

JAERI-M

9011

N S R R 実験プログレス・レポート・9

(1979年7月～1979年12月)

1980年9月

反応度安全研究室・N S R R 管理室

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

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

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

N S R R 実験プログレス・レポート・9

(1 9 7 9 年 7 月 ~ 1 9 7 9 年 1 2 月)

日本原子力研究所東海研究所安全工学部

反応度安全研究室・N S R R 管理室

(1 9 8 0 年 7 月 2 3 日受理)

本報告書は、1979年7月から同年12月までにN S R Rにおいて実施した燃料破損実験の結果およびその考察等についてまとめたものである。

本期実施した実験は、標準燃料試験（燃料伸び測定試験、燃料棒支持効果試験）、燃料パラメータ試験（加圧燃料試験、特殊被覆材燃料試験、ギャップガスパラメータ試験、脆化被覆管燃料試験）、冷却条件パラメータ試験（強制対流試験）、U S N R C 燃料試験、欠陥燃料試験（浸水燃料試験、擦過腐食燃料試験）、高圧カプセル試験、水ループ試験およびその他の試験の総計50回である。

執筆者

石川 迪夫、石井 敏雄、星 蔦雄、大西 信秋、斎藤 伸三、藤城 俊夫、稻辺 輝雄、
小林 晋昇、石島 清見、岩田 耕司、丹沢 貞光、柳原 敏、床井 博見、広瀬 誠、
吉村 富雄、* 落合 政昭、* 山下 義昭 **

* 協力研究員 船舶技術研究所

** 外来研究員 三菱原子力株式会社

Semiannual Progress Report on the NSRR Experiments (9)

July to December, 1979

Reactivity Accident Laboratory
and
NSRR Operation Section

Division of Reactor Safety, Tokai Research Establishment, JAERI

(Received July 23, 1980)

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

This report describes the results obtained from July to December, 1979. Fifty tests were carried out during this period; which are 5 standard rod tests, 11 fuel design variation tests (1 gap width parameter test, 2 pre-pressurized fuel tests, 3 cladding parameter tests and others), 4 cooling environment variation tests (forced convection test), 4 USNRC fuel tests, 16 defective fuel tests (8 waterlogged fuel tests, 8 fretting-corroded fuel tests), 2 high pressure capsule tests, 1 water loop test and 7 miscellaneous tests (preliminary tests for mixed oxide fuel tests and others).

Keywords : NSRR Reactor, Reactivity-initiated Accidents, Fuel Behavior, Fuel Failure, Pellet-Cladding Interaction, Pressurized Fuel, Cladding Heat Treatment, Subcooling, Forced Convection, Waterlogged Fuel

目 次

1. 今期の進捗	1
2. 大気圧カプセル実験	5
2.1 燃料パラメータ試験	5
2.1.1 ギャップガス・パラメータ試験	5
2.1.2 脆化被覆管によるバーンアップ燃料模擬試験	7
2.2 冷却条件パラメータ試験	18
2.2.1 強制対流試験	18
2.3 欠陥燃料試験	25
2.3.1 浸水燃料試験	25
2.3.2 摩擦腐食燃料試験	26
2.4 その他の実験	33
2.4.1 破損伝播試験	33
2.4.2 プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料予備試験	34
2.4.3 四単一燃料予備試験	39
3. 高温高圧カプセル試験	54
4. 水ループ試験	64
5. 今後の実験計画	72
参考文献	73
付 錄	
A NSRR炉の概要	78
B 大気圧カプセル, 高温高圧カプセル, 水ループおよび標準試験燃料	85
C NSRR実験概要一覧	88
D NSRRパルス運転記録	103

Contents

1.	Progress in This Period	1
2.	Atmospheric Water Capsule Tests	5
2.1	Fuel Design Variation Tests	5
2.1.1	Gap Gas Parameter Tests	5
2.1.2	Burn-up Fuel Simulation Tests by using Embrittled Cladding	7
2.2	Cooling Environment Variation Tests	18
2.2.1	Forced Convection Tests	18
2.3	Defective Fuel Rod Tests	25
2.3.1	Waterlogged Fuel Rod Tests	25
2.3.2	Fretting-corroded Fuel Rod Tests	26
2.4	Miscellaneous Tests	33
2.4.1	Failure Propagation Tests	33
2.4.2	Preliminary Tests for Mixed Oxide Fuel Rod Tests	34
2.4.3	Preliminary Tests for Four Single Rods Tests	39
3.	High Pressure High Temperature Capsule Tests	54
4.	Water Loop Tests	64
5.	Future Plan of the NSRR Experiment	72
	References	73
Appendix A	Description of NSRR Facility	78
Appendix B	Description of Water Capsule, HP.HT Capsule, LP.LT Loop Standard Type Test Fuel Rod	85
Appendix C	Summary of the NSRR Experiments	88
Appendix D	Summary of the NSRR Pulsing Operation Data	103

Summary of the progress in this period

(M. Ishikawa and T. Ishii)

This report describes the major results of the NSRR experiments conducted during the semiannual period from July to December, 1979. As shown in Table, 50 tests were performed during this period, and in total 412 have been performed since the start of the NSRR experiments in October, 1975. The tests during this reporting period consist of 5 standard fuel tests, 11 fuel design variation tests, 4 cooling environment variation tests, 4 USNRC fuel tests, 16 defective fuel tests, 2 high pressure capsule tests, 1 water loop test and 7 miscellaneous tests. The outline of the test results is summarized as follows.

(1) Standard Fuel Rod Tests

A high energy deposition test was performed to study the effect of the lower plenum space on fuel failure mechanism at high energy deposition. In a high energy deposition test on USNRC fuel rods, the fuel pellets dispersed into coolant water through the lower part of cladding but the cladding itself did not disperse. In contrast to the USNRC fuel tests, both pellets and cladding dispersed at the same energy deposition in the NSRR fuel tests. This difference was attributed to the structural difference of lower plenum. It is understood that since the USNRC fuel rod does not have a lower plenum space, fuel rod internal pressure increased to breach the cladding and fuel pellets dispersed through the breach when the pellets had started to melt at the lower portion of the rod where there is an axial peak of energy deposition. To prove this interpretation, a NSRR fuel rod without a lower plenum space was irradiated at the same energy deposition. But, an expected result was not obtained because of a slightly lower energy deposition in the fuel than planned.

(2) Fuel Design Variation Tests

For fuel design variation tests, burn-up fuel simulation tests and gap gas parameter tests were mainly performed.

(2.1) Gap Gas Parameter Tests

Argon-filled fuel rods were tested under low subcooling coolant condition. Some relations between gap gas thermal conductivity, coolant subcooling and fuel behavior could be drawn out of the results of these

tests and the tests conducted so far on helium and xenon-filled fuel rods; From the results for 180 cal/g·UO₂ tests, it could be said that the effect of gas thermal conductivity on cladding surface temperature is much under large coolant subcooling condition but little under small coolant subcooling condition. From the results for 230 cal/g·UO₂ tests, it could be said that fuel failure threshold decreases with decreasing coolant subcooling, independently of gap gas thermal conductivity but the extent of failure is slightly different for different thermal conductivity.

(2.2) Burn-up Fuel Simulation Tests

To obtain information on the effect of cladding embrittlement by burn-up on fuel failure behavior and mechanism, fuel rods with claddings embrittled by oxidation were tested. As a result of irradiation of standard fuel, narrow gapped fuel and pre-pressurized fuel rods, all of them failed at the time when 160 to 180 cal/g·UO₂ was deposited in fuel rods. It has become clear that the failure was caused by PCMI because all of the failed fuels have longitudinal cracks in the cladding.

Larger cracks in case of narrow gapped and pre-pressurized fuel rods tell that gap width and fuel internal pressure have effect on the extent of failure by PCMI.

(3) Cooling Environment Variation Tests

Forced convection tests of using a small pump were performed. Following single flow channel tests at ambient temperature and pressure conducted in the previous period, tests with a bypass flow channel were performed to examine the effect of bypass flow. Two tests were carried out under the initial conditions of the coolant flow velocity of 1.8 m/s in the fuel channel, the fuel channel/bypass channel flow ratio of 1 : 1 and the energy deposition of 290 cal/g·UO₂. In the first test, fuel channel flow decrease accompanied by bypass channel flow increase was observed soon after irradiation. The fuel channel flow decrease and the maximum cladding surface temperature was more and higher than that observed in the single flow channel tests. Like this, bypass flow effect was observed. However, in the second test, the maximum cladding surface temperature was lower than that in the first test and single flow channel tests, and therefore the bypass flow effect was not observed although the similar flow change occurred. This discrepancy has to be discussed.

(4) Defective Fuel Tests

8 waterlogged fuel tests and 8 fretting-corroded fuel tests were performed.

(4.1) Waterlogged Fuel Tests

The failure threshold for low enriched (2.6%E) fuel rods without axial power peaks at edges was confirmed. The test results obtained during this and the previous periods have shown that the failure threshold for fuel rods without power peaks at edges is in between 160 and 180 cal/g.UO₂, except the case of fully waterlogged fuel rods and much higher than that for fuel rods with peaks, and fuel failure in this energy range is caused by low temperature burst of cladding.

(4.2) Fretting-corroded Fuel Tests

Fuel rods with maximum artificially-made-defect depth of 0.3, 0.4 and 0.5 mm on the claddings were tested in energy range of 293 to 366 cal/g.UO₂ to examine the effect of fretting-corrosion defects on fuel failure at high energy deposition. The tests resulted in the followings. Fuel rods with defect of 0.5 mm showed different fuel behavior from non defective standard rods in that fuel failure was due to cladding burst and the energy deposition at time of failure was 130 cal/g.UO₂ lower than that for standard rods, and pressure pulses were observed in the coolant at time of fuel failure.

On the other hand, the behavior of fuel rods with defect of 0.3 and 0.4 mm was also different from that of standard rods in that fuel rods failed at earlier time and pressure pulses were observed. However, the fuel damage was almost the same as that for standard rods.

(5) USNRC Fuel Tests

Repeatability concerning the failure threshold and behavior of PCI remedy and currently used fuel rods was confirmed and it was concluded that PCI remedy fuel rods have the same fuel behavior and failure threshold (260~280 cal/g.UO₂) as those of currently used fuel rods under the RIA conditions, irrespectively of remedies (Zr-liner or Cu-barrier). Tests at ambient temperature and pressure were completed, and tests at high temperature and pressure are planned as the next step.

(6) Miscellaneous Tests

Preliminary tests for plutonium-uranium mixed oxide fuel tests and fuel failure propagation tests were chiefly conducted.

(6-1) Preliminary Tests for Plutonium-Uranium Mixed Oxide Fuel Tests

The objective of these tests is to examine the propriety of the design and the nuclear characteristics of a test fuel container capsule developed for the plutonium-uranium mixed oxide fuel tests (cooperative research with Power Reactor and Nuclear Fuel Development Co.) for which preparatory work is in progress. With the results of these tests, the propriety of the capsule design, especially its good leak tightness, was confirmed. It was also confirmed that the aimed maximum energy of $300 \text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ is able to be deposited in a mixed oxide fuel rod in a double capsule test arrangement where a test fuel container capsule is contained in another capsule like a standard water capsule.

(6-2) Fuel Failure Propagation Tests

Influence of fuel failure on adjacent fuel rods was studied in a test arrangement having a waterlogged fuel rod in the center and six dummy rods around the center rod. Pressure pulses associated with the center rod failure were generated in the water but did not influence the adjacent rods.

(7) High Temperature High Pressure Capsule Tests

Following the first test for measuring reactivity worth of the test section and calibrating fuel energy deposition, 2 tests under BWR condition and one under PWR condition were performed. Under each test condition, response characteristics of some types of thermocouples at high temperature and pressure as well as fuel behavior were studied. The result of energy calibration has shown that 350 and $320 \text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2/100 \text{ Mw}\cdot\text{s}$ is deposited in a 10% fuel rod under BWR and PWR condition, respectively. Concerning fuel behavior, DNB point was exceeded at $180 \text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ under BWR condition and at $160 \text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ under PWR condition. Claddings collapsed over the entire active fuel length and ringwisely along pellet chanfers. This has never been observed in the atmospheric tests. It has become clear that bare wire thermocouples spot-welded on cladding surface are useful under high temperature and pressure condition.

(8) Water Loop Test

Water Loop has a capability of producing coolant condition of up to 15 kg/cm²·g, 100°C and 390 l/min at the test section.

This test series started in this period. As a first step, reactivity worth measurement of the test section and calibration of fuel energy deposition were carried out under the coolant condition of 10 kg/cm²·g, 100°C and 210 l/min. As a result of γ -ray measurement of the irradiated fuel rod, it was confirmed that 453 cal/g·UO₂/100 Mw·s is deposited in a 10%E fuel rod.

Concerning HTHP Capsule and Water Loop tests, scoping tests are scheduled to be performed for a while.

During the next period, forced convection, waterlogged, HTHP capsule and Water Loop tests will be chiefly performed. During the next period, forced connection, waterlogged fuel, HTHP capsule and Water Loop tests will be chiefly performed.

Table Classification and Number of NSRR
Experiments (Oct. '75~Dec. '79)

Test Item	Number of Tests		
	Oct. '75 ~June '79	July '79 ~Dec. '79	Total
1. Standard Fuel Tests			
(i) Scoping tests	4 8	1	4 9
(ii) Fuel centerline temperature measurements	3	0	3
(iii) Fuel elongation measurements	1 3	2	1 5
(iv) Rod supporting effect tests	8	2	1 0
2. Fuel Design Parameter Tests			
(i) Gap width parameter tests	1 6	1	1 7
(ii) Enrichment tests	1 7	0	1 7
(iii) Pre-pressurized fuel tests	3 7	2	3 9
(iv) Cladding parameter tests	2 4	3	2 7
(v) Gap gas composition parameter tests	1 0	2	1 2
(vi) Others	1 6	3	1 9
3. Cooling Environmental Variation Tests			
(i) Coolant temperature parameter tests	1 7	0	1 7
(ii) Flow area simulation tests	2 2	0	2 2
(iii) Rod bundle tests	1 0	0	1 0
(iv) Forced convection tests	8	4	1 2
4. USNRC Fuel Rod Tests	1 7	4	2 1
5. Defective Fuel Tests			
(i) Waterlogged fuel tests	6 0	8	6 8
(ii) Fretting corroded fuel tests	1 2	8	2 0
6. High Pressure Capsule Tests	2	2	4
7. Water Loop Tests	0	1	1
8. Miscellaneous Tests	2 2	7	2 9
Total	3 6 2	50	4 1 2

1. 今期の進捗

(石川迪夫, 石井敏雄)

本報告書は、1979年7月より12月までの間に実施したNSRR実験について進捗した実験のうちの主要な成果をまとめたものである。この期間中に実施した実験は50回に及び、その内訳は標準燃料実験1回、燃料パラメータ実験11回、冷却条件パラメータ実験4回、欠陥燃料実験16回、高温高圧カプセル実験2回、水ループ実験1回、USNRC燃料実験4回およびその他11回である。

標準燃料実験は、高発熱量照射時における燃料破損機構に及ぼす燃料棒下部プレナム空間の影響を調べたものである。USNRC燃料の高発熱量実験の結果、溶融したペレットが被覆管下部より冷却水中へ噴出し微粒子化したが、被覆管は形状を保っていた。NSRR燃料の場合には、被覆管も微粒子化している。この両者の破損状況の違いは燃料の下部構造の違いによるものと考えられた。すなわち、USNRC燃料には下部プレナムがないために、軸方向の発熱ピークのある下端ペレットが溶融・蒸発した際、燃料下部の内圧が上昇し、被覆管が破れペレットのみが噴出したものと考えられる。これを確認するために、NSRR燃料を用いて下部プレナムのない燃料を製作し、USRNCO燃料と同発熱量で照射したものである。本実験では試験燃料の発熱量が予定した値よりも若干低く、予想した結果を得ることはできなかった。

燃料パラメータ実験では、主に脆化被覆管燃料試験およびギャップガスパラメータ試験を実施した。脆化被覆管燃料試験は、バーンアップに伴う被覆管の脆化が燃料破損挙動ならびに破損機構に及ぼす影響の解明の一環として、酸化により脆化させた被覆管を用いた実験である。標準燃料、狭幅ギャップ燃料及び加圧燃料について全発熱量 $240\text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ で照射した結果、発熱量が $160\sim180\text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ の時点ですべて破損した。破損は被覆管の縦方向のクラックにより生じており、破損機構がPCM Iによるものであることが明かとなった。また、クラックの大きさは狭幅ギャップ燃料および加圧燃料の場合が大きく、PCM Iによる破損の程度にギャップ幅、燃料内圧が影響することが分った。ギャップガスパラメータ試験では、アルゴンガスをギャップガスとして低サブクール条件下で照射実験を行った。前期までに行ったヘリウム、アルゴンおよびゼノンガスについての実験の結果と今回の実験結果から、ギャップガス熱伝導率、冷却水サブクール度および燃料挙動に関し次の様な傾向があると言える。すなわち、発熱量 $180\text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ の実験結果から、冷却水のサブクール度が大きいと、ギャップガス熱伝導率の被覆管温度挙動に及ぼす影響は顕著であるが、サブクール度が小さいと、影響が顕れにくくなる。また、発熱量 $230\text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ の実験結果から、サブクール度が小さくなると、ギャップガス熱伝導率に依らず破損しきい値は低下するが、熱伝導率の違いにより破損の程度に若干の差が生じる。

