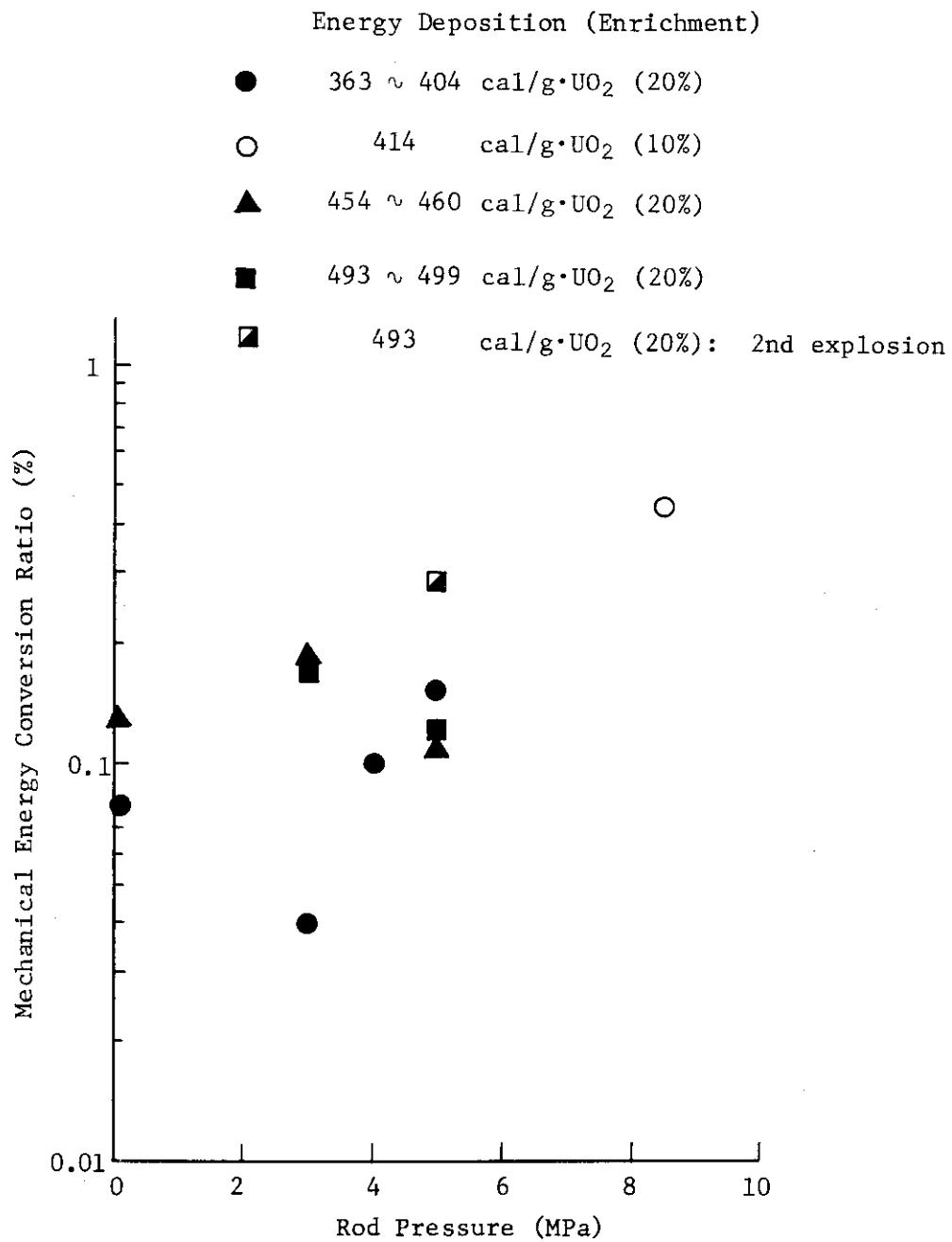


Fig. 2.4.3 Mechanical energy conversion ratio plotted as a function of fuel rod pressure.

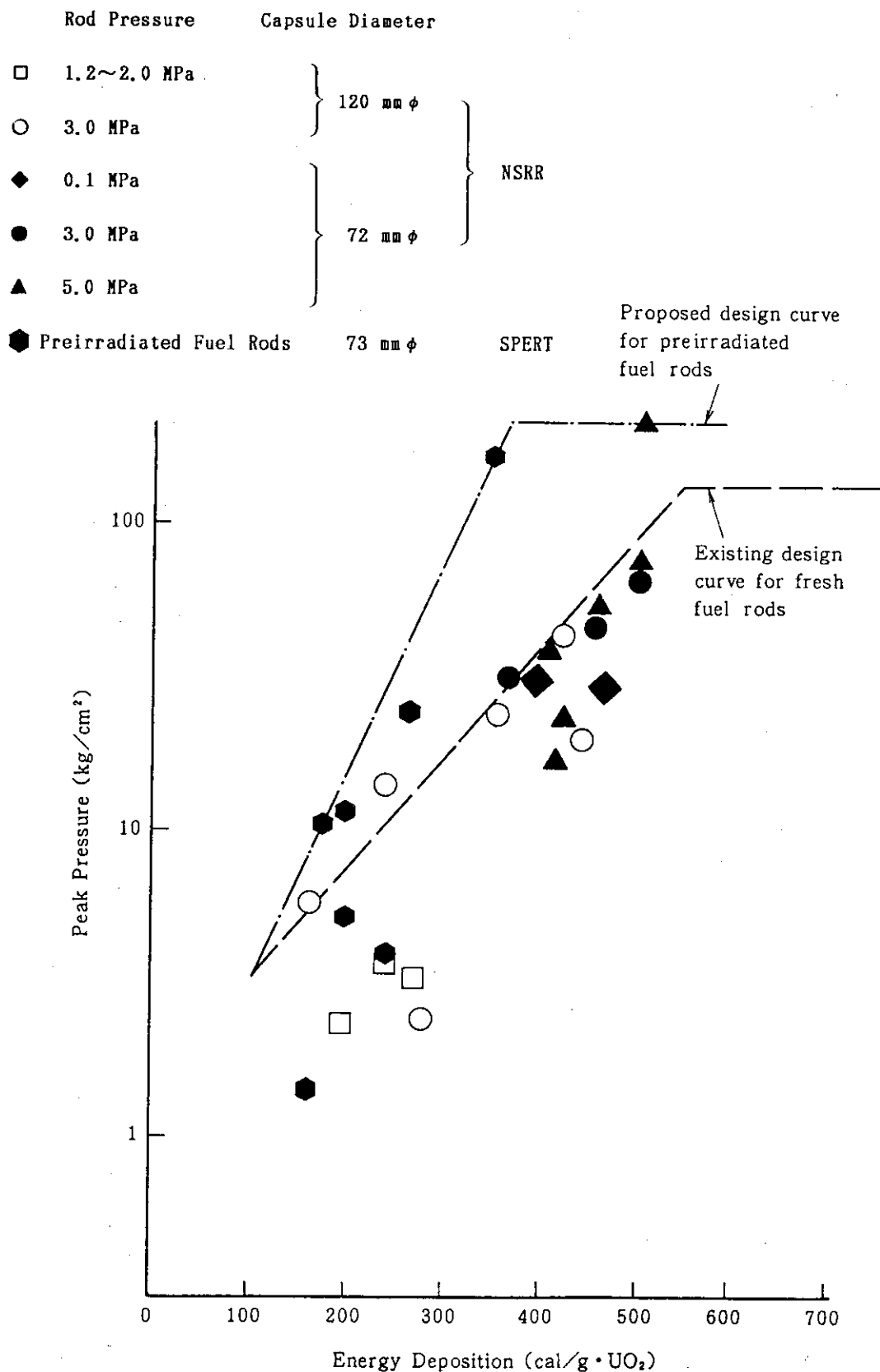


Fig. 2.4.4 Design curves for peak pressure and measured data plotted as a function of energy deposition.

Rod Pressure	Capsule Diameter		
□ 1.2~2.0 MPa	}	120 mm ϕ	} NSRR
○ 3.0 MPa			
◆ 0.1 MPa	}	72 mm ϕ	
● 3.0 MPa			
▲ 5.0 MPa			
◆ Preirradiated Fuel Rods		73 mm ϕ	SPERT

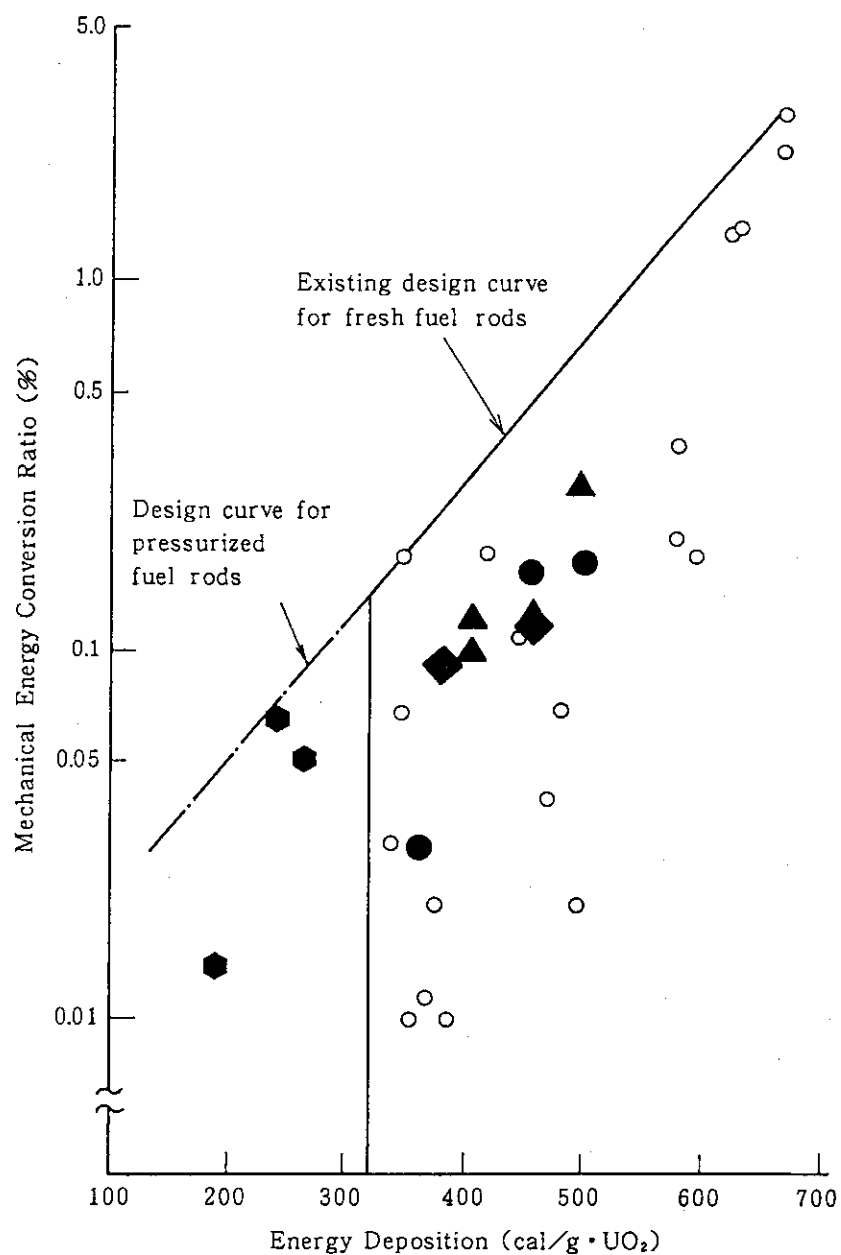


Fig. 2.4.5 Design curves for mechanical energy conversion ratio and measured data plotted as a function of energy deposition.

2.4.2 変形量測定実験（中村 武彦，石島 清見）

本実験シリーズは反応度事故時の燃料棒の変形挙動を観察し、モデル化を図るために行われており、バルーニングによる被覆管の大変形を測定する為のセンサ開発実験（Test No. 251シリーズ）、PCMIによる被覆管の微小変形を測定するためのセンサ開発実験（Test No. 252シリーズ）、及び、歪ゲージを直接被覆管にはり付けて行う被覆管歪測定実験（Test No. 253シリーズ）に分類される。今期は、大変形測定実験を1回（Test No. 251-3）、小変形測定実験を2回（Test No. 252-3, 5）、及び、被覆管歪測定実験を2回（Test No. 253-11, 13）行った。

(1) 大変形測定実験（251シリーズ）

① 概 要

本実験では、前回までの歪ゲージを利用した変形センサではなく、LVDT（Linear Valuable Differential Transformer）を利用した変形センサを使用し、加圧燃料のふくれ挙動の測定を試みた。実験の結果変位センサは、0.2～0.3mmのふくれを記録し、照射後に行った燃料の寸法測定の結果とほぼ一致した。

② 実験方法

試験燃料は、10%濃縮ペレット3個とその両端に5%濃縮のペレットを1個ずつ配した短尺型のものを用い、初期内圧を1.3MPaに加圧した。有効発熱部中央に3方向から大変形センサを取り付けた。今回使用したセンサは、LVDTのコアを連結棒と接続板を介し被覆管表面に直接溶接する形式であり、バネなどで押し付ける形式のセンサと異なり、バネ定数に依存する振動の問題がない。その他、Fig. 2.4.6に示す様に熱電対を3対と燃料内圧計を取り付け、試験燃料には約200cal/g・UO₂の発熱量を与えた。

③ 実験結果

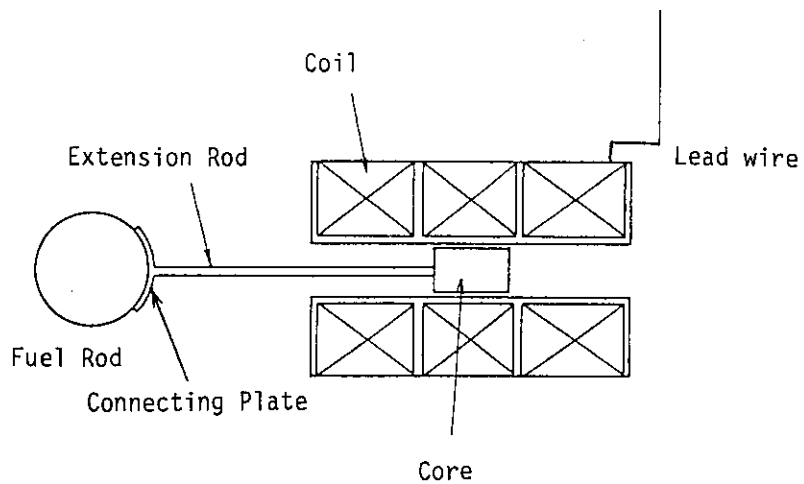
Table 2.4.2に実験結果を要約して示す。被覆管はパルス出力上昇直後からほぼ一定速度で膨張し、0.14～0.31mmに達した。この時の膨らみ速度は0.12～0.24mm/sであった。また、被覆管表面温度は最高1000℃～500℃であった。被覆管の温度履歴とふくれの様子をFig. 2.4.7に示す。試験燃料はFig. 2.4.8に示す様に変形測定部のやや上方で最大ふくれ（ふくれ率14%）となっていた。

④ 検 討

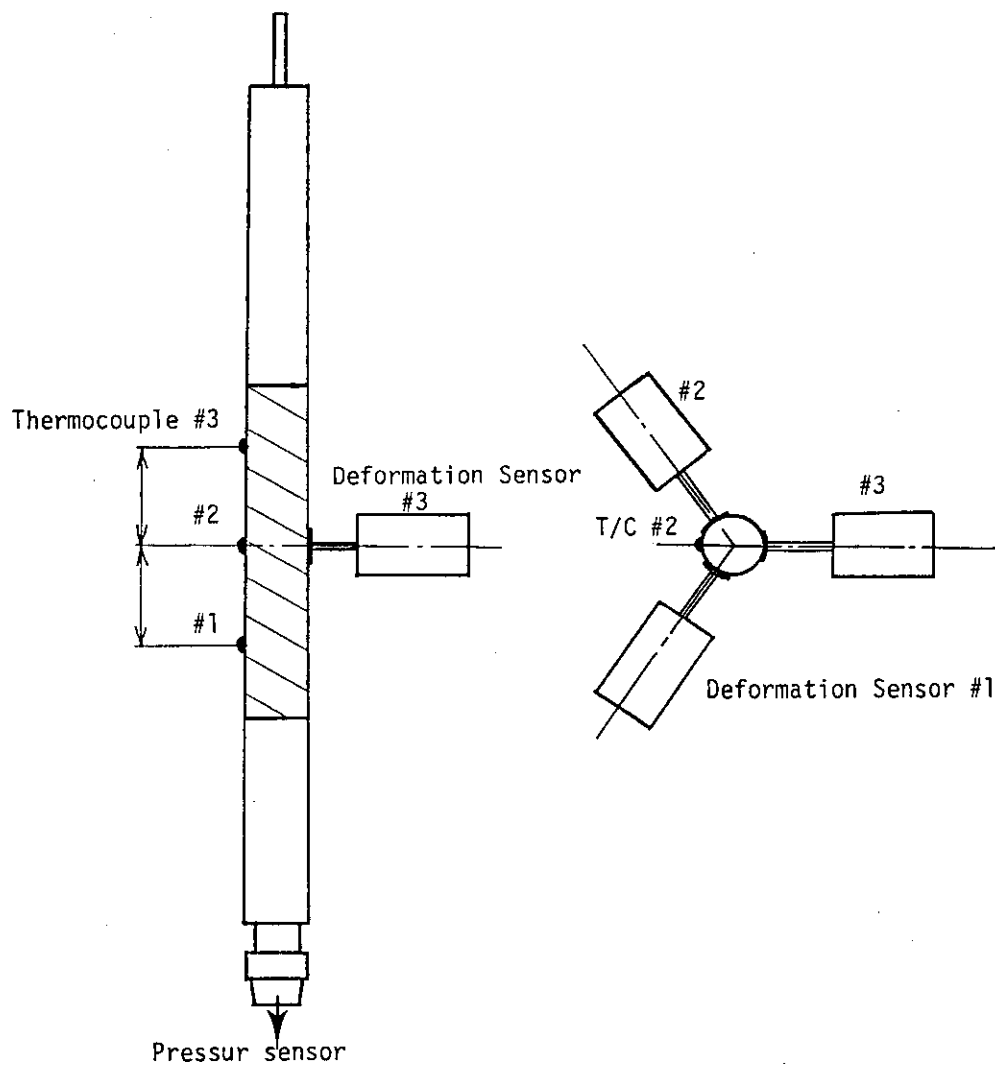
本実験の結果センサの固有振動による誤信号を受けることなく被覆管のふくれ挙動を観測することが出来た。またふくれ速度が過渡ふくれ過程を通してほぼ一定であることが分った。しかし今回の実験では、燃料棒のふくれ量が小さく、また最大ふくれ部が測定部から外れていた為に予定した大きな変形は測定出来なかった。また、変形センサによる過渡ふくれの測定値は、照射後行った寸法測定の値に比べて2倍程度大きい、これは上下に長い接触板を介してセンサを被覆管に取り付けているため、接触板上部のやや大きい変形センサが測定したもののと思われる。この大きな接触板により測定部でのふくれが小さくなる効果も表われており、LVDTのコアを直接被覆管に溶接する方法は基本的には良いが、接触部を小さくする等の工夫が更に必要であろう。

Table 2.4.2 Summary of results in Test No. 251-3

Energy deposition		200 cal/g·UO ₂
Rod initial pressure		1.3 MPa
Max. cladding surface temperature	#1	500°C (0.4 s)
	#2	1000°C (0.8 s)
	#3	800°C (1.4 s)
Cladding deformation	#1 (Transient)	0.31 mm (1.27 s)
	(PIE)	0.35 mm (ΔD)
	#2 (Transient)	0.29 mm (1.52 s)
	(PIE)	0.24 mm (ΔD)
	#3 (Transient)	0.14 mm (1.4 s)
	(PIE)	0.25 mm (ΔD)
Ballooning speed	#1	0.24 mm/s
	#2	0.19 mm/s
	#3	0.12 mm/s



(a) Operating principle of the deformation sensor



(b) Test arrangement

Fig. 2.4.6 Measuring instruments in Test No. 251-3

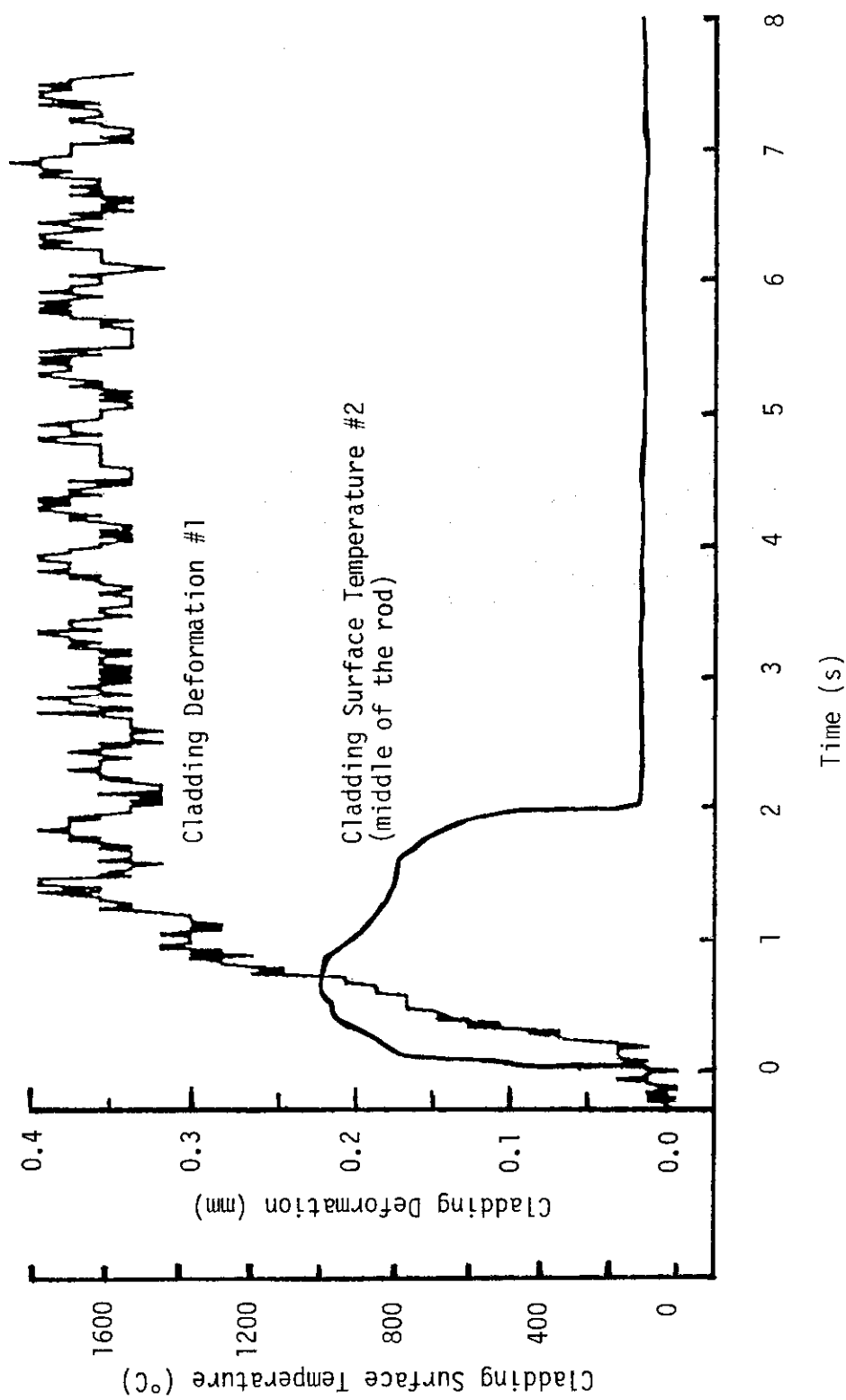


Fig. 2.4.4.7 Transient histories in Test No. 251-3

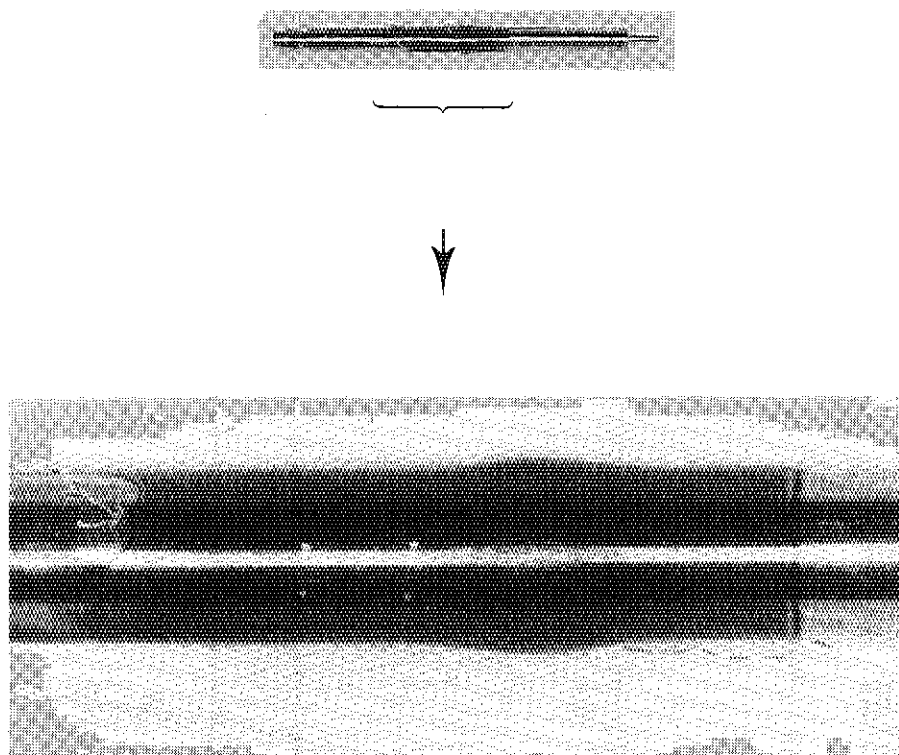


Fig. 2.4.8 Post-irradiation appearance of test fuel rod in Test No. 251-3.

(2) 小変形測定実験 (252 シリーズ)

今期は、歪ゲージタイプの変形センサを用いた実験 (Test No. 252-3) 及び LVDT タイプの変形センサを用いた実験 (Test No. 252-5) の 2 つの実験を行った。2 つのタイプのセンサの原理図を Fig. 2.4.9 に示す。(a) の歪ゲージタイプのセンサは被覆管の変位をダイヤフラムの変形として捉えるもので、延長棒は被覆管に押しつけられる形となっている。一方 LVDT タイプのものは、延長棒を被覆管にネイルヘッド溶接し変形を直接コアに伝える仕組みとなっている。

試験燃料には、Test No. 252-3 及び Test No. 252-5 において、それぞれ $171 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$, $253 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 発熱量を与えた。変形量の測定は、Test No. 252-3 においては問題なく行えたが、Test No. 252-5 では、計装にハイパスフィルタを誤って使用した為、急速な過渡変形の測定は行えなかった。以下では Test No. 252-3 の結果のみを説明する。

燃料棒の発熱部中央に、燃料棒を取り囲む様に配した変形センサは、Fig. 2.4.10 に示す様に、パルスと同時に急速な変化を示したが、ダイヤフラムの振動によって大きく振動している。振動の midpoint をとる平均的な変位をとると、この時点での変形は、 $0.02 \sim 0.06 \text{ mm}$ を示している。変形センサより上下に 33 mm 離れた位置の被覆管の変形を歪ゲージを用いて測定した結果では、半径にしておよそ 0.02 mm 相当の変形を示した。燃料ペレットの半径方向の変形に GAPCON-THERMAL モデルを用いた NSR-77 コードによるとピーク直後に約 0.03 mm の変形を予想しており、実測値とほぼ一致している。しかし、変形センサの振動は非常に大きい。同タイプのセンサを用いて、振動を小さくするためにはダイヤフラムのバネ定数を非実用的レベルまで大きくする必要があり、このタイプのセンサをこうした速い過渡挙動の測定に用いる限界と考えられる。

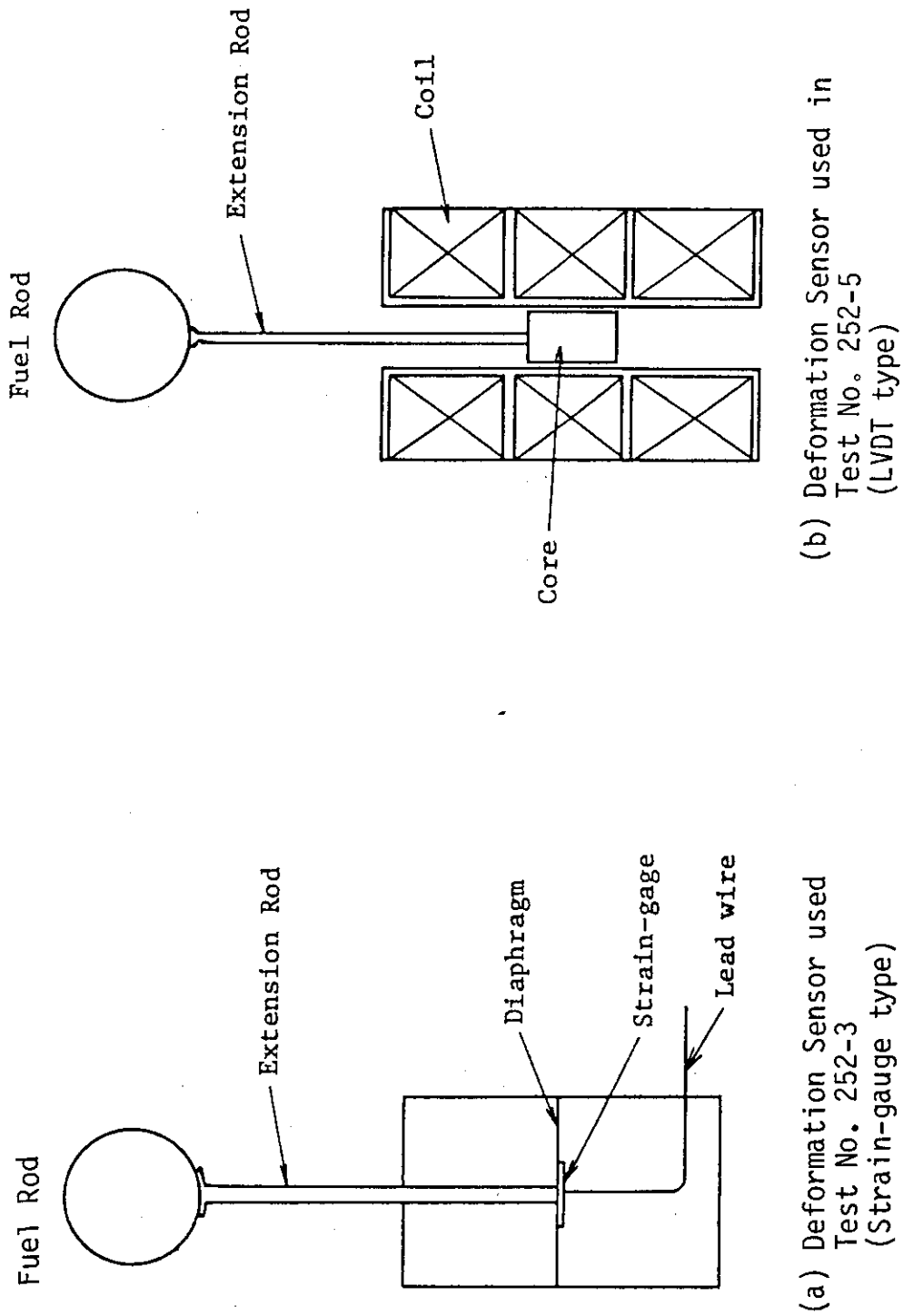


Fig. 2.4.9 Operating principle of deformation sensors.

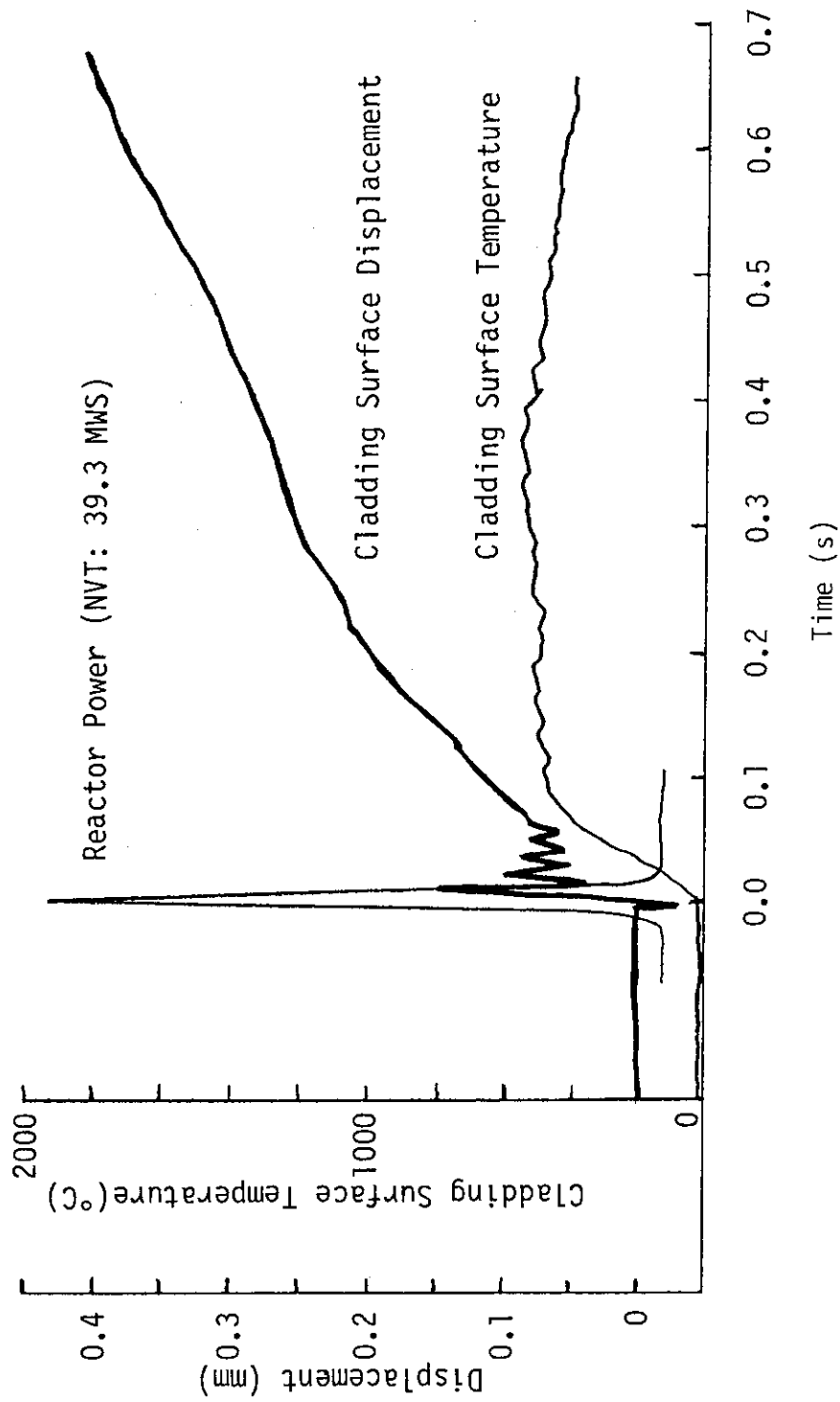


Fig. 2.4.10 Transient histories in Test No. 252-3.