冷却条件パラメータ実験では、小型ポンプを用いた強制対流試験を行った。前期までに常温・常圧・単流路系における実験を終えたので、今期はバイパス流路を持つ体系における実験を行い、冷却水のバイパス効果について調べた。燃料流路の流速を 1.8 m/s 、燃料流路とバイ

パス流路の流量比をほぼ 1 : 1, 発熱量 $290 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の条件で 2 回の実験を行った。1 回目の実験では、照射直後に燃料部流量の減少と同時にバイパス流量の増加が見られ、また単流路の場合と比べると、燃料部流量の減少は大きく、被覆管表面最高温度が高くなり流路バイパスによる効果が観測された。しかし、2 回目の実験では、上記と同様な流量変化が見られたが、被覆管表面最高温度は上 2 者よりも高くなりバイパス効果が認められなかった。この差異の生じた原因については今後の検討課題である。

欠陥燃料実験では、浸水燃料試験および擦過腐食燃料試験を行った。浸水燃料試験では、両端低濃縮度(2.6%)型試験燃料棒を用いて、端部出力ピークを除去した場合の破損しきい値の確認をした。今回の実験と前期までの実験から、端部出力ピークのない燃料の破損しきい値は、完全浸水の場合を除いて、 $160 \sim 180 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であり、端部出力ピークのある場合の約 $100 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ を上回ること、また、この発熱量範囲では燃料破損は被覆管の低温バーストによること等が明確になった。

擦過腐食燃料実験では、被覆管に最大深さ 0.3, 0.4 および 0.5 mm の人工損耗欠陥を有する燃料を発熱量 $293 \sim 366 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の範囲で照射し、高発熱量領域における破損挙動に及ぼす損耗欠陥深さの影響について調べた。実験結果から、次の事が明かとなった。すなわち、最大欠陥深さが 0.5 mm の場合は、内圧破損であり、健全燃料と比べて破損時発熱量が $130 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ も低いことおよび破損に伴い冷却水中に圧力パルスが生じることの点で健全燃料と異なる破損挙動を示す。

一方、最大欠陥深さが 0.3 ~ 0.4 mm の場合は、燃料破損時刻が若干早いことおよび燃料破損に伴い圧力パルスを生じていること等の点において健全燃料の場合と異なるが、照射後燃料の状態はほど同程度であった。

USNRC 燃料実験では、PCI 対策燃料、在来型燃料の破損しきい値および燃料挙動の再現性の確認を行い、次の結論を得た。すなわち、PCI 対策燃料は、反応度事故条件下では、その対策法(ジルコニア内張又は銅内張)に依らず在来型燃料と同じ燃料挙動を示し、同じ破損しきい値($260 \sim 280 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の間)を有することが明らかとなった。今回の実験をもって、常温常圧条件下での実験シリーズは終了し、今後は高温高圧条件下での実験を実施する予定である。

高温高圧カプセルでは、試験部のワース、試験燃料の発熱量較正等の特性試験の後、BWR 条件で 2 回、PWR 条件で 1 回の実験を行った。実験においては、各条件下における燃料挙動を調べると共に、高温高圧条件下における計装の特性、適合性についても検討した。発熱量較正の結果、10%濃縮度燃料に対して BWR 条件で $350 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2 / 100 \text{ MW} \cdot \text{S}$ 、PWR 条件で $320 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2 / 100 \text{ MW} \cdot \text{S}$ 程度得られることが明かとなった。また、燃料挙動については、BWR($180 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$)、PWR($160 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) 条件でいずれの場合も DNB を越えた。燃料の外観観察の結果、被覆管は発熱部全長に亘りコラボスし、特に、ペレット境界においてはペレットチャンバーにそってリング状にコラボスしていた。これは、高温高圧条件下の実験により初めて観察された現象である。また、燃料の温度計装については、高温高圧下においても常温常圧下の場合と同じように熱電対素線を被覆管表面にスポット溶接する方法が有効であることが確認された。

水ループ実験は今期から初めて開始した。水ループは圧力 $15 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ (試験燃料部), 温度 180°C , 流量 390 l/min の最高性能を有するものであるが, 第1回目の実験として, 圧力 $10 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$, 温度 100°C , 流量 210 l/min の条件で試験部のワース測定, 試験燃料の発熱量較正等を行った。試験燃料の γ 線測定による発熱量較正の結果, 10% 濃縮度燃料についてパルス出力 $100 \text{ MW} \cdot \text{S}$ 当り $453 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量が得られることが確認された。高温高圧カプセル実験および水ループ実験は, 当面, スコーピング試験が続けられ, その後パラメータ実験を実施する予定となっている。

上記の実験以外に, プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料試験の予備試験並びに燃料破損が周辺燃料に及ぼす影響を調べるための破損伝播試験等を行った。プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料予備試験は, 昭和55年度末の実験開始を目標に現在準備を進めているプルトニウム-ウラン混合酸化物燃料についての実験(動力炉・核燃料開発事業団との共同研究)のために新たに開発した試験燃料収納カプセルの設計の妥当性および核的特性を調べることを目的としている。今回の実験により, カプセル設計の妥当性, 特に, 良好な気密性に関して確認できた。また, 核的特性については, 当カプセルを現在の大気圧水力カプセルのような容器に組み込んだ2重カプセル体系においても, 将来の混合酸化物燃料実験において, 最大 $300 \text{ cal/g} \cdot \text{fuel}$ の発熱量目標値を達成できる見通しを得た。破損伝播試験においては, 本期は, 浸水燃料を中心に, ダミー燃料棒6本を周辺に配置して, 中心燃料を破損させた時の周辺燃料への影響を調べた。中心燃料が破損し, 破損に伴って冷却水中に圧力波が発生したが, 周辺燃料はこれにより影響を受けなかった。

次期は, 高温高圧カプセル実験, 水ループ実験を中心とする強制対流実験, 浸水燃料実験等を行なって行く予定である。

Table 1.1 N S R R 実験の分類と実験回数

試験項目	目的	実験回数		
		50.10 ~54.6	54.7 ~54.12	合計
1. 標準燃料試験				
(i) スコーピング試験	未照射健全燃料に關し、全般的な燃料挙動の究明	48	1	49
(ii) 燃料中心温度測定試験	UO ₂ ベレット の中心温度を測定し燃料挙動について詳細な情報を得る。	3	0	3
(iii) 燃料伸び測定試験	UO ₂ ベレットおよび被覆管の軸方向の伸び量を測定し、燃料挙動について詳細な情報を得る。	13	2	15
(iv) 燃料棒支持効果試験	燃料棒の拘束条件等が燃料挙動に与える影響を調べる。	8	2	10
2. 燃料パラメータ試験				
(i) ギャップ燃料試験	初期ギャップ幅が燃料の過渡温度挙動、破損に及ぼす影響	16	1	17
(ii) 濃縮度燃料試験	燃料内発熱密度の歪と破損しきい値との関係の究明	17	0	17
(iii) 加圧燃料試験	燃料棒内圧と燃料破損挙動との関係の究明	37	2	39
(iv) 特殊被覆材燃料試験	被覆材質、肉厚、熱処理条件等の燃料破損挙動に及ぼす影響	24	3	27
(v) ギャップガス・パラメータ試験	ギャップガスが燃料の過渡温度挙動、破損に及ぼす影響	10	2	12
(vi) その他		16	3	13
3. 冷却条件パラメータ試験				
(i) 冷却水温パラメータ試験	冷却水温度の燃料破損挙動に及ぼす影響	17	0	17
(ii) 流路模擬燃料試験	流路条件が燃料破損に及ぼす影響	22	0	22
(iii) バンドル燃料試験	バンドル(4~5本)状態での燃料破損しきい値、破損の伝播について究明	10	0	10
(iv) 強制対流試験	冷却水の流動が燃料破損挙動に及ぼす影響	8	4	12
4. USNRC燃料試験	BWR型Remedy 燃料の燃料挙動の究明	17	4	21
5. 欠陥燃料試験				
(i) 浸水燃料試験	欠陥燃料の破損しきい値、破損エネルギーの把握	60	8	68
(ii) 爐過腐食燃料試験	炉過腐食の燃料破損挙動に及ぼす影響	12	8	20
6. 高圧カプセル試験	実炉の運転温度・圧力条件下における燃料挙動の究明	2	2	4
7. 水ループ試験	流動条件下における燃料挙動の究明	0	1	1
8. その他		22	7	29
	合 計	362	50	412

2 大気圧カプセル実験

2.1 燃料パラメータ試験

2.1.1 ギャップガス・パラメータ実験(藤城俊夫, 小林晋昇, 丹沢貞光, 広瀬誠)

(1) 概要

前期までに行なった実験に引き続き、今期はギャップガスにアルゴンガスを使用し、 10°C サブクール条件のもとに 2 回の実験を行なった。

(2) 実験方法

Fig. 2.1.1 にギャップガス・パラメータ実験における燃料、計装およびマイクロヒーターの取付状況を示す。実験は燃料にギャップガス置換用のアダプタを取り付け、燃料内を真空引きおよびアルゴンガス封入を数回繰返した後カプセル内に装荷する。パルス照射はカプセル底部に装荷したマイクロヒーターにより、冷却水温度を 90°C に上昇した後に行なった。

(3) 実験結果

今期の実験は、前期に行なわれたゼノンガスを使用した実験と同一条件で行なわれた。ヘリウムガスおよびゼノンガスを使用した場合の結果も含め、実験結果の概要を Table 2.1.1 に示す。

(i) 照射後燃料の外観

試験燃料を $175\text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ (Test №235-11) で照射した実験では、有効発熱部が全域にわたって黒色に酸化しただけで、酸化膜の剝離および変形等は見られなかった。

発熱量を $227\text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ に上昇して照射した実験 (Test №235-12) では、試験燃料は有効発熱部下端より約 2 cm の位置で 2 つに分断し、上方にピンホールが生じた。また、分断部分では被覆材の一部が割れて消失しており、ペレットの一部には溶融した様子が見られた。酸化膜は致るところで薄く剝離を起こしていたが、分断部分以外の場所では被覆材の大きな変形は見られなかった。

(ii) 被覆材表面および冷却材の温度挙動

発熱量 $175\text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で照射した実験では、照射後約 2 秒で最高温度約 1400°C に達し、その後徐々に冷却し、23~32秒後にクエンチした。冷却材は燃料近傍で被覆材が最高温度到達直後に $10\sim15^{\circ}\text{C}$ 上昇し、燃料から 10 mm 離れた位置では照射後 25 秒程度で最高温度に達した。

発熱量 $227\text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の実験では、燃料下部で $1600\sim1750^{\circ}\text{C}$ 、上部で $1400\sim1500^{\circ}\text{C}$ の最高温度に達し、22~28秒後にクエンチした。冷却水の温度の上昇は、燃料近傍で $25\sim50^{\circ}\text{C}$ 、約 10 mm 離れた位置で $10\sim20^{\circ}\text{C}$ であった。

(4) 考察

(i) 被覆管表面温度挙動

Fig. 2.1.2 および Fig. 2.1.3 に各種ギャップガス実験により測定された被覆管表面の温度挙動(発熱部中央)の比較を示す。Fig. 2.1.2 は発熱量約 $180 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ を与えた場合の実験結果の比較である。被覆管表面の最高温度はヘリウムガスの場合には他の2種のものと比較して若干高め($\sim 100^\circ\text{C}$)となっているが、温度降下率はヘリウムガスとアルゴンガスの場合はほぼ同じであり、ゼノンガスの場合だけ小さくなっている。またクエンチ開始温度は各種ギャップガスの実験とも大差はないが、膜沸騰持続時間についてはゼノンガスの場合が温度降下率が小さいため極端に長くなっている。

一方、各種ギャップガスを使用した大気圧・常温における実験(N S R R 実験プログレスレポート6, JAERI-M 7977, 参照)では、アルゴンガスおよびゼノンガスの実験結果には差異は見られず、ヘリウムガスを使用した場合の実験結果のみに著しい違いが生じている。即ち、ヘリウムガスを使用した場合の実験結果では他の2者と比較して最高温度およびクエンチ開始温度は高く、膜沸騰持続時間は長くなっている。

以上の実験結果の比較により、冷却水のサブクール度が大きい場合(約 80°C 、大気圧・常温実験)では、熱伝達率がヘリウムガスの約 $1/8$ (アルゴンガス)に減少すると被覆管表面の温度挙動に顕著な影響が現われるが、さらに熱伝達率が減少して約 $1/25$ (ゼノンガス)になってしまっても、熱伝達率の減少による温度挙動に対する影響は約 $1/8$ の場合と大差がないことがわかった。これに対して、冷却水のサブクール度が小さくなった場合(約 10°C)には、被覆管表面の膜沸騰熱伝達率が大幅に低下するため、ギャップガスの熱伝達率が $1/8$ 程度に減少しただけでは被覆管表面の温度挙動にはあまり影響はなく、約 $1/25$ になって始めて顕著な影響が表わることが明らかになった。

次に、Fig. 2.1.3 は発熱量約 $230 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ を与えた場合の被覆管表面の温度挙動を $0 \sim 1$ 秒について比較したものである。この図より、被覆管表面温度は約 1000°C までは各ギャップガスの場合とも同様に上昇し、 1000°C を超えた時点で若干の差が生じている。しかしながら、表面温度は図に見られるように、ゼノンガスの場合が最も高く、以下ヘリウムガス、アルゴンガスの順に低くなってしまっており、各種ギャップガスの熱伝達率の順にはなっていない。このことは大気圧・常温の条件下における実験にも見られる現象である。すなわち、 $230 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ のように高発熱量で照射した場合には、ペレットの熱膨張によりギャップは消滅してしまい、被覆管表面の温度挙動を支配するのは、ペレットの初期偏心量の違いから生ずるペレットと被覆管の接触圧の違いによる接触熱伝達率になるためである。

(ii) 燃料破損挙動および破損しきい値

試験燃料に約 $180 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を与えた場合の照射後の外観は、各ギャップガス燃料とも発熱部に酸化が生じただけで、顕著な違いは認められなかった。また、試験燃料に約 $230 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を与えた実験では、燃料の照射後外観は Fig. 2.1.4 に示すように、ヘリウムガスの場合には発熱部下端付近で2つに分断し、さらに被覆管には溶融に起因するしわが見られたが、アルゴンガスの場合にはほぼ同位置で2つに分断しただけであり、ゼノンガスの場合には発熱部中央に円周方向のクラックが生じただけで分断は生じなかった。このことから、ギャップガスの熱伝達率が低下すると、燃料の破損の程度に若干の差が生ずることが明らかになった。

以上、各種ギャップガスを使用した燃料の実験結果の比較により、ギャップガスの組成が変ってギャップ熱伝達率が変化しても、被覆管温度挙動あるいは破損の程度等には若干の差が生ずるが、破損のしきい値については被覆管と UO_2 の接触による被覆管の溶融および一体化が主要な原因となるため、ギャップガスの熱伝達率の違いによる影響はほとんどないと考えられる。

2.1.2 脆化被覆管によるバーンアップ燃料模擬実験(星薫雄, 秋田敏文, 岩田耕司)

(1) はじめに

燃料のバーンアップが進むと、照射効果によって被覆材(ジルカロイ)の延性は著しく低下する。反応度事故条件では、ペレットはパワーバーストとともに熱膨張によって膨れ、被覆管と接触し被覆管を変形させる。すなわち、PCM Iにより被覆管の変形が生じ、もし被覆管の延性がペレットの熱膨張よりも小さい場合には、PCM Iによって被覆管が破損する可能性がある。この場合、反応度事故条件のように出力の上昇速度が極めて速い場合には、PCM Iの生じる時刻においては被覆管の温度上昇は生じないので、焼なましによる照射効果の回復は行なわれないと考えられる。なお、バーンアップが進むと、ペレットのスウェーリングによってペレットと被覆管のギャップ間隙も小さくなるので、PCM Iの作用はより強くなり、燃料棒はより破損しやすくなると考えられる。

本実験は、被覆管の脆化に伴うPCM I破損挙動ならびに破損機構の解明の一環として、酸化により脆化させた被覆管を用いた実験である。以下に、バーンアップの進んだ燃料の破損挙動についての考察の結果とこれまでに行なった4回の脆化被覆管燃料実験の結果の概要を述べる。

(2) バーンアップに伴う照射効果と燃料破損挙動の検討

Fig. 2.1.5 は、バーンアップにともなうジルカロイの延性の低下の状態とペレットのスウェーリング量ならびにギャップ幅(後述するSPERT-CDCにおけるバーンアップ燃料挙動の結果の考察のためにSPERT-CDCにおけるGEX型燃料について示した)の変化を示した図である。この図に示されるように、バーンアップが進むとジルカロイの伸びは著しく減少するとともにペレットのスウェーリングによってギャップ幅は減少する。

一方、Fig. 2.1.6 は熱膨張によるペレットの変形量を示した図である。図中に示した一点鎖線はペレットと被覆管の初期ギャップ幅である。ペレットの熱膨張量がこれを越えるとPCM Iによる被覆管の変形をもたらすことになる。この現象はNSRR実験における被覆管の変形量測定によってすでに明らかにされているものである。また、図中の点線は、被覆材の延性が低下してPCM Iによって被覆管が破断すると仮定すると、被覆管破損に至らせるペレットの変形量は(ギャップ幅)+(被覆管の最大伸び)と考えられるので、前図のバーンアップにともなうギャップ幅とジルカロイの伸び量の変化から評価した被覆管を破断させると考えられるペレットの熱膨張量である。

Fig. 2.1.7 は、前図から予測される燃料の破損しきい値をバーンアップの関数として整理した図であり、本図の中にはSPERT-CDC実験においておこなわれたバーンアップ燃料についての実験結果も合せて示してある。本図から、PCM I破損は高バーンアップで起り易い

こと、未照射燃料または低バーンアップはPCM Iによる破損は生じないこと、5,000~10,000 MWD/T程度のバーンアップになるとFP放出による内圧上昇が顕著になることから内圧破損形態を示すようになると考えられること等が判る。事実、SPERT-CDC実験の結果でも、1,000~15,000 MWD/T程度のバーンアップ燃料では内圧上昇による破損や変形が生じており、35,000 MWD/Tのバーンアップ燃料でPCM Iによると考えられる破損が現われている。

(3) 脆化被覆管による実験

(i) 実験条件

NSRRにおける実験では、水蒸気中で酸化させたジルカロイ被覆管に未照射のUO₂ペレットを挿入して実験を行なった。ジルカロイの酸化は1200°Cで約3分間行った。脆化の程度はほぼzero ductilityである。実験は、Table 2.1.2に示すように、標準型燃料棒による実験(Test No. 214-1)の他にギャップ幅の影響に調べるために狭幅ギャップ型燃料による実験(Test No. 214-2B), PCM I破損の場合には燃料内圧の影響は無いと考えられることから加圧燃料による実験(Test No. 214-3)とした。発熱量は、これまでの標準燃料実験では燃料破損の生じない値約240 cal/g・UO₂とした。なお、Test No. 214-4はPCM Iが生じるしきい値近くの発熱量約190 cal/g・UO₂(即発バースト出力で約160 cal/g・UO₂)で照射したものである。

(ii) 実験結果および考察

Fig. 2.1.8に破損燃料の外観写真を載せる。本写真にみられるように、240 cal/g・UO₂の発熱量で照射した燃料はすべて破損しており、破損の特徴は燃料棒の縦方向にクラックを生じている点にある。クラック部での被覆管の伸びは認められない。クラックの大きさは狭幅ギャップ燃料ならびに加圧燃料棒で大きい。前者はギャップ幅が小さいことによってPCM Iの程度が大きかったこと、後者の場合は内圧によって破損時にクラックが拡大したものと考えられる。

Fig. 2.1.9は照射時のカプセル内圧および被覆管表面温度の測定結果である。非加圧型燃料実験であるTest No. 214-2B(狭幅ギャップ燃料)及びTest No. 213-4(標準型190 cal/g・UO₂但し破損せず)では破損時刻を知るためにわずかに燃料棒を加圧した。本図にみられるように、燃料の破損はパワーバーストの途中で生じており、この時被覆管温度の上昇は小さいことが判る。破損時点での発熱量はTest No. 214-2Bでは143 cal/g・UO₂, Test No. 214-3では162 cal/g・UO₂であり、これらの値はペレットが被覆管と接触する発熱量にはほぼ対応する。

(3) あとがき

脆化被覆管燃料による実験の結果、被覆管の脆化が進んだ場合にはペレットの膨脹により被覆管の破損が生じることが明らかになった。クラックの発生状況はSPERT-CDCで行なわれた高燃焼度燃料におけるものと良く類似しており、バーンアップが進むと燃料破損はPCM Iによって生じるようになることが明らかになった。この場合燃料破損しきい値は低下していくが、バーンアップに伴う破損しきい値の変化を明らかにするには、バーンアップに伴う被覆管の脆化度、ペレットのスウェリングおよびそれに伴うギャップ幅の変化ならびに熱膨脹量と被覆管破損に至る迄の変形量の相関を明らかにしていくことが必要である。今後バーンアップ燃

料実験に先がけて、脆化度を変えた被覆管による実験、照射被覆管（未照射ペレット）による実験を実施する予定である。

Table 2.1.1 Summary of Gap-gas Parameter Tests

Test No.	Gap-gas Composition	Energy Deposition (caV/gUO ₂)	Initial Coolant Temperature (°C)	Maximum Cladding Surface Temperature (°C)					Post-irradiation Observation
				1	2	3	4	5	
103-2 ¹⁾	He	180	90	1490	1460	1400	— ²⁾	— ²⁾	Oxidation
235-11	Ar+Air	175	93	1330	1390	1380	1400	— ³⁾	Oxidation
235-9 ¹⁾	Xe	177	88	1400	1350	1330	1350	1400	Oxidation
103-6 ¹⁾	He	230	87	>1730 ³⁾	>1730 ³⁾	>1710 ³⁾	>1720 ³⁾	>1700 ³⁾	Broken into 2 pieces
235-12	Ar+Air	229	89	1730	1540	1420	1700	1760	Broken into 2 pieces
235-10 ¹⁾	Xe	232	91	— ³⁾	— ³⁾	— ³⁾	>1770 ³⁾	1720	Circumferential crack

- 1) References
- 2) Not measured
- 3) T/C failure

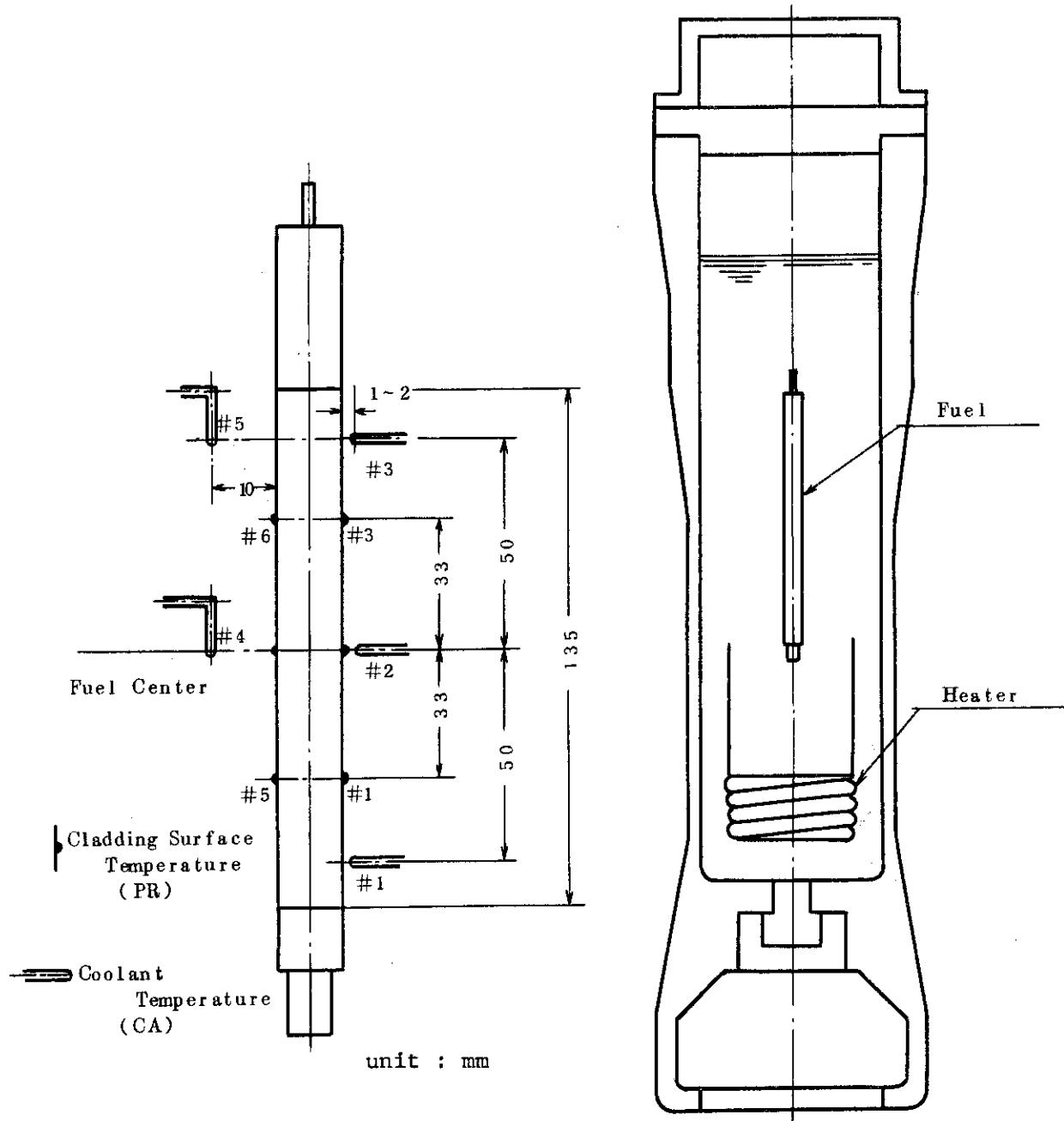


Fig. 2.1.1 Measuring Instruments

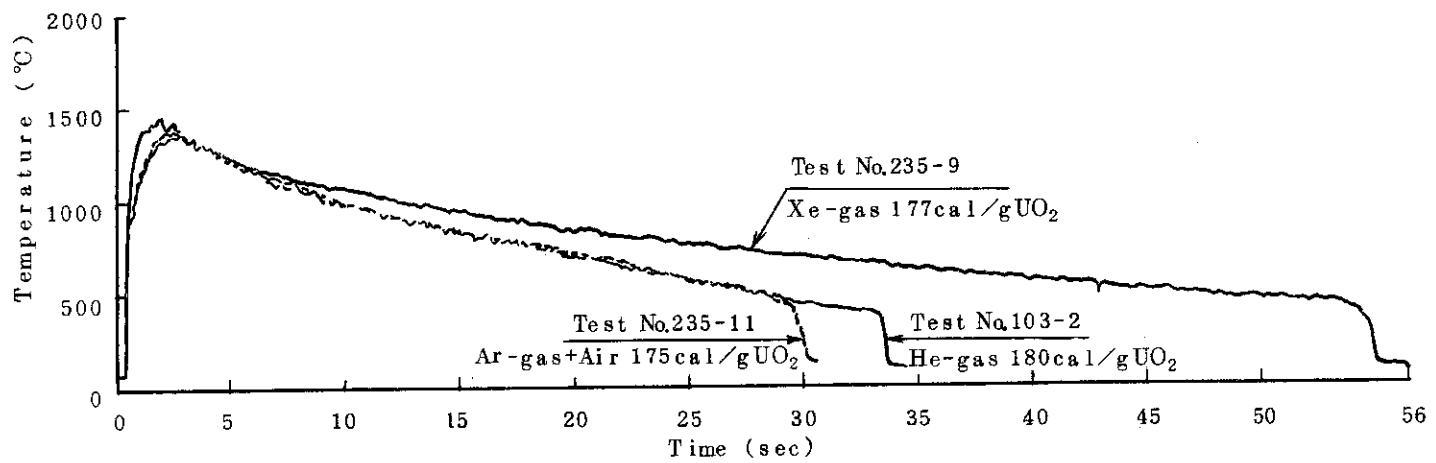


Fig. 2.1.2 Comparison of cladding surface temperature histories between He-gas, Ar-gas + Air, and Xe-gas filled fuel rods (180 cal/g UO₂)

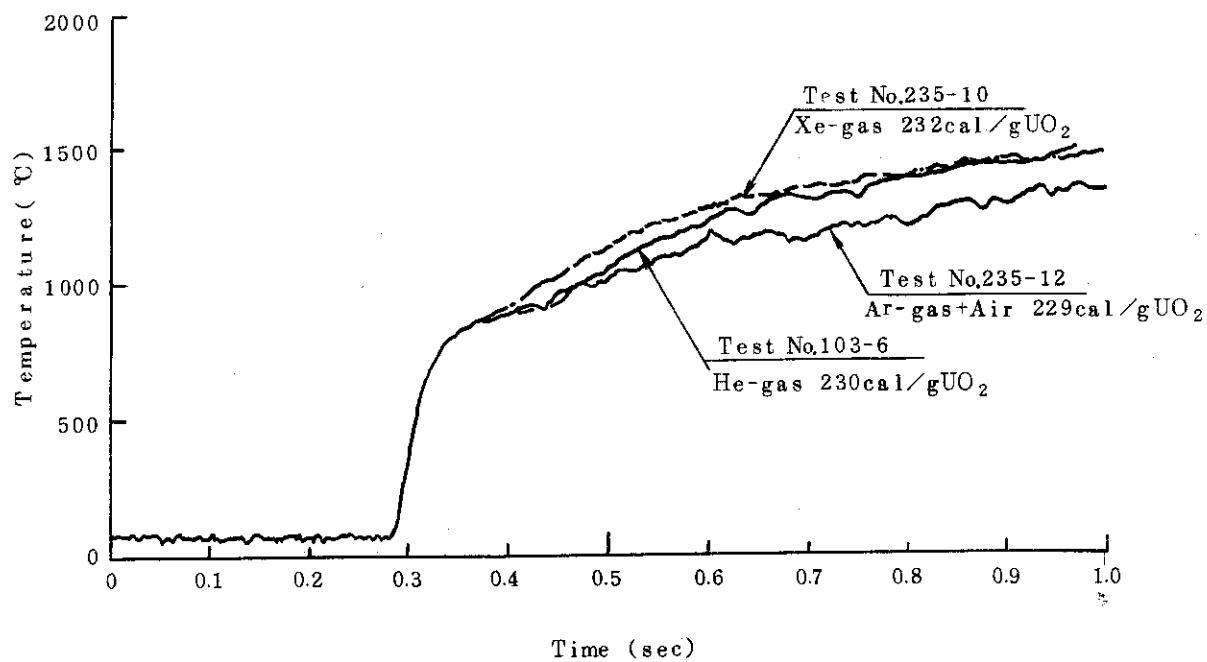
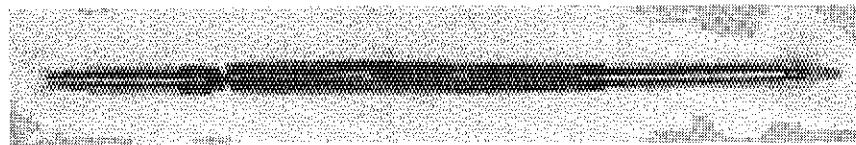
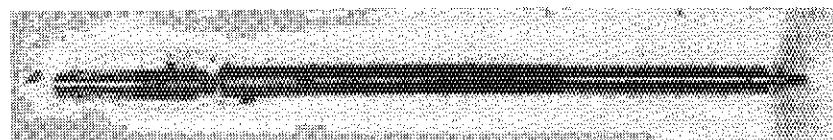


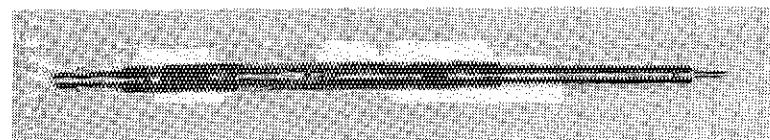
Fig. 2.1.3 Comparison of cladding surface temperature histories between He-gas, Ar-gas + Air, and Xe-gas filled fuel rods (230 cal/g UO₂, 0~1 sec)



Test № 103-6
He-gas 230 cal/gUO₂



Test № 235-12
Ar-gas + Air 229 cal/gUO₂



Test № 235-10
Xe-gas 232 cal/gUO₂

Fig. 2.1.4 Post-test appearance of He-gas, Ar+Air,
or Xe-gas filled fuel rods

Table 2.1.2 Summary of Results on Embrittled Cladding Fuel Tests

Test #	Radial gap width (mm)	Test conditions		Test results		
		Amount of oxidation (mg/cm ²)	Initial fuel rod internal press. (* ₂) (bar)	Total energy deposition (cal/g•UO ₂)	Energy deposition at failure (cal/g•UO ₂)	Post-test observation
214-1		7.9	1	240	(* ₁) Unknown	Longitudinal fracture (small)
214-3	0.095	7.2	21	235	162	ditto (large)
214-4		4.1	4	188	—	Unfailed
214-2B	0.05	4.1	4	239	143	Longitudinal fracture (Large)