(3) 被覆管歪測定実験

被覆管の過渡変形を歪ゲージを直接被覆管にはり付ける方法により測定する実験を、今期2回行った。実験に使用した歪ゲージは、200℃以下の温度域でのみ測定可能であるが、被覆管温度が上昇する以前のPCMIによる非常に速い過渡変形挙動は、同センサにより測定が可能である。Fig. 2.4.11に過渡応答の例として、Test No. 253-11での被覆管歪と被覆管表面温度の過渡変化を示す。歪ゲージは、約20msで破損しているが、パルス出力とほぼ同時に起こる、PCMIによる被覆管の急速な変形が記録されている。

今期行った2回の実験は、標準ギャップ燃料及び狭幅ギャップ燃料に、約160 cal/g・UO₂の発熱量を与え、その過渡変形挙動を調べたもので、それぞれ約0.3%及び0.6%の周方向歪を記録した。その結果をTable 2.4.3にまとめる。被覆管表面温度は両実験ともほぼ同じ値を示しているが、被覆管歪は狭幅ギャップ燃料の場合、標準の場合と比べて約2倍と大きくなっており、PCMIによる被覆管の変形が顕著にギャップに依存する結果を示している。被覆管温度は、ギャップが1時的に閉じてしまうために両実験であまり差があらわれないものと考えられる。今回の実験結果をこれまでに行って来たこのシリーズの実験結果と併せてFig. 2.4.12に示す。Test No. 252-11の結果は、これまでに行って来た標準燃料での実験結果とほぼ一致している。しかし低い発熱量域ではGAPCONモデルによるNSR-77コードの解折値は低い変形を予想しており、同モデルをこうした低い発熱量域で使用するにはペレットの偏心等を考慮した改良が必要となろう。

Table 2.4.3 Summary of the results in strain measurement test

Test No.		253-11	253-13
Fuel rod type		Standard(0.095mm)	Narrow-gapped(0.05mm)
Energy deposition		155 cal/g・UO ₂	156 cal/g・UO ₂
Maximum cladding hoop strain	#1	0.37%	0.37%
	#2	0.21%	0.66%
	#3	0.30%	0.67%
Maximum cladding surface temperature	#1	1070°C	1050°C
	#2	1040°C	1100°C

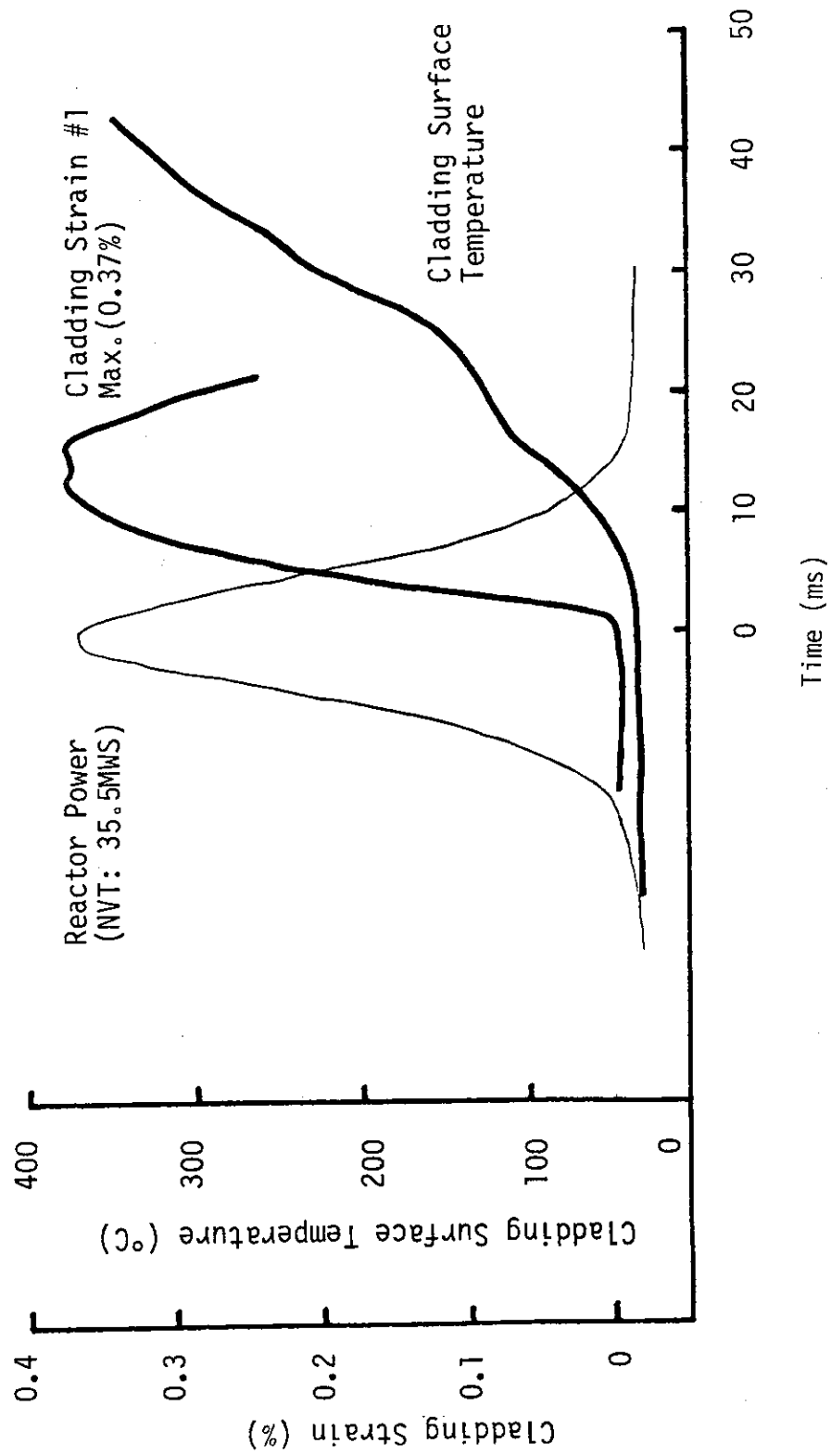


Fig. 2.4.11 Transient histories in Test No. 253-11.

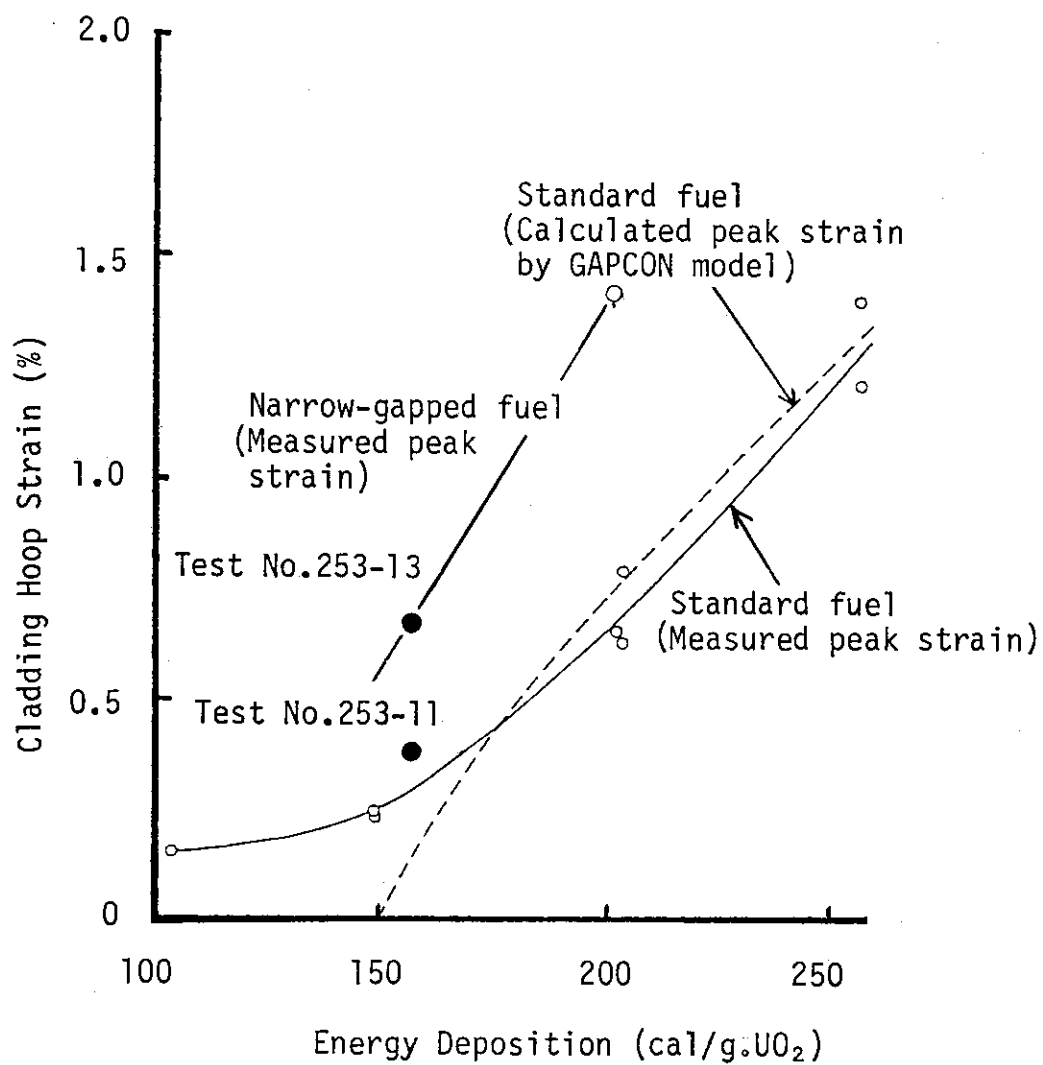


Fig. 2.4.12 Cladding hoop strain obtained in strain measurement test series as a function of energy deposition.

2.4.3 音響測定実験（片西 昌司）

(1) 概 要

本実験シリーズは、実験燃料の破損挙動及び冷却材の沸騰挙動を実験カプセル内の音響を測定することによって検出する手法を開発することを目的としている。

前期までに、各種の音響センサに対する放射線の影響を調べる実験と、NSRR実験における典型的な沸騰音を測定するための実験を行った。その結果、圧電型のセンサより可動コイル型の低インピーダンスのセンサの方が放射線の影響が小さいということが確認された。また、NSRR実験における核沸騰の音響は測定できたが膜沸騰から核沸騰へ遷移する際のクエンチの音及び膜沸騰による音は検出されなかった。

今期は、燃料棒の破損音測定用として試作した音響センサを用いて、被覆管にクラックが発生する際の音を測定する実験（Test No. 105-3）と加圧燃料の破裂時の音を測定する実験（Test No. 105-4）を行った。また、試作したセンサに対する放射線の影響を調べる実験（Test No. 901-3）を行った。

(2) 実験方法

今期の実験では、従来用いてきた圧電型的水中用マイクロフォンと、同じく圧電型の接触型マイクロフォンに加えて、低インピーダンスのレコード用ピックアップを改造したセンサを2種類使用した。この2種類のセンサは、ムービングコイル型（MC型）及びムービングマグネット型（MM型）であり、どちらも受感部の針先を燃料棒支持具に固定して、固体中を伝播する燃料破損音を測定した。構造の概略をFig. 2.4.13に示す。これまで使用していた圧電型のセンサに比べて放射線の影響が少ないこと、及び被覆管から金属製の支持具に伝播する音を直接検出するため、水中用マイクロフォンに比べて音響インピーダンスの違いによる減衰が小さいことなどの特徴を確認するために実験を行った。

今期行った実験の条件をTable 2.4.4に、また、測定系のブロック図をFig. 2.4.14に示す。Test No. 901-3は、センサに対するパルス照射時の放射線の影響を調べるための実験である。実験燃料の照射実験と同じ体系、即ち実験カプセル内にセンサ、構造物及び水を入れてパルス照射を行った。但し、実験燃料は用いなかった。この実験では異なる投入反応度で4回繰返し照射を行い、照射時に発生するノイズを記録した。Test No. 105-3は、被覆管にクラックが発生する際の音響信号を検出するための実験で、実験燃料の発熱量は破損しき値を超える $275 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ とした。また、実験燃料として内圧0.12MPaの加圧燃料に圧力計を付けたものを用いて、内圧低下の時刻からクラック発生の時期を知ることができるようにした。Test No. 105-4は、加圧燃料の破裂時の音響信号を検出するための実験で、燃料内圧は1.3MPa、発熱量は $235 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ とした。

(3) 実験結果

① 放射線の影響

実験燃料を装荷せずに、カプセル中の音響センサを照射した実験（Test No. 901-3）におけるMM型及びMC型センサの出力信号の例をFig. 2.4.15に示す。図中の出力の値はセンサの出力電圧を音圧に換算したものである。パルス照射と同時にノイズが発生し一時的に出力が飽和している。これは音響的なノイズではなく、放射線による誘導電圧であると考えられる。

飽和時間は圧電型センサの方がMM型及びMC型センサよりも長い。Fig. 2.4.16は、照射時の放射線によるノイズの最大値及びノイズの持続時間と原子炉出力のピーク値との関係を示したものである。この図において、ノイズの大きさと持続時間のどちらも圧電型センサの方が大きい値を示しており、このことから放射線場での測定に用いるにはMM型又はMC型といった低インピーダンス型のセンサの方が適していることが結論づけられた。

② 燃料破損音の測定結果

被覆管にクラックが発生する際の音響を測定するための実験（Test No. 105-3）における燃料内圧計の出力信号をFig. 2.4.17に示す。原子炉のパルス運転と同時に上昇した内圧は、パルス運転後0.3sから0.6sの間に急激に減少している。この内圧の減少は被覆管が破損して内部の気体が放出されたためであり、このことから被覆管はパルス運転後0.3s経過した時点で破損したことがわかる。Fig. 2.4.18及びFig. 2.4.19は、それぞれMM型及びMC型センサで測定した音響信号である。各図の上段は音響信号の時間変化、下段はその時間範囲内の信号の周波数分布を示している。パルス照射と同時に（ $t = 0$ s）MM型センサで約80mbar、MC型センサで約6mbarの振幅を持つ大きな振動波形が発生している。これは、照射に伴う放射線による電氣的なノイズである。 $t = 0.3$ sの時点では放射線によるノイズは収まり700Hzから1.2 KHzの間にピークを持つ核沸騰音が発生している。この音はパルス照射後約10sまで持続した後減少して、40sの時点では完全に消えている。燃料内圧の時間変化から被覆管は照射から約0.3sの時点で破損したものと思われるが、 $t = 0.2$ sから0.6sの範囲の信号に破損に対応するような音圧の変化は見られなかった。また、この時間範囲の信号を周波数分析したところ、破損を示すような周波数分布の変化は認められなかった。

加圧燃料の内圧による破裂の音を測定する実験（Test No. 105-4）では、照射時にMM型センサで約20mbar、MC型センサで約7mbarの振幅を持つノイズが発生し実験終了後までほぼ一定の振幅で続いた。このノイズの周波数成分を調べたところ、センサの周波数特性と一致しておりいわゆるホワイトノイズとなっていた。本実験では、このノイズに妨害されて被覆管の破裂音は測定されなかった。

(4) 被覆管破損音の検出に対する検討

前期までは、主に水中を伝播する音によって破損音の検出を試みたが、今期は固体中の伝播音を検出するための接触型センサを試作して実験に用いた。これは、雑音（水の沸騰音）に対する測定対象の音（被覆管の破損音）の比率、即ち S/N 比を向上させることをねらったものである。被覆管の破損音は破損によって材料中に生じる応力振動であり、これを水中で検出する場合、材料中の音波が固体／液体境界面を通過するために相当減衰することになる。そこで S/N 比の向上のためには、固体中を伝播する音波を検出する方法が有効である。

この考えに基づいてFig. 2.7.1に示す構造のセンサを試作して使用したが破損音は検出されなかった。その原因として次のような構造上の問題点が考えられる。第一に針先と測定対象とが音響的にマッチングしていない可能性。第二に測定対象からケースを通してセンサに伝播する音波のために受感部に伝わる音波に対する感度が悪くなる可能性及び第三にケースは外面が水に接触しているため沸騰音がケースを介してセンサに伝播して雑音となった可能性がある。

今後は、このような問題点を解決できる構造のセンサを開発することと、炉外実験によって被覆管の破損音の特徴的な周波数成分と音圧を調べることによって、音響による燃料破損測定法の開発を進める。

Table 2.4.4 Test conditions

Test No.	Capsulé	Test fuel	Reactivity [\$]	Energy deposition [cal/g·UO ₂]	Acoustic sensor
901-3-1 -2 -3 -4	Atmospheric pressure capule	No	1.5 2.5 3.1 3.4	— — — —	Piezoelectric type (Contact microphone) Moving coil type Moving magnet type
105-3	ditto	10%E, STD Internal pressure: 0.12 MPa	3.1	275	Piezoelectric type (Underwater microphone) Moving coil type Moving magnet type
105-4	ditto	10%E, STD Internal pressure: 1.3 MPa	2.9	235	ditto

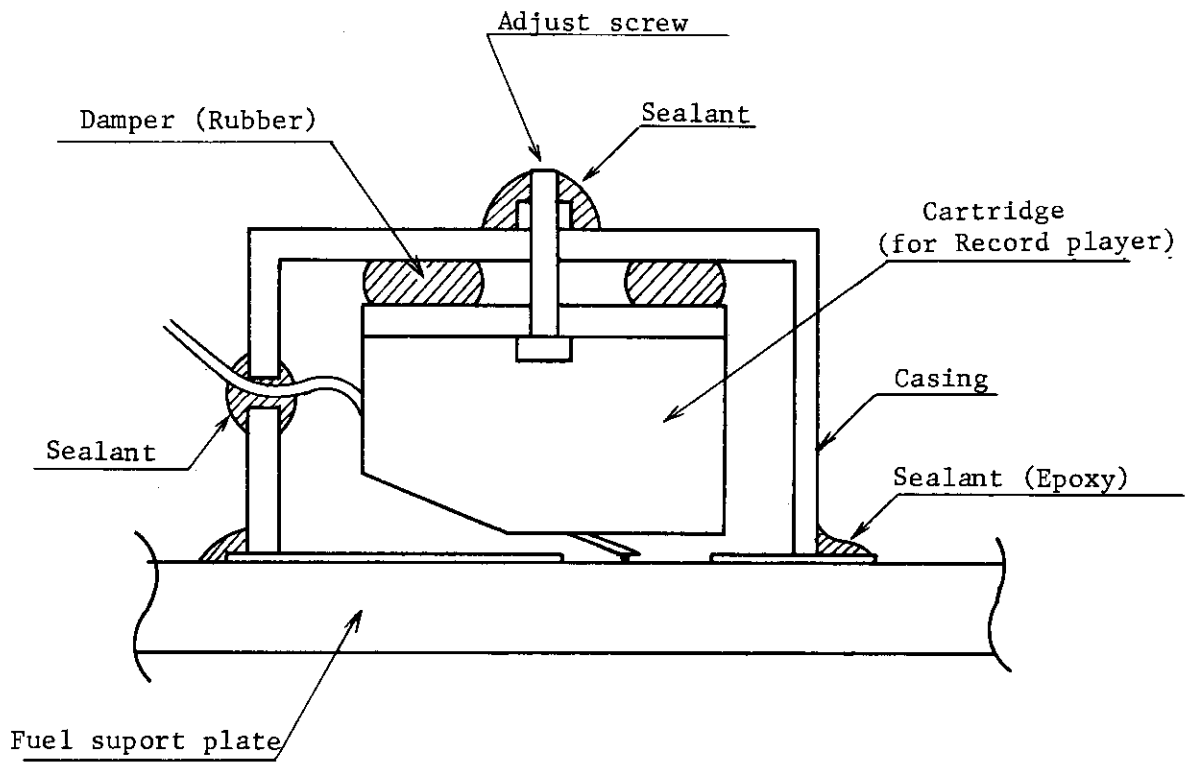


Fig. 2.4.13 Schematic of MM type and MC type acoustic sensor.

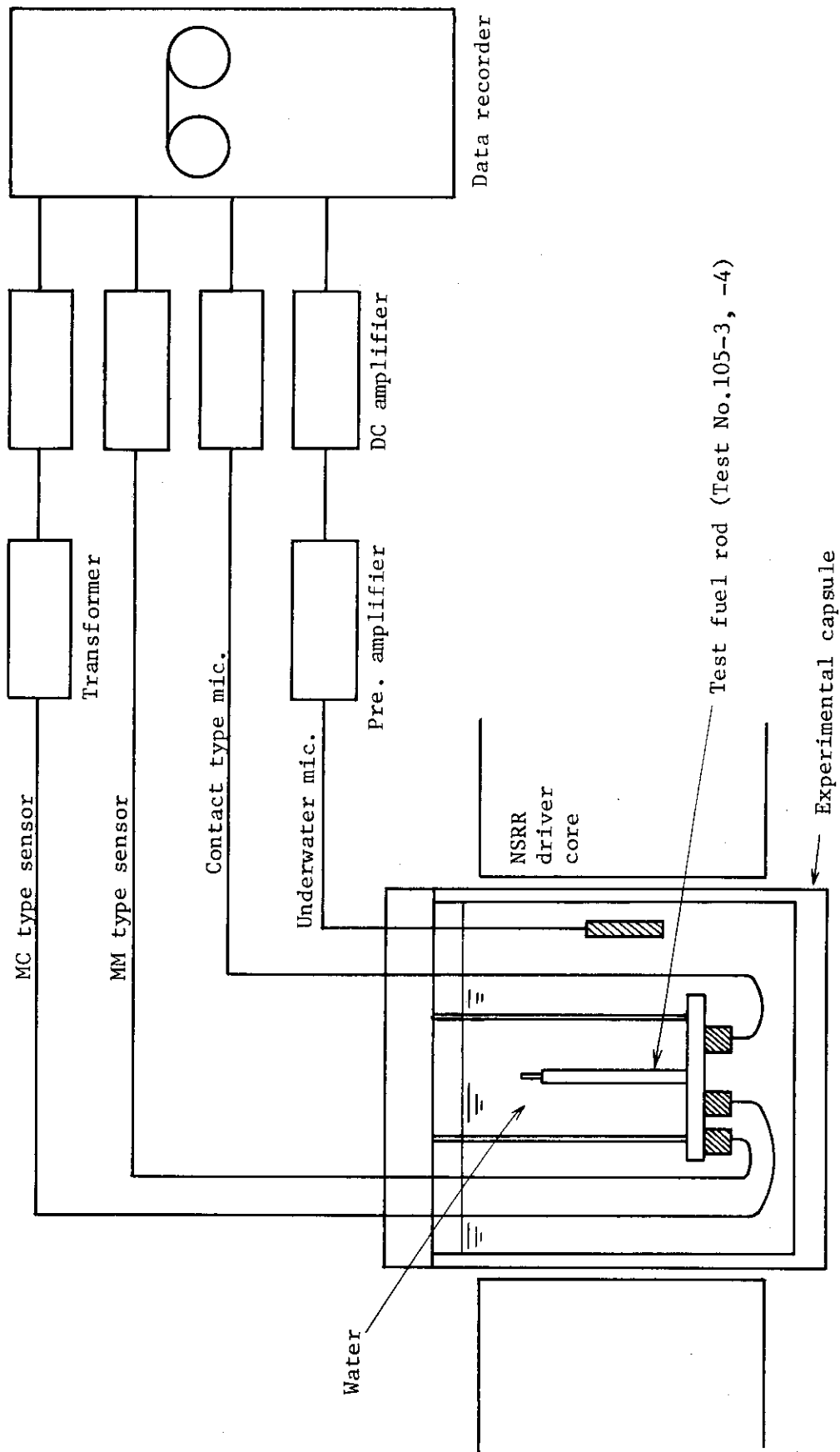


Fig. 2.4.14 Arrangement of acoustic sensors and block diagram of measuring system.
(without test fuel rod in Test No.901-3)

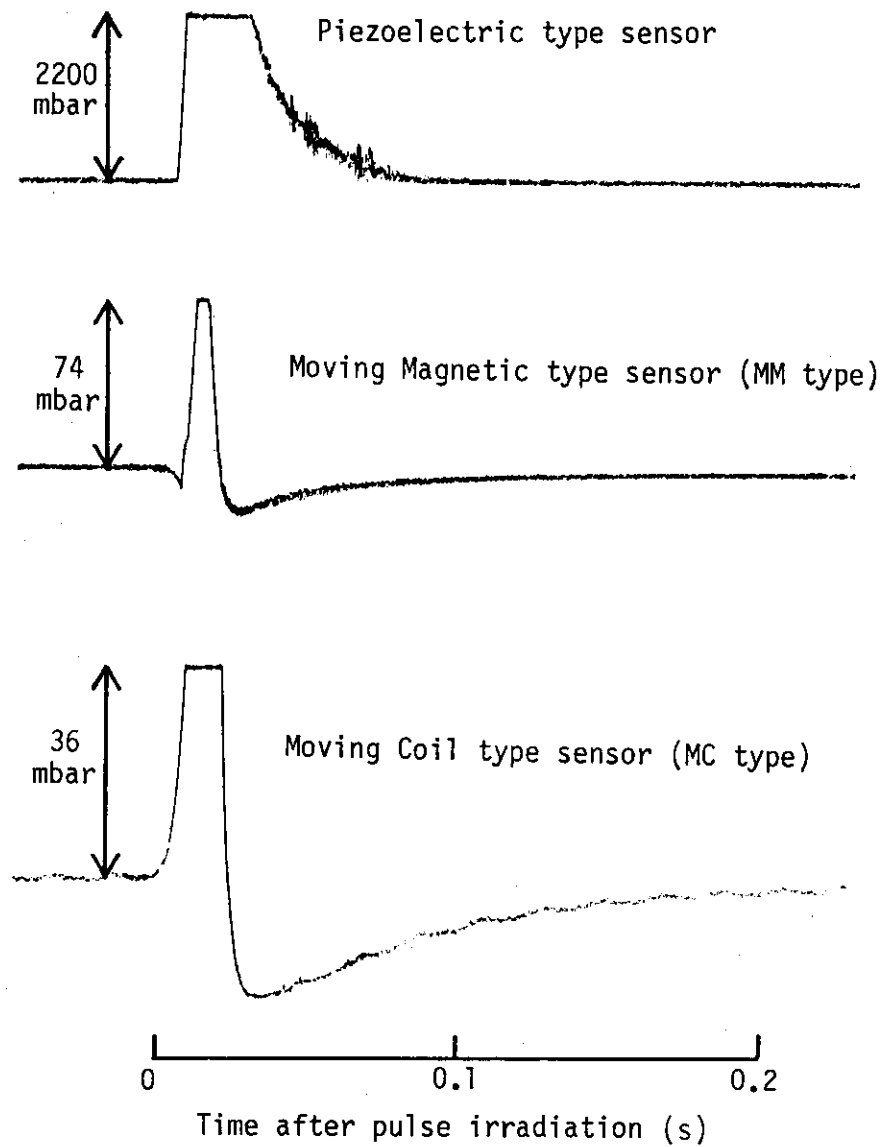
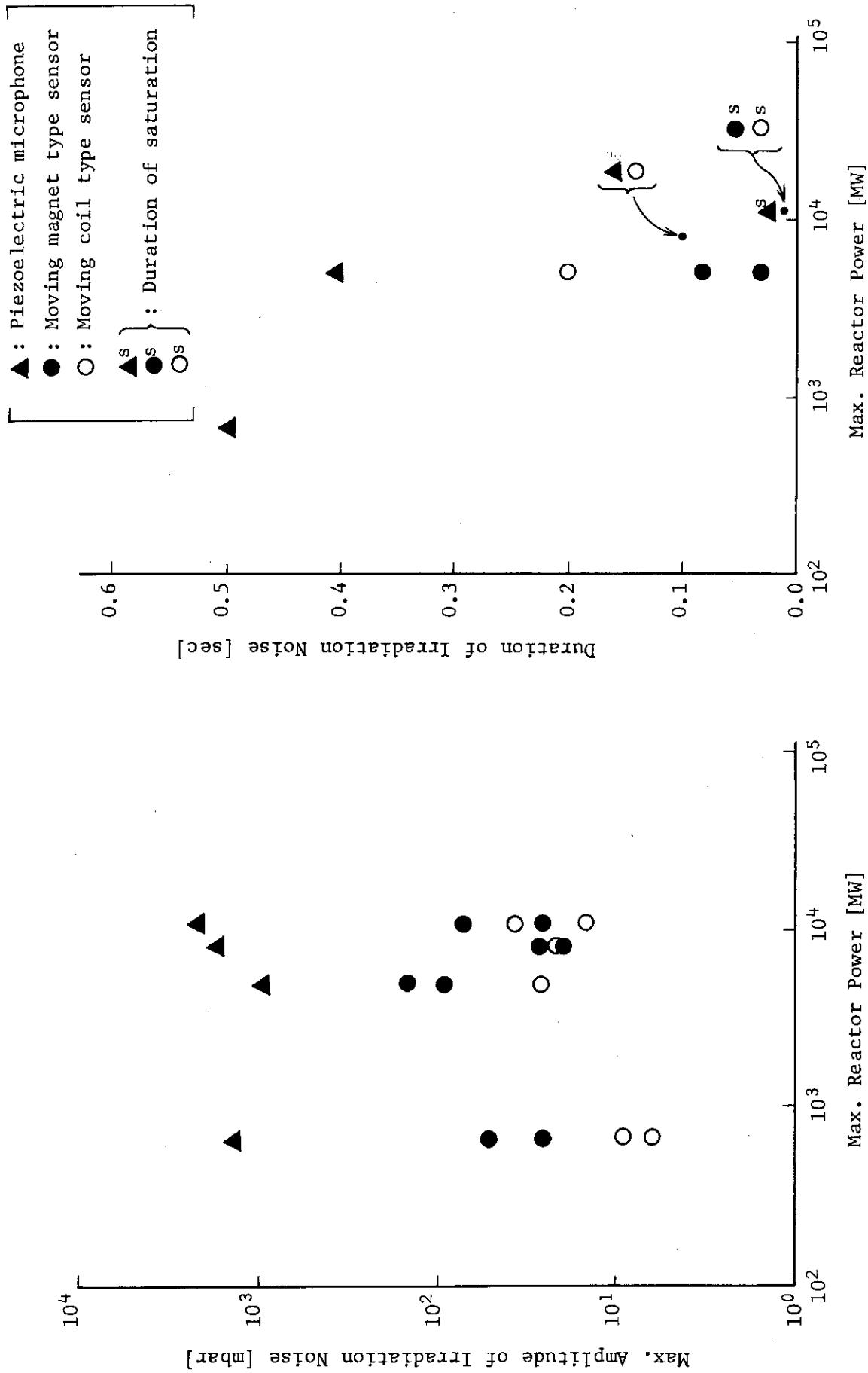


Fig. 2.4.15 Output signals of acoustic sensors at pulse irradiation. (Test No. 901-3-4)



(a) Amplitude of Irradiation Noise
(b) Duration of Irradiation Noise
Fig. 2.4.16 Irradiation noise of acoustic sensors.

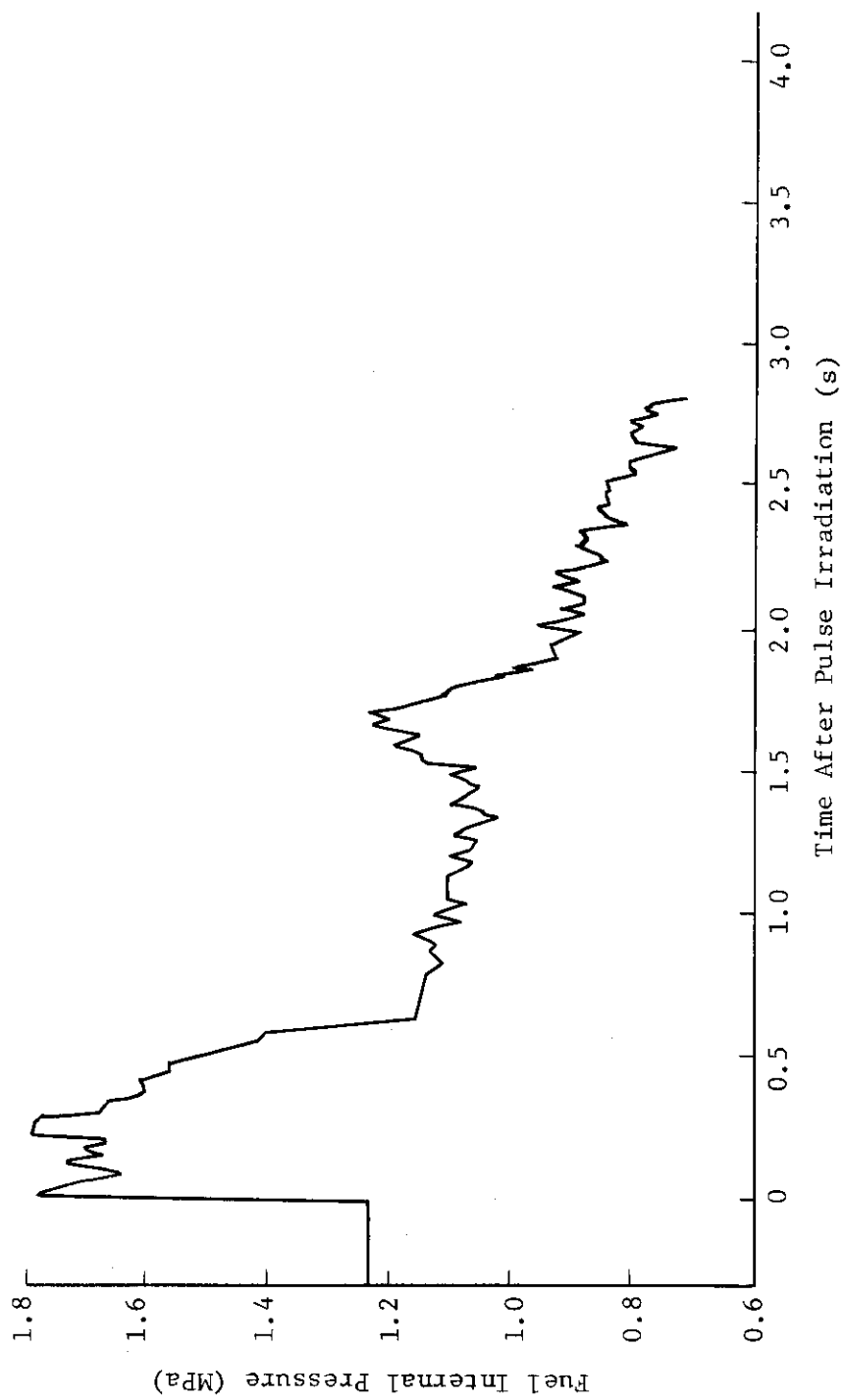


Fig. 2.4.17 Time history of fuel internal pressure. (Test No.105-3)

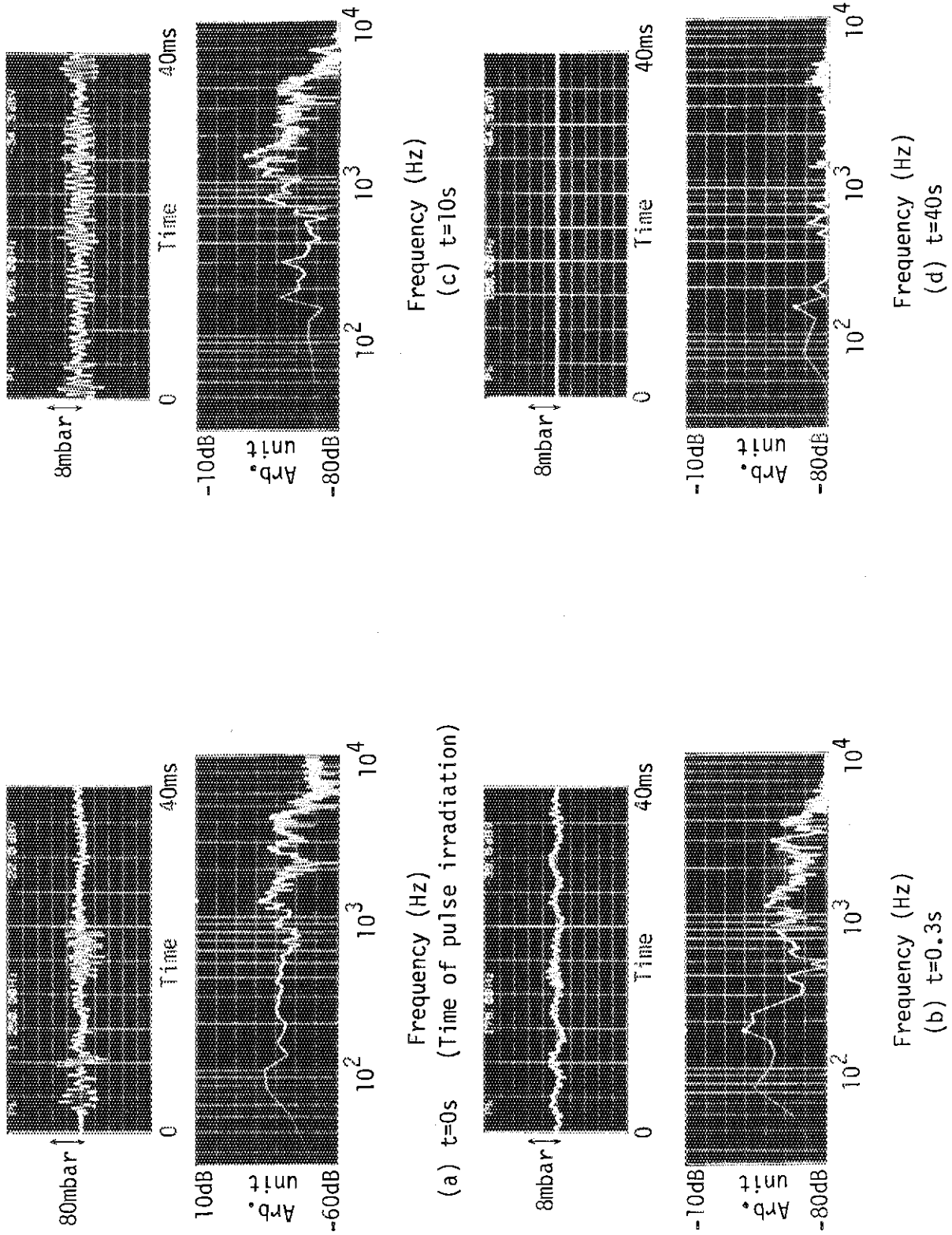


Fig. 2.4.18 Output signals of MM type sensor and results of frequency analysis.

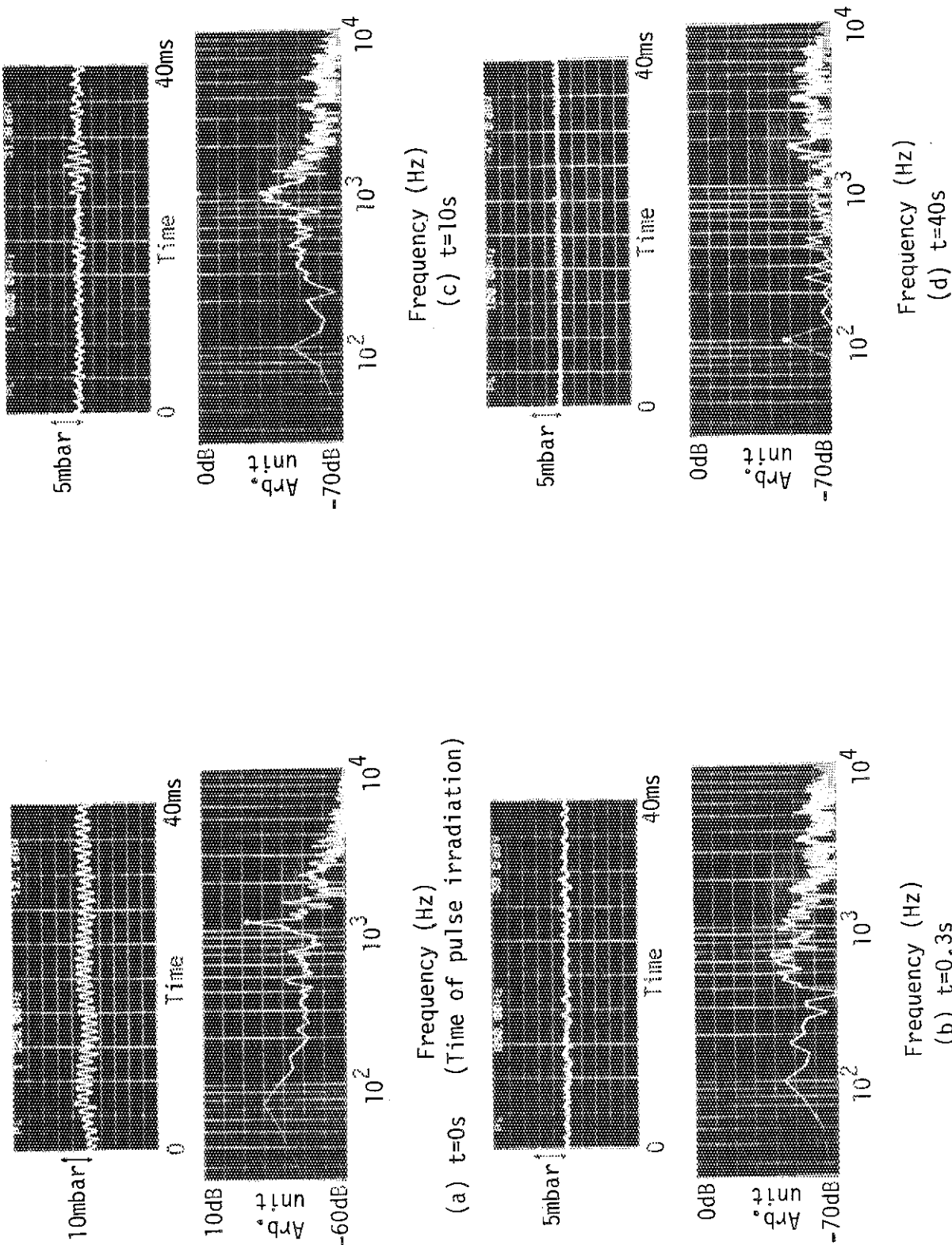


Fig. 2.4.19 Output signals of MC type sensor and results of frequency analysis.

3. 高温高压カプセル実験

3.1 加圧燃料実験 (丹沢 貞光, 藤城 俊夫)

(1) 目的

温態起動条件からの反応度事故時の加圧燃料棒の破損挙動の究明を行うために、これまでに高温高压カプセルを用いて3回の実験を実施した。これらの実験により、試験燃料の発熱量が $220 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ では、実験初期条件での内圧が外圧を上回る場合（内外圧差：1.15 MPa 以上）には試験燃料は内圧破裂を起し破損するが、内圧が外圧を下回る場合（内外圧差：-1.2 MPa 以下）にはふくれが生ずるが破損は生じないことが明らかになった。今回は、実験初期条件での内外圧差をなくした場合の破損挙動を調べるための実験及び燃料のふくれ挙動に対するプレナム体積の影響を調べるための実験を行った。

(2) 実験方法

高温高压カプセルを用い、冷却材圧力を 13.9 MPa、冷却材温度を 296°C として、 $215 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を投入する実験を実施した。実験では、内圧あるいはプレナム部の体積を変えた3本の燃料棒をカプセル中に配して同時に照射を行った。実験における燃料棒の配置、被覆管表面温度測定のための熱電対の位置、および高温高压カプセルの概要を Fig. 3.1.1 に示す。また、これまでの実験も含め、各燃料棒の室温における内圧、冷却材の圧力、温度等の実験条件を Table 3.1.1 に示す。

(3) 実験結果及び考察

今回照射実験を行った燃料棒の外観を Fig. 3.1.2 に示す。実験初期条件での内外圧差をなくした燃料棒では、棒全体の平均で約8%の膨れが生じていた。また、プレナム部の体積を縮小した燃料ではふくれはほとんど生じていなかった。いずれの燃料棒にも破損は見られなかった。以下に、これまでの実験によって得られた実験結果とあわせて燃料棒の挙動について記す。

① 被覆管表面温度挙動

実験初期条件での内外圧差の異なる燃料棒の被覆管表面温度の時刻履歴を Fig. 3.1.3 に示す。本図に見られるように、被覆管表面の最高温度は初期加圧していない場合（内外圧力差：-14.9 MPa）が最も高く、次いで内外圧力差が-1.2 MPa、1.15 MPaの順となっており、内外圧力差がほとんどない場合が最も低くなっている。Fig. 3.1.4 は燃料棒の内外圧力差に対して、これまでに測定された被覆管表面の最高温度をプロットしたものであるが、上述の傾向をよく表わしている。また、同図には、NSR-77 コードによる解析結果も示しているが、燃料棒内の圧力が外圧支配の範囲については比較的良い一致が得られていると考えられる。

② 被覆管の変形挙動

Fig. 3.1.5 は、燃料棒の実験初期条件での内外圧差に対する被覆管のふくれの関係を示したものである。同図より、内圧が外圧より低い場合には、被覆管の平均的なふくれ量は内圧の上昇に伴って増加しているが、内圧が外圧を上回って破損が生じている領域では、非破損

部の平均ふくれ量は非破損燃料の平均ふくれ量の最大値を下回っていることが分る。

また、プレナム部の体積を減少した燃料棒の変形挙動については、初期内外圧力差が -3.9 MPa と小さかったため、被覆管にふくれが生じずプレナム部の体積による影響が表われなかったものと考えられる。

③ 破損しきい値

Fig. 3. 1. 6 は、高温高压条件下での加圧燃料の破損の有無を、大気圧条件における結果と比較したものである。高温高压条件では1発熱量でしか実験は行われていないが、実験結果は、従来の加圧燃料の破損しきい値を起えた条件でのみ破損が生じていることがわかる。

(4) ま と め

高温高压条件下における加圧燃料棒についての照射実験を実施した結果、燃料挙動に関して以下の事実が明らかになった。

加圧燃料を高温高压条件下で照射した場合には、実験初期条件での燃料棒の内圧が冷却材の圧力よりも若干低くても、燃料棒内圧上昇のため被覆管にふくれが生ずる。この被覆管のふくれ量は、燃料棒の実験初期条件での内外圧差がほぼ等しくなるまでは、燃料棒の初期内圧の上昇に伴ない増加する。しかしながら、初期内外圧差が 1 MPa 程度を越え、照射時の燃料棒内圧上昇が大きくなり、その結果被覆管のふくれ速度が速くなり、全体が一様にふくれる前に局所的に大きなふくれが生じ破損が生じ、破損部以外の部分でのふくれ量はふくれが最大となる初期内外圧差の場合と比較して小さくなる。

したがって、ギャップ熱伝達率はふくれ量の増加に対応して小さくなるため、被覆管表面の最高温度は、破損が生じないでふくれが最大となる条件、すなわち燃料棒の初期内外圧差がほとんどない場合に最も低くなることが判明した。

Table 3.1.1.1 Test conditions of the pre-pressurized fuel rod tests with high pressure, high temperature capsule.

Test No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Coolant conditions		Test fuel rod	Pressure difference across cladding (MPa) *1	Fuel rod No.
		Pressure (MPa)	Temperature (°C)			
1202	220	16.1	305	He, 0.1 MPa (STD)	-15.9	1
				Xe, 0.1 MPa	-15.9	1
				He, 7.1 MPa	-2.2	2
1208	220	15.1	300	He, 0.1 MPa (STD)	-14.9	3
				He, 7.1 MPa *2	-1.2	4
				He, 8.6 MPa	1.8	5
1209	220	12.1	283	He, 0.1 MPa (STD)	-11.9	6
				He, 7.1 MPa *2	1.15	7
				He, 8.6 MPa	4.0	8
1210	220	13.8	296	He, 7.1 MPa *2	~0.0	9
				He, 5.1 MPa (1/2 Plenum Volume)	-3.9	10
				He, 7.1 MPa (1/4 Plenum Volume)	-3.9	11

*1 at initial condition (estimated)

*2 with pressure sensor

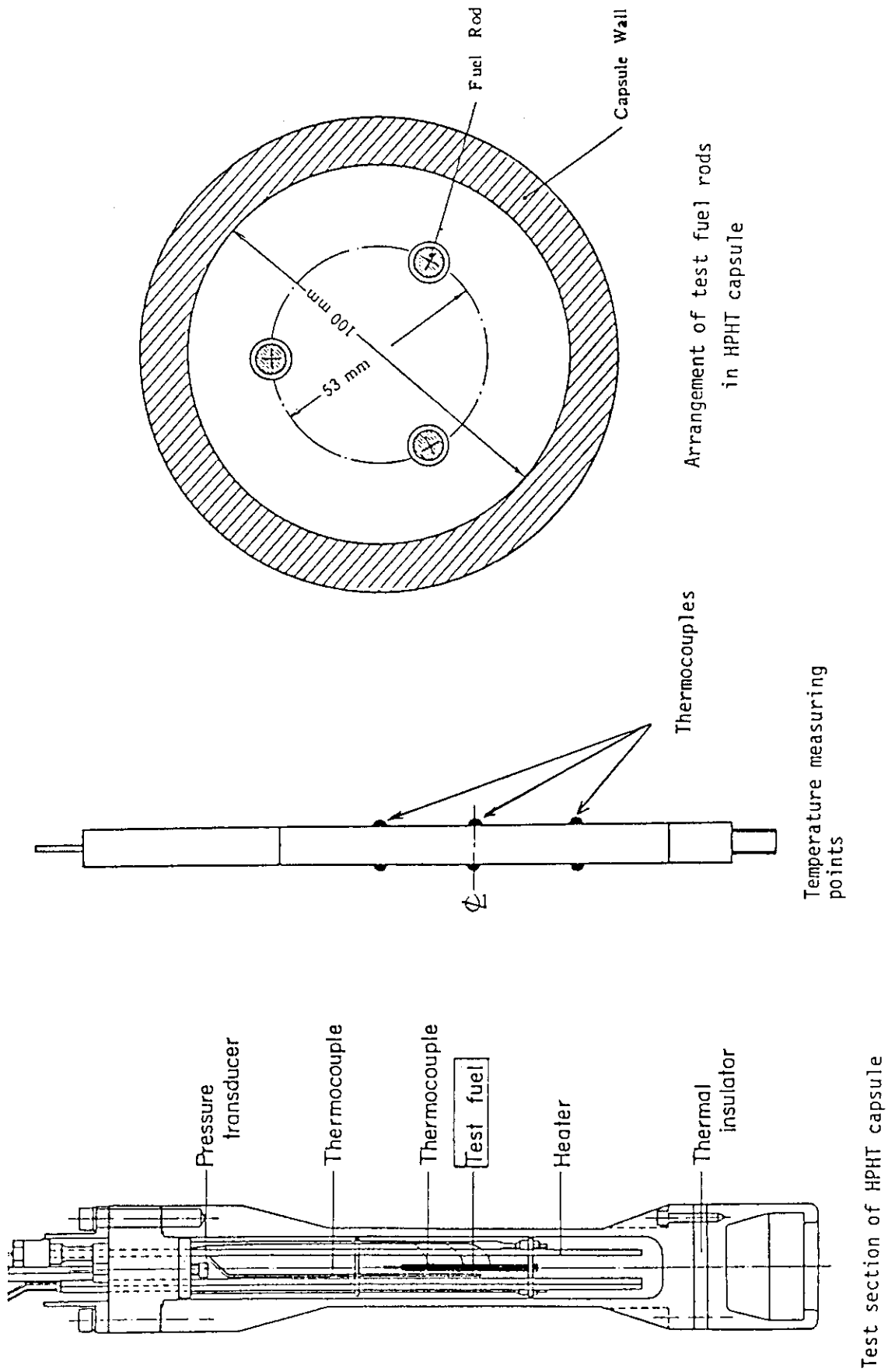


Fig. 3.1.1 Arrangement of test fuel rods and temperature measuring points in HPHT capsule.



Initial pressure difference : ~0.0 MPa



Initial pressure difference : -3.9 MPa
1/2 Plenum volume



Initial pressure difference : -3.9 MPa
1/4 Plenum volume

Fig. 3.1.2 Post-test fuel rod appearances in Test 1210.

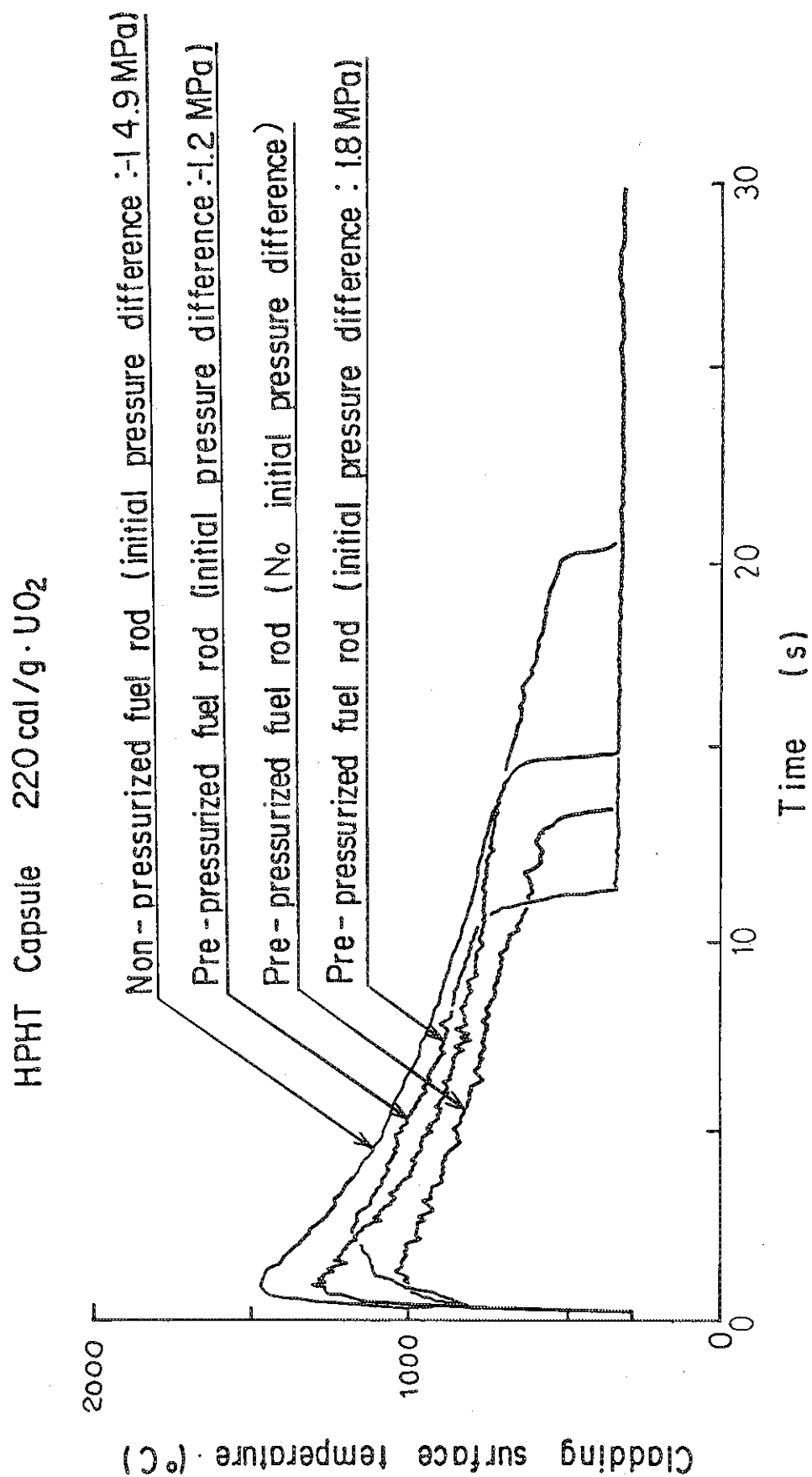


Fig. 3.1.3 Comparison of the cladding surface temperature histories.

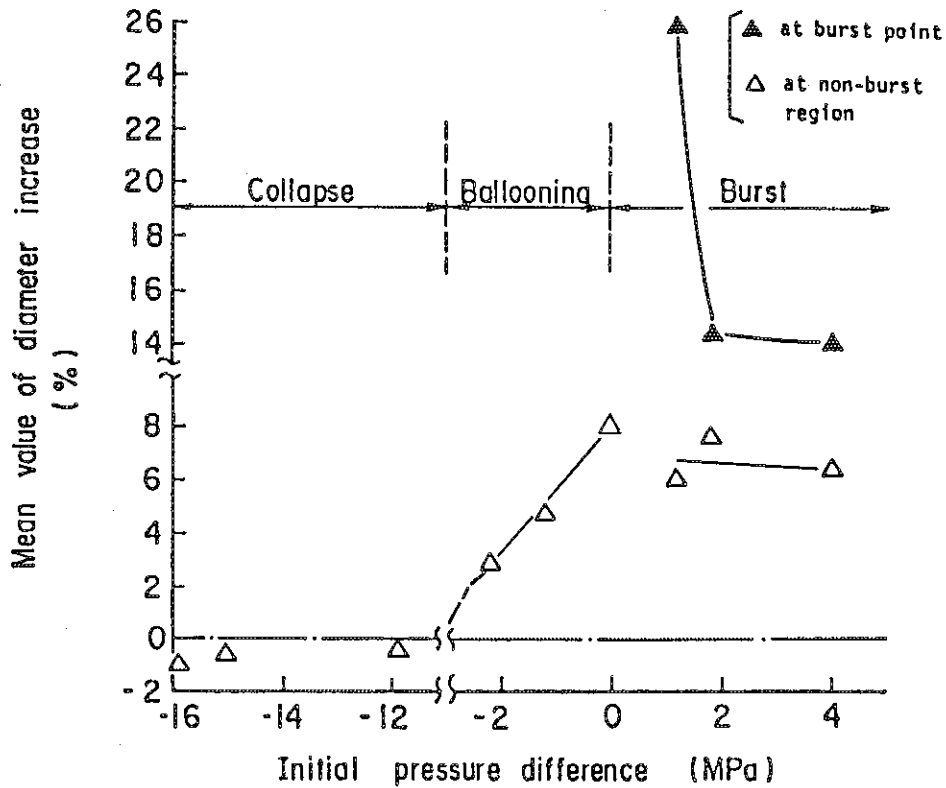


Fig. 3.1.4 Diameter increase of cladding as a function of initial pressure difference between rod internal and coolant pressures.

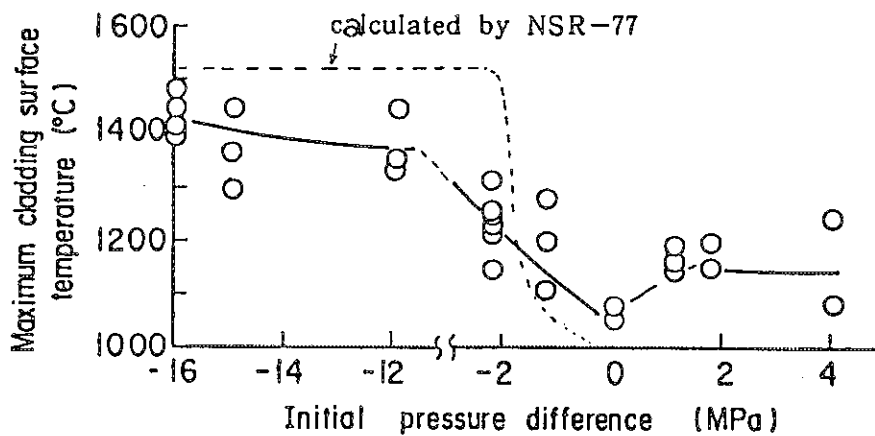


Fig. 3.1.5 Maximum cladding surface temperatures as a function of initial pressure difference between rod internal and coolant pressures.

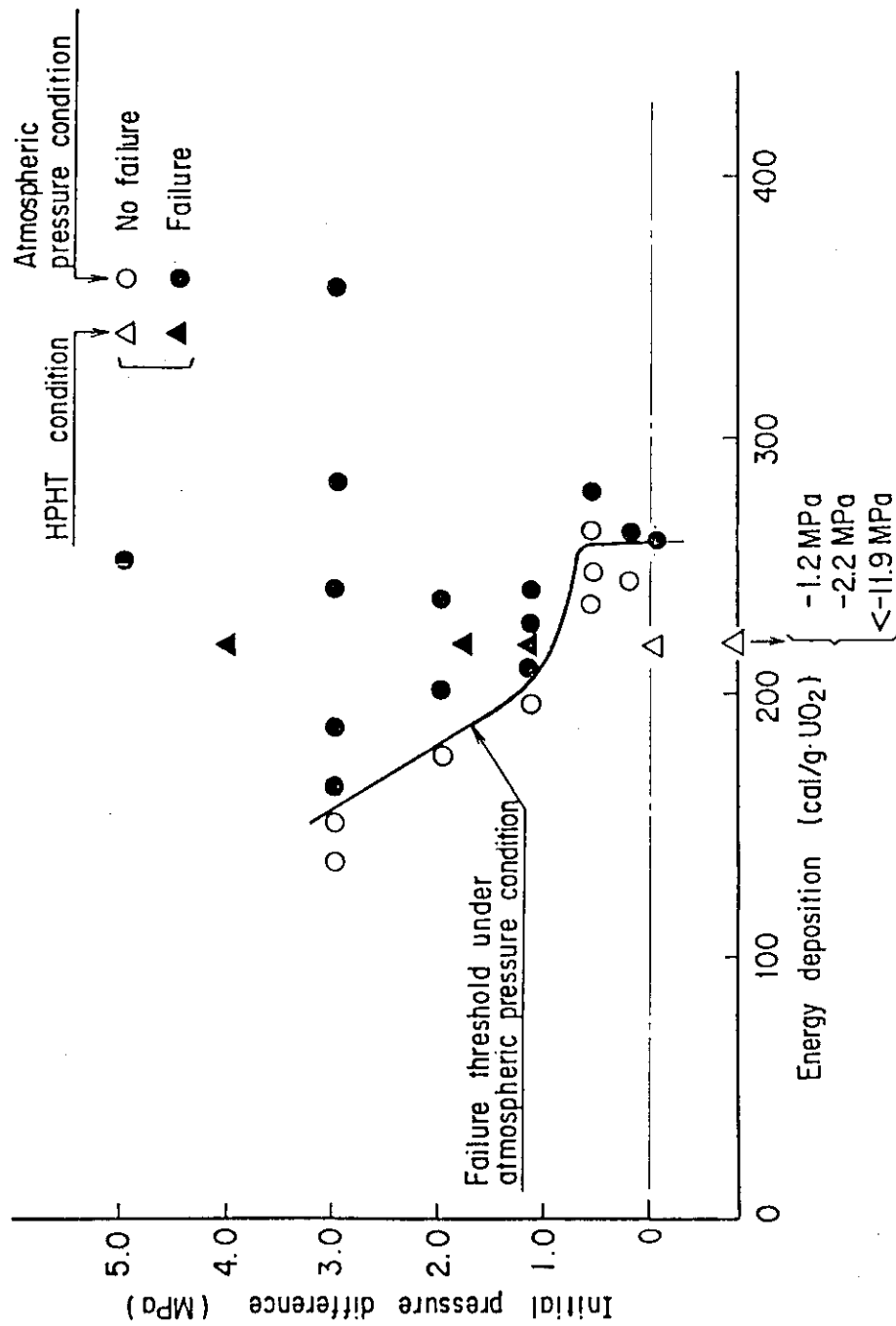


Fig. 3.1.6 Comparison of failure thresholds under atmospheric pressure and HPHT conditions.