(*1) Instrument was not installed

(*2) He

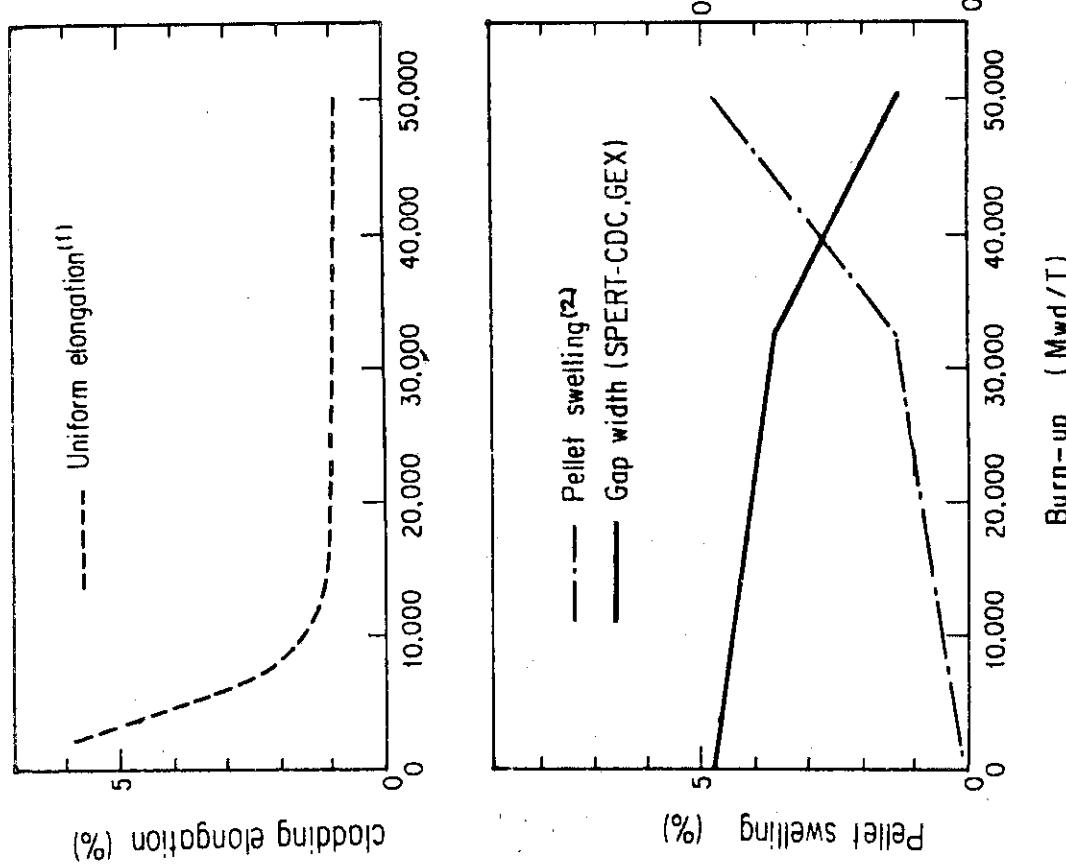


Fig. 2.1.5 Burn-up effect on UO_2 pellet and Zry cladding
 (1) Rieger, G.F. et al : ASTM STP-551 (1974)
 (2) Mc Nelly, M.J. : GEAP-4418

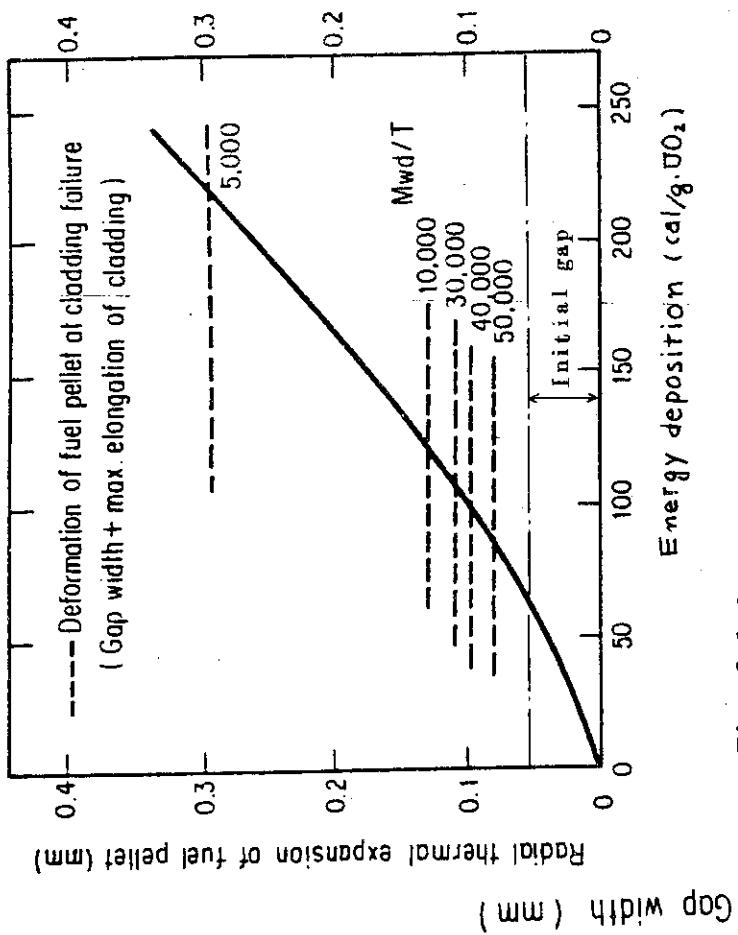


Fig. 2.1.6
 DEFORMATION OF FUEL PELLET AT CLADDING FAILURE
 (FOR SPERT-CDC GEX R05S)

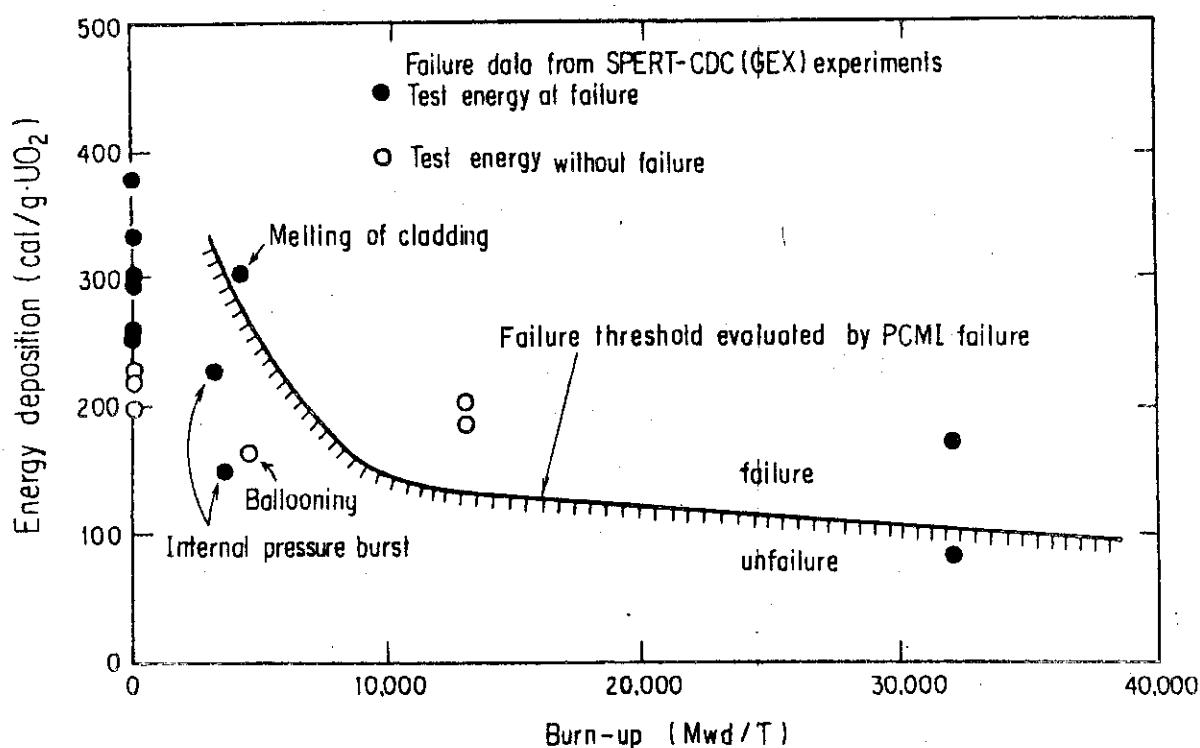


Fig. 2.1.7 PCMI failure threshold of burn-up fuel rods
FOR (GEX ROD IN SPERT-CDC TESTS)

Test No. 214-2B (Narrow gap fuel rod)

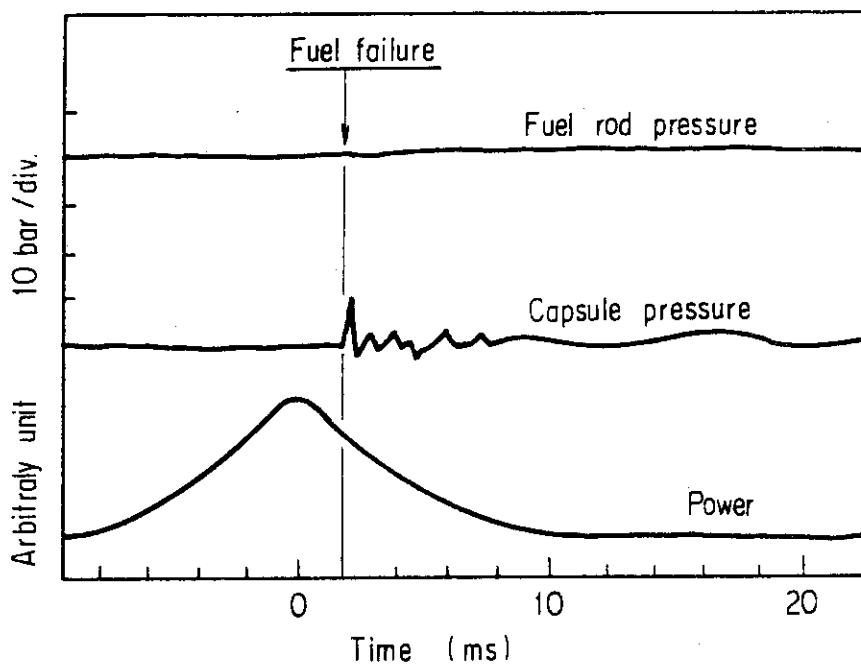
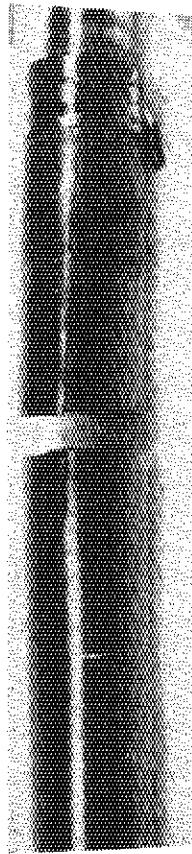


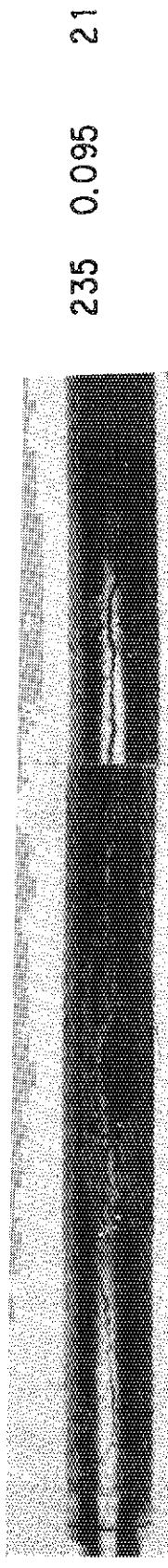
Fig. 2.1.9
Typical Transient Response of Embrittled Cladding Fuel Tests

<u>Test No.</u>	<u>Energy deposition (cal/g·UO₂)</u>	<u>gap width (mm)</u>	<u>Initial rod internal press. (bar)</u>
-----------------	---	---------------------------	--

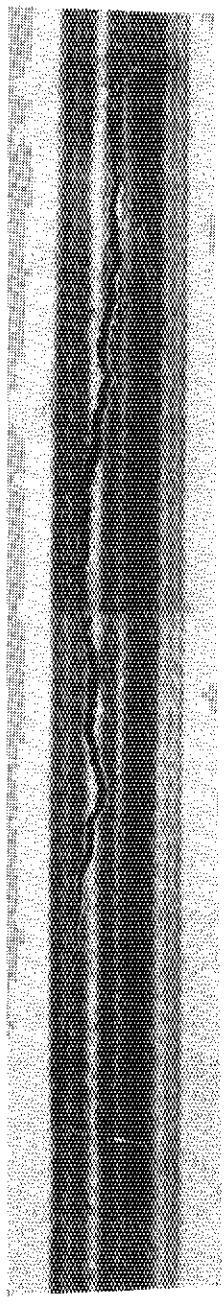
214 - 1



214 - 1



214 - 3



214 - 2B

239 0.05 4

Fig. 2.1.8 Appearance of Post-irradiated Fuel Rods in Embrittled Cladding Fuel Tests

2.2 冷却条件パラメータ試験

2.2.1 強制対流実験(藤城俊夫, 小林晋昇, 広瀬誠, 丹沢貞光)

(1) 概 要

前期までに行った8回の実験で常温常圧単流路系における強制対流条件が燃料の破損挙動に及ぼす影響を解明するに必要な基礎データを得たと考えられた。一方、実炉では一つの燃料流路に対して数多くのバイパス流路をもつ体系であるので、今期はそのバイパス効果に関する知見を得るために、バイパス流路付き強制対流条件における実験を2回行った。

その結果、現在使用している吐出圧の小さいポンプによる実験ではバイパスの有無により実験結果に大きな差は生じない事、および、これまでの実験において観察されたトランジェント開始約1秒後からの大きな流量低下は、燃料部でのポイド発生による流動抵抗の増加のためにではなく、流路系に原因があったことが判明した。

(2) 実験結果

Fig. 2.2.1-a はこれまでの単流路強制対流実験の流路系であるが、これと同等の特性を持つバイパス流路付き体系を実現するために、小型ポンプ2台、流量計2台を用いて Fig. 2.2.1-b の流路系を作り、バイパス流量比1:1として1回目の実験(Test No 240-9)を行った。この実験で流路系に問題があることが判明し、Fig. 2.2.1-c に示す装置で炉外実験を行い、その結果に基く改良型流路系 Fig. 2.2.1-d にて2回目の実験(Test No 240-10)を行った。

(3) 実験結果

2回の実験とも燃料流路の流速を1.8m/s、バイパス流量比ほぼ1:1、発熱量はこの流速での破損しきい値近傍の290 cal/g・UO₂として照射した。実験条件と結果の概要を同発熱量での単流路実験(Test No 240-7)と並べてTable 2.2.1に示す。

(i) 照射後燃料の状況と破損しきい値

Table 2.2.1に示した3実験はほぼ同じ発熱量であり冷却材条件も大きくは違わないので、照射後燃料はよく似た外観を示している。燃料はわずかに曲り有効発熱部表面は全面黒色に酸化、一部酸化膜剥離、また部分的に激しいシワの発生がみられるが、このシワは燃料の全周でなく片側にのみ発生しており、被覆材内面の熱伝達あるいは外面の冷却条件が不均一であったことが推測される。この不均一さのためか、発熱量あるいは冷却材流速低下のわずかな違いとはむしろ無関係に被覆材表面のシワはTest No 240-9, 240-7, 240-10の順で激しくなり、240-10の燃料はT/C#4の位置で周方向クラックを生じ破損した。

以上のことより直径16mm 管内で流速1.8m/sの強制対流条件下における燃料の破損しきい値はほぼ285 cal/g・UO₂であると考えられるが、今後上記の照射後燃料より正確な発熱量を測定して破損しきい値を確定させたい。

(ii) 冷却材流量挙動

Test No 240-9 の主な過渡挙動を同発熱量の単流路実験 Test No 240-7 と比較して Fig. 2.2.2 に示す。Test No 240-9 において冷却材流速は照射後約1.2秒間は燃料流路

流速が減少しバイパス流路流速が増加するという、いわゆるバイパス効果が認められるが、その後は両流路ともほぼ同じ挙動で流速が大幅に低下し、徐々に回復するという（以下、2次流速低下と呼ぶ）現象を起こしており、その挙動は単流路の場合と非常に良く似ている。バイパス付流路系でのこの2次流速低下現象は燃料のまわりでの急激なボイド発生による流路閉塞では説明できず、流路系に原因があることを示している。

流路系を改良したTest № 240-10では、Fig. 2.2.3に示すように照射後約2.2秒間バイパス効果のみが持続した後、両流路とも流速が初期値に復帰して2次流速低下現象は起らなかった。このことから、ボイド発生による流速の低下は破損しきい値近傍の発熱量でも 1.4 m/s 程度まで、時間も2~2.5秒に過ぎないことがわかる。なお、この実験ではバイパス流路中の模擬燃料が長いためかバイパス流速が 1.6 m/s しか得られず、流速挙動にも若干の影響を与えていようと思われる（Test № 240-9に較べて大きめのバイパス効果が認められる）。

(iii) 被覆材表面温度挙動

被覆材表面温度は冷却条件、即ちこの実験では冷却材流速に大きく影響される。Fig. 2.2.2に示すようにTest № 240-9では240-7に較べて初期流速低下が大きいため冷却能力が低下して最高温度が高くなり、また流速回復が遅いため膜沸騰継続時間が長くなるという傾向が認められる。

これに反してTest № 240-10は前記2実験に較べて流速低下が小さいにもかかわらず熱電対3組が照射直後に破損し、残る1組も非常に高い温度挙動と長い膜沸騰継続時間を記録している。これは被覆管温度の周方向分布が片寄りのため、この周方向分布の片寄りは燃料ペレットの偏芯等によるギャップ熱伝達変化という内面条件のほか、強制対流実験では燃料が直径 1.6 mm の細いシュラウドに入っており、照射時に燃料が曲がると流路が狭くなった部分で冷却効果が低下して局所的に被覆材や冷却材の温度が上昇するという外面条件も原因として考えられる。3実験とも局所的高温の部分は照射後燃料表面のシワ（被覆管内面温度がクラッド溶融温度まで上昇したと考えられる）として現われているが、Test № 240-10では熱電対取付位置とシワの部分が一致しており、局所的高温が計測されたと言える。