4. 燃料挙動可視実験

(斎藤 伸三, 中村 武彦)

(1) 概 要

NSRR では、燃料挙動可視カプセルを用いて RIA 時及び炉心損傷事故時の燃料挙動を高速カメラにより 16 mm フィルムに納め、視覚的に把える実験を行っている。燃料挙動可視実験は前年までに、19 回行われているが今期は更に 2 つの実験を行った。実験の目的と条件を Table 4.1 にまとめて示す。

Test No. 600-21 は炉心損傷事故時の燃料棒の温度挙動を、色温度法により評価するために行った実験である。色温度法により、熱電対破損後も燃料棒表面温度履歴及び二次元的な表面温度分布を得ることが出来た。

Test No. 600-22 は、実験カプセル中央に試験燃料が位置していない為に、試験燃料の発熱分布が均一でない点を明らかにし、さらに平均の発熱量を求めるために、比較的低い発熱量で照射を行った。実験後、試験燃料を切断し γ 線測定を行い発熱分布を評価した。

(2) 実験条件および方法

燃料挙動可視実験には Test No. 600-16 以後、改良型の可視カプセル (V-2 型) を使用している。この実験カプセルの特徴は、カプセルが内径 186 mm と大きい点、ボイドボックスを使用している点、燃料がカプセル中央ではなく壁面近くに位置している点の 3 点である。Figs. 4.1, 4.2 に実験体系を示す。Fig. 4.1 にはボイドボックスは省略されて描かれていないが実際には、V-2 型可視カプセルを使用した全ての実験で使われている。

Test No. 600-21 では炉心損傷事故時の水素発生に伴うブランケット現象による水蒸気供給不足を想定して、ヘリウムガス雰囲気中で試験燃料を加熱した。この実験では試験燃料の発熱光から温度評価を行うため、ランプは点灯しなかった。また、使用したカラーフィルムの露光特性を調べるために、同一光学系を用いて実験前に標準光源撮影を行った。

V-2 型カプセルを用いた燃料挙動可視実験では、Fig. 4.2 に見られる様に、燃料がカプセル中央に位置しておらず、減速材の役目を果している周囲の水の層の厚さが方向によって大きく異なっている。このため試験燃料の発熱分布は不均一となる。燃料の発熱分布を γ 線測定によって求めるためには、ペレットの破損の少ない低発熱で実験を行う必要がある。Test No. 600-22 では、DNB (Departure from Nuclear Boiling) 発生しきい値ぎりぎりの約 $120 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で加熱し、膜沸騰の発生挙動を観察し、その後燃料棒を切断し、中央部を直径 3 mm ϕ のコリメータを用い、周方向に 6 ケ所で γ 線測定を行い発熱分布を求めた。過渡実験は Fig. 4.2 に示すとおり最も基本的な静水中で行った。

(3) 実験結果

① Test No. 600-21

本実験では、3.6 ドルの反応度を与え、試験燃料を約 $190 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の熱量で加熱した。試験燃料はヘリウムガス中であつたが、被覆管は水蒸気によるとと思われる若干の酸化を示した。

高速度カメラの撮影速度は216コマ/秒であった。被覆管表面の温度を測定するために取付けであった6対の熱電対は、パルス出力発生後0.2～0.3秒で1700℃以上を記録して、全て破損した。

色温度による評価によると、その後も被覆管温度は上昇をつづけ、1.2～1.6秒程度で被覆管は溶融偏肉し、流れ落ちた。この後も燃料棒表面温度は上昇をつづけ、約2.8秒で最高となり広い範囲に渡り2400k以上となった。この時の燃料棒表面の温度分布をFig. 4.3に示す。この後、燃料棒表面温度はほぼ均一のまま、約50k/秒の速さで徐々に下がっていった。画面中央部に取付けてあった熱電対#2の位置の燃料表面温度履歴を、熱電対による測定値と併せて、Fig. 4.4に示す。燃料棒の発熱色による温度評価法により、高温域までの温度測定及び詳細な温度分布を得ることが可能となった。

本実験で得られた燃料の過渡挙動をFig. 4.5に抜粋して示し、以下にその概要を説明する。

- (a) 0.24s 燃料棒が赤熱を始め見え始める。表面温度は1800kを超えている。
- (b) 1.2s 被覆管は溶融し偏肉して、部分的に盛り上がり黒ずんで見える。表面温度は中央部の明るい所では2350k以上であるが、その上方の暗くみえる部分では約200k温度が低くなっている。この後約1.6秒で被覆管は流れ落ち始めた。
- (c) 2.8s 燃料表面は、薄く溶融した被覆管の膜に包まれ最高温度に達している。中央部の広い範囲で2400kを超えている。
- (d) 7.6s 燃料表面温度はほぼ均一のまま冷えてゆき、約2000kとなっている。

照射実験終了後、実験カプセルから取り出した試験燃料の外観写真をFig. 4.6に示す。過渡挙動観察面の裏側では、被覆管は溶融しておらずやや酸化して黒ずんだ部分はあるものの、非酸化雰囲気での照射実験特有の黄金色を呈していた。燃料棒中央部視野側は、薄い被覆管につつまれており、自立していた様子だが解体中に細く分断した。

② Test No. 600 - 22

本実験は、2.45ドルの反応度を与え、試験燃料を約120 cal/g・UO₂の発熱量で加熱した。試験燃料は局部的にDNBを起こし、帯状の膜沸騰が観察された。高速度カメラの撮影速度は215コマ/秒であった。熱電対による被覆管最高温度の測定値は、周方向によって800～190℃と大きく異っていた。

この実験で得られた試験燃料の過渡挙動をFig. 4.7に抜粋して示し、以下にその概要を説明する。

- (a) 照射前 水温測定用熱電対が左手から伸びており、被覆管温度測定用熱電対が画面中央に見える。
- (b) 0.09s 燃料棒右前方で、膜沸騰が起き始めた。
- (c) 0.14s 帯状の蒸気膜が、激しく振動している。膜沸騰は部分的にのみ発生している。
- (d) 0.42s 蒸気膜は大きな気泡となって剥離してゆく。激しい蒸気膜の発生は相変わらず燃料棒右前面にのみ発生している。
- (e) 0.93s 膜沸騰はほぼ終り、燃料棒は空気泡と思われる小さな泡に包まれている。静

止写真では分りにくいですが、核沸騰による小さな気泡がパチパチと生成消滅を繰り返している。

- (f) 4.7 s 核沸騰による蒸気泡の発生頻度は少なくなって来ている。燃料棒表面の先程蒸気膜に覆われていた部分が帯状に酸化しているのが分る。

照射実験終了後の燃料の酸化状態と円周方向による被覆管表面温度の違いを Fig. 4.8 にまとめた。周方向による被覆管表面温度の変化が大きく、さらに酸化部分がペリスコープ側に片寄っていることが分る。

試験燃料をこの後切断し、長さ約 2 cm の部分を直径 3 mm のコリメータを使い周方向 6 点 (0° , 60° , 120° , 180° , 240° , 300°) の γ 線強度測定を行い、周方向による発熱量の変化を調べた。結果を Fig. 4.9 に示す。同時に中性子拡散コード CITATION により評価した、周方向の発熱分布も同図に示す。両結果は傾向としてよく一致している。300°方向の実測値が非常に小さな値となっているのは、燃料切断時に生じたペレットの欠け落ちが原因だと考えられる。CITATION による計算では、発熱分布の最大方向と最小方向では、約 10 % 発熱量が異っていた。

Table 4.1 Conditions and objectives in the fuel behavior observation tests.

Test No.	Fuel Rod	Ambient Condition	Energy Deposition	Recording Speed	Objective
600-21	Standard Type Fuel Rod of 10%E	Helium Gas	~190 cal/g·UO ₂	216 f.p.s.	Temperature estimation from the color of recorded film
600-22	ditto	Atmospheric Stagnant Water	~120 cal/g·UO ₂	215 f.p.s.	Energy calibration of the test fuel rod irradiated in the Fuel Behavior Observation Capsule

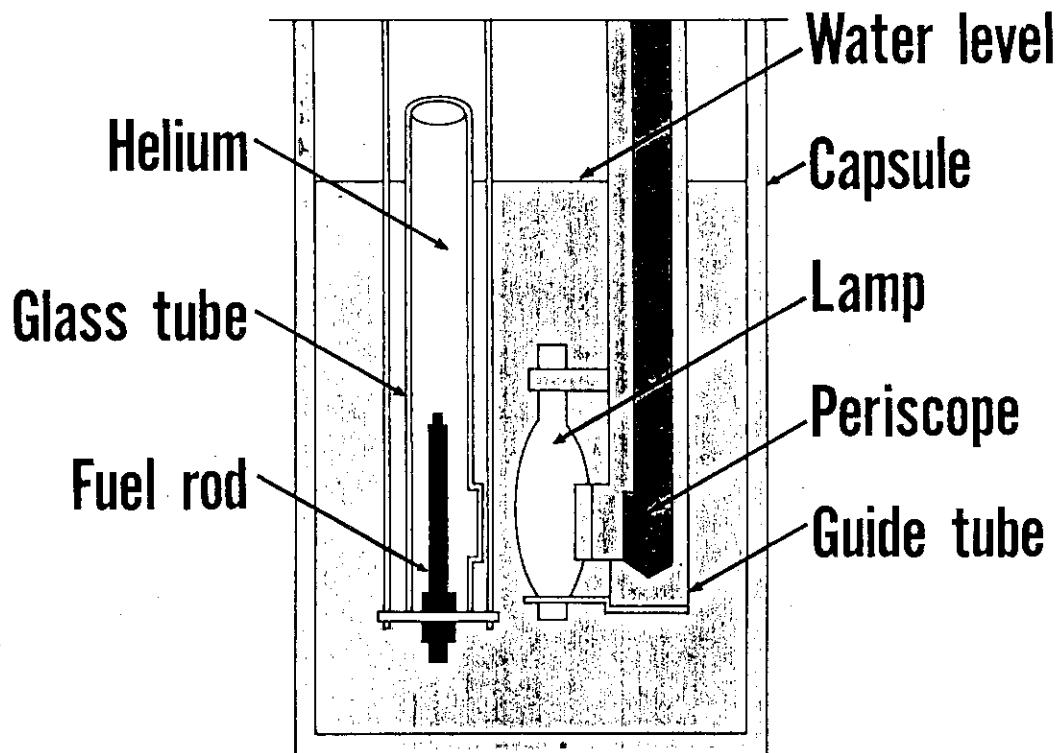


Fig. 4.1 Test arrangement in Test No. 600-21.

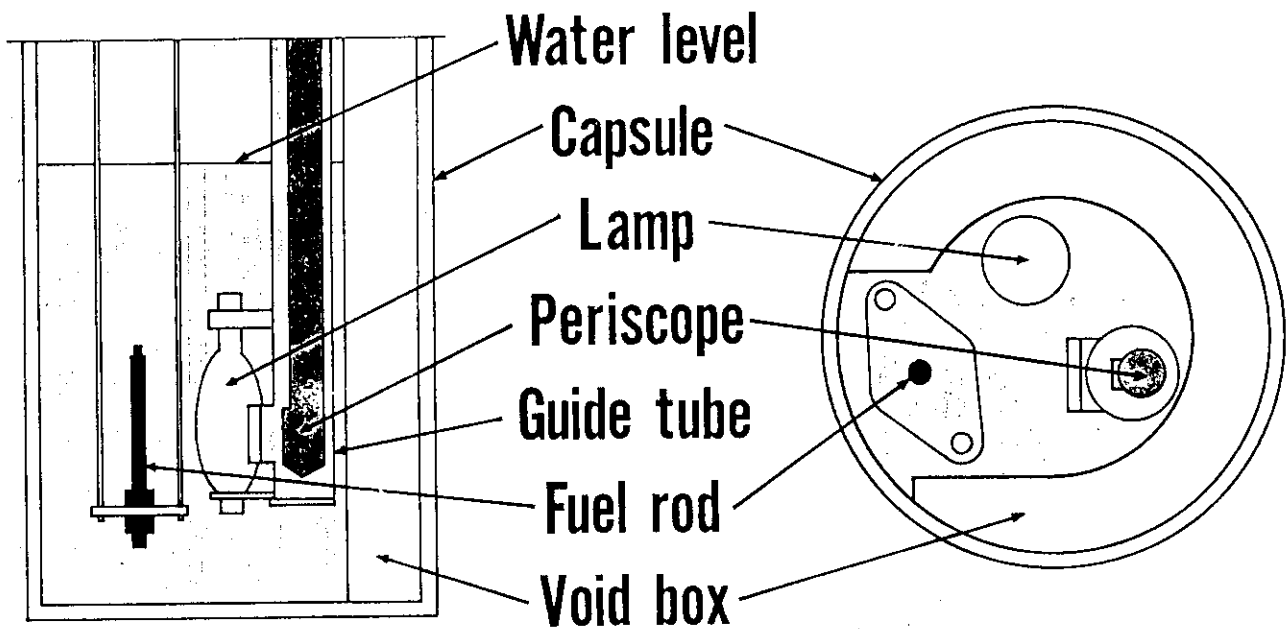


Fig. 4.2 Test arrangement in Test No. 600-22.

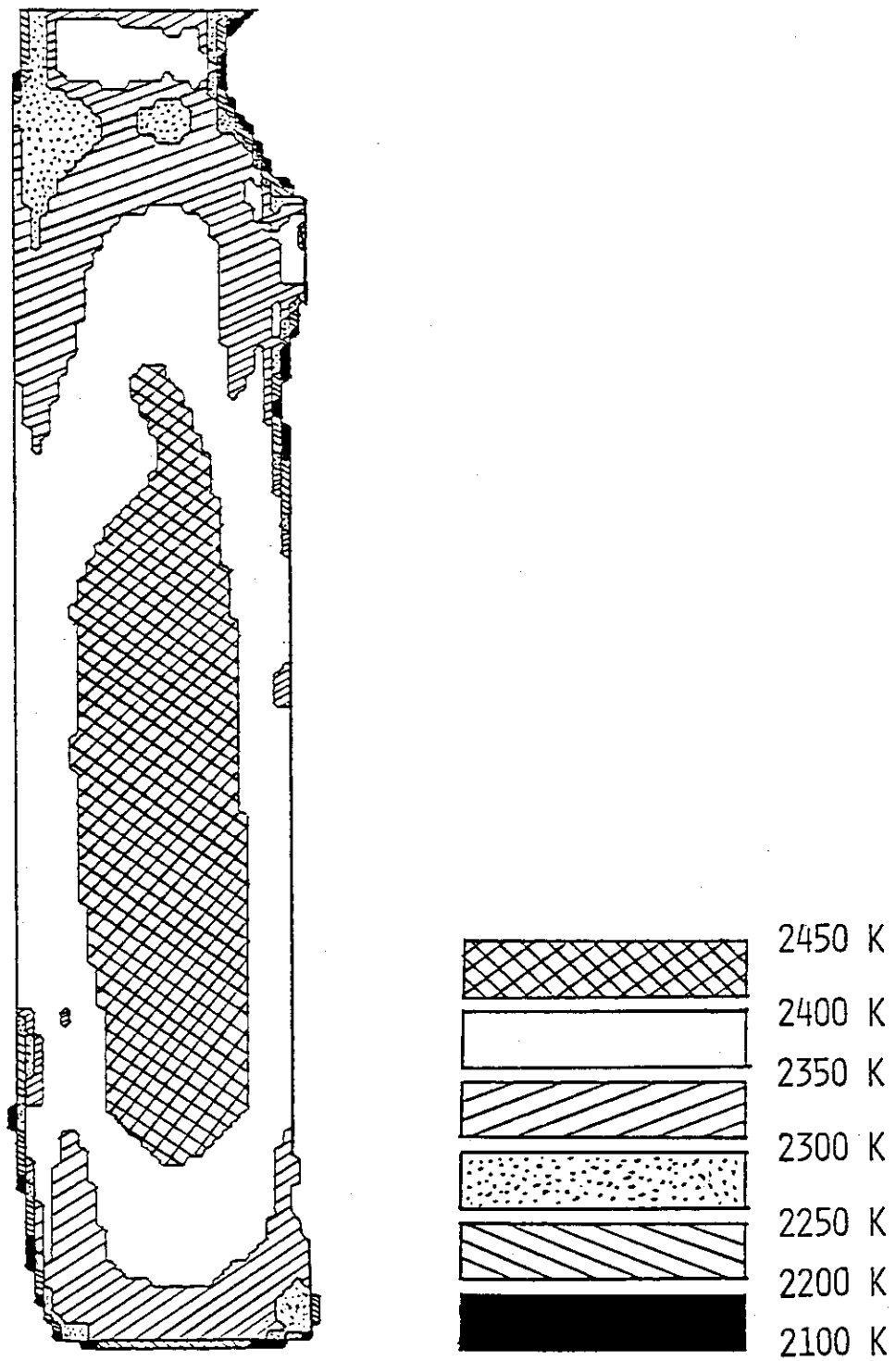


Fig. 4.3 Spatial distribution of temperature at 2.8 s in Test No. 600-21.

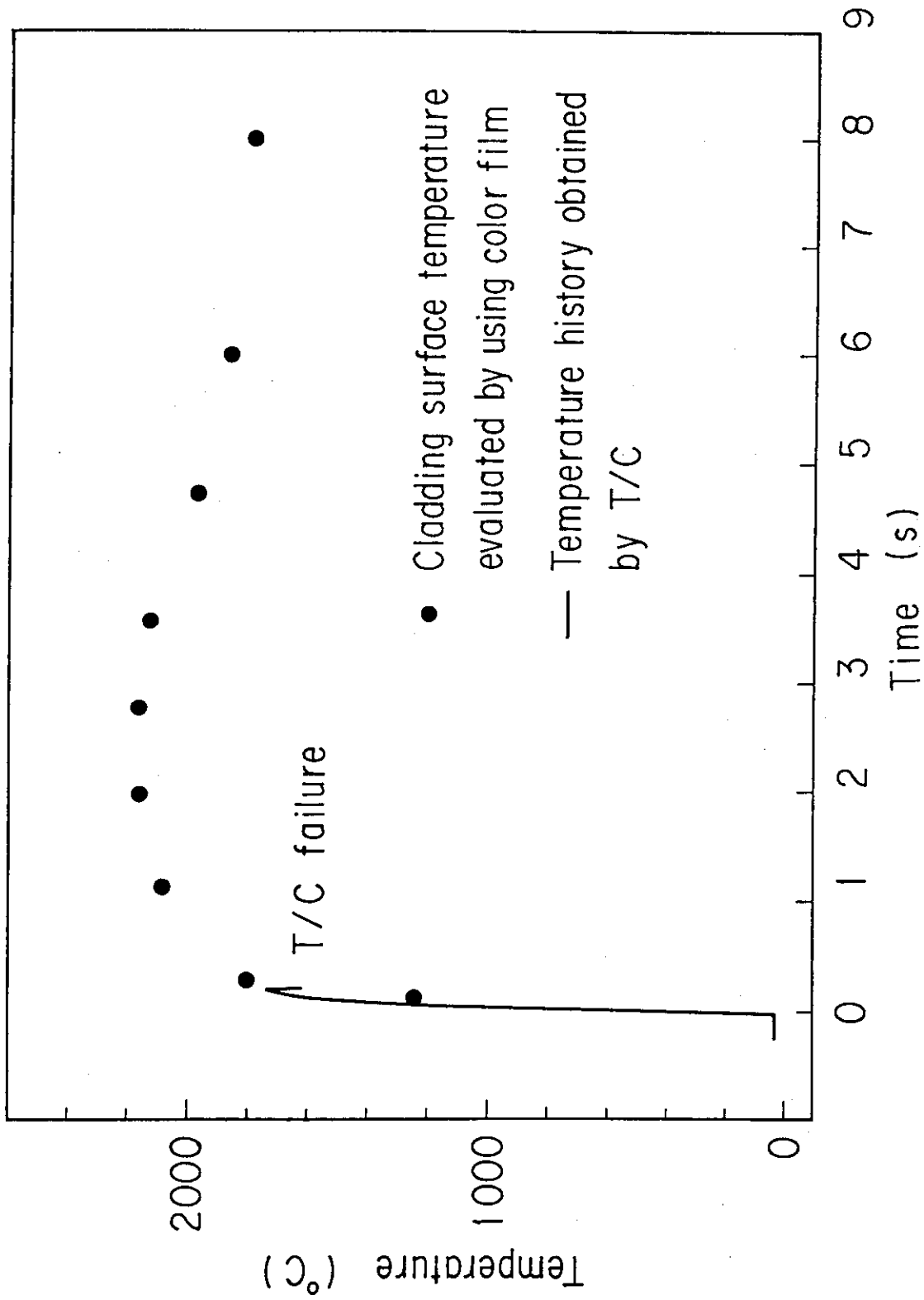


Fig. 4.4 Cladding surface temperature history at the location of T/C #2 in Test No. 600-21.

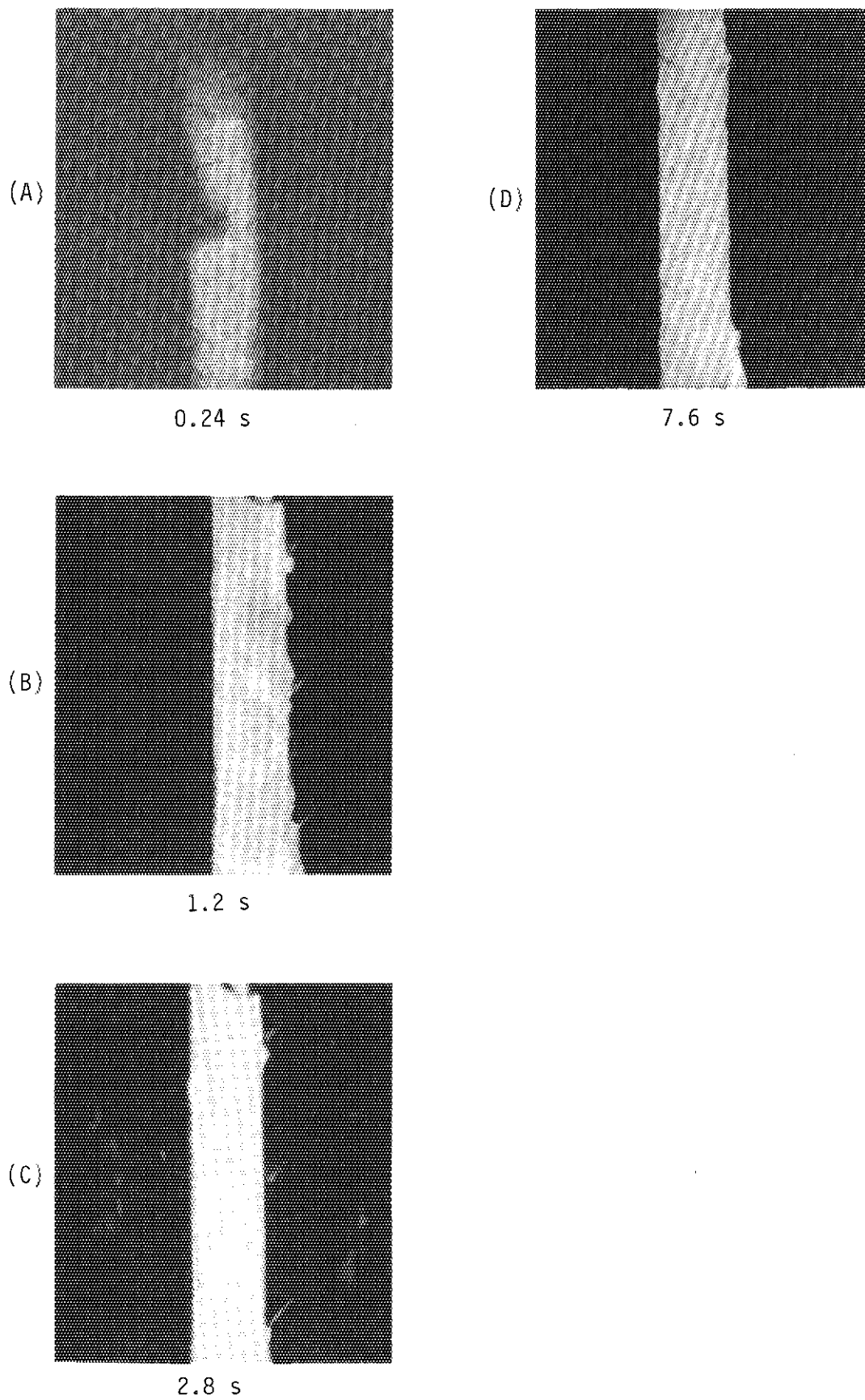


Fig. 4.5 Pictures printed from motion film taken in Test No. 600-21.

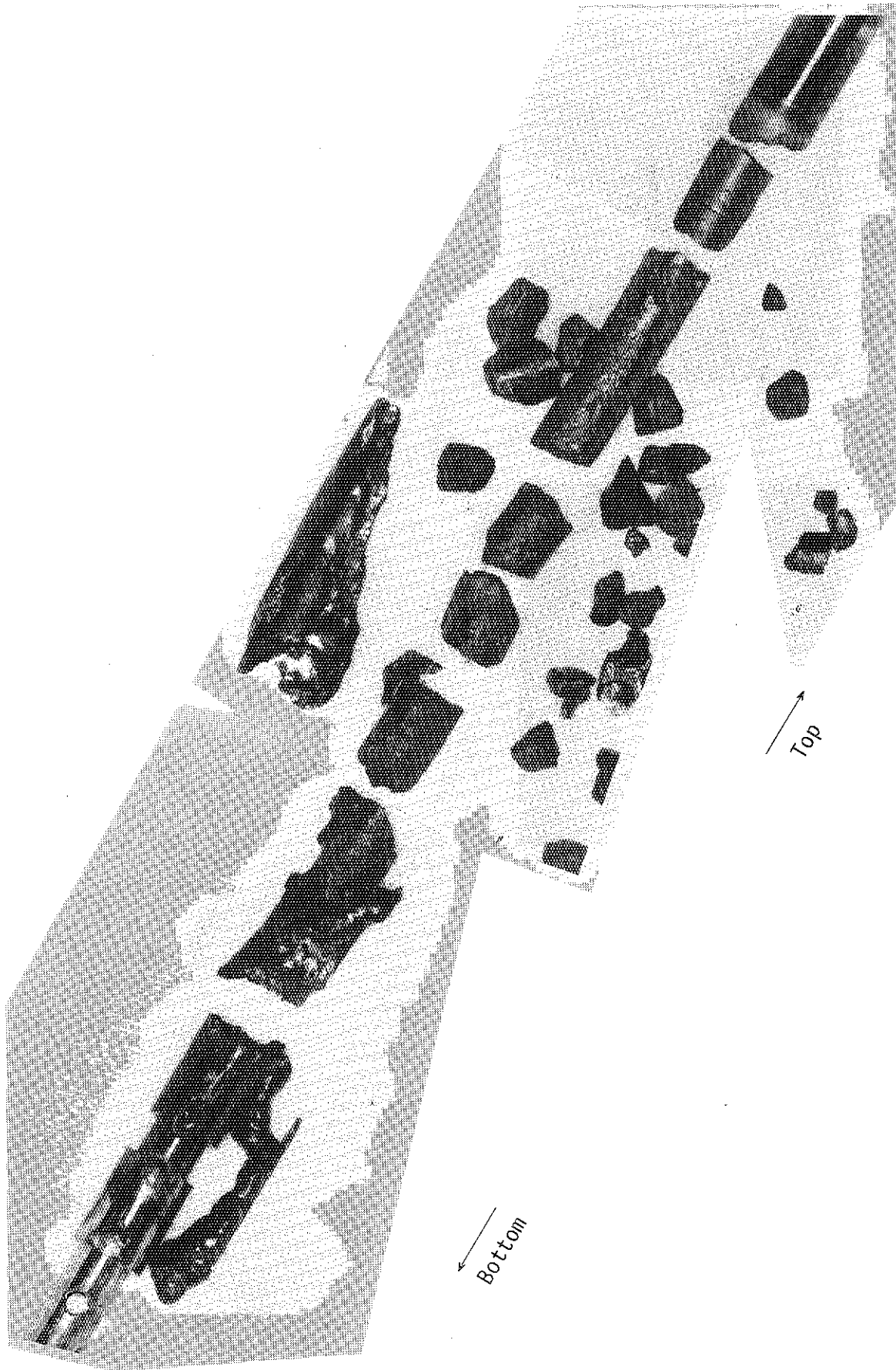


Fig. 4.6 Appearance of post test fuel rod in Test No. 600-21.

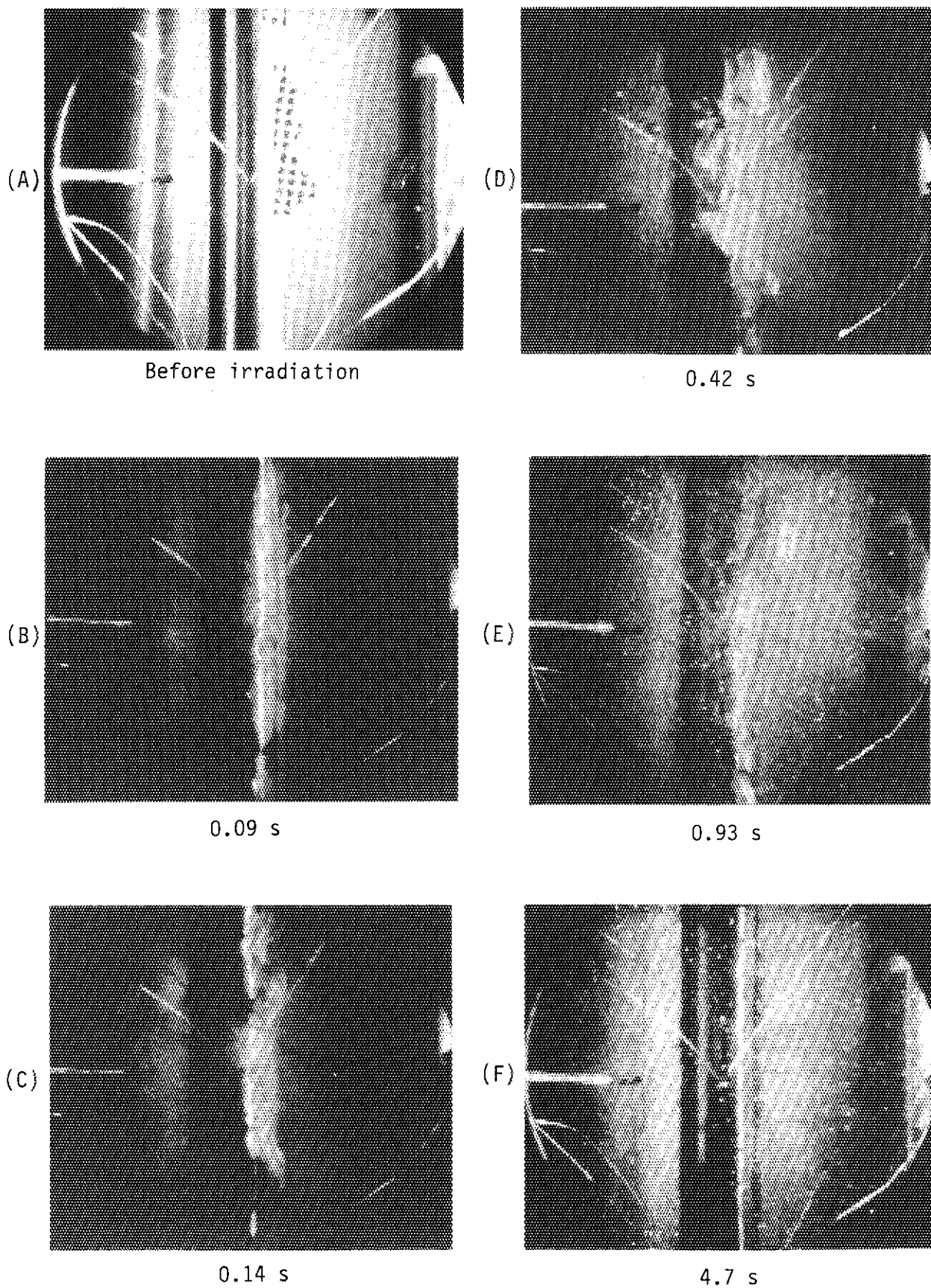


Fig. 4.7 Pictures printed from motion film taken in Test No. 600-22.

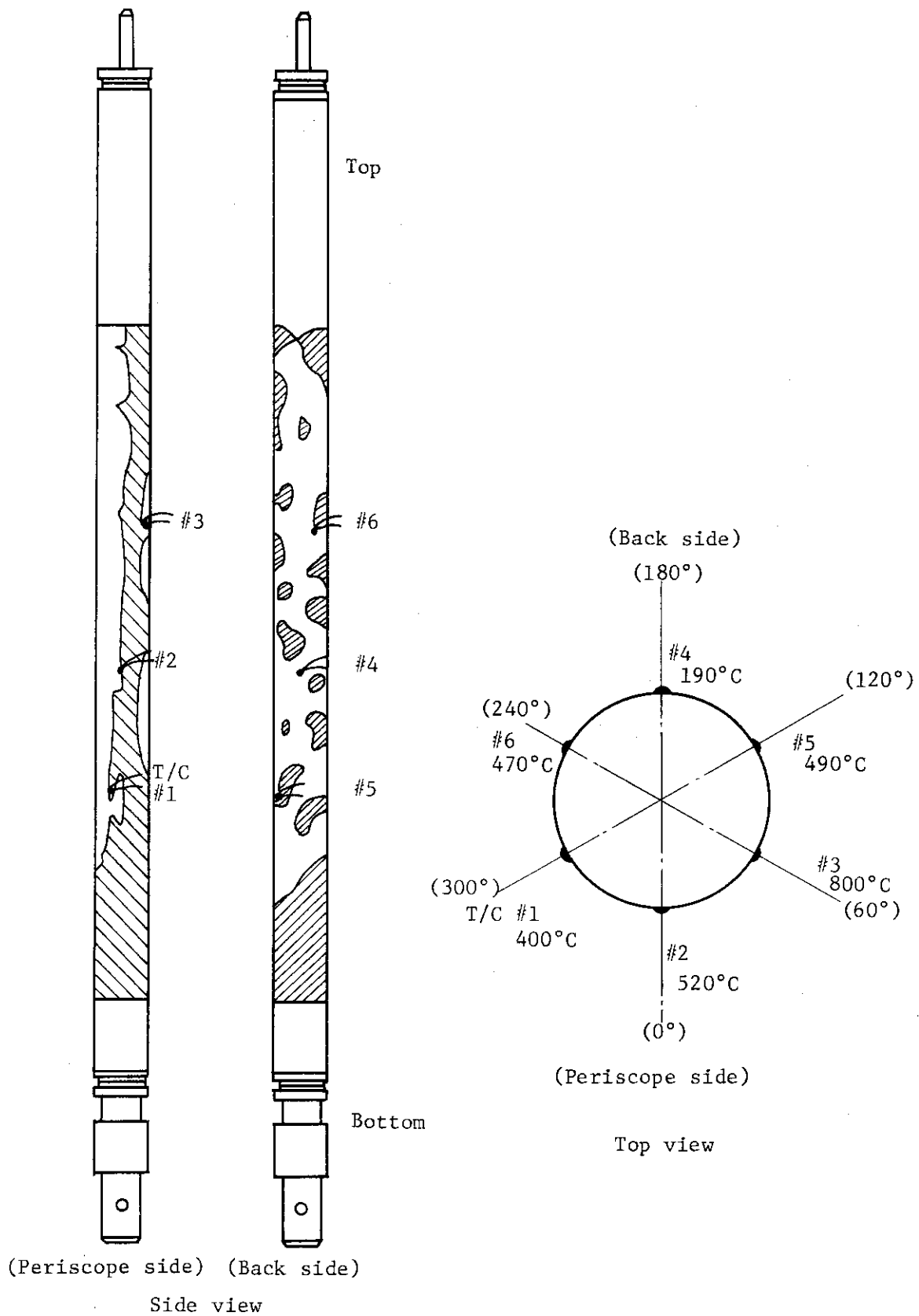


Fig. 4.8 Illustration of the post test fuel rod appearance and maximum cladding surface temperature in Test No.600-22.

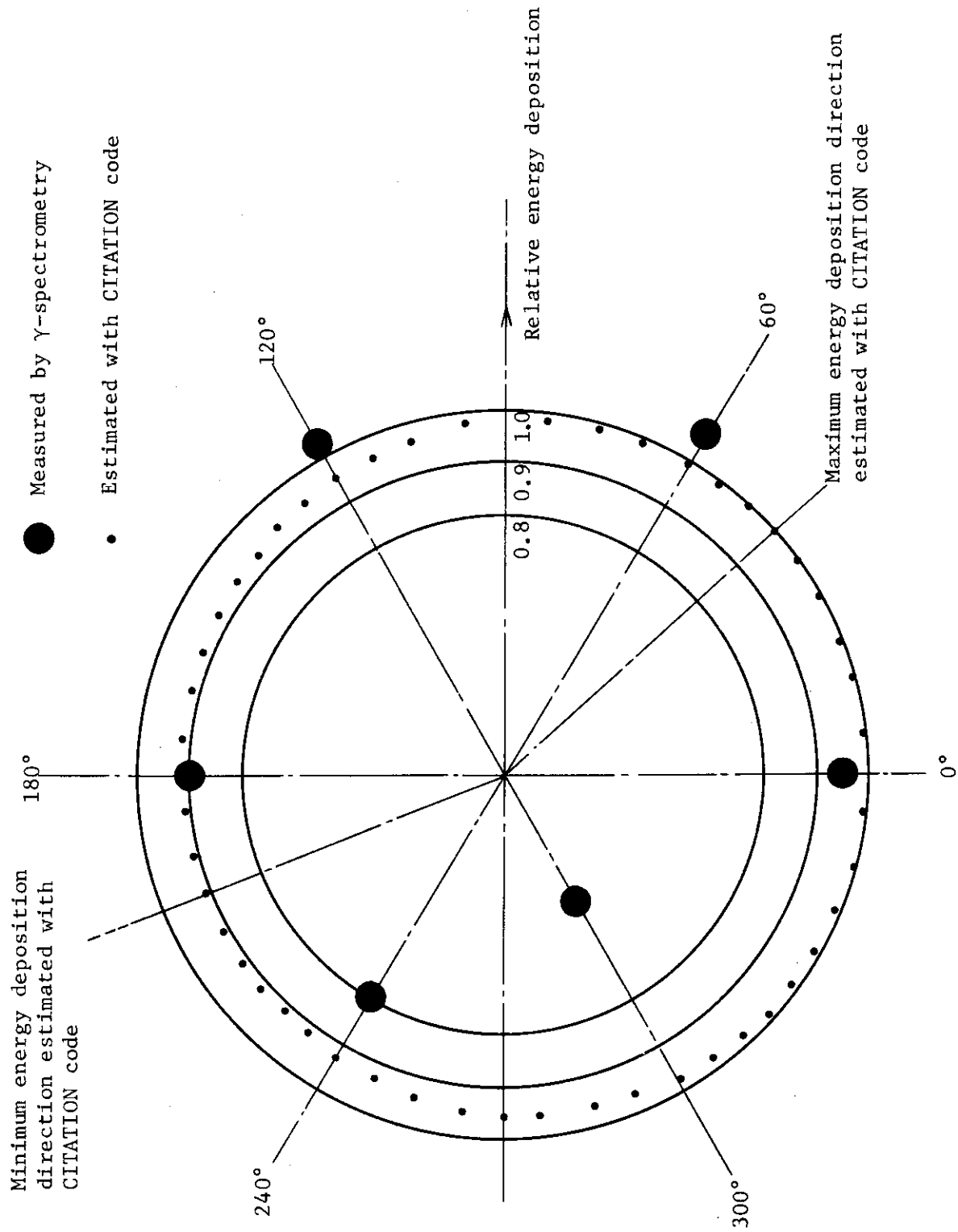


Fig. 4.9 Azimuthal variation of energy deposition in the test fuel rod in Test No.600-22. (Top view)

5. 解析コードの開発

5.1 NSR-77 コードの改良

(藤城 俊夫)

(1) 概 要

NSR-77 コードは、反応度事故及びその他の事故時における燃料棒の熱的・機械的な過渡挙動の解析を目的として開発されてきたコードである。本コードは、単一燃料棒を対象とし、これを軸対称モデルにより解析するものであるが、物性値を全て温度の関数として与え、燃料ペレットと被覆管の機械的な相互作用を計算しこれをギャップ熱伝達の変化に反映させ、また、被覆管表面での熱伝達率を反応事故時の急激な過渡変化にも対応できるよう広範な熱伝達モードを組み込むなど、燃料棒の過渡挙動を詳細に解析することが出来る。

今期実施した本コードの改良は、過渡挙動解析にジルコニウム・水蒸気反応による水素ガスの発生をモデルに組み込む事である。反応度事故条件の下では、被覆管が短時間に極めて高温に達するため、急激なジルコニウム・水蒸気反応が生じ、これによって生じた水素ガスによって冷却材のボイド率が急速に増加する。このような急激な水素ボイドの発生はこれまでも実験的には計測されていたが、解析手段が無かったために、過渡的な水素ボイド発生事象の定量的な評価は不可能であった。このため、NSR-77 コードに被覆管表面でのジルコニウム・水蒸気反応計算モデルを追加する事により、解析を試みたものである。

(2) 解析モデルの概要及び解析結果

被覆管表面でのジルコニウム・水蒸気反応の評価は、反応速度が放物線則に従うとした従来から多く用いられている関係式によって行った。これは定常条件の下で成立する関係式ではあるが、これまでの NSRR 実験において、被覆管表面に形成される酸化層の厚さが、放物線則を準定常的に適用する事により良好に評価できることが確認されている事から、過渡条件に対する適用も十分可能であろうと考えたからである。関係式としては、以下に示す Urbanic の式を用いた。

$$W_0 = \sqrt{K_w(T)} \cdot \sqrt{t} \quad \dots\dots\dots(1)$$

$$K_w = A_w \exp(-B_w/T) \quad \dots\dots\dots(2)$$

$$A_w = \begin{cases} 0.336 & \text{for } T \leq 1853 \text{ K} \\ 1.14 & \text{for } T > 1853 \text{ K} \end{cases}$$

$$B_w = \begin{cases} 16949 & \text{for } T \leq 1853 \text{ K} \\ 16739 & \text{for } T > 1853 \text{ K} \end{cases}$$

ただし、

W_0 : 単位表面積当りの酸化による重量増加 (g/cm^2)

T : 被覆管温度 (K)

t : 保持時間 (s)

K_w, A_w, B_w : Urbanic による定数

水素生成量 W_H は、(1)式より

$$W_H = \frac{4}{32} W_O \quad \dots\dots\dots(3)$$

で求める事ができる。

過渡計算においては、上式の微分を差分化し、各時間ステップ毎に、その時刻での被覆管温度において上式の関係が準定常的に成立するとして水素の生成量を求めた。又、被覆管表面に形成された ZrO_2 層に対しては、層の厚さに対応する熱伝導の低下及び反応熱による加熱の効果を熱計算の中に考慮している。

冷却材の二相流動計算においては、上式によって評価された水素ガスを、非凝縮気体の湧き出し項として、質量、運動及びエネルギーの3保存則に付加して解くのが最も基本的な解法ではある。しかし、水素発生項を考慮しない場合においても、反応度事故における急速な蒸気発生条件の下で3保存則を安定に解くには、数値解析上で多くの問題が残されており、特に NSRR 大気圧カプセル実験におけるような低圧条件では十分な解決策が得られていない。従って、本解析の場合のように、急激な水素ガスの発生を追加する事は、計算の不安定要素を更に増すことになり、CACE法等の半陰解法を導入しても、安定な解を得る事がむずかしい事が判明した。また、強制対流条件の下で実施した NSRR 実験の結果から、冷却流路の入口流量はボイド発生初期において短時間の低下を示すだけで、殆んど一定流量を保持する事が分っている。これらの事から、二相流動解析の不安定をさける簡便法として、冷却材入口流量を一定値あるいは入力で指定した時間関数に固定する方法を採用し、水素ボイドを含む二相流をスリップ流れとして取扱うこととした。

すなわち、冷却流路出口でのボイド率は次式で評価する。気相（水素ボイド）の体積流量： G_h

$$G_h = \int_0^L 2 \pi D \cdot v(T_0) \cdot \frac{dW_H}{dt} \cdot d\ell \quad \dots\dots\dots(4)$$

体積流量比： b

$$b = \frac{G_h}{G_h + G_w} \quad \dots\dots\dots(5)$$

ボイド率： a

$$a = \frac{1}{1 + 0.025 (r_g/r_\ell)^{0.46} (1/b - 1)^{0.25} + (1/b - 1)} \quad \dots\dots\dots(6)$$

ただし、

D : 流路直径 (m)

$v(T_0)$: 冷却材温度 T_0 における水素の比体積 (m^3/kg)

G_h, G_w : 水素及び冷却水の体積流量 (m^3/s)

r_g, r_ℓ : 水素及び冷却水の比重量 (kg/m^3)

強制対流条件の下でのボイド測定実験としては、Fig. 5. 1. 1 に示すような大気圧カプセルを用いた実験がある。この実験においては、カプセル内の小型の水中ポンプにより1本の燃料棒を納めた冷却流路内に冷却水を送り込み、冷却流路出においてボイド率を測定した。

Fig. 5. 1. 2 及び Fig. 5. 1. 3 は、上述の解析モデルを用いてこの大気圧カプセル強制対流実験の結果を解析した例を示したものである。Fig. 5. 1. 2 は冷却材流速 1.0 m/s の条件で発熱量 $230 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ を燃料棒に与えた場合、又、Fig. 5. 1. 3 は同じ冷却材流速条件で $275 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を与えた場合に対する解析と実験結果を比較したものである。解析値は実験値をやや上まわる傾向にあるものの、かなり良好な一致が得られている。このような結果から比較的簡単な本解析モデルが水素ボイド挙動解析に十分に有用であることが確認できた。

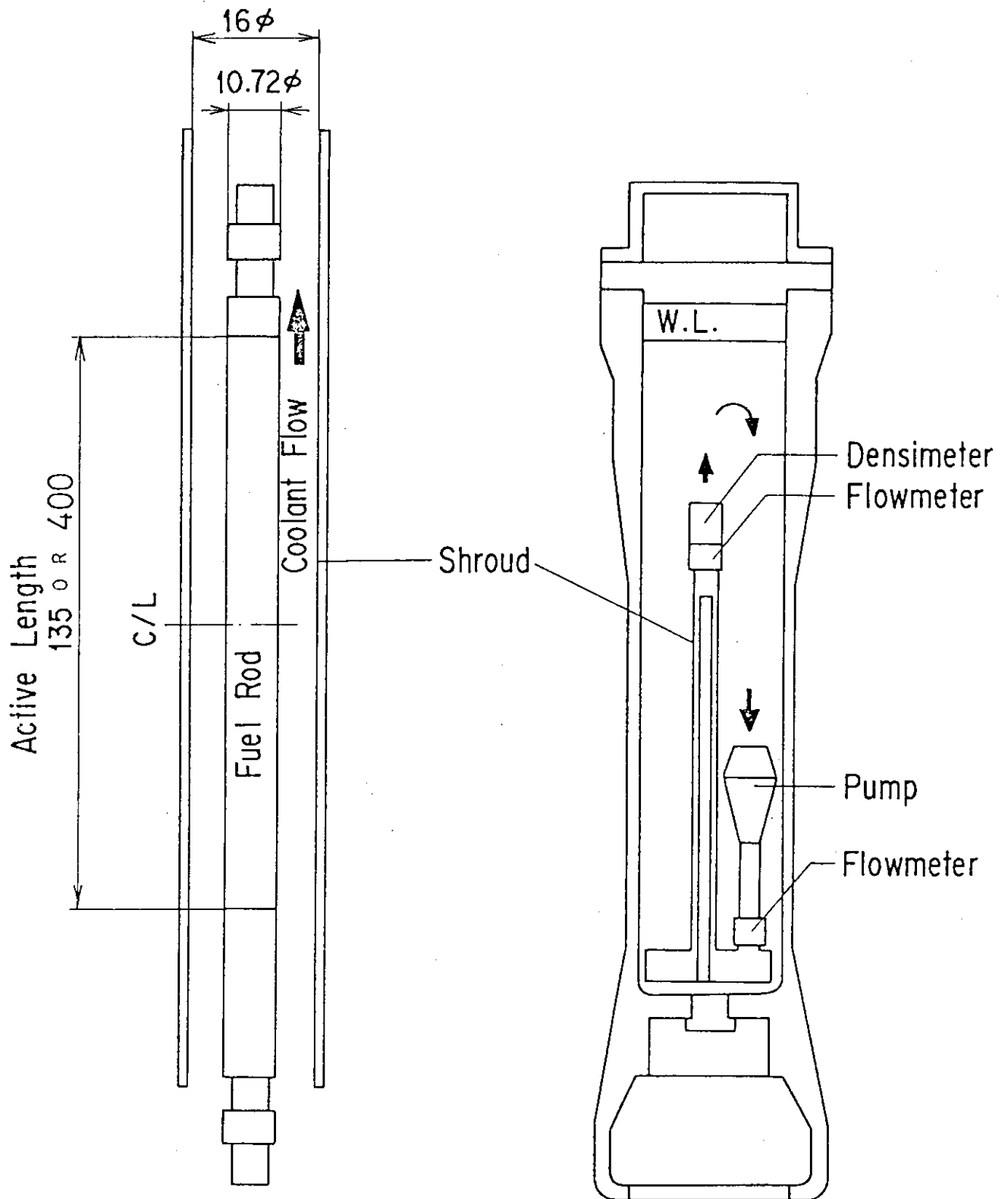


Fig. 5.1.1 Outline of in-pile two-phase flow measurement test.

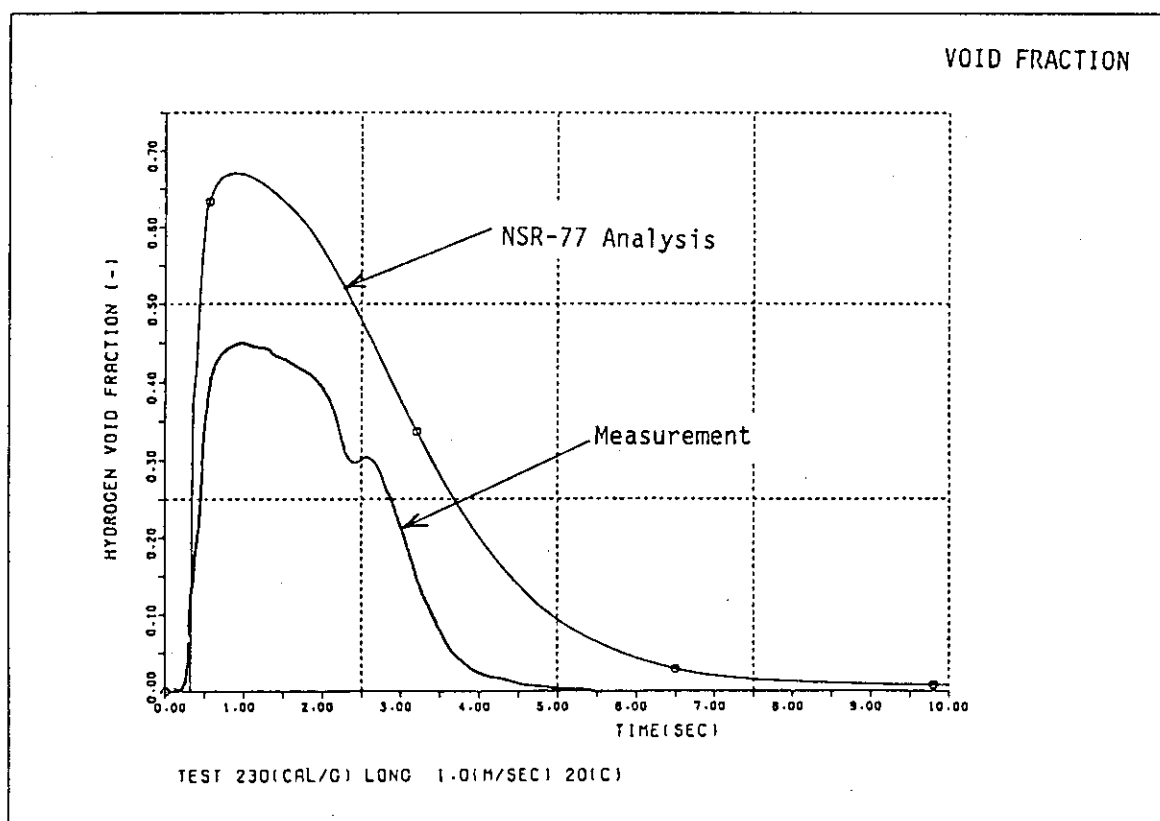
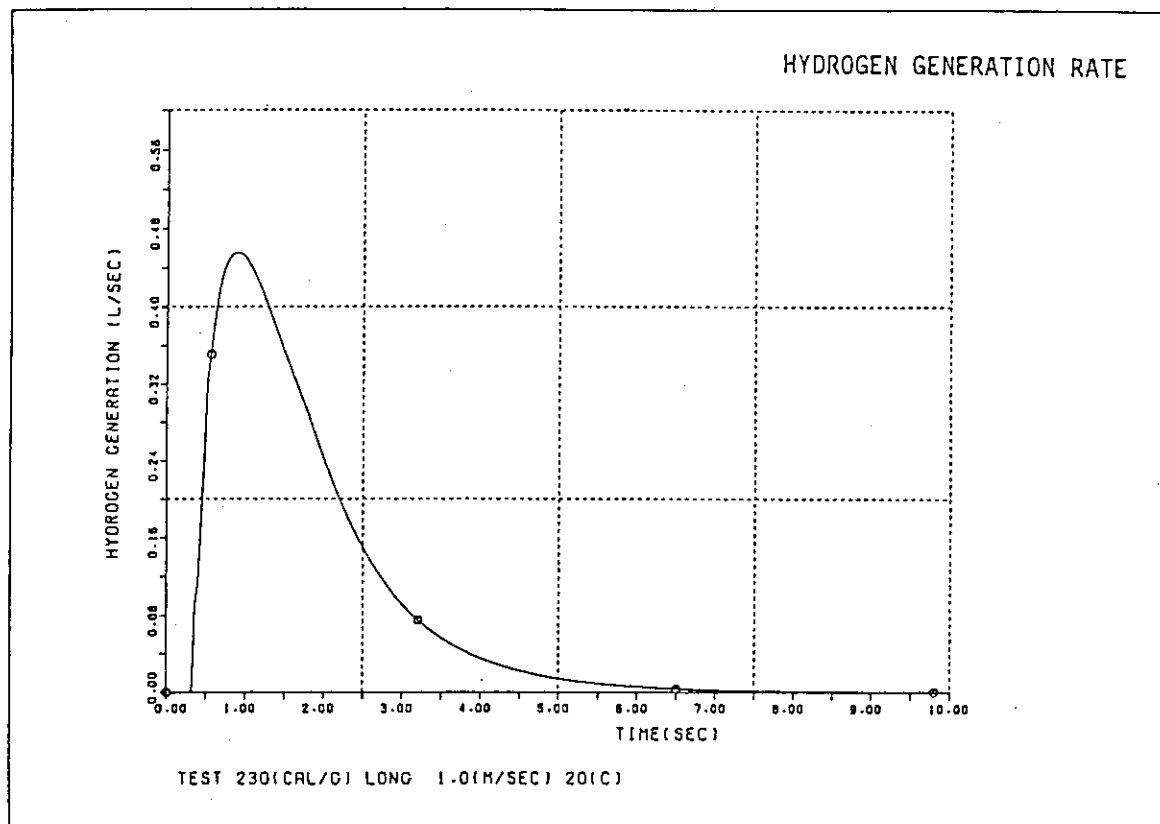


Fig. 5.1.2 Comparison of void fraction calculated by NSR-77 and measured data; 230 cal/g·UO₂, 1.0 m/s

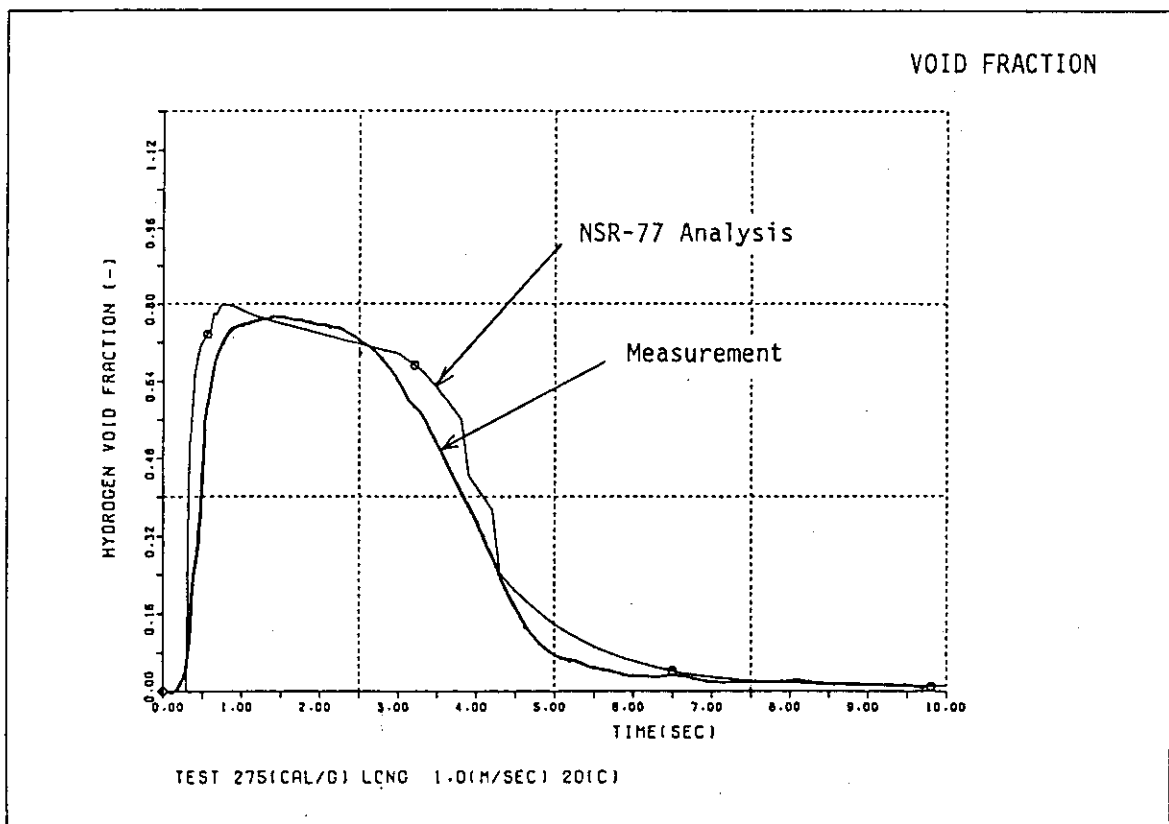
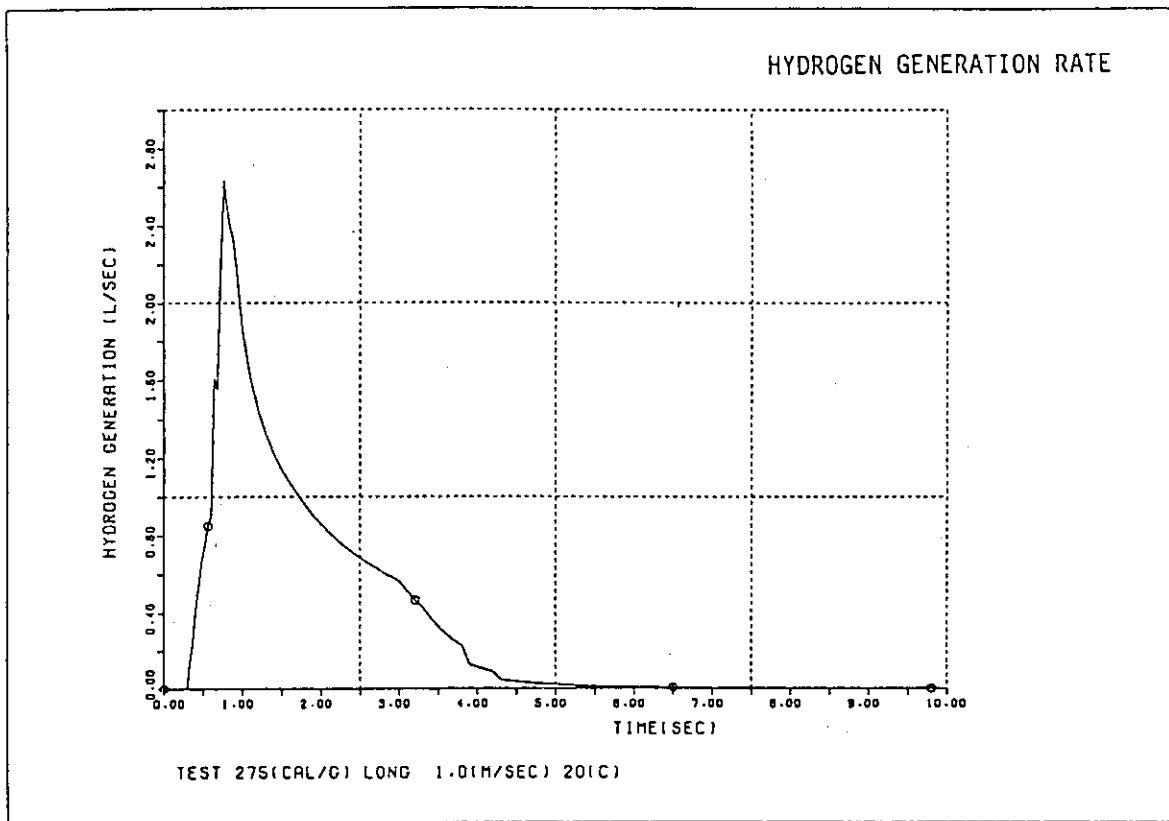


Fig. 5.1.3 Comparison of void fraction calculated by NSR-77 and measured data; 275 cal/g·UO₂, 1.0 m/s, 20°C

6. 今後の実験計画

NSRRにおける実験は、その主体が、大気圧カプセルを用いた標準実験から、高温高压カプセルを用いた燃料パラメータ実験、高温高压ループ実験、及び可視カプセル実験に移ってきている。

次期以後も、上記大型カプセル、ループを用いた実験を中心として、大気圧カプセル実験による冷却材パラメータ実験、特殊燃料実験、計装開発実験、及び燃料損傷実験等を実施する予定である。この内、冷却材パラメータ実験としては、高転換炉の冷却性を調べるための稠密格子バンドル実験、特殊燃料実験としては、BWR PCI対策燃料実験、計装開発実験としては、音響測定、ペレット加速度測定、被覆管小変形測定実験、また、燃料損傷実験としては、燃料熔融実験、冷却性実験、FP測定実験がある。

燃料挙動解析コード NSR-77 による実験解析は、今まで実施してきた大気圧カプセル・高温高压カプセル実験の解析を引き続き進めていく他、燃料内でのFPの拡散・移動を解析するための解析コード RESEC の開発を進める。

なお、今後の大きな研究課題であるバーンアップの進んだ燃料の解明に当たっては、実験に必要な諸設備の整備や炉改造に関する国の安全審査が始まっており、設計の詳細をつめるとともに、予備解析の実施、詳細な実験計画の立案も行う。

参 考 文 献

A. プログレス・レポート等

- A-1 石川, 富井監修: "NSRR 実験プログレス・レポート・1 (1975 年 10 月~1976 年 3 月)" JAERI-M 6635 (1976)
- A-2 石川, 富井監修: "NSRR 実験プログレス・レポート・2 (1976 年 4 月~1976 年 6 月)" JAERI-M 6790 (1976)
- A-3 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・3 (1976 年 7 月~1976 年 12 月)", JAERI-M 7051 (1977)
- A-4 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・4 (1977 年 1 月~1977 年 6 月)", JAERI-M 7304 (1977)
- A-5 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・5 (1977 年 7 月~1977 年 12 月)", JAERI-M 7554 (1978)
- A-6 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・6 (1978 年 1 月~1978 年 6 月)", JAERI-M 7977 (1978)
- A-7 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・7 (1978 年 7 月~1978 年 12 月)", JAERI-M 8259 (1979)
- A-8 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・8 (1979 年 1 月~1979 年 6 月)", JAERI-M 8799 (1980)
- A-9 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・9 (1979 年 7 月~1979 年 12 月)", JAERI-M 9011 (1980)
- A-10 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・10 (1980 年 1 月~1980 年 6 月)", JAERI-M 9319 (1981)
- A-11 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・11 (1980 年 7 月~1980 年 12 月)", JAERI-M 9755 (1981)
- A-12 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・12 (1981 年 1 月~1981 年 6 月)", JAERI-M 82-012 (1982)
- A-13 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・13 (1981 年 7 月~1981 年 12 月)", JAERI-M 83-193 (1983)
- A-14 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・14 (1982 年 1 月~1982 年 12 月)", JAERI-M 84-046 (1984)
- A-15 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・15 (1983 年 1 月~1983 年 12 月)", JAERI-M 84-168 (1984)
- A-16 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・16 (1984 年 1 月~1984 年 12 月)", JAERI-M 86-012 (1986)

その他, NSRR 実験結果速報(1)~(104)

B. 実験結果に関するトピカル・レポート、学会誌、国際会議提出論文等

- B-1 M. Ishikawa, S. Saito, T. Fujishiro et al. : "Some Experiences and Plans on Reactor Safety Research by NSRR", 1st US/Japan Seminar on Fast Pulse Reactors, Tokai, Japan (1976)
- B-2 M. Ishikawa : "First Progress Report of the Nuclear Safety Research (NSRR) Experiments", 4th LWR Safety Information Meeting, Washington. (1976)
- B-3 S. Saito, T. Fujishiro, T. Inabe, et al. : "Some Experiences and Inpile Experimental programme on Fuel Coolant Interaction in NSRR", Proceedings of 3rd Specialists' Meeting on the Sodium Fuel Interaction in Fast Reactors (NEA-CSNI), Tokyo, (1976)
- B-4 石川迪夫 : "NSRR実験に現われた燃料破損挙動", 火力原子力発電, vol. 28, No. 5 (1976)
- B-5 A. Morishima, et al. : "Safety of Light Water Reactor Fuel", Nuclear Power and its Fuel Cycle vol. 2, International Atomic Energy Agency, Vienna (1977)
- B-6 M. Ishikawa, et al. : "NSRR Experiments on LWR Fuel Behaviors under Reactivity Initiated Accident Conditions", Proceedings of Topical Meeting on Thermal Reactivity, CONF-770708, Sun Valley, Idaho (1977)
- B-7 塩沢周策 : "NSRR実験における標準燃料の振舞いに関する一考察", JAERI-M 7267 (1977)
- B-8 石川迪夫, 他 : "NSRR実験報告, (I)軽水炉燃料の常温・常圧下での破損実験", 日本原子力学会誌, vol. 19, No. 7 (1977)
- B-9 石川迪夫, 斎藤伸三, 他 : "NSRR実験報告, (II)軽水燃料の常温・常圧下での破損実験", 日本原子力学会誌, vol. 20, No. 10 (1978)
- B-10 大西信秋, 丹沢貞光, 他 : "NSRR実験における試験燃料の発熱量の評価" JAERI-M 7539 (1978)
- B-11 星 篤雄, 柳原 敏, 他 : "NSRR実験における燃料中心温度測定", JAERI-M 7796 (1978)
- B-12 星 篤雄, 斎藤伸三, 塩沢周策, 稲辺輝雄, 他 : "反応度事故条件下における未照射燃料の破損挙動", 日本原子力学会誌, vol. 20, No. 9 (1978)
- B-13 S. Kobayashi, et al. : "Experiment Results of Some Cluster Tests in NSRR", Journal of Nuclear Science and Technology vol. 15, No. 6 (1978)
- B-14 M. Nozawa, S. Saito, et al. : "Fast Reactor Fuel Test Program in the NSRR", For Presentation at NRC/RSR-Japan FBR Safety

- Research and Development Meeting, in Tokyo, Japan (1978)
- B-15 S. Suguri, M. Ishikawa, S. Saito, et al.: "Results of In-pile Experiments in the NSRR on Reactivity Initiated Accidents", 6th PNS-Kolloquium at Karlsruhe, KfK-2770 (1978)
- B-16 大西信秋, 丹沢貞光, 他: "反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼす発熱分布の影響", JAERI-M 6990 (1978)
- B-17 T. Fujishiro, et al.: "Light Water Reactor Fuel Response during Reactivity Initiated Accident Experiments", NUREG/CR-0269, TREE-1237 (1978)
- B-18 斎藤伸三, 石島清見, 丹沢貞光, 塩沢周策, 他: 反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼす初期ギャップ幅の影響(1), JAERI-M 8087 (1979)
- B-19 吉村富雄, 落合政昭, 藤城俊夫, 他: "NSRR実験における損耗被覆管燃料実験結果", JAERI-M 8152 (1979)
- B-20 塩沢周策, 柳原 敏, 斎藤伸三: "NSRR実験におけるジルカロイ被覆管の酸化量に関する評価", JAERI-M 8178 (1979)
- B-21 柳原 敏, 塩沢周策, 斎藤伸三: "NSRR実験におけるジルカロイ被覆管の円周方向の酸化膜厚さに基づく温度分布の評価", JAERI-M 8200 (1979)
- B-22 T. Fujishiro, et al.: "A Study on Pressure Generation Caused by Actual Fuel Failure in the NSRR Experiment", Fourth CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interaction in Nuclear Reactor Safety, Bournemouth, UK (1979)
- B-23 M. Ishikawa, S. Saito, S. Shiozawa, K. Ishijima: "A Study on Fuel Failure Mechanism for Unirradiated Fuel Rods under a Reactivity Initiated Accident Condition", International Colloquium on Irradiation Tests for Reactor Safety Programme, Petten, Netherland (1979)
- B-24 塩沢周策, 斎藤伸三, 柳原 敏: "NSRR実験における UO_2 -ジルカロイ反応" JAERI-M 8267 (1979)
- B-25 M. Mori, S. Saito, et al.: "Study on the Transient Cooling Process of a Fuel Rod in a Reactivity Initiated Accident", J. of Nuclear Science and Technology, vol. 17, No.6 June, 1980
- B-26 M. Ishikawa, et al.: "Recent Results From the NSRR Experiments", Seventh Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, USA (1979)
- B-27 斎藤伸三, 他: "サブクール水中におけるクエンチング現象と熱伝達" JAERI-M 8570 (1979)
- B-28 斎藤伸三, 塩沢周策, 柳原 敏, 他: "冷間加工および完全焼鈍被覆材の燃料破損挙動に及ぼす影響" JAERI-M 8586 (1979)