(3) 2次流速低下現象について

Test № 240-9で燃料流路とバイパス流路の流速が同時に大幅に低下し、その挙動が240-7と似ていることから、この2次流速低下現象が急激なボイド発生による流路内圧力損失の増加に起因するというこれまでの考えは否定され、流路系に原因があると考えられた。

そこでFig. 2.2.1-cに示す装置で図中点線の位置にポンプを置き、矢印の位置よりシュラウド内に空気を吹込んでボイド発生を模擬する方法で炉外実験を行ったところ、炉内実験と同じような2次流速低下現象が起った。このときシュラウドから出た気泡がポンプに吸込まれポンプケーシングにたまるのが目視により観察され、この現象がポンプのキャビテーションによるものであることが判明した。

この対策としてFig. 2.2.1-c図中実線の位置にポンプを下げて同様の実験を行ったところ、2次流速低下現象は起こらずバイパス効果のみが得られた。このとき計測された空気吹込量をパラメータとする流量変化の特性をFig. 2.2.4に示す。この結果に基きFig. 2.2.1-dの流路系にて炉内実験Test № 240-10を行い、バイパス効果のみによる燃料挙動を得ること

に成功した。

ポンプキャビテーションはこれまでの単流路強制対流実験でも起っていたことは明らかであり、この確認のため単流路系での空気吹込みによる炉外実験を行ったところ、ポンプが高い位置の場合2次流速低下現象が起り、ポンプ位置を下げるところの現象が防止できることが確認された。後者の場合の流量変化特性をFig. 2.2.4 にあわせて示す。この図において単流路の流量特性とバイパス流路付き体系での燃料流路の流量特性があまり違わないことから、この体系においてバイパス流量比1:1の場合はバイパス効果が燃料挙動に与える影響はそれほど大きくないことがわかる。

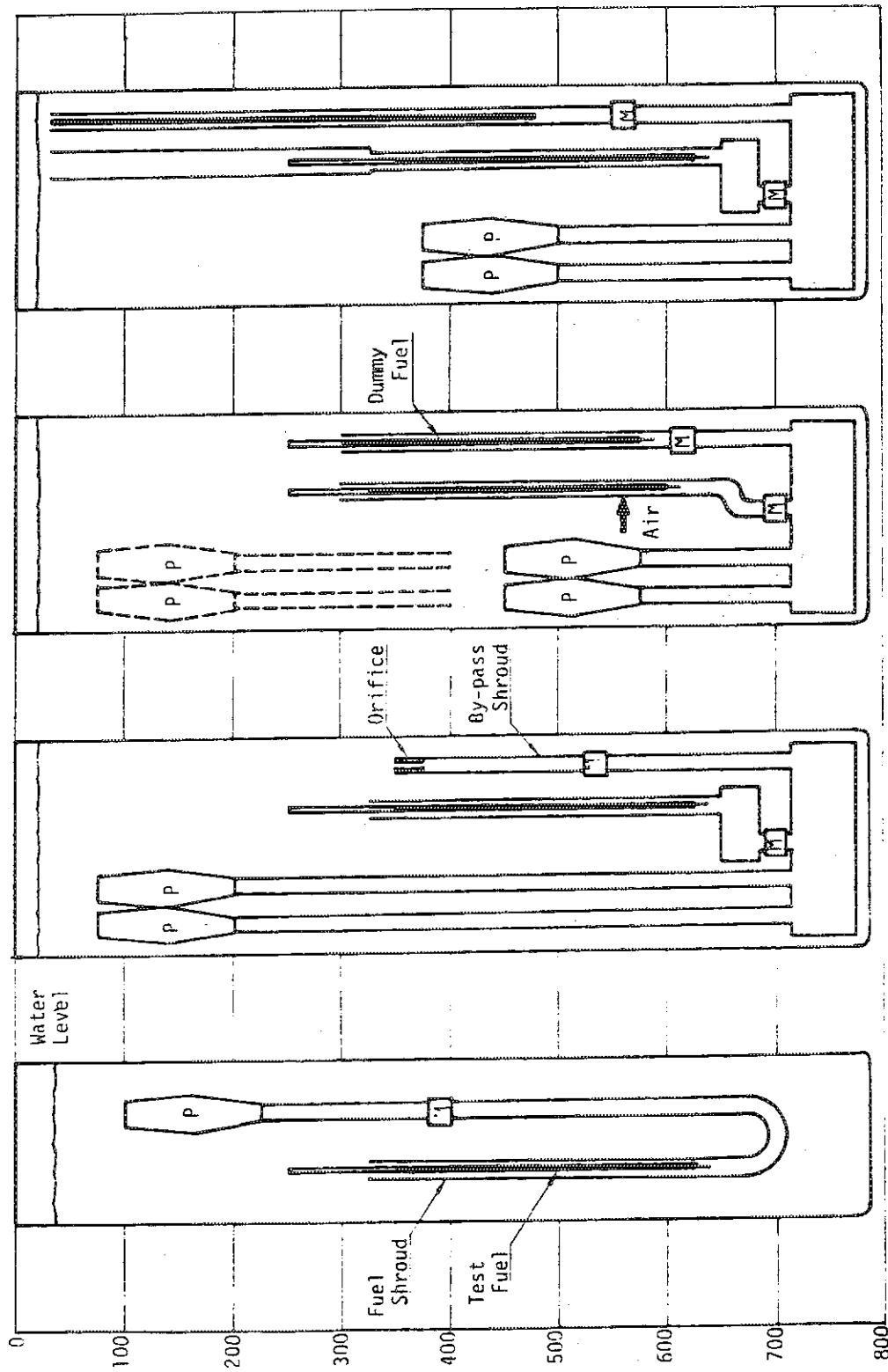
また、単流路強制対流実験で2次流速低下現象を起こしているもの（Test No. 240-2, 4, 6, 7, 8）については2次流速低下の燃料挙動に与える影響について検討する必要があり、このためポンプ位置を下げた単流路系を用いた照射実験を行って比較データを得る予定である。

Table 2.2.1 Summary of forced convection with by-pass flow tests

Test No.	Energy** Deposition (cal/g.UO ₂)	Coolant flow (m/s)		Maximum Cladding Surface Temp. (°C)	Post-test observation	Photograph
		Fuel	By-pass			
240-7*	281	1.8	-	1460	No failure. Large wrinkles on one side.	Flow →
					No failure.	
240-9	285	1.8	1.8	1690	Large wrinkles on one side, oxide flakes on the other side.	Flow →
					No failure.	
240-10	285	1.8	1.6	>1900	Failure (circumferential crack). Large wrinkles on one side, oxide flakes on the other side.	Flow →
					Max. bowing = 1.4 mm	
					Max. bowing = 1.0 mm	

* for reference

** from NVTs average



a. Test No 240-1~8 b. Test No.240-9 c. Out-pile Testing Rig d. Test No.240-10

Fig. 2.2.1 Testing Rigs for Forced Convection Tests

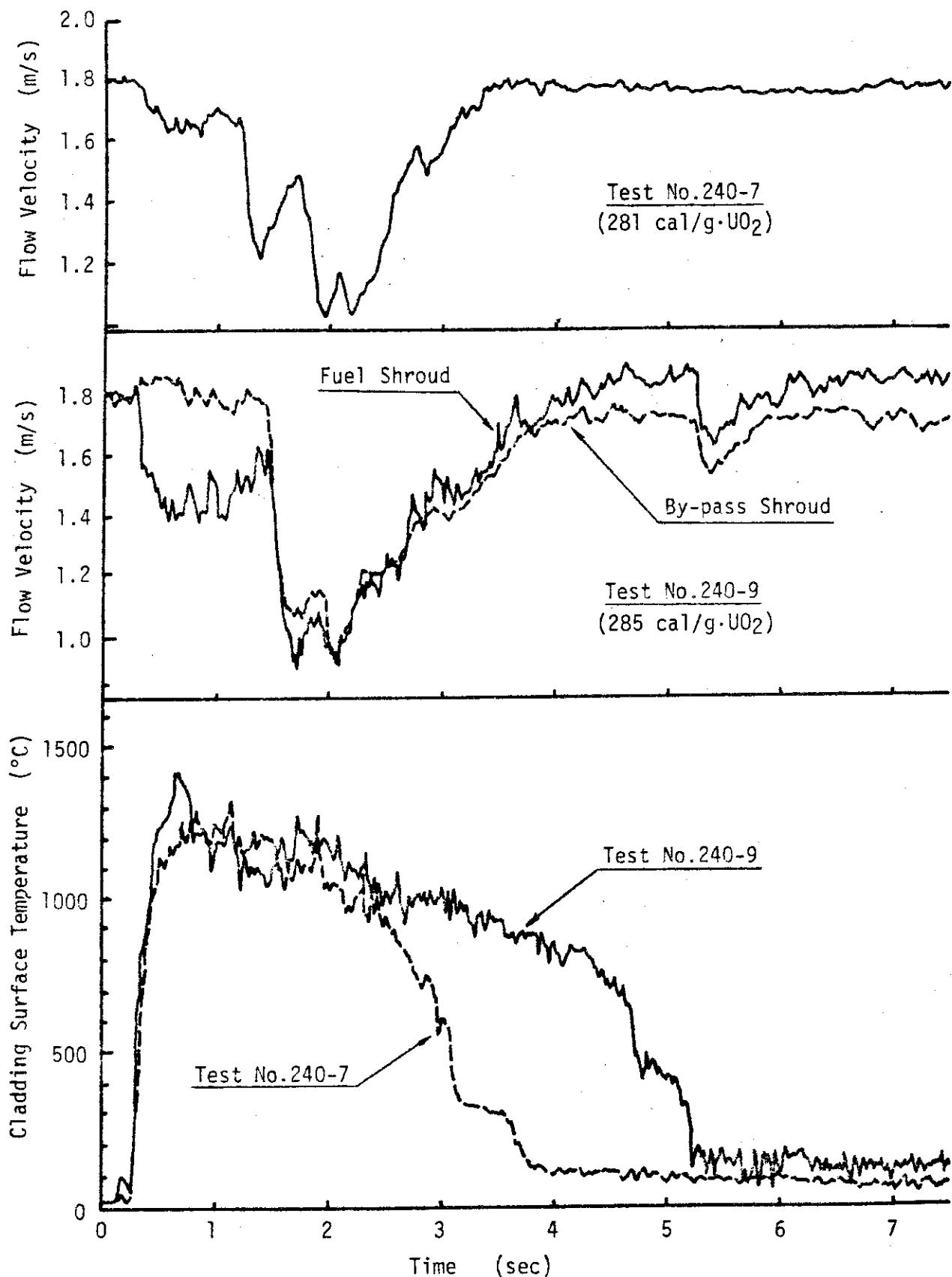


Fig. 2.2.2 Comparison of Cladding Surface Temperatures and Flow Velocities between With(240-9) and Without(240-7)By-pass Flow

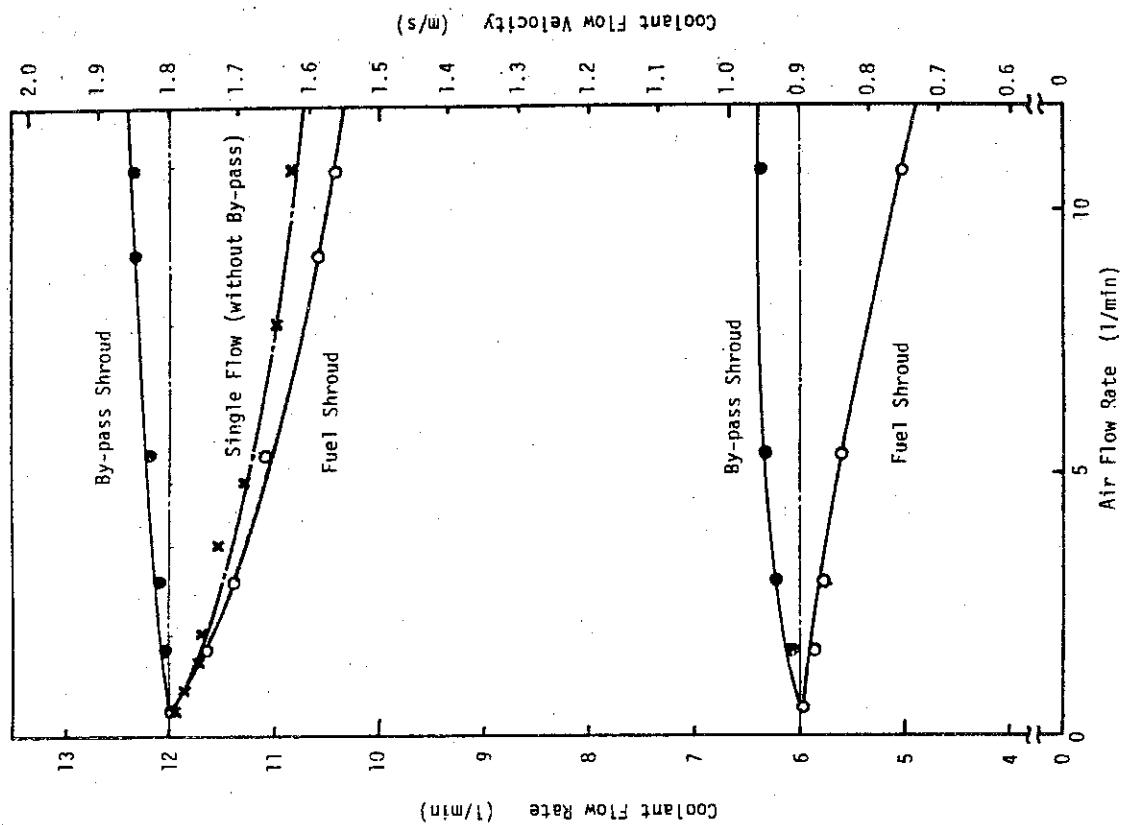


Fig. 2.2.4 Coolant Flow Change by Air Flow Blown into Fuel Shroud

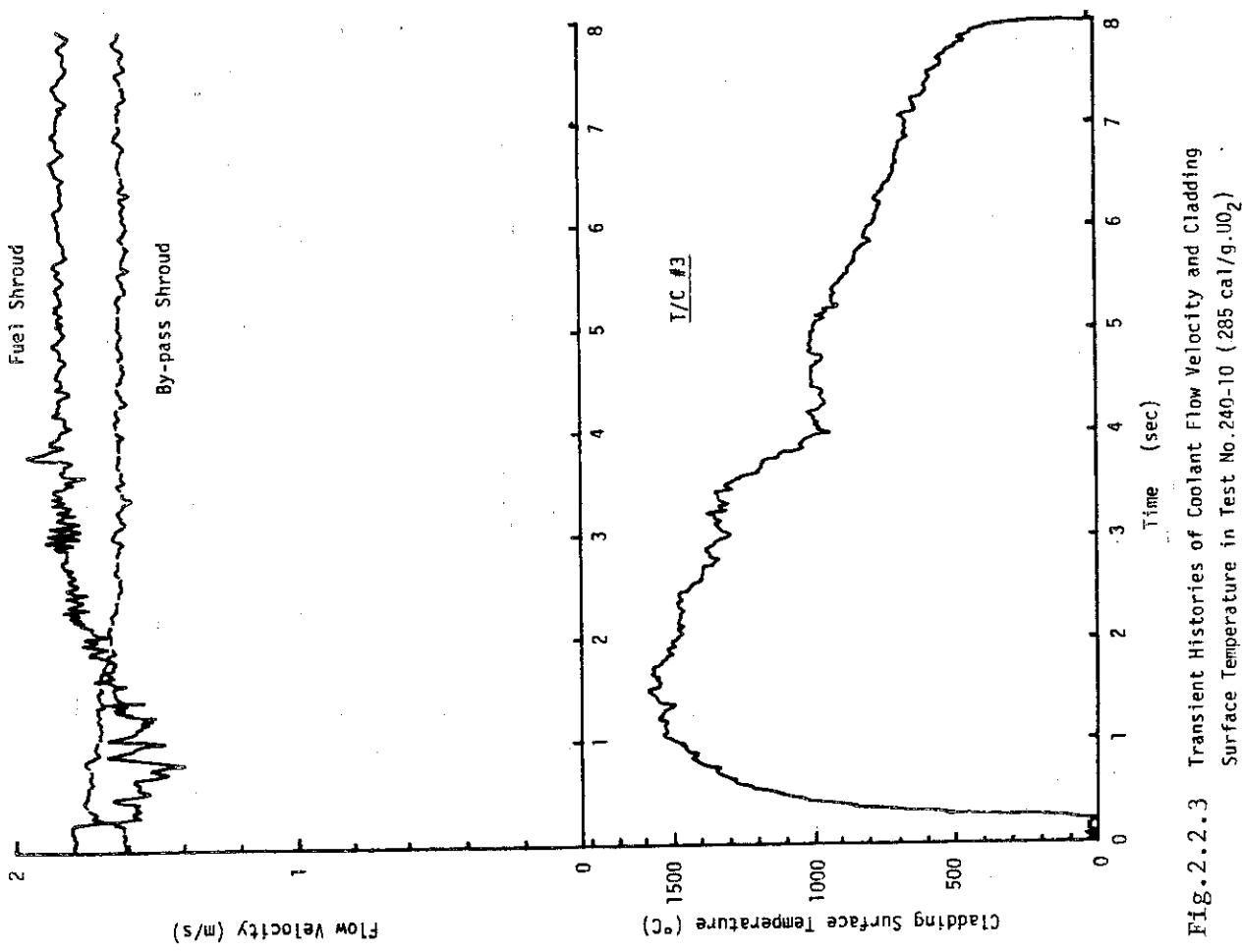


Fig. 2.2.3 Transient Histories of Coolant Flow Velocity and Cladding Surface Temperature in Test No. 240-10 (285 cal/g. \cdot 0₂)