- B-29 落合政昭, 稲辺輝雄, 石島清見, 斎藤伸三, 他: “反応度事故条件下における燃料挙動に及ぼすラン・アウト出力の影響” JAERI-M 8285 (1979)
- B-30 T. Hoshi, et al.: “Fuel Failure Behavior of PCI-Remedy Fuels under the Reactivity Initiated Accident Conditions”, JAERI-M 8836 (1980)
- B-31 斎藤伸三, 稲辺輝雄, 他: “NSRRによる混合酸化物燃料の破損挙動に関する研究(I), JAERI-M 8865 (1980)
- B-32 藤城俊夫, 丹沢貞光, 他: 反応度事故条件下の燃料挙動に及ぼす冷却材の流動の影響(1), JAERI-M 9104 (1980)
- B-33 細川隆徳, 柳原 敏, 他: 反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼすペレット形状の影響”, JAERI-M 9140 (1980)
- B-34 稲辺輝雄, 斎藤伸三, 柳原 敏: “NSRRにおける混合酸化物燃料予備実験の結果”, JAERI-M 9178 (1980)
- B-35 M. Ishikawa, S. Shiozawa: “A study of Fuel Behavior under Reactivity Initiated Accident Conditions-Review”, J. Nucl. Mater. 95 (1980)
- B-36 T. Fujishiro, S. Tanzawa, et al.: “The Effects of Coolant Flow on Light Water Reactor Fuel Behavior during a Reactivity Initiated Accident”, J. Nucl. Sci. Tech. 18-3 (1981)
- B-37 大西信秋, 石島清見, 落合政昭, 丹沢貞光, 他: “TREATにおける反応度事故条件を模擬した燃料破損実験に関する検討”, JAERI-M 9488 (1981)
- B-38 藤城俊夫, 他: “NSRR強制対流実験リグのボイド発生時の流動特性”, JAERI-M 9630 (1981)
- B-39 床井博見, 他: “反応度事故に伴う破壊エネルギー発生機構の研究, 炉外可視実験報告”, JAERI-M 9840 (1981)
- B-40 斎藤伸三: 燃料棒急速加熱条件下における燃料過渡挙動の可視的研究”, JAERI-M 9756 (1981)
- B-41 藤城俊夫, 丹沢貞光, 他: “NSRR強制対流実験におけるボイド挙動の測定”, JAERI-M 9825 (1981)
- B-42 S. Saito, et al.: “Development of In-reactor Fuel Behavior Observation Facility”, J. Nucl. Sci. Tech. vol. 18, No 6, June 1981
- B-43 石川迪夫, 他: “軽水炉における事故時の燃料破損と炉心の冷却性”, 日本原子力学会誌, vol. 23, No 12 (1981年12月)
- B-44 斎藤伸三: “原子炉内燃料棒急速加熱時の燃料挙動”, 流れの可視化, vol. 2, No 5 (1982)
- B-45 岩田耕司, 他: “反応度事故時燃料挙動に及ぼす燃料棒支持条件の影響” JAERI-M 9927 (1982)
- B-46 大西信秋, 落合政昭, 石島清見, 丹沢貞光: “軽水動力炉の反応度事故条件下における

浸水燃料の破損挙動”，日本原子力学会誌，vol. 24，No. 4（1982）

- B-47 S. Saito, K. Ishijima, S. Shiozawa, K. Iwata : " Effects of Rod Pressurization on Light Water Reactor Fuel Behavior during Reactivity Initiated Accident Conditions ", J. Nucl. Sci. Tech. vol. 19, No. 4 (1982)
- B-48 S. Shiozawa, S. Saito, S. Yanagihara : " Zircaloy- UO_2 and -Water Reactions and Cladding Temperature Estimation for Rapidly Heated Fuel Rods under on RIA Condition ", J. Nucl. Sci. Tech. vol. 19, No. 5 (1982)
- B-49 S. Yanagihara, S. Shiozawa, S. Saito : " Effect of Fuel Pellet Eccentricity with the Cladding on Fuel Rod Thermal Behavior under a Reactivity Initiated Accident Condition ", J. Nucl. Sci. Tech. vol. 19, No. 5 (1982)
- B-50 岩田耕司，藤城俊夫，他： " 反応度事故条件下の燃料挙動に及ぼす冷却材流動の影響(2) - NSRR インパイル水ループ実験結果 - "，JAERI-M 82-137 (1982)
- B-51 床井博見，他： " 反応度事故条件下における高発熱量照射時の燃料微粒子化の形態 - 微粒子化燃料の粒度分布測定および粒子の観察 - "，JAERI-M 82-141 (1982)
- B-52 T. Fujishiro, S. Tanzawa : " Effects of Gap Heat Transfer on LWR Fuel Behaviors during an RIA Transient : In-pile Experimental Results with Helium and Xenon Filled Rods ", Nuclear Engineering and Design, vol. 73, No. 3 (1982)
- B-53 M. Ishikawa, et al. : " Post-Accident Core Coolability of Light Water Reactors ", Energy Developments in Japan, vol. 5 (1983)
- B-54 T. Tsuruta, T. Fujishiro : " Evaluation of Thermocouple Fin Effect in Cladding Surface Temperature Measurement during Film Boiling " J. of Nuclear Science and Technology, vol. 21, No. 7 (1984)
- B-55 柳原 敏： " NSRR 実験における燃料棒軸方向出力分布の燃料挙動に及ぼす影響 " JAERI-M 84-058 (1984)
- B-56 藤城俊夫： " 反応度事故条件下における軽水炉燃料のギャップ熱伝達の研究 " JAERI-M 84-063 (1984)
- B-57 鶴田隆治，斎藤伸三，落合政昭： " 反応度事故条件下における高発熱量負荷時の機械エネルギーと燃料の微粒子化 "，JAERI-M 84-235 (1984)
- B-58 S. Saito, Shiozawa : " Severe Fuel Damage in Steam and Helium Environments Observed in In-reactor Experiments ", Fifth International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety,

Karlsruhe, September, 1984

- B-59 K. Ishijima : "Measurement and Preliminary Analysis on Transient Cladding Deformation during Reactivity Initiated Accident Conditions", J. of Nuclear Science and Technology, vol. 22, No 2 (1985)
- B-60 T. Tsuruta, M. Ochiai, S. Saito : "Study on Fuel Fragmentation and Mechanical Energy Conversion Ratio at Rapid Deposition of High Energy in LWR Fuels", J. of Nuclear Science and Technology, vol. 22, No 9 (1985)
- B-61 S. Kawasaki, S. Saito, et al., : "Review of the JAERI's Studies on the Fuel Behavior during LOCA", IAEA Specialist's Meeting on Fuel Behavior, Sept., 1985
- B-62 柳原 敏, 鈴木敏夫 : " NSRR 実験における特殊燃料の発熱量評価 ", JAERI-M 85-208 (1985)
- B-63 K. Yanagisawa, H. Saito : " A Study on Bamboo Ridge Deformation Induced by Pellet-Cladding Interaction", Nuclear Engineering and Design, 97, 339 (1987)
- B-64 S. Tanzawa, T. Fujishiro : " Effects of Waterlogged Fuel Rod Rupture on Adjacent Fuel Rods and a Channel Box under an RIA Condition", J. of Nuclear Science and Technology, vol. 24, No 1 (1987)
- B-65 柳澤和章, T. ヨーヤン : " PCI破損燃料棒の炉内渦電流探傷実験 ", 日本原子力学会誌
- B-66 K. Yanagisawa : " Fuel Densification and Swelling : Relationship between Burn-up Induced Axial and Radial Fuel Dimensional Change", Nuclear Engineering and Design, 96, 11 (1986)
- B-67 K. Yanagisawa : " 軽水型原子炉燃料棒のペレット-被覆管相互作用に関する研究 ", JAERI-M 87-128 (1987)
- B-68 塩沢周策, 斎藤伸三, 他 : " 反応度事故条件下におけるガドリニア添加燃料棒の破損挙動に関する研究 ", JAERI-M 88-084 (1988)
- B-69 笹島栄夫, 林澤和章, 他 : " ヨウ素-127 を充填した軽水炉型未照射燃料棒の反応度投入事故 (RIA) 時の挙動に関する研究 ", JAERI-M 88-139 (1988)
- B-70 傍島 真, 更田豊志, 他 : " 高速炉の事故時燃料挙動に関する研究の現状とNSRRにおける計画 ", JAERI-M 88-158 (1988)
- B-71 柳澤和章, 金沢浩元, 他 : " 照射済軽水炉燃料の炉外焼鈍時の挙動に関する研究 ", JAERI-M 88-223 (1988)
- B-72 M. Sobajima, T. Fujishiro : " Examination of Destructive Forces in the Chernobyl Accident Based on the NSRR Experiment", Nucl. Eng. Design, 106, PP 179-190 (1988)

- B-73 M. Sobajima : "Experimental Evaluation of the Integrity of Tight-Pitch Rod Bundle for Power Transients", Proceedings of 3rd Int. Top. Mtg. on Nucl. Power Plant Thermal-Hydraulics and Operations, Seoul (1988)
- B-74 M. Sobajima : "In-pile Experiments on Tight Pitch Rod Bundle Integrity for Power Transients", Proceedings of 4th Int. Top. Mtg. on Nucl. Reac. Thermal-Hydraulics, to be held in Karlsruhe, FRG (1989)
- B-75 T. Fujishiro and T. Fuketa : "NSRR Experimental Results on Fuel/Coolant Interaction during a Severe Reactivity Initiated Accident",
- B-76 更田豊志, 藤城俊夫 : "反応度事故時の蒸気爆発に関する実験的研究", 日本機械学会論文集, 投稿中
- B-77 T. Fujishiro, T. Inabe and M. Sobajima : "Fuel Behavior during Simulated Reactivity Initiated Accidents in the NSRR Experiments and Its Application, Proc. of the 1987 Annual Meeting of CNA, St. John, (1987)

C. 計算コード, 解析結果等

- C-1 石川迪夫, 他 : "軽水動力炉の動特性解析 (核熱水力結合動特性解析コード EUREKA による解析)", JAERI-1201 (1971)
- C-2 石川迪夫, 他 : "軽水動力炉の反応度事故時に現れる減速材温度効果" 日本原子力学会誌, vol. 13, No 6 (1971)
- C-3 石川迪夫, 他 : "即発性減速材加熱 (PMH) 効果がもたらすフィードバック挙動", 日本原子力学会誌, vol. 13, No 6 (1971)
- C-4 石川迪夫, 他 : "暴走出力により誘起される即発性減速材加熱 (PMH) 効果" JAERI-M 1214 (1971)
- C-5 M. Ishikawa, et al. : "EUREKA: A Computer Code for Uranium-Oxide Fueled, Water Cooled Reactor Kinetics Analysis", JAERI-M 1235 (1974)
- C-6 大西信秋 : "重みつき残査法を用いた有限要素非定常2次元熱伝導計算コード (HEATRAN-FEM)", JAERI-M 6665 (1976)
- C-7 S. Saito : "Evaluation of Effects of Finite Mixing Time and Non-Condensable Gas on Fuel Sodium Interactions", Journal of Nuclear Science and Technology, 14 [6] (1977)
- C-8 稲辺輝雄, 他 : "準静的多元空間依炉心動特性解析コード EUREKA-SPACE" 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, S. Saito: “A Computer Code for Fuel/Coolant Interaction Analysis under LWR and LMFBF Conditions” JAERI-M 9306 (1981)
- C-14 大西信秋, 石島清見, 斎藤伸三: “軽水動力炉の事故時燃料挙動解析コード, NSR-77”,
JAERI-M 82-050 (1982)
- C-15 植村 睦, 石島清見, 他: “NSRR実験データ・バンク・システムの開発 (その2)”,
JAERI-M 82-121 (1982)
- C-16 藤城俊夫, 鶴田隆治, 他: “燃料ペレット偏心時の二次元燃料挙動解析コード, NSR-EXENTの開発 (解析モデルおよびサンプル計算結果)”, JAERI-M 83-187 (1983)
- C-17 石島清見, 稲辺輝雄: “NSRR デジタル・シミュレータの開発”, JAERI-M 84-203 (1984)
- 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: “熔融金属の水中落下実験 (熔融金属, 水相互作用における金属の微粒子化発生条件)”, JAERI-M 6281 (1975)
- D-7 NSRR管理室, 反応度安全研究室: “NSRR臨界および特性試験報告”, JAERI-M 6791 (1976)
- D-8 S. Saito, T. Inabe, T. Fujishiro, et al.: “Measurement and Evaluation on Pulsing Characteristics and Experimental Capability”,
Journal of Nuclear Science and Technology, vol. 14, No. 3 (1977)
- D-9 山崎 利, 他: “NSRR大気圧カプセルおよび実験計装の現状”, JAERI-M 7105 (1977)

- D-10 S. Saito, T. Fujishiro, et al. : " An Optical Approach for the Observation of Nuclear Fuel 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実状 ", JAERI-M 7683 (1978)
- D-12 柳原 敏, 塩沢周策, 他 : " カロリメトリ法による NSRR 試験燃料の発熱量の校正 ", 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 高温高压水カプセルの試作開発 ", JAERI-M 8274 (1979)
- D-15 橋倉宏行, 斎藤伸三 : " NSRR 実験孔内中性子束及び 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)
- D-17 丹沢貞光, 他 : " NSRR 高温高压ループの開発 ", JAERI-M 83-039 (1983)
- D-18 山崎 利 : " NSRR カプセル強度確認試験における評価方法の検討 ", JAERI-M 85-015 (1985)
- D-19 稲辺輝雄, 石島清見, 他 : " 改良型パルス運転のための NSRR 計測制御系統施設の安全設計 ", JAERI-M 88-113 (1988)
- D-20 稲辺輝夫, 寺門義文, 他 : " 改良型パルス運転及び照射済燃料実験のための NSRR 原子炉施設の変更に係る安全評価 ", JAERI-M 88-218 (1988)
- D-21 柳澤和章, 山崎 利, 他 : " 反応度事故条件下における燃料棒内圧及び伸び測定による破損検出 " JAERI-M 89-055 (1989)
- D-22 S. Tanzawa, T. Fujishiro, et al. : Shock Structural Test for NSRR Experimental Capsule by Using Slow Explosive ", 10th SMIRT, August, Anaheim (1989)
- D-23 傍島 真 : " 気液二相流計測法の開発と応用 ", 日本混相流学会, 5月, 大阪 (1989)
- 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 蔦雄, 他 : “PCM研究の現状” JAERI-M 6927 (1977)
- E-6 石川迪夫, 斎藤伸三, 他 : “軽水炉事故時燃料挙動に関する炉内実験の現状と将来計画”,
日本原子力学会誌 20〔12〕(1978)
- E-7 M. Ishikawa, S. Saito, et al. : “Present Status and Future Plan of In-Reactor Experiments on Fuel Behavior under Accidental Conditions of Light Water Reactor”, Energy Development in Japan, vol. 2 (1979)
- E-8 M. Ishikawa, et al. : “In Reactor Experiments in Japan” Seventh Reactor Safety Research Information Meeting, Geithersburg, USA (1979)
- E-9 大西信秋 : “NSRR の概要と制御棒校正について”, 炉物理の研究
- E-10 S. Saito : “Activities on Fuel-Coolant Interaction in JAERI”, OECD-NEA Fuel-Coolant Interaction Newsletter SINDO (82) 1, No.2 (1982)

F. その他

- F-1 傍島 真 : “軽水炉非常用炉心冷却系の性能評価に係る熱水力学的研究”, JAERI-M 85-122 (1985)
- F-2 傍島 真 : “熱利用率 100 %に近い原子力都市一構想”, 日本原子力学会誌
- F-3 藤城俊夫 : “原子炉事故のシミュレーション”, 日本シミュレーション学会誌, vol. 6, No.1 (1987)

付録A NSRR 炉の概要

(1) NSRR の構成

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

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

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

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

(2) 炉心構成

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

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

燃料は、Fig. A-2に示すように、内径22cmの六角形の中空実験孔の周囲に稠密に配列され炉心を構成する。炉心内の燃料本数は149本であり、炉心は約\$8.5の余剰反応度を有する。また、炉心内には安全棒2本、調整棒6本 (いずれも燃料フォロア型制御棒) の制御棒のほかに、パルス出力発生のために用いるトランジェント棒3本がある。トランジェント棒はB、Cの中性子吸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を調節しうる。

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

(3) パルス特性

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

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

(4) 実験能力

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

Fig. A-6は、各投入反応度のパルス運転によって試験燃料に与える断熱的な最大発熱量を示す。同図から分るように、例えば最大投入反応度によるパルスが5%濃縮のPWR型試験燃料に与え発熱量は約340 cal/g・UO₂でこれはUO₂の溶融エンタルピーを十分に上まわるものである。

Table A-1 Characteristics of NSRR

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

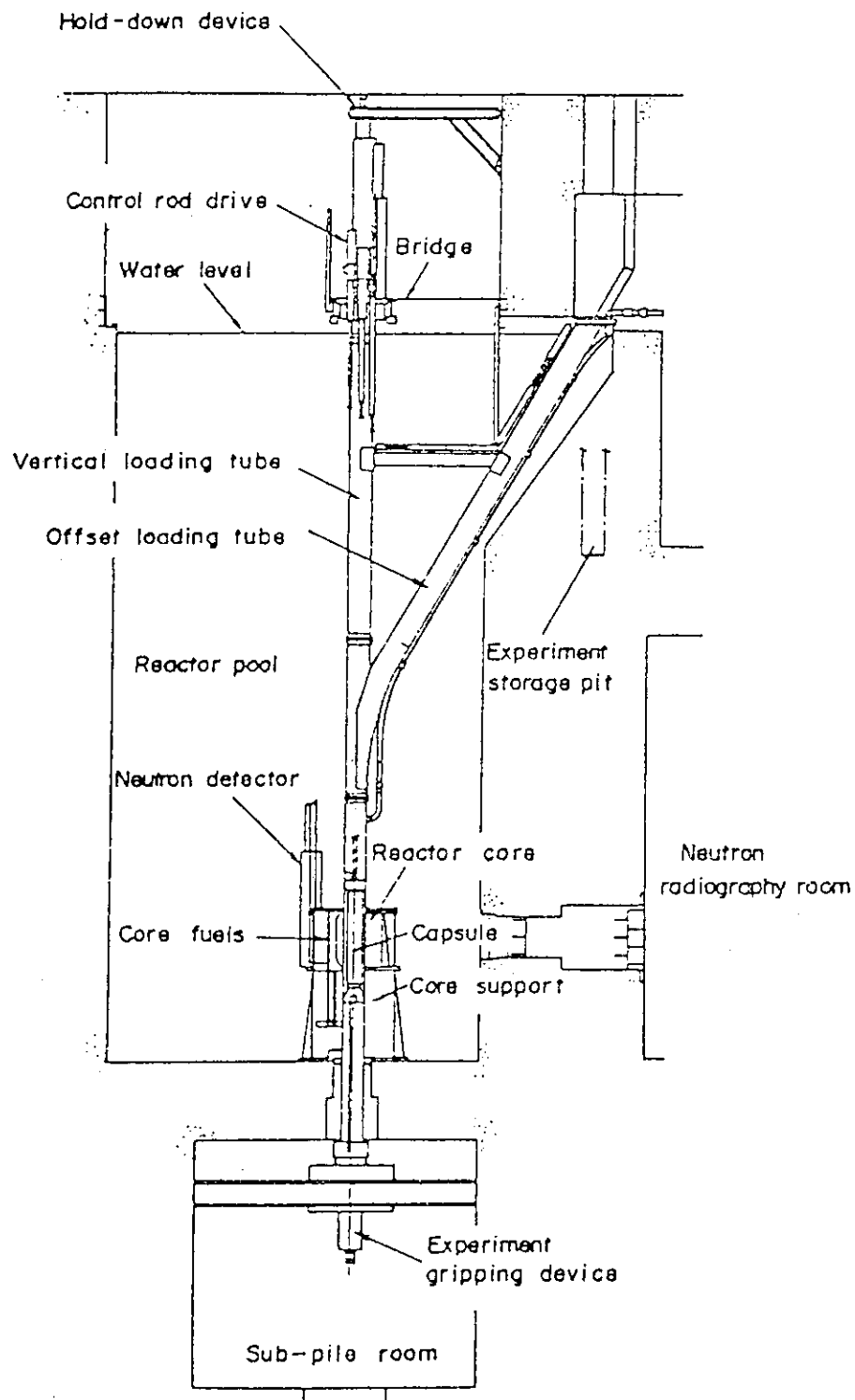


Fig. A-1 General arrangement of NSRR.

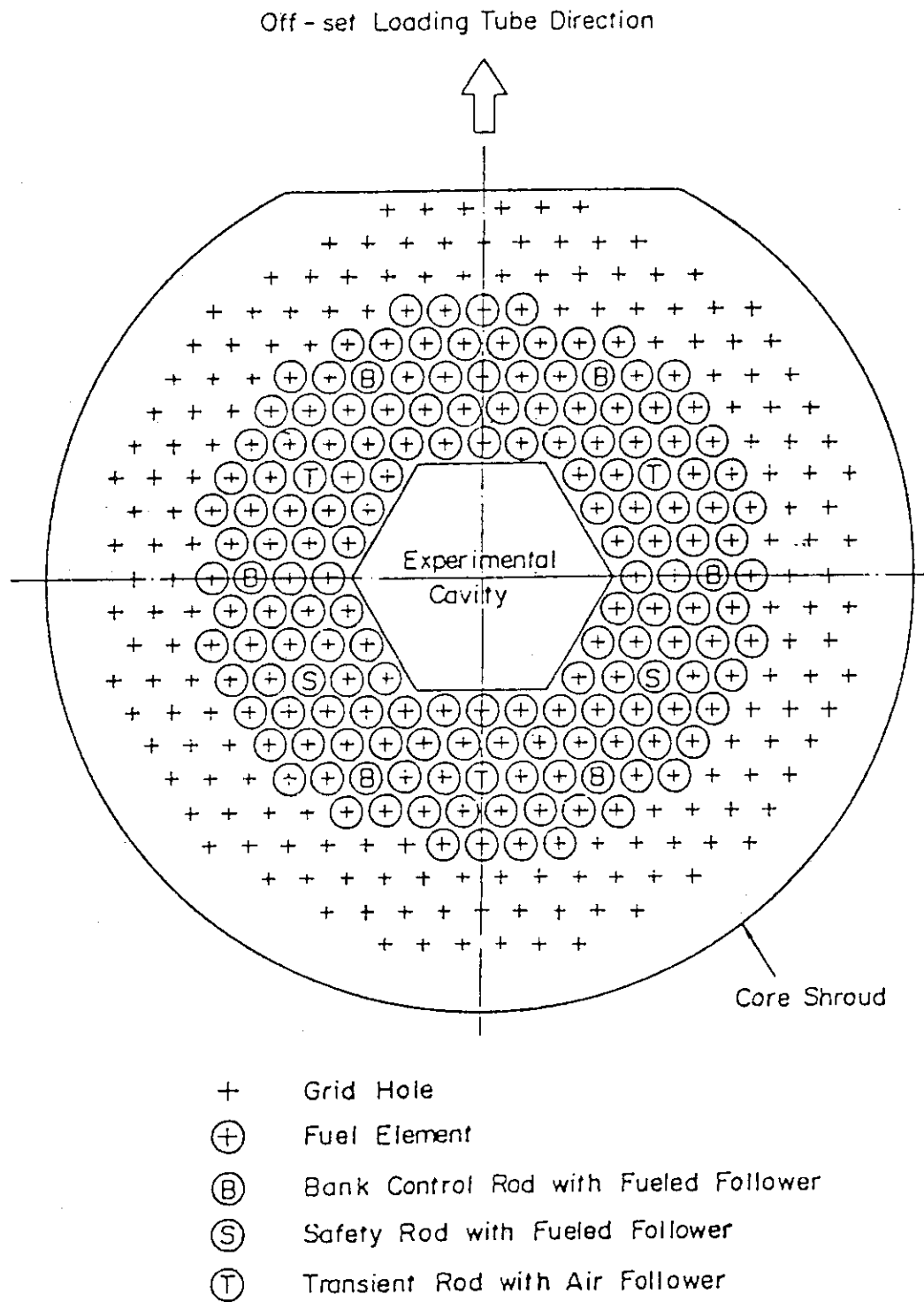


Fig. A-2 Operational core configuration.

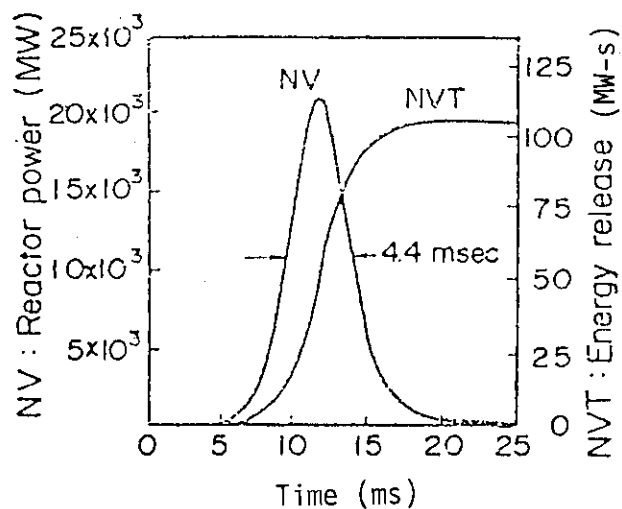


Fig. A-3 Reactor power and core energy release given by \$4.67 pulse.

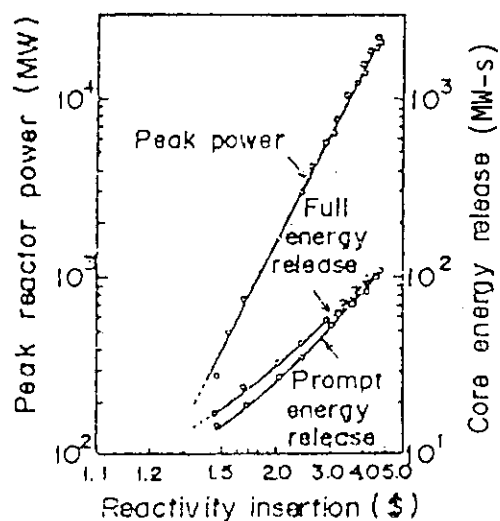


Fig. A-4 Peak reactor power and core energy release versus reactivity insertion.

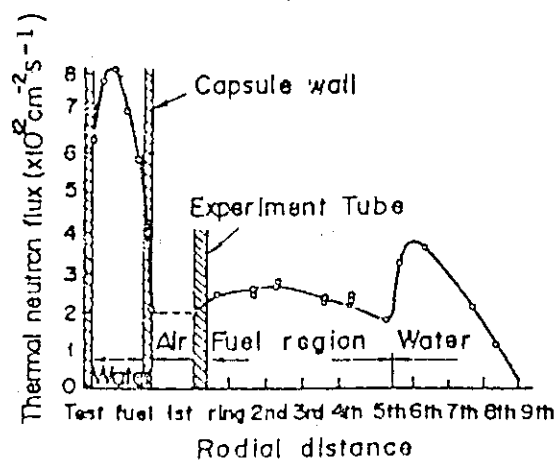


Fig. A-5 Radial thermal neutron flux distribution in the core and capsule.

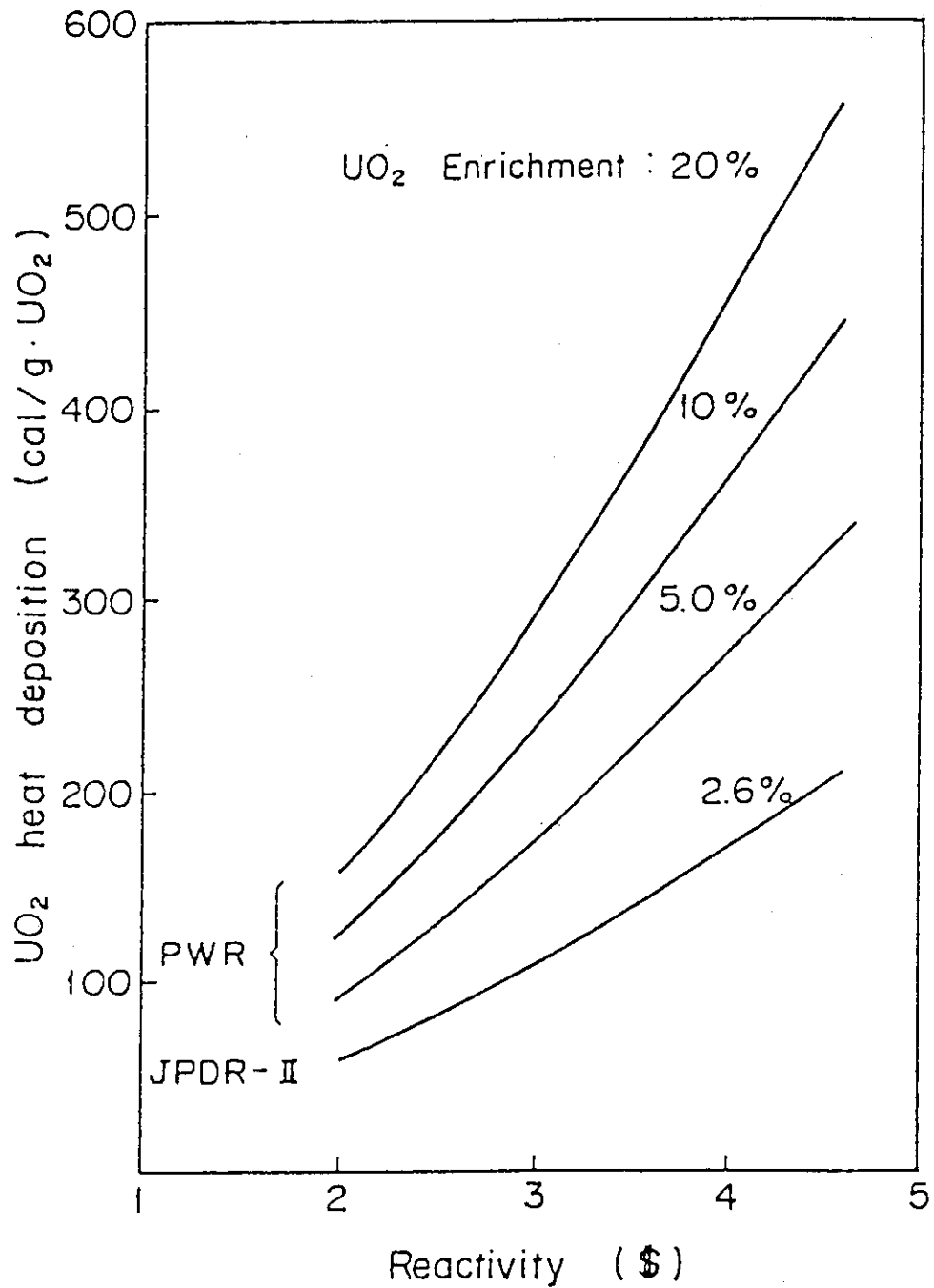


Fig. A-6 Heat deposition in a LWR size test fuel rod contained in a capsule with water as a function of inserted reactivity in pulsing operation.

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

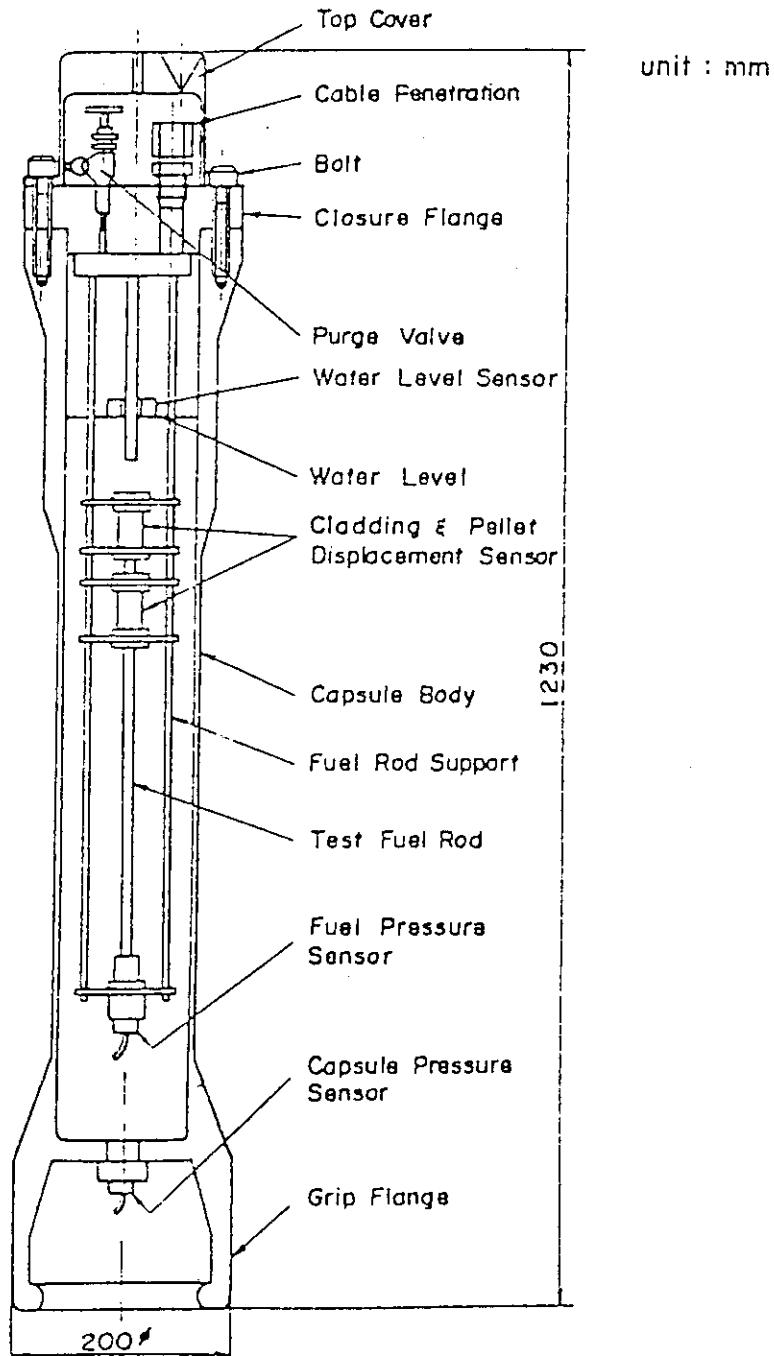


Fig. B-1 Standard water capsule.

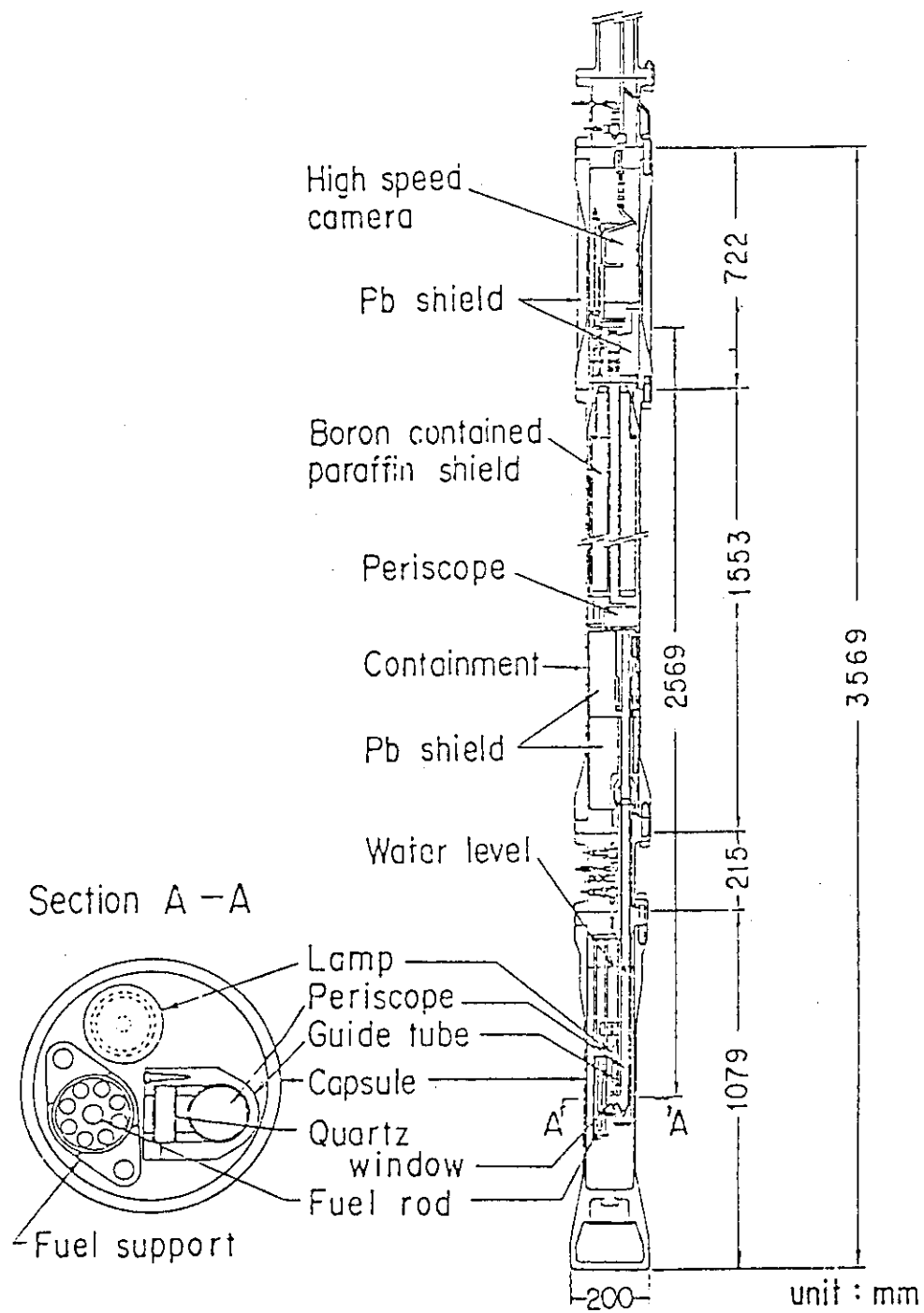


Fig. B-2 Schematic configuration of in-reactor fuel behavior observation system.

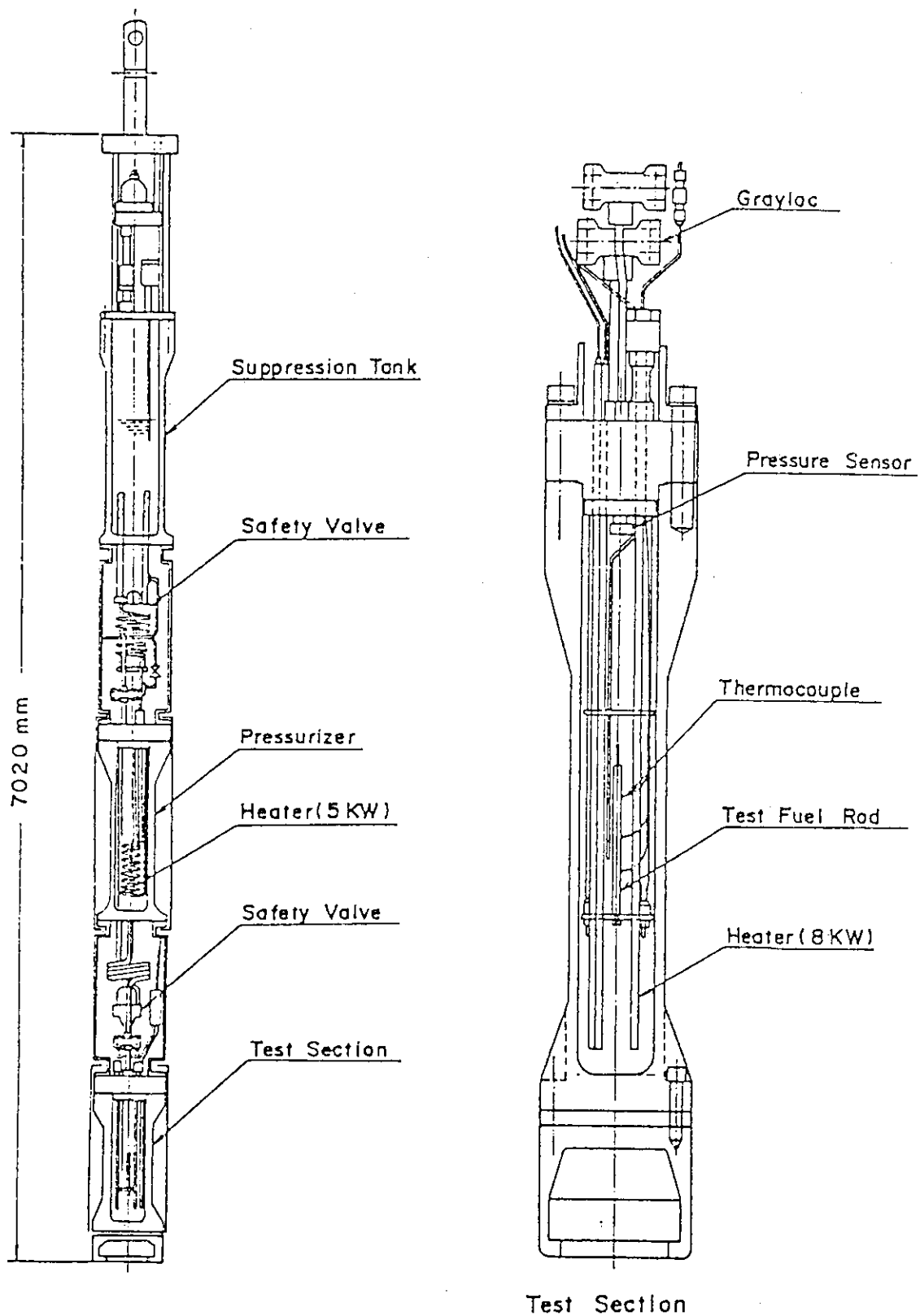


Fig. B-3 Schematic of high pressure capsule.

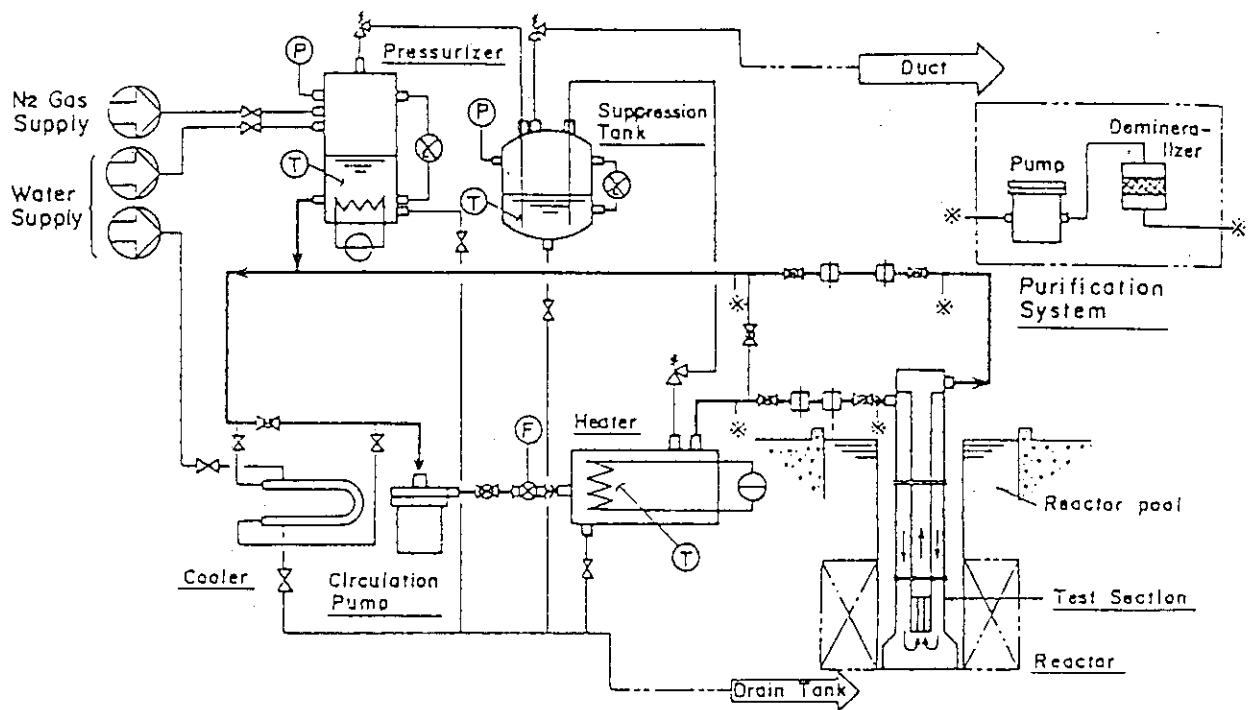


Fig. B-4 LP, LT loop

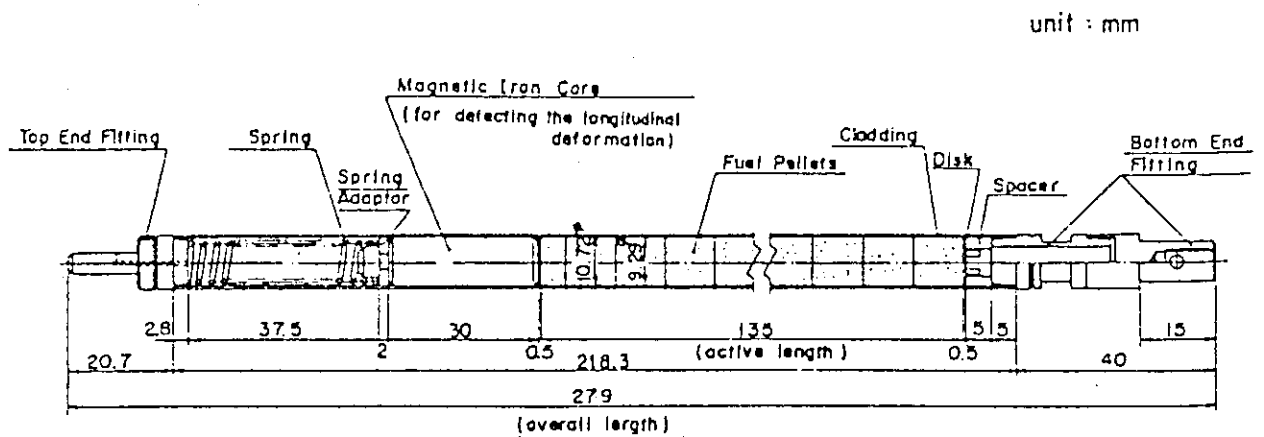


Fig. B-5 Standard type test fuel

付録C NSRR実験概要一覧

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

Table C Summary of the NSRR experiments

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

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
103-31-1	1277	122	5.41	Standard	10.0	S		
103-31-2	1278	112	6.52	Standard	10.0	S		
103-31-3	1279	95	9.28	Standard	10.0	S		
103-32	1295	99	9.49	Standard	10.0	S		
103-33	1302	95	9.49	Pressurized	10.0	S		
104-1	831	112	6.13	Short-sized	10.0	S		
104-2	848	376	1.34	Short-sized	10.0	S		○
104-3	861	380	1.34	Short-sized	10.0	S		○
104-4	893	299	1.69	Short-sized	10.0	S		○
104-5	951	420	1.24	Special	10.0	S		○
104-6	1005	200	2.63	Special	10.0	S		○
104-7	1035	170	3.18	Standard	10.0	S		○
104-8	—	205	—	Standard	10.0	S		
104-10	1258	210	2.31	Standard	10.0	S		○
104-11	1293	180	3.18	Standard	10.0	S		
104-12	1300	210	2.49	Pre-oxidized	10.0	S		○
104-13	1315	210	2.49	Pre-oxidized	10.0	S		○
105-1	1191	306	2.08	Standard	10.0	S		○
105-2-1	1287	80	7.45	Standard	10.0	S		
105-2-2	1288	150	3.56	Standard	10.0	S		
105-2-3	1289	200	2.52	Standard	10.0	S		
105-3*	1588	275	1.94	Standard	10.0, 0.71	S	○	
105-4*	1593	235	2.25	Standard	10.0, 0.71	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		○

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
111-9	236	158	1.59	JP-II	2.6	S		
111-10	237	204	1.23	JP-II	2.6	S		
111-12	299	179	2.23	Standard	10.0	S		
111-12B	1027	165	3.59	Standard	10.0	S		
111-13	340	140	4.48	Standard	10.0	S		
111-14	362	161	3.82	Standard	10.0	S		
111-16	351	221	2.77	Standard	10.0	S		
111-17	363	229	2.57	Standard	10.0	S		
111-18	547	485	1.39	Standard	20.0	S		○
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	10.0	S		○
111-25	1001	475	1.40	Standard	10.0	S		○
111-26	1020	528	1.35	Standard	10.0	S		○
111-27	1057	529	1.37	Standard	20.0	S		○
111-28	1080	474	1.40	Standard	20.0	S		○
111-29	1090	432	1.26	Standard	10.0	S		○
111-30	1108	508	1.30	Standard	20.0	S		○
111-31	1117	508	1.30	Standard	20.0	S		○
111-32	1158	436	1.19	Standard	10.0	S		○
111-33	1163	432	1.26	Standard	10.0	S		○
111-34	1165	430	1.26	Standard	10.0	S		○
111-35	1179	428	1.26	Standard	10.0	S		○
111-36	1189	414	1.38	Standard	10.0	S		○
111-37	1188	432	1.26	Standard	20.0	B		○
111-38	1192	424	1.26	Standard	10.0	S		
111-39	1195	432	1.34	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
111-40	1202	395	1.14	Standard	20.0	B	○	
111-41	1196	152.2	3.20	Standard	20.0	B	○	
111-42	1334	386	1.69	Standard	20.0	S		○
111-43	1267	439	1.23	Standard	10.0	S	○	
111-44	1342	423	1.31	Standard	10.0	S		○
111-45	1348	392	1.36	Standard	10.0	S		○
111-46	1368	422	1.26	Standard	10.0	S		○
113-1	303	245	2.22	Standard	10.0	S	○	
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		○
115-4	503	262	2.05	Standard	10.0	S	○	
115-5	514	239	2.42	Standard	10.0	S		○
115-6	527	342	1.56	Standard	10.0	S		
115-7	521	221	2.66	Standard	10.0	S		
115-8	641	197	2.89	Standard	10.0	S	○	
115-9	631	157	3.62	Standard	10.0	S		
115-10	594	153	3.82	Standard	10.0	S	○	
115-11	669	214	2.44	Standard	10.0	S		
115-12	678	248	2.03	Standard	10.0	S		
115-22	889	342	1.56	Standard	10.0	S		○
115-23	894	331	1.56	Standard	10.0	S		○
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		○
115-27B	1162	379	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		○
115-31	982	342	1.56	Standard	10.0	S	○	
115-31B	1068	327	1.63	Standard	10.0	S		○

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
115-32	1041	190	2.91	Pressurized	10.0	S	○	
115-33	1075	175	2.85	Pressurized	10.0	S	○	
115-34	1085	168	3.30	Pressurized	10.0	S		
115-35	1109	190	2.91	Pressurized	10.0	S	○	
115-36	1157	192	2.77	Standard	10.0	S	○	
115-37	1218	203	2.47	Standard	10.0	B(3)		
115-38	1255	175	3.25	Standard	10.0, 0.71	S		
115-39	1259	180	3.06	Standard	10.0, 0.71	S		
115-40	1263	159	3.59	Standard	10.0, 0.71	S		
115-42	1339	200	2.63	Pressurized	10.0	S	○	
115-43	1346	187	2.91	Pressurized	10.0	S	○	
115-44	1349	201	2.63	Pressurized	10.0	S		
115-45	1372	214	2.44	Pressurized	10.0, 0.71	S		
115-46	1392	243	2.13	Pressurized	10.0, 0.71	S	○	
115-47	1447	224	2.33	Pressurized	10.0, 0.71	S		
115-48	1481	175	3.25	Pressurized	10.0, 0.71			
115-51*	1565	282	2.19	Small O.D Zry-2	10.0, 0.71	S	○	
115-52*	1590	284	2.35	"	10.0, 0.71	S	○	
115-53*	1598	276	2.42	"	10.0, 0.71	S		
115-54*	1608	273	2.42	"	10.0, 0.71	S		
115-55*	1619	269	2.42	"	10.0, 0.71	S		
115-56*	1622	388	1.66	"	10.0, 0.71	S	○	
120-1	1206	130	3.22	Standard	10.0	S		
120-2	1213	42	14.86	Standard	10.0	S		
120-3-1	1285	42	15.98	Wide gap	10.0	S		
120-3-2	1286	130	3.59	Wide gap	10.0	S		
120-4-1	1312	45	20.62	Wide gap	10.0	S		
120-4-2	1313	140	4.00	Wide gap	10.0	S		
120-5-1	1350	138	4.00	Wide gap	10.0	S		
120-5-2	1351	179	2.97	Wide gap	10.0	S		
200-1-1	182	39	28.63	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
200-1-2	183	241	2.36	Standard	10.0	S		
200-2-1	179	116	5.96	Standard	10.0	S		
200-2-2	180	271	2.04	Standard	10.0	S	○	
200-3	148	176	3.33	Standard	10.0	S		
200-4	181	233	2.36	Standard	10.0	S		
200-4B	1028	232	2.33	Standard	10.0	S		
200-4C	1176	227	2.42	Standard	10.0	S		
200-5	189	264	2.09	Standard	10.0	S	○	
200-5B	246	267	2.03	Standard	10.0	S	○	
200-5C	1029	258	2.15	Standard	10.0	S		○
200-5D	1115	261	2.06	Standard	10.0	S	○	
200-6	187	271	2.00	Standard	10.0	S	○	
200-6B	247	276	1.95	Standard	10.0	S		○
200-6C	1030	261	2.06	Standard	10.0	S	○	
200-7	191	295	1.83	Standard	10.0	S		
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		○

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
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	○	
205-2-1	558	151	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-2	559	154	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-3	560	155	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-4	561	234	2.31	Standard	10.0	S		
205-5-1	601	147	4.00	Standard	10.0	S		
205-5-2	602	177	3.25	Standard	10.0	S		
205-5-3	603	208	2.77	Standard	10.0	S		
205-5-4	604	228	2.44	Standard	10.0	S		
205-5-5	605	242	2.19	Standard	10.0	S		
206-1-1	566	36	20.62	Standard	10.0	S		
206-1-2	567	34	20.62	Standard	10.0	S		
206-1-3	568	66	10.98	Standard	10.0	S		
206-1-4	569	157	4.00	Standard	10.0	S		
206-1-5	570	216	3.82	Standard	10.0	S		
206-1-6	571	247	3.82	Standard	10.0	S		
206-2-1	597	157	4.00	Standard	10.0	S		
206-2-2	598	160	4.00	Standard	10.0	S		
206-2-3	599	160	4.00	Standard	10.0	S		
206-2-4	600	238	2.31	Standard	10.0	S		○
206-3	677	322	1.67	Standard	10.0	S		
206-4-1	685	149	4.00	Special	10.0	S		
206-4-2	686	240	2.31	Special	10.0	S		
206-4-3	687	286	1.78	Special	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
206-5-1	635	146	4.00	Standard	10.0	S		
206-5-2	636	178	3.25	Standard	10.0	S		
206-5-3	637	219	2.77	Standard	10.0	S		
206-5-4	638	235	2.44	Standard	10.0	S		
206-5-5	639	259	2.08	Standard	10.0	S		
206-6-1	699	-	4.00	Al ₂ O ₃	-	S		
206-6-2	700	-	2.31	Al ₂ O ₃	-	S		
206-6-3	701	-	1.67	Al ₂ O ₃	-	S		
206-7-1	711	148	4.00	Standard	10.0	S		
206-7-2	712	233	2.31	Standard	10.0	S		
206-8-1	732	71	10.98	Standard	10.0	S		
206-8-2	733	178	3.25	Standard	10.0	S		
206-8-3	734	230	2.44	Standard	10.0	S		
206-9-1	760	150	4.00	Standard	10.0	S		
206-9-2	761	150	4.00	Standard	10.0	S		
206-9-3	762	150	4.00	Standard	10.0	S		
206-9-4	763	241	2.31	Standard	10.0	S		
206-10-1	768	240	2.31	Standard	10.0	S	○	
206-10-2	769	150	4.00	Standard	10.0	S	○	
206-10-3	770	284	1.91	Standard	10.0	S	○	
206-11-1	779	147	4.00	Special	10.0	S		
206-11-2	780	150	4.00	Special	10.0	S		
206-11-3	781	239	2.31	Special	10.0	S		
206-11-4	782	287	1.78	Special	10.0	S		
206-12-1	798	146	4.00	Standard	5.0, 10.0	S		
206-12-2	799	146	4.00	Standard	5.0, 10.0	S		
206-12-3	800	150	4.00	Standard	5.0, 10.0	S		
206-12-4	801	238	2.30	Standard	5.0, 10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
206-13-1	853	37	20.62	Standard	10.0	S		
206-13-2	854	74	9.07	Standard	10.0	S		
206-13-3	855	111	6.04	Standard	10.0	S		
206-13-4	856	158	3.78	Standard	10.0	S		
206-13-5	857	241	2.25	Standard	10.0	S		
206-31	914	204	2.61	Standard	10.0	S	○	
206-32	941	257	2.08	Standard	10.0	S		
206-33	947	149	3.65	Standard	10.0	S		
206-34	960	104	6.13	Standard	10.0	S		
206-35	1156	200	2.83	Wide-gap	10.0	S		
206-36	1161	255	2.08	Wide-gap	10.0	S		
206-37	1186	201	2.83	Narrow-gap	10.0	S		
206-38	1187	254	2.08	Narrow-gap	10.0	S	○	
206-39	1200	202	2.83	Standard	10.0	S		
207-1	-	0	-	Standard	5.0, 10.0	S		
207-2	507	263	2.02	Standard	5.0, 10.0	S		
207-3	523	282	1.87	Standard	5.0, 10.0	S	○	
207-4	574	274	1.87	Standard	10.0	S	○	
207-5	592	210	2.77	Standard	10.0	S		
207-11	1048	162	3.59	Standard	10.0, 0.71	S		
207-12	1067	258	2.15	Standard	10.0, 0.71	S		○
207-13	1081	233	2.33	Standard	10.0, 0.71	S		
209-1-1	238	155	3.38	Standard	10.0	S		
209-1-2	239	157	3.38	Standard	10.0	S		
209-1-3	240	157	3.38	Standard	10.0	S		
209-1-4	241	158	3.38	Standard	10.0	S		
209-1-5	242	160	3.38	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
209-2-1	407	183	3.41	Standard	10.0	S		
209-2-2	408	178	3.41	Standard	10.0	S		
209-2-3	465	180	3.41	Standard	10.0	S		
209-2-4	524	176	3.28	Standard	10.0	S		
209-2-5	668	180	3.20	Standard	10.0	S		
209-2-6	738	180	3.26	Standard	10.0	S		
209-7	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		○
212-10	1083	300	1.62	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	○	
212-57	1082	290	3.08	SUS	10.0	S		
212-58	1104	317	2.77	SUS	10.0	S		
212-59	1112	317	2.77	SUS	10.0	S		
212-60	1209	160	5.96	SUS	10.0	S		
212-61	1222	225	4.08	SUS	10.0	S		
212-62	1237	268	3.30	SUS	10.0	S		
212-63	1254	286	3.13	SUS	10.0	S		
212-64	1265	209	4.68	SUS	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
212-65	1268	247	3.62	SUS	10.0	S		
212-66	1309	208	4.73	SUS	10.0	S		
212-67	1311	229	4.16	SUS	10.0	S		
212-68-1	1316	197	5.28	SUS	10.0	S		
212-68-2	1317	286	3.35	SUS	10.0	S		○
212-70*	1602	254	3.33	SUS	10.0	S		
212-71*	1616	325	2.73	SUS	10.0	S	○	
214-1	859	240	2.31	Oxidized	10.0	S		○
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		
214-5	1087	240	1.87	Oxidized	10.0	S		
216-1	646	200	2.68	Thin-wall	10.0	S		
216-2	582	255	2.00	Thin-wall	10.0	S		○
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		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
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		
222-4	399	248	2.91	Standard	20.0	S	○	
222-5	410	245	3.06	Standard	20.0	S	○	
222-6	431	253	2.77	Standard	20.0	S	○	
226-1	589	208	2.77	Flat	10.0	S		
226-2	613	226	2.26	Flat	10.0	S		
226-5	583	207	2.77	Dished	10.0	S		
226-6	620	238	2.19	Dished	10.0	S	○	
226-7	690	238	2.28	Dished	10.0	S		
231-1	324	240	2.27	Pressurized	10.0	S	○	
231-2	315	249	2.27	Pressurized	10.0	S	○	
231-3	325	184	3.13	Pressurized	10.0	S	○	
231-4	339	136	4.38	Pressurized	10.0	S	○	
231-5	437	240	2.42	Pressurized	10.0	S	○	
231-6	477	227	2.37	Pressurized	10.0	S		
231-7	464	278	1.94	Pressurized	10.0	S		
231-8	443	235	2.26	Pressurized	10.0	S		
231-9	461	246	2.13	Pressurized	10.0	S		
231-10	480	250	2.03	Pressurized	10.0	S		
231-11	634	219	2.44	Pressurized	10.0	S		
231-12	415	243	2.19	Pressurized	10.0	S		
231-13	448	262	2.04	Pressurized	10.0	S	○	

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
231-14	579	238	2.19	Pressurized	10.0	S		
231-15	526	259	2.00	Pressurized	10.0	S	○	
231-16	419	162	3.59	Pressurized	10.0	S	○	
231-17	449	150	3.89	Pressurized	10.0	S		
231-18	479	237	2.31	Pressurized	10.0	S	○	
231-19	508	177	3.28	Pressurized	10.0	S		
231-20	517	200	2.77	Pressurized	10.0	S	○	
231-21	623	270	1.98	Pressurized	10.0	S	○	
231-22	456	279	1.89	Pressurized	10.0	S		○
231-23	471	353	1.43	Pressurized	10.0	S		○
231-24	515	195	2.81	Pressurized	10.0	S		
231-25	518	209	2.70	Pressurized	10.0	S	○	
231-26	522	260	1.98	Pressurized	10.0	S	○	
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	○	
231-35	743	221	2.57	Pressurized	10.0	S		
231-36	765	232	2.43	Pressurized	10.0	S		
231-37	786	263	2.10	Pressurized	10.0	S	○	
231-38	939	197	2.97	Pressurized	10.0	S	○	
231-39	985	441	1.21	Pressurized	10.0	S		○
231-44	1034	200	2.83	Pressurized	10.0	S	○	
231-45	1074	160	3.72	Pressurized	10.0	S	○	
231-46	1049	200	2.83	Pressurized	10.0	S	○	
231-47	1078	216	2.57	Pressurized	10.0	S	○	
231-48	1093	200	2.83	Pressurized	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
231-49	1096	225	1.66	Pressurized	10.0	S		○
231-51	1212	216	2.35	Pressurized	10.0	S		
231-52	1215	200	2.63	Pressurized	10.0	S		
231-53	1219	199	2.60	Pressurized	10.0	S		
231-54	1244	177	3.18	Pressurized	10.0	S		
231-55	1250	184	3.01	Pressurized	10.0	S		
231-56	1257	144	4.00	Pressurized	10.0	S		
231-57	1262	169	3.33	Pressurized	10.0	S		
231-58	1266	143	4.04	Pressurized	10.0	S		
231-59	1294	152	3.96	Pressurized	10.0	S	○	
231-71	657	195	2.77	Pressurized	10.0	S		
231-72	676	203	2.81	Pressurized	10.0	S	○	
231-81	672	219	2.19	Pressurized	10.0	S	○	
231-82	691	238	2.19	Pressurized	10.0	S	○	
232-1	155	181	3.46	Wide-gap	10.0	S		
232-2	186	236	2.50	Wide-gap	10.0	S		
232-3	188	261	2.22	Wide-gap	10.0	S		
232-4	184	274	2.00	Wide-gap	10.0	S	○	
232-5	194	326	1.68	Wide-gap	10.0	S		○
232-6	195	294	1.83	Wide-gap	10.0	S	○	
232-7	329	218	2.60	Wide-gap	10.0	S		
232-8	364	198	2.93	Wide-gap	10.0	S		
232-11	741	140	4.48	Narrow-gap	10.0	S		
232-12	581	112	5.96	Narrow-gap	10.0	S		
232-14	619	237	2.13	Narrow-gap	10.0	S		
232-15	572	257	2.03	Narrow-gap	10.0	S	○	
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		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
232-21	746	171	3.41	Integral-gap	10.0	S		
232-22	766	135	4.48	Integral-gap	10.0	S		
233-1	327	180	3.41	Standard	10.0	S		
233-2	328	271	2.08	Standard	10.0	S		○
233-3	378	180	3.41	Standard	10.0	S		
233-4	352	247	2.31	Standard	10.0	S		○
233-5	379	251	2.31	Standard	10.0	S	○	
233-6	385	211	2.52	Standard	10.0	S		
233-7	404	237	2.31	Standard	10.0	S	○	
233-8	412	239	2.33	Standard	10.0	S	○	
233-9	446	234	2.40	Standard	10.0	S		○
233-10	356	371	1.45	Standard	10.0	S		○
233-11	357	421	1.35	Standard	10.0	S		○
233-11A	366	391	1.34	Standard	10.0	S		○
233-12	460	266	2.03	Standard	10.0	S		○
233-13	473	410	1.44	Standard	10.0	S		○
233-14	504	237	2.40	Standard	10.0	S	○	
233-15	516	184	3.15	Standard	10.0	S		
233-16	530	243	2.19	Standard	10.0	S	○	
233-17	552	254	2.01	Standard	10.0	S	○	
233-18	575	487	1.40	Standard	10.0	S		○
233-19	622	238	2.13	Standard	10.0	S		
233-20	731	240	2.19	Standard	10.0	S	○	
233-30-1	706	185	2.97	Standard	10.0	S		
233-30-2	707	185	2.97	Standard	10.0	S		
234-1	(*)	0.1	-	Short sized	10.0	S		
234-2	(*)	0.1	-	Short sized	10.0	S		
234-3	511	288	1.87	Short sized	10.0	S		
234-4	525	280	1.87	Short sized	10.0	S		○
234-5	658	262	1.89	Short sized	10.0	S	○	
234-6	745	269	1.93	Long-sized	10.0	S		○