2.3 欠陥燃料試験

2.3.1 浸水燃料実験(大西信秋, 石島清見, 落合政昭, 山下義昭)

(1) はじめに

前報⁽¹⁾で報告したように、NSRR標準試験燃料棒に見られる発熱部上下両端の鋭い出力ピーク(端部出力ピーク)が浸水燃料の破損挙動に大きな影響を与えることが明らかになった。実炉燃料の縦方向出力分布はcosin函数状で、両端部にこれほど極端な出力ピークが見られず発熱中央部に出力ピークが見られるであろうから、端部出力ピークを除去した実験の方がより実炉条件に近いものと云えよう。

今期は、前期までの実験結果と併せて、端部出力ピークを除去した場合の浸水燃料破損しきい値を確認することを目的として、両端低濃縮度型試験燃料棒^{*}を用いて6回の浸水燃料実験を行った。主たる実験条件は、Table 2.3.1に示すが、総発熱量(155~217 cal/g・UO₂)、および浸水量(17.2~9.0%)を実験パラメータとした。

(2) 実験結果及び考察

今回の実験の結果、Table 2.3.2に示すように、総発熱量が200 cal/g・UO₂以上の時には、浸水量の大小には依らず低温バーストを呈しており、その破損時までの積分発熱量は159~176 cal/g・UO₂であった。一方、それ以下の発熱量の時には、燃料は未破損もしくは高温バーストを呈した。なお、前報で述べたように、高温バーストの時には、冷却水中に発生する機械的エネルギー(圧力パルスおよび冷却水位の急上昇)が僅かであって、原子炉の安全性の観点からはそれ程重要ではなく、大きな機械的エネルギーを随伴する低温バーストが、浸水燃料の破損形態としてより重要である。

Fig. 2.3.1に今回の実験を含めて端部出力ピークを除去した条件で行なったすべての実験について、破損しきい値と浸水量との関係を示す。同図から明確になった事項を以下に列挙する。

(i) 浸水量が17%(ギャップ部のほぼ2/3程度が浸水)から90%(上部プレナム部の85%まで浸水)の範囲では、160~180 cal/g・UO₂の発熱量が与えられた時に低温バーストを呈する。

(ii) ラン・アウト出力中の発熱量は、浸水燃料の低温バーストには寄与しない。すなわち、たとえ総発熱量が180 cal/g・UO₂を越えていても、パルス出力中の発熱量が160 cal/g・UO₂以下の場合には低温バーストを呈していない。なお、NSRR実験の場合は炉心の出力特性によって、そのラン・アウト出力のレベルは実炉で想定されるラン・アウト出力と比べてはるかに低いものであることを附記する。

(iii) 浸水量が98.2%と完全浸水条件に近い場合は100 cal/g・UO₂程度の積分発熱量によって低温バーストを呈しており、端部出力ピークの有無によってその破損挙動に差異が見られない。しかしながら、このような大浸水条件の実験は1回しか行なっていないため、後日そ

(1) JAERI-M 8779

* 端部出力ピークを除去する目的で、標準試験燃料棒(10%濃縮)の両端部のペレット各1個(長さ10mm)を低濃縮度(2.6%)ペレットに置換したもの

の再現性を確認するための実験を行う予定である。

以上述べたように、完全浸水の場合を除けば端部出力ピークの無い場合の浸水燃料の破損しきい値は $160 \sim 180 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であって、端部出力ピークの有る場合の約 $100 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ と比べて可成り上まわる値であることが判明した。

Fig. 2.3.2 に破損時の燃料内圧と被覆管温度との関係を示す。同図中には、比較のために三島、大久保等⁽²⁾のジルカロイ被覆管の高温バースト実験結果を示す。同図において明らかのように、三島等のバースト実験の温度範囲は狭いものではあるが、その温度範囲に於て浸水燃料実験の結果と良く一致している。したがって高温バースト破損および完全浸水条件の際の低温バースト破損は、燃料中の水の圧力が、被覆管のバースト圧力に達したために発生することが明らかであると云える。一方、同図中に●印で示したように、部分浸水条件で低温バーストした場合には、上記の関係から大きく離れており、これは破損部位の圧力と、下部プレナム部（燃料内圧測定位置）の圧力とが一致していないためと考えている。今後の実験として、ギャップ部圧力を測定することも予定しているが、そのような実験結果の蓄積をまってその破損機構を検討する。

2.3.2 擦過腐食燃料実験（吉村富雄、落合政昭、星鳶雄）

(1) 概 要

本実験シリーズの目的は、被覆管にフレッティング腐食による損耗欠陥をもった燃料の破損挙動に関する概略的知見を得ることであり、これまでの実験結果を健全被覆管の標準燃料についての結果と比較検討し、次のような点が明らかになった：

- i) 燃料破損のしきい値は、損耗の度合が小さい場合は標準燃料と変わらないが、損耗が大きくなると若干低くなる。低下度は損耗部深さが 0.5 mm 程度の場合に約 $20 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ と小さい。この時の破損機構は、標準燃料が被覆管内面の溶融・偏肉に起因する急冷時のクラック発生であるのに対し、損耗被覆管燃料では、損耗部の内圧破損である。
- ii) 損耗被覆管燃料では、圧力パルスおよび水塊上昇等の機械的エネルギーの発生を伴なう激しい壊れ方が標準燃料より低い発熱量で生ずる。
- iii) 燃料棒初期圧力を $12 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ と高くした場合の破損しきい値は、健全被覆管の加圧燃料の破損しきい値より低くなる。この場合は、損耗部の内圧破損が早い時刻に生ずるため、健全被覆管の加圧燃料にみられたような被覆管の著しい膨れは残らない。
- iv) 損耗部の中央に貫通孔のある燃料棒に水を注入した浸水燃料実験では、大きな開口部と薄肉となった損耗部が緩衝材として働き、小さな貫通孔浸水燃料の場合よりも安全側の傾向が示された。

本期は、損耗部深さが異なった場合に、高発熱量領域における破損挙動がどのように変るかをみると中心として、計 8 回の実験を行った。

(2) 実験結果

N S R R 実験標準型燃料の燃料有効部中央位置に、直径約 6 mm に相当する曲率をもった小さなヤスリを用いて、最大深さ 0.3 mm , 0.4 mm および 0.5 mm の損耗欠陥（各 4 ケ所）を作

り、発熱量 $293 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ ~ $366 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の範囲で実験した。

損耗被覆管燃料と健全燃料との、高発熱量領域における破損挙動の比較を Table 2.3.3 に示す。そして燃料破損の生じた時刻を発熱量を単位として比較した図を Fig. 2.3.3 に示す。

健全燃料の場合、発熱量が $290 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の近傍では被覆管は内面溶融による偏肉や酸化による脆化によって弱体となり、急冷時の熱応力によって分断される。そして全発熱量が $330 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 位になると被覆管の溶融はより顕著になり、一部に溶融貫通を生じて UO_2 ベレットが噴出し、微粒子片状になる。この微粒子状 UO_2 の量は発熱量が大きくなる程多くなり、 $380 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ ではほぼ全量が微粒子片状になる。このような被覆管の溶融貫通は、出力状態がパルス後のランアウト出力に移り、被覆管表面温度が約 1500°C 以上の高温になってから生じている。発熱量がさらに高くなって $380 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ をこえると、一部 UO_2 の蒸発が加わって燃料内圧の上昇が大きくなり、被覆管温度が未だ高温にならない早い時点で内圧破損を生ずる。

これに対して、最大深さ 0.5 mm の損耗被覆管燃料では全発熱量 $293 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ (115-28) と $338 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ (115-29) のどちらの場合もほぼ等しい発熱量 $252 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ と $253 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の時点で内圧破損を生じた。そして最大深さ 0.4 mm の燃料については、全発熱量 $343 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ (115-25) と $366 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ (115-26) で実験し、前者では $320 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 、後者では $338 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で破損した。この破損時刻は両者ともパルス後のランアウト出力時で、被覆管表面温度(非欠陥部)は 1200°C ~ 1500°C と高温になってからである。また最大深さ 0.3 mm の損耗被覆管燃料で全発熱量 $366 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ とした実験(115-27)では、パルス終了直前の発熱量 $332 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で破損した。この時の被覆管表面温度は約 300°C であった。

これら燃料破損時におけるカプセル内圧上昇と水塊移動速度の比較を Fig. 2.3.4 に示す。Test No 115-29 では約 4 気圧の圧力パルスを記録し、そのほかの場合でも $1.3 \sim 1.5$ 気圧を記録した。健全燃料の場合はこの領域での圧力パルスは計測されておらず(ノイズレベル)、このような圧力パルスの発生は $390 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 以上のケースに対応している。Test No 115-28 と 29 の実験では、水面の振動は計測されたが、1 サイクル(12 mm)の水面上昇には至らず、水塊移動速度は得られなかった。それ以外の実験では 0.6 m/sec , 2.2 m/sec そして 3.1 m/sec と、やはり健全燃料の発熱量 $390 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 以上のケースに対応する程度の水塊移動速度が記録された。

また、これらの実験では、破損燃料片の回収を容易にするため試験燃料の回りに取付けた直径 12 cm のステンレス鋼製の網の側面に、高温の UO_2 片が飛散してきたことを示す直径 $1 \sim 1.5 \text{ mm}$ の焼け跡が残っていた。

(3) 考 察

(i) 被覆管損耗部の内圧破損

発熱量約 $253 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で破損した Test No 115-28 と 29 および 115-6 の実験における燃料の破損機構は、被覆管表面温度が低い時点で圧力パルスを伴なって破損することや高温 UO_2 の飛散を示す金網側面の焼け跡等から損耗部の内圧破損と考えられるので、この時点での燃料内圧を近似的に求めてみる。

標準燃料の場合、燃料有効部の上下端に出力ピーク（平均値に対して約1.3倍）を生ずるので、計算モデルとして、このギャップ部両端閉塞時にとじこめられたHeガスが、発熱量がさらに上昇してペレットと被覆管が全面的に接触した時にチャンハーベー部空間に圧縮されたと仮定すると、体積は約1/6になる。そしてHeガスの温度条件として、初期温度はペレット表面温度1400°C（表面近傍での発熱量は約100 cal/g・UO₂）と常温との平均値700°Cとし、破損時の温度はチャンハーベー部3面のうち2面はペレット表面温度2800°C、1面はジルカロイ溶融温度1850°Cの平均をとって2480°Cとすれば、圧力は約1.7気圧程度と推定される。

一方被覆管損耗部の破壊圧力：P（気圧）は：残存部肉厚と同じ厚さの薄肉円筒の破壊圧力：P₀（kg/cm²）に、傷口が小さい場合に周囲の健全部から補強される効果^{*}を考慮して、近似的に求めると、

$$P = P_0 \times (1.3)^2 \times 0.97 = \frac{2 \times 0.2 \times 200}{9.5} \times 1.69 \times 0.97 \approx 9 \text{ (気圧)}$$

となる。

これらの計算には、ペレットに生ずるクラックの効果や、Heガスや被覆管の平均温度の求め方等多くの仮定が含まれているが、近似的には上記のような燃料内圧と破壊圧力によって、最大深さ0.5mmの場合に破損し、0.4mmの場合には破損しなかったものと考えられる。

ii) 高温被覆管の破損

Test № 115-25と26の、最大深さ0.4mmの欠陥燃料実験では、燃料は発熱量320 cal/g・UO₂と338 cal/g・UO₂の時点で破損し、この時の被覆管表面温度は1200°C～1500°Cと高温になっている。これらの破損の様子を同程度の全発熱量の健全燃料の場合と比較すると、欠陥燃料の場合は破損時刻が若干早いことと、小さいながら圧力パルスを伴なっていることおよび水塊移動速度が若干大きい点で異なっているが、それらの違いの程度はそれ程大きくなく、照射後の燃料の状況はほぼ同じである。Test № 115-27の最大深さ0.3mmの燃料の場合は破損時刻はより早く、その時の被覆管表面温度も約300°Cと低かったが、圧力パルスや水塊移動速度および照射後の燃料状況等はほぼ同程度である。

これらの点の比較から、最大深さ0.4mm～0.3mmの欠陥燃料の高発熱量時の破損挙動は、健全燃料の場合と比較して、破損時刻が若干早いことおよび圧力パルスを伴なっている点等で異なっているが、その違いの程度はそれ程大きくなく、高温被覆管の溶融貫通または内圧破損として、同程度の破損挙動とみなすことができる。

以上の実験結果から、欠陥燃料の高発熱量時の破損挙動として以下の点が明らかとなった。

- (1) 欠陥部の最大深さが0.5mmと大きい場合は、健全燃料よりも約130 cal/g・UO₂低い時点で内圧破損を生じ、圧力パルスおよび水塊移動等の機械的エネルギーを発生させる。
- (2) 欠陥部の最大深さが0.4mm～0.3mmの場合は、被覆管の溶融貫通または内圧破損による燃料破損であること、破損時刻がやゝ早いことおよび圧力パルスを伴なっていること等の点で健全燃料の場合と若干異なっているが照射後燃料の状態はほぼ同程度である。

* JAERI-M 8152 p. 23

Table 2.3.1 Waterlogged Rod Test Series • Experimental Conditions

Test #	Total Energy Deposition (cal/g•UO ₂)	Amount of Water	
		g	%
402-29	213	1.30	3.90
402-30	208	2.22	6.73
402-31	155	2.17	6.58
402-32	217	0.57	1.72
402-33	190	1.00	3.03
402-34	210	3.00	9.00

Table 2.3.2 Waterlogged Rod Test Series • Experimental Results

Test #	Energy Deposition at Failure (cal/g•UO ₂)	Rod Pressure at Failure (bar)	Max. Capsule Pressure (bar)	Max. Velocity of Cooling Water(m/sec)	Cladding Temperature at Failure(°C)		Results
					5.0 / 30	5.0 / 50	
402-29	176	0	3.8	2.6	5.0 / 30	5.0 / 50	Low Temp. Burst
402-30	159	0	5.3	3.8	5.0 / 50	Low Temp. Burst	High Temp. Burst
402-31	138	370	0	0	2.90 / 290	1.20 / 120	Low Temp. Burst
402-32	180	105	5.6	3.0	8.20 / 830	High Temp. Burst	Low Temp. Burst
402-33	171	95	0	1.0	5.0 / 50	5.0 / 50	Low Temp. Burst
402-34	169	910	3.5	2.0	5.0 / 50	Low Temp. Burst	High Temp. Burst

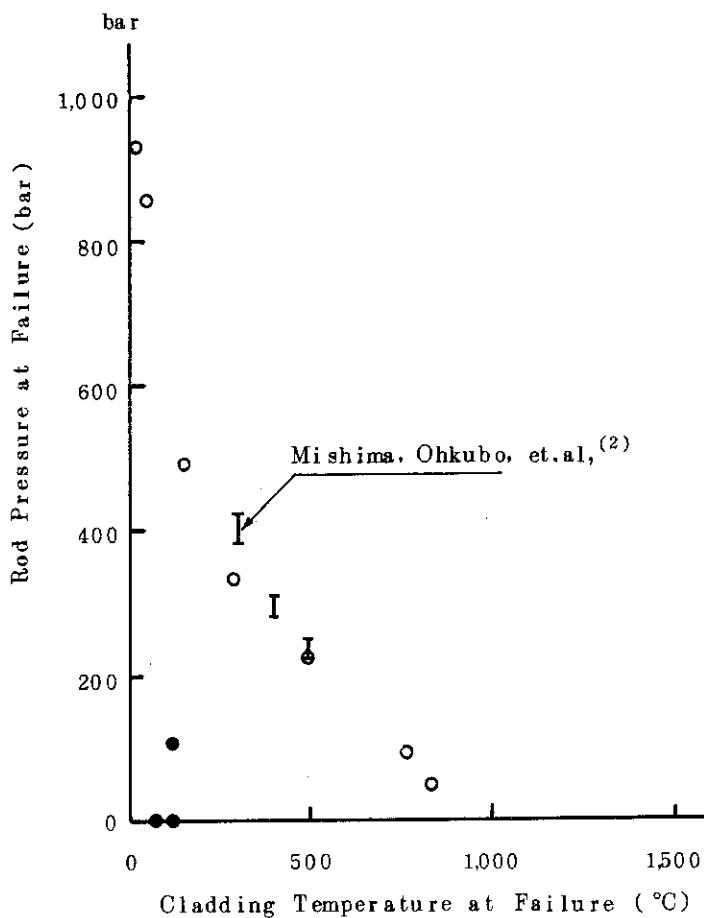


Fig. 2.3.1 Relation between Rod Pressure and Cladding Temperature at Failure

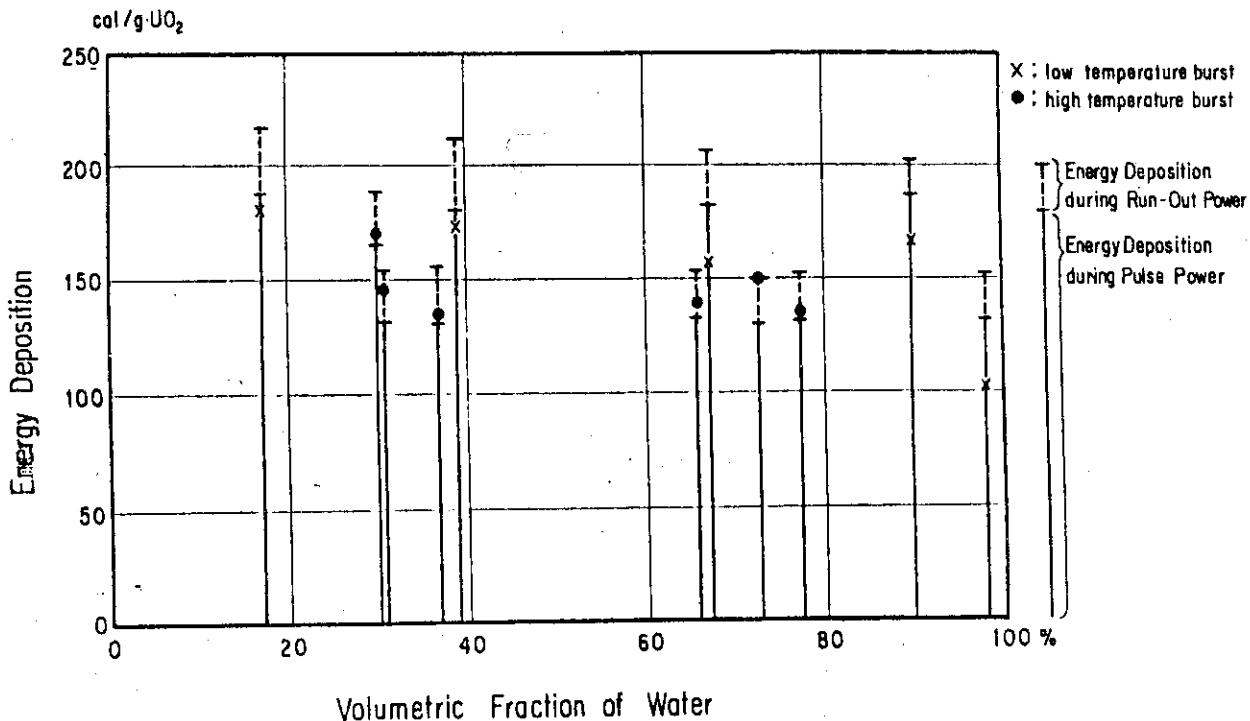


Fig. 2.3.2 Energy Deposition at the Failure of a Waterlogged Fuel Rod without End Flux Peaks

Table 2.3.3 Fuel Failure Behavior at High Energy Depositions

Test #	Max Depth of Defects (mm)	Inserted Reactivity (\$)	Energy Deposition (cal/g•UO ₂)	Deposition at Failure Time (cal/g•UO ₂)	Clad Surface Temp. at Failure Time (°C)	Max. Capsule Pressure (bar)	Water Column Velocity (m/sec)	Post Test Observation
115-28	0.5	3.42	293	253	< 100	1.3	~0	
203-1	0	3.42	324			0	0	
203-2	0	3.49	336			0	0	
203-5	0	3.57	341			0	0	
111-6	0	3.58	333			—	0	
115-6	0.5	3.66	342	253	< 100	1.1	9.6	
115-29	0.5	3.66	338	253	< 100	4	~0	
115-25	0.4	3.66	343	320	>1200	1.4	2.2	
203-3	0	3.66	367			~0	0.6	
203-4	0	3.77	380			~0	0.2	
115-26	0.4	3.9	366	338	>1500	1.5	3.1	
115-27	0.3	3.9	366	332	~ 300	1.5	0.6	
111-7	0	3.9	376			~0	1.6	

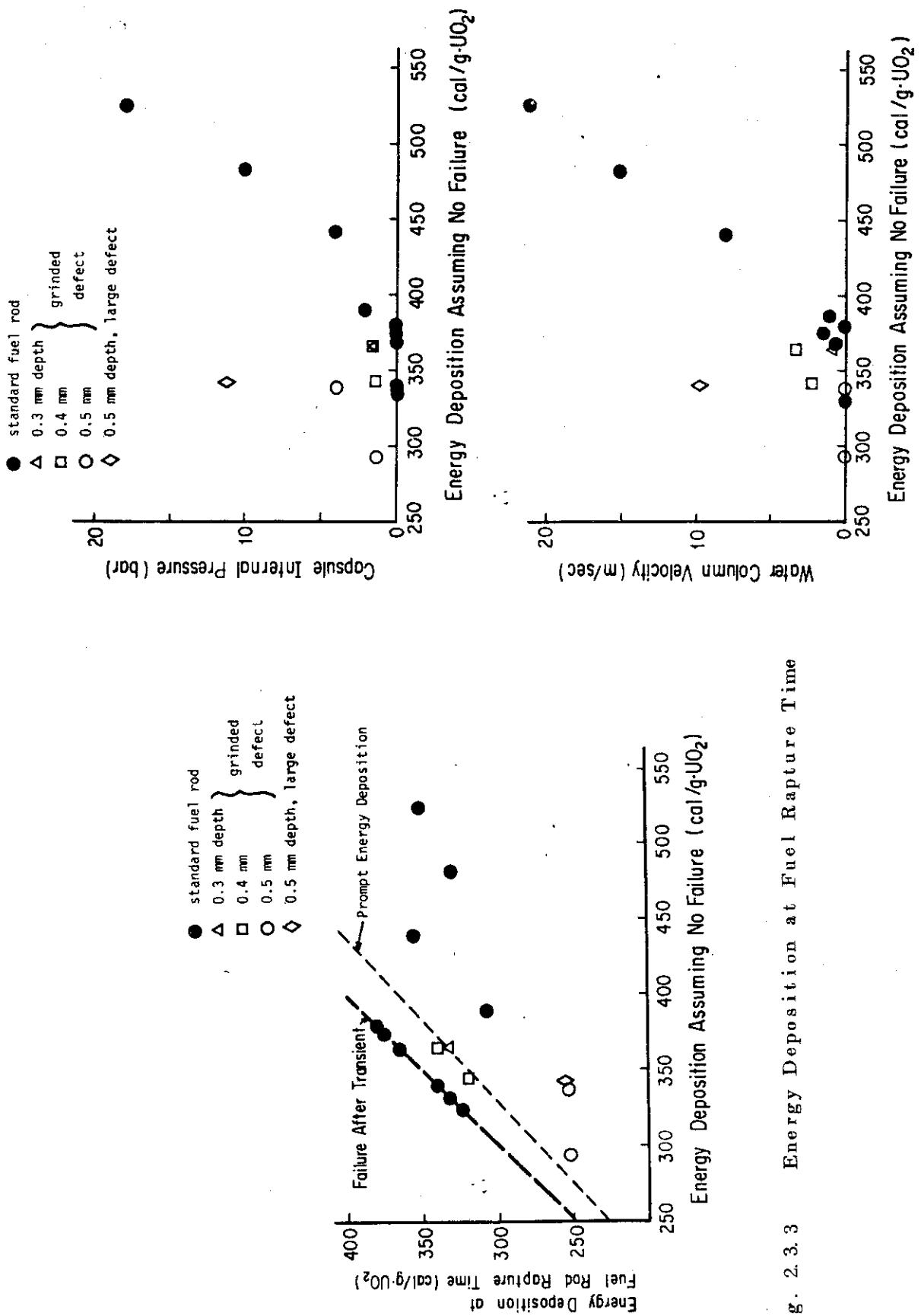


Fig. 2.3.3 Energy Deposition at Fuel Rupture Time

Fig. 2.3.4 Released Mechanical Energy

2.4 その他の実験

2.4.1 破損伝播実験(藤城俊夫, 小林晋昇, 丹沢貞光, 広瀬誠)

(1) 概 要

破損伝播実験は、燃料が破壊力の生ずるような破損を起した際に、周辺の燃料に対する破損の伝播の有無あるいは大きさを調べるための実験である。本期は、破壊力の発生源として中心に浸水燃料を使用し、周辺にダミー燃料棒を配置して中心燃料が低温型の内圧バーストした際の周辺燃料への影響を調べた。実験は発熱量をパラメータにして3回行なった。

(2) 実験方法

Fig. 2.4.1 に破損伝播実験における中心燃料、周辺燃料および各種計測器の配置を示す。バンドルの形状は中心燃料の破損口に対面するダミー燃料の確率を大きくするため、中心燃料の周辺を6本のダミー燃料で囲む7本バンドルとした。中心燃料は、これまでの浸水燃料実験の結果より、大きな破壊力が得られかつ開口部が中央部付近にあるとの理由から、満水(85~90%)の浸水燃料とした。周辺燃料は中心燃料と同材質のZry管の中空なものおよび中に水を入れたものを半数づつ交互に配置し、それぞれのタイプのダミー燃料棒のうち1本づつに歪ゲージを取り付けた。またこれまでの浸水燃料実験で開口部が生ずる頻度が最も大きい高さに圧力計および熱電対を取り付けた。

(3) 実験結果

本シリーズの実験は本期までに $150 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量で2回、 $256 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量で1回の計3回行なった。Table 2.4.1に代表的な浸水燃料実験の結果も含め、実験結果の概要を示す。

Test No 330-1 の実験では、 $154 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量で照射した結果、中心燃料は燃料内圧が 600 Bar に達した時点で破損した。Fig. 2.4.2 に照射後の燃料外観写真を示す。燃料は有効発熱部ほぼ全域にわたって開口しており、最大開口部は有効発熱部の下端から約 1/3 の位置であった。開口の方向は Fig. 2.4.1 に示したダミー燃料 #5 と #6 の中間の方向である。拡大写真から分るように開口部と向かい合った2本のダミー燃料の表面には、開口部から噴出した UO_2 ベレットによる細かい傷が生じ、また、その両隣りのダミー燃料には、開口し拡がった被覆管との接触によって生じた傷が見られた。カプセル各部に伝播した圧力は、燃料近傍開口部側で 51 Bar(圧力計 #1)，反対側で 27 Bar(圧力計 #2)，またカプセル底で 66 Bar であった。冷却水温度は開口部側で 72°C に上昇した。水塊飛び上り速度およびダミー燃料の歪は計測器の不調で測定できなかった。

Test No 330-2 の実験は、前回の実験で測定されなかった項目のデータを得るために、同一条件($151 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$)で行なった。しかしながら、中心燃料の内圧は 340 Bar しか上昇しなかったため、中心燃料の破損は生じなかった。その結果、破壊力の発生および破損の伝播は認められなかった。

Test No 330-3 は、大きな破壊力を得るために、発熱量を $256 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ として行なった実験である。Fig. 2.4.3 に圧力、歪等の過渡記録を示す。また、照射後の外観写真を

Fig. 2.4.4 に示す。中心燃料は内圧が 580 Bar に上昇した時点で内圧バースト型の破損を生じたが、これまでの同程度の発熱量の浸水燃料実験の結果と比較して、開口部が長さ 4 cm、幅が最大で 1 cm と小さく UO_2 ペレットも被覆管内にほぼ全量が残留していた。水塊は中心燃料の破損と同時に上昇を始め約 3 cm の高さに達した。この時の最高速度は 6.1 m/s であった。カプセル内部で測定された圧力は、燃料近傍で 33 Bar、カプセル底部で 39 Bar であり、また、ダミー燃料に生じた軸方向の最大ひずみは開口部と向い合ったダミー燃料で $2120 \mu\text{strain}$ 、反対側で $650 \mu\text{strain}$ であった。また開口部側のダミー燃料の表面には UO_2 ペレットによる傷は見られなかったが、開口部と相対している部分が熱影響により黒褐色に酸化していた。

ダミー燃料棒の永久変形は、Test № 330-3 の場合の過渡記録では若干生じた（数 $100 \mu\text{strain}$ ）ことが認められたが、照射後検査により測定されるほどの変形は生じなかった。

(4) 考 察

Test № 330-1 および 2 の実験結果から、 $150 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 程度の発熱量では中心燃料に内圧バースト型の破損が生じても、周辺燃料は多少弾性変形を生じ、さらに噴出した UO_2 ペレットによって傷が生ずる程度で、破損の伝播は生じないことが判った。また、周辺燃料が実燃料の場合も、浸水燃料の破損による圧力波等が作用する時点では被覆材温度はまだ上昇していないので、機械力の影響はほとんど同等であろう。また、熱的影響もあまり大きくなないので、この発熱量では破損の伝播は生じないと考えられる。

発熱量を高くし $250 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 程度にした場合の破損の伝播については、今回の実験では何らかの理由により十分な破壊力が発生しなかったため明らかではない。しかし、この場合には周辺燃料も破損しきい値近くの発熱量であるので、機械力による変形や、吹出した燃料による加熱、冷却材の吹上げ等が無視できない影響を与えるものと思われる。

なお Test № 330-3 の実験における照射後燃料の観察により、燃料が内圧バースト型の破損を起こしても開口部が生じただけでは、 UO_2 ペレットは熱応力等により数 mm 程度の大きさに割れるだけで、従来の浸水燃料実験に見られるようにパウダー状にはならず、 UO_2 ペレットは被覆管から水中に噴出していく過程でパウダー状に微粒子化することが証明された。

以上、今期までに行なわれた 3 回の実験により、低発熱量では破損の伝播は生じないと結論が得られたが、高発熱量になった場合には実験結果も不完全であるため、今後これらの条件による再実験、周囲に実燃料を配した実験、さらに破壊力源として加圧燃料等を用いた実験を行なっていく予定である。

2.4.2 プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料予備試験（斎藤伸三、稻辺輝雄、柳原敏）

(1) 実験目的

昭和 54 年度より、動力炉・核燃料開発事業団との共同研究として、プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料の反応度事故条件下における破損挙動を調べるための実験計画が発足し、昭和 55 年度末の実験開始を目標に、現在準備作業を進めている。その一環として、試験燃料の収納容器となる二重構造のカプセルの開発を行ってきた。これは、プルトニウム入りの燃料を破

損させるという実験の特殊性を鑑み、ブルトニウムの漏洩に対して二重の障壁を設けるという必要性に基くものである。カプセルの全体は、気密性を有する外部容器および気密性と耐圧性を有する内部カプセルから成り、外部容器としては原則としてNSRR実験で使用しているステンレス鋼製カプセルを用いることとして、新たに内部カプセルの設計、試作を行ってきた。また、これと並行して、二重カプセル内における試験燃料の発熱特性の予備解析も進めてきた。この新たに開発した二重カプセルにUO₂燃料を試験燃料として装填し、パルス出力照射に供して、カプセルの設計の妥当性および核的特性を確認した。ここでは、このUO₂燃料を用いた実験を「予備試験」と呼ぶことにする。これまでに、以下の事項を目的として、合計4回の予備試験を行った。

- (i) 二重カプセルの反応度価値の把握
- (ii) 二重カプセル内試験燃料の発熱量の把握
- (iii) 試験燃料に高発熱量を与えて破損させた場合の、内部容器の健全性の確認
- (iv) その他、カプセルの設計上問題となる事項の把握

(2) 実験方法

(i) 実験物および計装

予備試験においては、Fig. 2.4.5に示すように通常のNSRR実験に用いている大気圧水カプセル（付録B参照）を外部容器とし、その内部に今回製作した小型のステンレス鋼製カプセル（内径6.5mm、肉厚4mm、高さ約40cm、内容積約1,000cm³）を組み込んだものを実験カプセルとして用いた。内部カプセルの中心部には、NSRRの標準型UO₂燃料（U-235濃縮度20%）1本を装填し、容器内には常温常圧の純水を約850cm³注入した（内部カプセル内自由空間約100cm³）。この内部カプセルを、試験燃料の中央部が炉心長の中央部と一致するように位置決めして外部容器に取り付け、外部容器の中にも、通常の実験の場合と同様に常温常圧の純水を注入した。

なお、試験燃料の計装としては、被覆管表面の有効発熱長中心部2箇所（0°および180°方向）に、Pt/Pt-13%Rhの熱電対素線（素線径0.2mm）を点溶接した。また、内部カプセルの計装としては、有効発熱長の中心部と同一高さの水中およびカプセル外表面に、それぞれシース型CA熱電対1本を、また、カプセル底部には圧力検出器を取り付けた。さらに、内部カプセルの上蓋下面には、水撃力を測定するために、ネオプレン・ゴム板を台座とした歪ゲージを取り付けた。その他、内部カプセル胴部の中央部および上部の外表面には、歪ゲージをそれぞれ取り付けた。

(ii) 照射前試験

内部カプセルは、使用前に、先ずプロファイル・メータを用いて詳細に寸法を測定した。また、内部カプセルの組み立て後は、ヘリウム漏洩試験を行いカプセルの気密性を確認した。外部容器についても、組み立て後同様の試験を行い、その気密性を確認した。また、計装系として新たに取り入れた水撃力測定用歪ゲージ（ゴム台座付）について、基準圧力と出力電圧との関係を較正した。