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
234-7	1439	211	2.60	Long sized	10.0	S		
234-8	1470	223	2.37	Long sized	10.0	S		
234-9*	1605		2.26	Long sized	10.0	S		
234-10*	1603		2.06	Long sized	10.0	S		
235-1	586	167	3.56	Standard	10.0	S		
235-2	591	274	1.83	Standard	10.0	S		○
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		
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	○	
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	1060	150	4.29	Standard (Xe-gas)	10.0	S		
235-17	1110	175	3.18	Standard (Xe-gas)	10.0	S		
235-18	1160	145	4.00	Standard	10.0	S		
235-21	1193	194	3.06	Standard	10.0	S		
235-22	1194	195	3.06	Standard	10.0	S		
240-1	742	190	2.97	Standard	10.0	S		
240-2	749	270	2.00	Standard	10.0	S		
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		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
240-8	907	310	1.69	Standard	10.0	S		○
240-9	937	290	1.77	Standard	10.0	S		
240-10	943	290	1.75	Standard	10.0	S		
240-11	981	290	1.77	Standard	10.0	S	○	
240-12	1077	275	1.94	Standard	10.0	S		
240-13-1	1239	147	3.89	Standard	10.0, N.U.	S		
240-13-2	1240	144	3.89	Standard	10.0, N.U.	S		
240-13-3	1241	230	2.30	Standard	10.0, N.U.	S		
240-14-1	1097	242	2.23	Standard	10.0	S	○	
240-14-2	1098	276	1.94	Standard	10.0	S	○	
240-15	1116	262	2.05	Standard(Xe-gas)	10.0	S		
240-16-1	1251	149	3.85	Standard	10.0, N.U.	S		
240-16-2	1252	147	3.85	Standard	10.0, N.U.	S		
240-16-3	1253	233	2.26	Standard	10.0, N.U.	S		
240-17-1	1273	150	4.38	Standard	10.0, N.U.	S		
240-17-2	1274	144	4.38	Standard	10.0, N.U.	S		
240-17-3	1275	231	2.25	Standard	10.0, N.U.	S		
240-20	1084	400	1.33	Standard	10.0	S		○
241-1	839	183	3.20	Standard	10.0	S		
241-2	862	180	2.91	Standard	10.0	S		
241-3	1003	198	3.15	Standard	10.0	S		
241-4	1050	252	2.13	Standard	10.0	S	○	
241-4B	1113	252	2.12	Standard	10.0	S		
241-5	1058	252	2.13	Standard	10.0	S		
241-5B	1159	255	2.13	Standard	10.0	S		
242-1	1379	232	2.19	Long-sized	10.0	S		
242-2	1400	231	2.19	Long-sized	10.0	S	○	
242-3	1442	275	1.89	Long-sized	10.0	S	○	
245-2	1167	228	2.49	Standard	10.0	S		
245-3	1177	182	3.15	Standard	10.0	S		
245-4	1208	230	2.25	Standard(Xe-gas)	10.0, N.U.	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
251-1	1361	189	2.81	Pressurized	10.0	S		
251-2	1362	167	3.25	Pressurized	10.0	S		
251-3*	1600	200	2.77	Start-size	10.0	S		
251-4	1440	181	2.93	Pressurized	10.0, N.U.	S		
252-1	1394	129	1.96	Standard	10.0	S		
252-2	1397	192	2.73	Standard	10.0	S		
252-3*	1604	171	2.73	Standard	10.0	S		
252-5*	1618	253	2.13	Standard	10.0	S	○	
253-1	1333	198	2.83	Standard	10.0	S		
253-2	1347	194	2.83	Narrow-gapped	10.0	S		
253-3	1366	118	5.08	Standard	10.0	S		
253-4	1376	196	2.83	Narrow-gapped	10.0	S		
253-5	1390	110	5.34	Standard	10.0	S		
253-6	1391	115	5.08	Standard	10.0, N.U.	S		
253-7	1395	119	4.84	Standard	10.0	S		
253-8	1398	187	3.53	Wide-gapped	20.0	S		
253-9	1402	112	5.41	Narrow-gapped	10.0	S		
253-10	1432	146	3.78	Standard	10.0, N.U.	S		
253-11*	1490	155	3.33	Standard	10.0	S		
253-13*	1491	156	3.33	Narrow-gapped	10.0	S		
255-1	1340	146	3.78	Pre-irradiated clad	10.0	S		
255-2	1377	195	2.83	Pre-irradiated clad	10.0	S		
255-3	1386	261	2.14	Pre-irradiated clad	10.0	S		
255-4	1399	256	2.03	Pre-irradiated clad	10.0	S		
255-5	1431	260	2.03	Pre-irradiated clad	10.0	S	○	
				Narrow-gapped				

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
255-6*	1488	250	2.14	Pre-irradiated clad	10.0	S		
255-7*	1620	249	2.14	Pre-irradiated clad	10.0	S		
				Narrow-gapped				
260-1	1466	149	4.79	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S		
260-2	1454	363	1.64	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	○	○
260-3	1455	454	1.30	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	○	○
260-4	1456	499	1.22	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	○	○
260-5	1457	456	1.34	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	○	○
260-6	1460	493	1.22	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	○	○
260-7*	1558	402	1.54	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	○	○
260-8*	1564	404	1.54	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	○	○
260-9*	1539	414	1.38	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	○	○
260-10*	1567	388	1.54	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	○	○
260-11*	1581		1.22	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	○	○
260-12*	1589		1.26	Standard	20.0, 5.0, N.U.	S	○	○
261-1	1459	206	2.37	Standard	10.0, 5.0, N.U.	S		
261-2	1461	314	1.54	Standard	10.0, 5.0, N.U.	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)		○
312-4	576	228	1.46	Standard	10, 20	B(5)	○	
312-10-1	633	50	5.96	Standard	5, 10	B(5)		
312-10-2	740	210(170)(*5)	1.52	Standard	5, 10	B(5)		
312-11	797	250(215)(*5)	1.24	Standard	5, 10	B(5)		
312-20	647	180(90)(*5)	2.03	Standard	5, 20	B(5)		
312-21	756	225(145)(*5)	1.69	Standard	5, 20	B		
312-40	1007	223(中心)-238(周)	1.45	Standard	10, 20	B	○	
312-41	1092	225(中心)-240(周)	1.45	Standard	10, 20	B		
312-42	1303	181(中心)-194(周)	1.69	Standard	10, 20	B(5)		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
312-43	1306	186(中心)-198(周)	1.67	Standard	10, 20	B(5)	○	
312-44	1319	185(中心)-198(周)	1.81	Standard	10, 20	B(5)	○	
312-45	1388	156(中心)-166(周)	2.06	Standard	10, 20	B(5)	○	○
313-1-1	584	-	12.63	Standard	20.0	B(4)		
320-1	648	237	2.31	Standard	10.0	S	○	
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	○	
320-4	735	235	2.46	Standard	10.0	S		
320-5	737	270	1.87	Standard	10.0	S	○	
320-6	747	304	1.70	Standard	10.0	S	○	
320-7	754	266	1.93	Standard	10.0	S	○	
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	○	
320-11	959	237	2.33	Standard	10.0	S		
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		
330-12	1089	243(中心)-260(周)	1.34	Standard	20, 10	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	S	○	
400-5	783	150	3.82	Only pellet	5, 10, 20	-	○	
400-6	828	153	3.82	Only pellet	10.0	S	○	
400-7	1072	150	3.82	Pellet and rod	10.0	S	○	

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
400-8	1094	150	3.82	Special	10.0	S		
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	251	150(142)	1.53	JP-II	2.6	S		○
401-4	313	166(136)	3.62	Standard	10.0	S		○
401-4B	317	168(125)	3.78	Standard	10.0	S		○
401-4C	394	155(129)	3.78	Standard	10.0	S		○
401-5	319	131	4.90	Standard	10.0	S		
401-6	342	246(103)	2.28	Standard	10.0	S		○
401-7	549	291	1.85	Standard	10.0	S		○
402-1	168	47	5.58	JP-II	2.6	S		
402-2	169	104	2.27	JP-II	2.6	S		
402-3	174	154	1.56	JP-II	2.6	S		
402-4	343	165(109)	3.72	Standard	10.0	S		○
402-4B	615	160(105)	3.82	Standard	10.0	S		○
402-5	355	219(81)	2.32	Standard	10.0	S		○
402-5B	659	238(85)	2.19	Standard	10.0	S		○
402-6	414	131(90)	5.41	Standard	10.0	S		○
402-7	472	118	5.21	Standard	10.0	S		
402-8	644	159(118)	3.62	Standard	10.0	S		○
402-9	667	157(96)	3.62	Standard	10.0	S		○
402-10	670	156	3.78	Standard	10.0	S		
402-11	688	153(132)	3.78	Standard	10.0	S	○	
402-12	697	158(103)	3.62	Standard	10.0	S		○
402-13	709	157(131)	3.78	Standard	10.0	S	○	
402-23	757	152	3.78	Standard	10.0	S		
402-24	764	152	3.78	Standard	10.0	S	○	
402-25	777	152	3.62	Standard	10.0	S		
402-26	788	151	3.78	Standard	10.0	S	○	
402-27	833	155	3.62	Standard	10.0	S	○	

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
402-28	851	151	3.62	Standard	10.0	S		
402-29	864	213	2.55	Standard	10.0	S	○	
402-30	858	199	2.52	Standard	10.0	S	○	
402-31	896	155	3.96	Standard	10.0	S	○	
402-32	901	217	2.60	Standard	10.0	S	○	
402-33	913	190	3.08	Standard	10.0	S	○	
402-34	925	210	2.77	Standard	10.0	S	○	
402-35	914	200	2.77	Standard	10.0(2.6)	B(2)	○	
402-36	886	155	3.72	Standard	10.0	S	○	
402-37	892	157	4.04	Standard	10.0	S	○	
402-38	1037	157	3.82	Water logged	10.0	S	○	
402-39	1073	200	2.77	Water logged	10.0	S	○	○
402-40	1076	200	2.70	Water logged	10.0	S	○	○
402-41	1091	200	2.77	Water logged	10.0	S	○	
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		
404-2B	481	236(134)	2.28	Standard	10.0	S		○
411-3	265	152(123)	1.53	JP-II	2.6	S		○
412-1	393	155	3.78	Standard	10.0	S		○
413-1	454	154(108)	3.89	Standard	10.0	S		○
413-2	466	158(99)	3.62	Standard	10.0	S		
413-10	927	213	2.60	Standard	10.0	S	○	○
413-11	952	200	2.77	Special	10.0(2.6)	S	○	
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		○
421-3	264	152	1.53	JP-II	2.6	S		○
431-1	470	155(115)	3.78	Standard	10.0	S		○
432-1	402	160(92)	3.93	Standard	10.0	S		○

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
432-1B	457	165	3.82	Standard	10.0	S		
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		○
452-1	417	154(107)	4.00	Standard	10.0	S		○
462-1	550	103(*4)	3.82	Narrow-gapped	10.0	S		○
465-3-1	519	84	8.35	Standard	10.0	S		
465-3-2	528	164	3.82	Standard	10.0	S		○
472-1	505	139	2.68	Standard	5.0	S		○
480-1	979	200	2.77	Special	10.0	S		○
480-2	1000	180	3.08	Special	10.0	S		○
480-3	1019	250	2.13	Water logged	10.0, 2.6	S	○	○
480-4	1031	300	1.79	Water logged	10.0	S	○	○
480-5	1086	200	2.77	Water logged	10.0	S		
480-6	1095	200	2.70	Water logged	10.0	S	○	
480-7	1102	200	2.77	Water logged	10.0	S	○	
481-1	1111	180	3.08	Water logged	10.0	S	○	
482-1	689	180(65)	3.01	SUS	10.0	S		○
482-2	606	165	3.82	Thin-wall	10.0	S		○
482-3	578	167	3.82	Cold-worked	10.0	S		○
490-1-1	837	166	3.20	Standard	10.0	S		
490-1-2	838	237	2.01	Standard	10.0	S		
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	768	205	2.50	GE	10.0	S		
501-2	802	169	3.25	GE	10.0	S		
501-3	806	257	1.90	GE	10.0	S		
501-4	816	284	1.80	GE	10.0	S	○	
501-7	807	305	1.63	GE	10.0	S		○

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
501-8	821	393	1.28	GE	10.0	S		○
501-9	849	394	1.28	GE	10.0	S		○
501-10	884	277	1.77	GE	10.0	S		
502-1	804	208	2.63	GE	10.0	S		
502-2	817	171	3.25	GE	10.0	S		
502-3	819	313	1.61	GE	10.0	S		○
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		○
502-6	885	287	1.80	GE	10.0	S		
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	○	
503-3B	910	280	1.80	GE	10.0	S	○	
503-4	809	304	1.63	GE	10.0	S		○
503-5	824	392	1.28	GE	10.0	S		○
510-1	1381	252	3.53	PWR 17×17 UO ₂	20.0	S		
510-2	1401	276	3.15	PWR 17×17 UO ₂	20.0	S	○	
510-3	1427	264	3.33	PWR 17×17 UO ₂	20.0	S	○	
511-1	1426	232	2.89	Gd ₂ O ₃ -UO ₂	20.0	S		
511-2	1450	293	2.27	Gd ₂ O ₃ -UO ₂	20.0	S	○	○
511-3	1479	265	2.50	Gd ₂ O ₃ -UO ₂	20.0	S		
511-4*	1489	275	2.40	Gd ₂ O ₃ -UO ₂	20.0	S		
511-5	1451	443	1.48	Gd ₂ O ₃ -UO ₂	20.0	S	○	
511-6	1480	386	1.69	Gd ₂ O ₃ -UO ₂	20.0	S	○	○
511-7*	1495	351	1.92	Gd ₂ O ₃ -UO ₂	20.0	S		
512-1	1428	246	3.08	Standard	20.0, 3.4	S	○	
512-2	1443	217	3.15	Standard	20.0, 3.4	S		
512-3	1452	232	2.93	Standard	20.4, 3.4	S		
520-1	786	101	10.43	HTR	4,8,12,20	S		
520-2	837		1.98	HTR	4,8,12,20	S	○	

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
520-3	1118	110	10.43	HTR	8.0	S		
520-4	1345	119,239,552		HTR	4,8,20	S		
520-5	1364	162,326,752		HTR	4,8,20	S		
520-6	1378	214,430,992	3.2	HTR	4,8,20	S		
520-7	1396	269,542,1249	2.5	HTR	4,8,20	S		
530-4	1341		1.69	Special	5,87,19,97	(2 pellets)		
531-1*	1592	200	2.37	Standard	10.0, N.U.	B(3)		
531-2*	1617	260	1.78	Standard	10.0, N.U.	B(3)	○	
600-1	773	232	2.42	Cold-worked	10.0	S		○
600-2	796	518	1.28	Standard	20.0	S		○
600-3	1024	270	1.48	Standard	10.0	S	○	○
600-4	1059	300	1.25	Short-sized	10.0	S		○
600-5	1099	220	1.48	Short-sized	20.0	S		○
600-6	1153	~330	1.25	Short-sized	5.0,20.0	S		○
600-7	1175	200	1.25	Short-sized	10.0	S		○
600-8	1197	250	1.25	Standard	10.0	S		
600-9	1220	~240	1.24	SUS	10.0,5.0	S		
600-9B	1261		1.22	SUS	10.0,5.0	S		
600-10	1243	~300	1.21	Standard	10.0,0.71	S		
600-11	1296	265	1.25	Standard	10.0	S		○
600-12	1314	220	1.63	Pressurized	10.0	S	○	
600-13	1318	258	1.25	Standard	10.0,0.71	S		○
600-14	1336	250	1.33	Standard	10.0	S		○
600-15	1343	256		Standard	10.0	S		○
600-16	1372	250		Standard	10.0	S		○
600-17	1382	~220	1.46	Standard	10.0	S		○
600-18	1404	250~280	1.19	Standard	10.0	S	○	
600-19	1429	~280	1.38	Standard	10.0	B	○	
600-20	1438	~280	1.38	Standard	10.0	S	○	○
600-21*	1595	190	1.60	Standard	10.0	S	○	○
600-22*	1601	120	2.87	Standard	10.0	S	○	○
700-1	(*)2	-	-	-	-	S		
700-2	825	140	3.85	Standard	20.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
700-3	883	341	1.72	Standard	20.0	S		○
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	○	
700-7	1168	320	1.77	Standard	20.0	S		○
700-8	1178	198	2.93	Standard	20.0	S		○
701-1	1168	150	3.08	Mixed oxide		S		
701-2	1190	220		Mixed oxide				
701-3	1201	268	1.45	Mixed oxide		S		
701-4	1207	293	1.37	Mixed oxide		S		
701-5	1214		1.27	Mixed oxide		S		
701-6	1221		1.31	Mixed oxide		S		
701-7	1238		1.34	Mixed oxide		S		
701-8	1260		2.30	Mixed oxide		S		
701-9	1272		2.70	Mixed oxide		S		
701-10	1276		1.21	Mixed oxide		S		
702-1	1380	192	1.84	Mixed oxide	10.0	S		
702-2	1387	144	2.52	Mixed oxide	10.0	S		
702-3	1425	263	1.38	Mixed oxide	10.0	S	○	
702-4	1448	235	1.53	Mixed oxide	10.0	S	○	
702-5	1482	208	1.72	Mixed oxide	10.0	S		
702-6*	1492	192	1.72	Mixed oxide	10.0	S		
702-7*	1521	217	1.53	Mixed oxide	10.0	S		
702-8*	1538	238	1.38	Mixed oxide	10.0	S	○	
702-9*	1568	218	1.53	Mixed oxide	10.0	S		
702-10*	1494	178	1.84	Mixed oxide	10.0	S		
702-11*	1557	178	1.72	Mixed oxide	10.0	S		
702-12*	1591	218	1.53	Mixed oxide	10.0	S		
710-1	850	344	1.41	Short-sized	20.0	S		
710-2	915		1.34	Short-sized	20.0	S		
710-3	961	380	1.34	Special	20.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
810-1	-	270 kW Steady Power 6.5 min.	-	Standard	10.0	S		
810-2	1344	250	2.06	Standard	10.0	S		○
810-3	1365	250	2.06	Standard	10.0	S		○
810-4	1367	250	2.06	Standard	10.0	S		○
810-5	1375	250	2.06	Standard	10.0	S	○	○
810-6	1393	210	2.63	Pressurized	10.0	S	○	
810-7	1471	250	2.06	Pressurized	10.0	S	○	
810-8*	1594	250	2.06	Standard	10.0, 0.71	S	○	
810-9*	1599		2.49	Standard	10.0, 0.71	S		
810-10*	1621	200	2.49	Standard	10.0, 0.71	S	○	
820-1	1335	160	2.02	Standard	10.0	S		
830-1*	-	Steady state	-	Fragmented pellets	20.0	-		
830-2*	-	Steady state	-	Fragmented pellets	20.0	-		
840-2*	1607							
900-1	775	(*6)	4.16					
900-2	776	(*6)	4.63					
900-3-1	840	(*6)	62.46					
900-3-2	841	(*6)	14.86					
900-3-3	842	(*6)	10.98					
900-3-4	843	(*6)	9.28					
900-3-5	844	(*6)	3.47					
900-3-6	845	(*6)	1.98					
900-3-7	947	(*6)	1.95					
900-3-8	847	(*6)	1.69					
901-1-1	1304	-	8.35	-	-	-		
901-1-2	1305	-	2.77	-	-	-		
901-2-1	1370	-	8.35	-	-	-		
901-2-2	1371	-	2.77	-	-	-		

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
901-3-1*	1583		8.35					
901-3-2*	1584		2.77					
901-3-3*	1585		1.94					
901-3-4*	1586		1.74					
1111-1	(*)	-	-					
1111-2	835	101	4.48	Full-annealed	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	○	
1111-8	1036	270	1.48	Standard	10.0	S	○	
1111-9-1	1051	196	2.31	Full-annealed	10.0	S		
1111-9-2	1052	196	2.31	Full-annealed	10.0	S		
1111-9-3	1053	195	2.31	Full-annealed	10.0	S		
1111-9-4	1054	194	2.31	Full-annealed	10.0	S		
1111-9-5	1055	192	2.31	Full-annealed	10.0	S		
1201	1169	200		GE		S		
1202	1211	200	1.35	Standard	10.0	B(3)		
1203	1245		1.64	Water logged	10.0, 0.17	B(3)		
1204	1283	270	1.10	GE	10.0	B(3)		
1205	1281		1.64	Water logged	10.0	S		
1206	1338	445	1.17	Standard	20.0	S		○
1207	1363	315	1.2	Water logged	10.0	S	○	
1208	1389	220	1.47	Pressurized	10.0	B(3)	○	
1209	1403	220	1.44	Pressurized	10.0	B(3)	○	
1210*	1596	230	1.44	Pressurized	10.0	B(3)	○	

Table C Summary of the NSRR experiments

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (ms)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ Bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
1212	1449	194	2.36	Standard	10.0	S		
1213	1483	196	2.36	Standard	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		
2111-6-1	1105	240	2.47	Standard	10.0	S		
2111-6-2	1106	240	2.47	Standard	10.0	S		
2111-6-3	1107	240	2.47	Standard	10.0	S		
2211-4	1307	271	1.19	Standard	10.0	S		○
2211-5	1337	241	1.26	Standard	10.0	S		
2311-1	1379	181	1.61	Std. (×2) Narrow-gapped	10.0	B(3)		
2311-2	1478	210	1.47	Standard	10.0	B(3)		

(*) 今期 (59.1~59.12) 照射した Test No である。

(*) 投入反応度から評価すると約 400 cal/g·UO₂

(*) 出力校正実験

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

(*) NV のピーク付近で原子炉のスクラムが発生した。

(*) 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。

(*) SUS, アルミカプセルの特性実験である。

付録D NSRRパルス運転記録

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

Table D Summary data of pulsing operation (1)

A	B	C*1		D*2	E*3		F			G	H*4	I
Pulse No.	Date	Capsule		$\Delta K/\beta$ (\$)	Bank rod position		Transient rod			Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW sec)	Test No.
		Yes	No		Initial	Pulse	TA	TB	TC			
1484	Jan. 10		○	3.06	228	460	100	DN	UP	6518	57.1	特性試験
1485	11		○	2.00	230	385	660	DN	UP	1623	29.4	
1486	11		○	3.80	230	504	625	DN	DN	12550	73.9	
1487	12		○	3.06	229	458	100	DN	UP	6082	57.1	見 学
1488	17	○		2.94	229	571	899	DN	DN	5292	52.4	
1489	17	○		2.73	229	555	292	DN	UP	4059	45.4	
1490	18	○		2.25	229	521	500	DN	UP	2132	35.3	253-11
1491	18	○		2.25	229	520	520	DN	UP	2124	36.5	
1492	23	○		3.42	229	593	685	DN	DN	7837	63.0	253-13
1493	23		○	3.06	229	459	100	DN	UP	6082	55.4	
1494	23	○		3.26	229	584	735	DN	DN	7031	58.0	見 学
1495	24	○		3.16	229	585	775	DN	DN	6300	55.4	
1496	30		○	2.00	231	387	660	DN	UP	-	-	702-10
1497	31		○	3.06	232	460	100	DN	UP	6888	55.4	
1498	31		○	3.80	232	505	625	DN	DN	11928	73.1	特性試験
1499	Feb. 1		○	3.06	231	458	100	DN	UP	5964	62.2	
1500	1		○	3.06	231	458	100	DN	UP	5947	63.8	特性試験
1501	5		○	3.06	220	460	100	DN	UP	6552	55.4	
1502	6		○	2.00	232	387	657	DN	UP	1588	29.4	特性試験
1503	6		○	3.80	232	506	625	DN	DN	10584	73.9	
1504	6		○	3.80	232	506	625	DN	DN	10752	72.2	特性試験
1505	6		○	2.50	232	420	477	DN	UP	3612	42.0	
1506	7		○	2.20	231	399	585	DN	UP	2217	34.4	特性試験
1507	7		○	3.80	231	506	625	DN	DN	11256	74.8	
1508	7		○	3.06	231	587	819	DN	DN	4284	37.0	特性試験
1509	7	○		2.00	231	516	587	DN	UP	1525	29.0	
1510	7	○		3.80	231	639	585	DN	DN	11088	73.1	(920-2)
1511	7	○		3.40	231	609	690	DN	DN	8946	63.0	
1512	8	○		2.20	231	527	517	DN	UP	2117	32.8	(920-2)
1513	8	○		2.50	231	547	410	DN	UP	3493	41.6	

Table D Summary data of pulsing operation (2)

A	B	C*1		D*2	E*3		F			G	H*4	I
		Capsule			Bank rod position	Transient rod						
		Yes	No			Initial	Pulse	TA	TB			
Pulse No.	Date			$\Delta K/\beta$ (\$)							NVT till 1.0 sec (MW sec)	Test No.
1514	Feb. 8		○	2.00	232	387	660	DN	UP	1738	30.2	特性試験
1515	8		○	3.80	232	508	625	DN	DN	11962	76.4	
1516	8		○	3.80	232	508	625	DN	DN	11323	75.6	
1517	9		○	3.06	232	459	100	DN	UP	6686	28.6	見 学
1518	27		○	3.06	218	457	100	DN	UP	6905	57.1	特性試験
1519	28		○	2.00	221	381	660	DN	UP	1613	29.4	
1520	28		○	3.80	221	500	625	DN	DN	11693	73.9	
1521	Mar. 1	○		3.71	231	613	607	DN	DN	10130	69.3	702-7
1522	4		○	2.00	219	386	658	DN	UP	1462	29.4	特性試験
1523	4		○	3.50	219	487	724	DN	DN	8753	67.2	
1524	4		○	2.80	219	441	358	DN	UP	4418	49.6	
1525	28		○	2.00	232	388	660	DN	UP	1512	34.4	
1526	28		○	3.06	232	461	100	DN	UP	6552	63.8	
1527	28		○	3.80	232	507	625	DN	DN	11542	83.2	
1528	29		○	2.00	233	387	660	DN	UP	1502	34.4	
1529	29		○	3.40	233	479	767	DN	DN	8618	72.2	
1530	29		○	3.40	233	479	767	DN	DN	8467	72.2	
1531	25		○	3.60	233	496	686	DN	DN	10164	79.0	
1532	Apl. 3		○	3.06	232	465	100	DN	UP	6720	63.8	特性試験
1533	3		○	3.20	232	470	883	DN	DN	7392	65.5	
1534	3		○	3.80	232	507	625	DN	DN	11592	82.3	
1535	3		○	3.50	232	489	725	DN	DN	9425	75.6	
1536	4		○	3.60	232	492	686	DN	DN	9962	75.6	
1537	4		○	3.70	232	499	655	DN	DN	10702	79.0	
1538	5	○		4.00	232	636	535	DN	DN	12625	83.2	702-8
1539	5	○		4.45	232	680	425	DN	DN	16632	103.2	260-9
1540	9		○	3.80	232	505	625	DN	DN	11306	80.0	特性試験
1541	9		○	3.80	232	506	625	DN	DN	11441	80.6	
1542	9		○	3.80	232	506	625	DN	DN	11441	80.6	
1543	9		○	3.80	232	506	625	DN	DN	11441	80.6	

Table D Summary data of pulsing operation (3)

A	B	C*1		D*2	E*3		F			G	H*4	I
Pulse No.	Date	Capsule		$\Delta K/\beta$ (%)	Bank rod position		Transient rod			Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW sec)	Test No.
		Yes	No		Initial	Pulse	TA	TB	TC			
1544	Ap1. 9		○	3.80	232	506	625	DN	DN	12482	80.6	特性試験
1545	11		○	3.80	232	505	625	DN	DN	11340	79.8	
1546	12		○	2.00	233	390	657	DN	UP	1542	34.4	
1547	12		○	2.00	233	390	657	DN	UP	1482	34.4	
1548	12		○	3.06	233	463	100	DN	UP	6569	63.0	
1549	16		○	2.00	232	388	658	DN	UP	1598	32.8	
1550	16		○	2.00	232	388	658	DN	UP	1562	32.8	
1551	16		○	2.30	232	409	549	DN	UP	2570	39.5	
1552	16		○	3.60	232	494	688	DN	DN	10282	78.1	
1553	17		○	3.06	232	462	100	DN	UP	6569	65.5	
1554	17		○	2.00	232	390	657	DN	UP	1623	37.0	
1555	17		○	2.30	232	410	547	DN	UP	2587	45.4	
1556	18		○	3.06	231	458	100	DN	UP	6518	63.8	見 学
1557	19	○		3.42	233	595	685	DN	DN	8644	70.6	702-11
1558	19	○		3.70	233	595	610	DN	DN	10534	78.1	260-7
1559	23		○	2.00	232	516	587	DN	UP	1032	23.5	特性試験
1560	23		○	2.00	232	516	587	DN	UP	1021	23.5	
1561	23		○	2.30	232	536	484	DN	UP	1683	28.6	
1562	23		○	3.06	232	591	818	DN	DN	4502	43.7	
1563	24		○	2.30	233	407	547	DN	UP	2641	41.2	260-8
1564	24	○		3.70	233	622	610	DN	DN	11718	80.6	
1565	25	○		2.90	232	570	900	DN	DN	5723	58.0	
1566	25		○	3.06	232	461	100	DN	UP	6518	63.8	特性試験
1567	May 1	○		3.70	231	621	610	DN	DN	10105	75.6	260-10
1568	1	○		3.71	231	615	607	DN	DN	10282	78.1	702-9
1569	2		○	1.54	232	358	100	UP	UP	504	23.5	特性試験
1570	2		○	1.56	232	359	900	DN	UP	523	24.4	
1571	2		○	1.56	232	359	900	DN	UP	519	23.5	
1572	2		○	1.60	232	366	900	UP	DN	694	26.9	
1573	2		○	1.56	232	359	900	DN	UP	523	24.4	

Table D Summary data of pulsing operation (4)

A	B	C*1		D*2	E*3		F			G	H*4	I
Pulse No.	Date	Capsule		$\Delta K/\beta$ (\$)	Bank rod position		Transient rod			Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW sec)	Test No.
		Yes	No		Initial	Pulse	TA	TB	TC			
1574	Jul. 15		○	2.00	229	385	658	DN	UP	1527	31.1	特性試験
1575	15		○	3.06	229	458	100	DN	UP	6586	61.3	
1576	16		○	4.50	230	547	438	DN	DN	17287	100.0	
1577	24		○	3.06	230	457	100	DN	UP	6552	58.8	
1578	Aug. 1		○	2.00	228	386	657	DN	DN	1537	31.1	
1579	1		○	4.50	228	549	438	DN	DN	17539	100.0	
1580	1		○	3.06	228	459	100	DN	UP	6653	61.3	260-11 見 学
1581	22	○		4.40	228	675	435	DN	DN	16405	85.7	
1582	23		○	3.06	230	460	100	DN	UP	6552	62.2	
1583	23	○		1.50	230	413	795	DN	UP	1406	23.9	
1584	23	○		2.50	230	475	410	DN	DN	3984	51.7	
1585	23	○		3.14	230	521	780	DN	DN	8316	73.1	
1586	23	○		3.38	230	534	695	DN	DN	9853	80.6	901-3-2 901-3-3 901-3-4 特性試験 105-3
1587	28		○	3.06	228	457	100	DN	UP	6612	60.5	
1588	30	○		3.14	229	579	780	DN	DN	6955	61.7	
1589	30	○		4.30	229	669	462	DN	DN	15624	94.5	
1590	Sep. 5	○		2.77	228	555	250	DN	UP	4763	50.4	
1591	6	○		3.71	228	613	607	DN	DN	10609	78.1	
1592	6	○		2.75	228	538	275	DN	UP	4612	50.4	702-12 531-1 105-4 810-8 600-21 1210 840-1 115-53 810-9 251-3 600-22 212-70 234-10
1593	12	○		2.85	228	559	100	DN	UP	5141	52.9	
1594	12	○		3.02	228	561	840	DN	DN	6426	60.5	
1595	13	○		3.60	229	621	635	DN	DN	9248	70.6	
1596	26	○		3.88	227	543	590	DN	DN	10836	76.9	
1597	Oct. 4	○		1.85	226	493	635	DN	UP	1184	30.2	
1598	4	○		2.72	226	551	300	DN	UP	4385	52.9	115-53 810-9 251-3 600-22 212-70 234-10
1599	11	○		2.67	227	509	330	DN	UP	4385	51.7	
1600	11	○		2.50	227	539	410	DN	UP	3273	46.6	
1601	15	○		2.45	226	549	430	DN	UP	2835	40.3	
1602	24	○		2.25	226	522	500	DN	UP	2344	35.3	
1603	24	○		3.02	226	561	835	DN	DN	6214	58.0	

Table D Summary data of pulsing operation (5)

A	B	C*1		D*2	E*3		F			G	H*4	I
Pulse No.	Date	Capsule		$\Delta K/\beta$ (\$)	Bank rod position		Transient rod			Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW sec)	Test No.
		Yes	No		Initial	Pulse	TA	TB	TC			
1604	Oct. 25	○		2.52	226	534	405	DN	UP	1035	37.8	252-3
1605	25	○		2.84	226	540	100	DN	UP	2070	54.2	234-9
1606	29		○	3.06	226	456	100	DN	UP	6586	55.4	見 学
1607	30	○		3.25	226	586	735	DN	DN	7535	63.0	840-2
1608	30	○		2.72	226	550	300	DN	UP	4377	49.1	115-54
1609	Nov. 21		○	3.06	225	456	100	DN	UP	6568	60.5	見 学
1610	26		○	3.06	226	455	100	DN	UP	6552	62.2	臨界モニタ 特性
1611	26		○	3.06	226	456	100	DN	UP	6552	62.2	
1612	26		○	3.06	226	457	100	DN	UP	6619	62.2	
1613	26		○	3.06	226	457	100	DN	UP	6586	62.2	
1614	27		○	3.06	227	455	100	DN	UP	6569	60.5	
1615	27		○	3.06	227	455	100	DN	UP	6418	62.2	
1616	28	○		2.52	227	540	400	DN	UP	3372	45.4	212-71
1617	28	○		3.33	227	577	713	DN	DN	8064	70.6	531-2
1618	Dec. 6	○		2.95	226	566	900	DN	DN	5796	56.7	252-5
1619	6	○		2.72	226	551	300	DN	DN	4317	47.9	115-55
1620	13	○		2.94	226	569	900	DN	DN	5746	55.4	255-7
1621	13	○		2.67	226	534	330	DN	DN	4158	47.9	810-10
1622	17	○		3.50	226	604	662	DN	DN	8996	69.3	115-56

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

(*2) Column D shows reactivity insertion decided from the transient rod position.

(*3) Column E shows critical bank rod position with transient rods either up (Initial) or at specified positions in column F (Pulse).

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