(iii) 照射実験

予備試験は、実験No.700-1から700-4までの4回の実験から成る。このうち、はじめの

700-1実験では、パルス照射は行なわず、実験物の反応度価値のみを測定した（試験燃料なし）。続く3回の実験では、パルス出力照射により、試験燃料に $160 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$, $340 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ および $253 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量をそれぞれ与えた。これらの照射実験時には、(a)に示した計装類によって、被覆管表面温度、冷却水の温度・圧力、内部カプセルの壁温・歪み等を測定した。

(V) 照射後試験

照射実験後は、試験燃料の外観・寸法検査を行った。また、実験№700-2に用いた燃料については、発熱量の較正のため、FPの分析を行った。実験に使用した内部カプセルについては、永久歪みの有無を確認するため、プロファイル・メータによって詳細な寸法測定を行った。なお、特に実験№700-4の場合には、ジルコニウム-水反応により生成した水素量を調べるために実験物の解体時に、ダイアルゲージ式圧力計を用いて、内部カプセル内の残存圧力を測定した。

(3) 実験結果

(i) 実験№700-1および700-2の結果

実験№700-1は、カプセル内に試験燃料を入れない場合の実験物の反応度価値を測定する目的で行った実験であるが、反応度価値の測定値は $-\$2.25$ であった。なお、カプセル内に試験燃料を入れた場合（実験№700-2～700-4）の実験物の反応度価値は、平均的に $-\$2.05$ であった。

実験№700-2は、二重カプセル内の発熱量を把握する目的で行った実験であるが、FPの分析結果に基く発熱量の較正值は、炉心の放出エネルギー $100 \text{ MW} \cdot \text{s}$ 当り $464 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であった。

(ii) 実験№700-3の結果

実験№700-3は、燃料の破損に伴って生ずる恐れのある圧力波、水擊力等の衝撃力を測定するとともに、これらが内部カプセルの健全性を損うことがないことを確認するために行った実験である。実験においては、実際の混合酸化物燃料実験で現在予定している最大発熱量（ $300 \text{ cal/g} \cdot \text{fuel}$ ）を上回る $340 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を与えた。この結果、試験燃料の有効発熱部は、Fig. 2.4.8 に示すように比較的粗大な破片状に分断し、また、一部の燃料は微細な粒子状と化していた。

この照射実験時に測定した計装類の記録の主なものを、Fig. 2.4.6 に示す。被覆材表面に取り付けた2本の熱電対は、いずれもパルス出力のピーク後約 100 ms に約 1750°C の最高温度を指示し、その後に破損した。水温は、パルス出力発生後徐々に上昇し、15秒後には最高値約 75°C に達した（温度増分約 50°C ）。また、カプセルの内圧については、パルス的な圧力波の発生はなく、比較的ゆるやかな圧力の上昇が生じ、約15秒後には最高値約 13 kg/cm^2 (ゲージ圧) に達した。カプセルの内圧は、この後約1分間 13 kg/cm^2 の一定値を保持し、その後水温の降下と一致して、微少ながら徐々に減少はじめ、パルス出力発生後約30分経過した時点での内圧(ゲージ圧)は、約 11 kg/cm^2 であった。内部カプセル蓋下面に取り付けた歪ゲージの信号も、内圧計によって測定したカプセル内圧の挙動と類似した挙動を示し、最高圧力(ゲージ圧)約 13 kg/cm^2 を指示した。なお、この歪ゲージの信号か

ら判断して、水撃力の発生は全くなかった。

実験後、プロファイル・メータを用いて内部カプセル寸法を測定した結果、カプセルの永久歪みは認められなかった。

(iii) 実験№700-4の結果

実験№700-3の結果では、試験燃料の照射と同時に、燃料収納カプセル内の圧力が上昇し、長時間この圧力が保持されるという現象が生じたので、この燃料に対する外圧条件が、燃料の破損挙動にどのような影響をもたらすかを確認するために、破損しきい値近傍の発熱量を試験燃料に与える実験を、実験№700-4として実施した。これまでのNSRR実験によると、常温常圧水中における20%濃縮UO₂燃料の破損しきい値は約250 cal/g・UO₂であるので、実験№700-4においては、試験燃料に253 cal/g・UO₂の発熱量を与えた。

この結果、試験燃料は、Fig. 2.4.8に示すように、有効発熱部の全長が酸化によって黒色化したもののは破損には至らなかった。ただし、被覆管のペレット界面位置に相当する部分では、随所に極めて浅い円環状のくびれ(Waisting)が生じていた。

照射実験時に測定した計装類の記録の主なものを、Fig. 2.4.7に示す。試験燃料の被覆材表面温度は、パルス出力発生後約1秒で最高値約1600°Cに達し、その後約1~2秒間600°C以上の高温を保った後、急降下(クエンチ)している。水温は、パルス出力発生後徐々に上昇し、15秒程度後に最高値約45°Cに達した(温度増分約30°C)。また、カプセル内圧計の信号は、図に見られるように、非常に不規則な階段状の上昇および下降を繰り返した形となっているが、これは物理的に説明のつかない現象であり、明らかにノイズの影響を受けた結果であると判断される。なお、内部カプセル蓋下面に取り付けた歪ゲージの信号には、このような階段状の圧力の振動は現われておらず、実験№700-3の場合と類似した、比較的ゆるやかな内圧の上昇を示す傾向のみが見られた。これらのことから勘案して推定したカプセル内圧力の値を、同図に破線で示した。この場合の最高圧力の推定値は、約6 kg/cm²(ゲージ圧)である。なお、さらにカプセル内圧力の真値を把握するために、パルス出力照射後31日経過して実験物を解体する際に、内部カプセルのガス抜きバルブにダイアル・ゲージ型圧力計を取り付けて、カプセル内圧力を測定した。この結果読み取った圧力計の指示値は3 kg/cm²(ゲージ圧)であった(Fig. 2.4.9)。

(4) 検討および考察

(i) 実験物の核的特性

大気圧水カプセルのみを収納容器とする通常の実験物の反応度価値は、試験燃料なしで約-\$2.20であるが、この内部にさらに小型のカプセルを組み込んで、二重カプセル構造としても、反応度価値はほとんど変らず、-\$2.25であることが、今回の実験結果から確認できた。なお、20%濃縮の試験燃料をカプセル内に挿入した場合反応度価値は15~20cプラス側となる。これらは、いずれも実験物に関する反応度価値上の制限値(負の最大値 \$3.5)を下まわる値であって、問題はない。なお、核計算によって予測した二重カプセルの反応度価値は、-\$2.0(試験燃料あり)であり、上記の実測値と極めて良い一致を示した。

二重カプセル内における20%濃縮UO₂燃料の発熱量の較正值は、炉心の放出エネルギー100MW・s 当り464 cal/g・UO₂であったが、これは、一重カプセル(大気圧水カプセル

のみ)における同燃料の発熱量 $540 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ に比べて、約 14 %低い値である。大気圧水カプセル内に小型のステンレス鋼製カプセルを導入した場合には、ステンレス鋼の熱中性子吸收効果によって、試験燃料の発熱量が減少することは、核計算によても予測できていたことであるが、実測した発熱量の減少率は、予測した減少率よりも幾分小さ目であった。この、試験燃料発熱量の実測値と計算値との比較から、将来の混合酸化物燃料実験において、現在考えている二重カプセル体系においても $6\text{w/o PuO}_2 - 97\text{w/o UO}_2$ (天然ウラン)の仕様の燃料を供試体として用いた場合に、最大 $300 \text{ cal/g} \cdot \text{fuel}$ の発熱量目標値を達成できるという見通しを得ることができた。

(ii) 内部カプセルの設計の妥当性

予備試験に用いた内部カプセルは、試験燃料の最大発熱量を $300 \text{ cal/g} \cdot \text{fuel}$ と想定し、最大 90 kg/cm^2 までの静圧に耐えるように設計してある。今回の予備試験では、最大 $340 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を与えて試験燃料を破損させたが、カプセル内では水擊力や圧力波といった衝撃力の発生は無く、代って約 15 kg/cm^2 程度までの比較的ゆるやかな圧力上昇があったものの、これとても上記設計圧力に比べて十分小さく、内部カプセルの健全性を損う恐れは全く無かった。実際、照射実験前後にプロファイル・メータを用いて測定した内部カプセルの寸法の比較からも、カプセルの永久歪みは全く認められず、その健全性が確認できた。さらに、照射前に行った内部カプセルのヘリウム漏洩試験、および照射後 1ヶ月経過して行った内部カプセルの圧力測定結果から判断して、内部カプセルの気密性の保持に関しても問題のないことが確認できた。前述した実験物の核的特性も含めて判断すると、今回設計・試作した内部カプセルは、将来の混合酸化物燃料実験用カプセルとして、十分な機能と健全性を有すると結論できる。

(iii) ジルカロイ-水反応による発生水素圧

実験 No 700-3および700-4の結果から分るように、試験燃料の照射と同時に、カプセル内には比較的ゆるやかな圧力の上昇が生じ、この圧力は一定値に達した後長時間保持されることが明らかとなった。実験 No 700-3および700-4において、前者の場合には燃料は破損し、後者の場合には燃料は破損していないことから、このカプセル内圧力の上昇は、燃料の破損の有無とは関係なく生じ、従って、燃料内部からの FP ガスあるいは気体性不純物の放出等といったものとも直接的に関係ないことは明らかである。この圧力上昇の原因是、燃料被覆材(ジルカロイ)と冷却水との反応の結果生ずる水素にあると考えられる。ジルコニウムは、高温になるほど水または水蒸気によって酸化されやすく、被覆管表面部には(1)式で表わせるよう、 ZrO_2 層が形成される。



さらに、 ZrO_2 層の内部にも酸素の拡散は進み、 α -ジルカロイ層の形成も起こる。実験 No 700-3および700-4において生じたカプセル内圧力の増加は、それぞれ 13 kg/cm^2 および 6 kg/cm^2 であり、この圧力増分を水素ガスの発生によるものと仮定すると、発生水素量はそれぞれ 0.058 モル(大気圧下で 1.3 l)および 0.027 モル(大気圧下で 0.6 l)となる。この水素の発生量に対応するジルコニウムの反応量を(1)式に基いて評価すると、それぞれ被覆

材有効発熱部の15%および7%が酸化反応を受けたことになる。この被覆材酸化量の評価値は、従来のNSRR実験の結果から求めた被覆材酸化量の実測値と極めて良く一致する（実験№700-4に対応する発熱条件の場合の被覆材酸化量は、平均的に約6%程度）。

以上のことから、実験№700-3および700-4において観測された内部カプセルの圧力上昇は、ジルカロイ-1水反応によって生じた水素ガスによるものであると結論することができる。なお、通常のNSRR実験の場合には、カプセル内自由空間の体積が約2.8lと大きいため、水素ガスの発生によるカプセル内圧力の増加は高々 1 kg/cm^2 と無視し得る程度に小さい。一般的には、今回の予備試験のように、燃料の収納容器が小さな場合（あるいは照射燃料本数が多数となる場合）、ジルカロイ-1水反応による水素ガスの発生に伴って、容器内圧力の増加が顕著なものとなることを、予め考慮しておく必要があるい云える。ただし、本予備試験の場合には、カプセル内圧力の増加があっても、燃料の破損挙動には影響はなく、破損しきい値が変化しないことを確認することができた。

2.4.3 四単一燃料予備実験（秋田敏文、吉村富雄、星薦雄）

(1) まえがき

NSRR実験において、高温高圧水カプセル実験と水ループ実験の進行にともない、大気圧カプセル実験を含めた実験回数は大巾に減少し、それに伴い照射燃料本数は少くなっている。燃料の破損は各種の要因すなわち材質の均一性、製作状態、照射条件等により変わることことが予測されるので、これらに対するバラツキを評価するには、ある程度多数の実験が必要となる。

この問題の解決の一方法として、ここでは同一カプセル内に多数本の燃料を装荷し同時照射する可能性について検討した。一般にバンドル体系では燃料内で均一（対称性のある）な出力分布が得られないので、ここでの検討課題は、燃料棒内で均一な出力分布が得られる体系を求めることがある。

NSRR標準カプセルの内径寸法から四本燃料体系が現実的なものと考えられる。従って、四単一燃料を対象に最適配置の検討を行なった。検討に際しては、核計算によりパラメータ検討を行うとともに、代表的な体系についてNSRRで照射実験を行なった。ここでは、NSRRにおける照射実験の結果を中心に、核計算結果との比較結果の概要について記す。

(2) 実験方法

Fig. 2.4.10に示すように、燃料棒間隔40mmの4本バンドル体系を作り、定常照射を行なった。測定の項目としては、ペレット内中性子束分布、燃料棒の発熱量、カプセル内中性子束分布の三種類である。ペレット内中性子束分布は、Fig. 2.4.11に示すように、ペレット内に穴を設けた特殊ペレットを燃料棒中に挿入し、穴の中にコバルトの小片をいれ、照射後それを取出して γ 線強度を測定し、相対的中性子束分布を求めた。燃料棒の発熱量は、照射燃料棒の ^{95}Zr の0.724MeV、 ^{140}La の1.596MeVのフォトピークの強度を、Ge型半導体検出器により測定し、既に求められている γ 線強度-発熱量の換算係数から求めた。カプセル内中性子束分布は、あらかじめカプセル内に取り付けたコバルトワイヤの γ 線の強度を測定して求めた。

(3) 実験結果および考察

(i) ベレット内中性子束分布

測定は γ 方向(カプセル中心から外へ向かう方向)と θ 方向(カプセルの円周方向)の2方向について、それぞれ3点測定した。測定結果と、中性子拡散コード Citation による計算結果を Fig. 2.4.12, 13 に示す。実測と計算の結果はよい一致を示す。Citation によれば、ベレット内の γ 方向の中性子束分布は、カプセル中心側が外側に比べて、約5%程高くなっているが、本体系では大きな歪が生じないことが明らかとなった。

(ii) 発熱量

発熱量測定結果を Table 2.4.3に示す。四本の発熱量はかなりよく一致し、平均 $38.2 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ である。照射時の積分出力は $10.44 \text{ MW} \cdot \text{s}$ であるので、出力-発熱量換算係数(Conversion ratio)は $\frac{38.2}{10.44} = 3.66 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2 / \text{MW} \cdot \text{s}$ となる。中性子拡散コード Citation による計算結果から、四單一燃料の発熱量を評価すると、

$$q_{\text{four}} = q_{\text{single}} \times \frac{W_{\text{four}}}{W_{\text{single}}}$$

ここで q_{single} ; 単一燃料の Conversion ratio の実測値($4.36 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2 / \text{MW} \cdot \text{s}$)
 q_{four} ; 四單一燃料体系での Conversion ratio の計算結果

W_{single} ; 単一燃料の発熱量密度の計算結果($5.275 \times 10^{20} \text{ W/CC}$)

W_{four} ; 四單一燃料体系での発熱量密度の計算結果($5.919 \times 10^{20} \text{ W/CC}$)
 すると、 $\frac{W_{\text{four}}}{q_{\text{four}}} = 3.89 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2 / \text{MW} \cdot \text{s}$ となる。この値と実測値との誤差は約6%であり、かなりよく一致する、といえよう。

(iii) カプセル内中性子束分布

軸方向と径方向の二方向について測定した。径方向の測定結果を Fig. 2.4.14 に示す。軸方向中性子束分布は、燃料スタック部に関してほとんど平坦であり、燃料の下部の方でゆるやかなピークができている。これは、制御棒が炉心上部から挿入されるので、炉心下部で出力ピークができるためである。

(iv) 高温高圧カプセル体系への応用

Fig. 2.4.15に高温高圧四單一燃料体系の Citation によるベレット内中性子束分布の計算結果を示す。これによると、高温高圧体系では中性子束分布の平坦化が進んでいるが、ベレットのカプセル中心側と外側では、中性子束が中心側で約一割程度高くなっている。従ってベレット内中性子束を対称化しようとすれば燃料棒間のピッチを変えるか、又はカプセル中央部に中性子の吸収体をおくなどの工夫が必要になるであろう。

次に発熱量についてみると、Citation により計算された高温高圧四單一燃料体系の W_{four} は $4.084 \times 10^{20} \text{ W/CC}$ となる。前述と同様の方法で、高温高圧単一燃料での発熱量の実測値をもとに、四單一燃料体系での発熱量を評価すると q_{four} は $3.01 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2 / \text{MW} \cdot \text{s}$ となる。NSRRにおける最大積分出力は $11.7 \text{ MW} \cdot \text{s}$ であるから、本体系において約 $350 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 程度の発熱量が得られると期待できる。四單一燃料体系は、破壊エネルギーの発生を伴うような発熱量での使用は、燃料どうしの相互作用が起こって難しいことを考えると、この値は十分な値であると考えられる。

Table 2.4.1 Summary of Test Results

Test #	Energy Deposition (cal/gUO ₂)	Water Content (%)	Water Column Velocity (m/s)	Internal Pressure at Capsule Bottom (Bar)	Pressure adjacent to Fuel Rod (Bar)	Strain of Dummy Rod (#strain) adjacent to Fuel Rod (°C)	Coolant Temperature			Note
							#1	#2	#1	
330-1	154	90	-	5.96	6.6	2.7	5.1	-	-	4.6
330-2	151	83	~0	3.37	~0	~0	~0	~0	5.6	3.3
330-3	256	85	6.1	5.76	3.9	-	3.3	3.47	-	6.5
401-4	159	100	1.1	(1.36.0)	5.4	-	-	-	-	7.2
402-5	242	69	failed	(25.0)	8.0	-	-	-	-	ditto

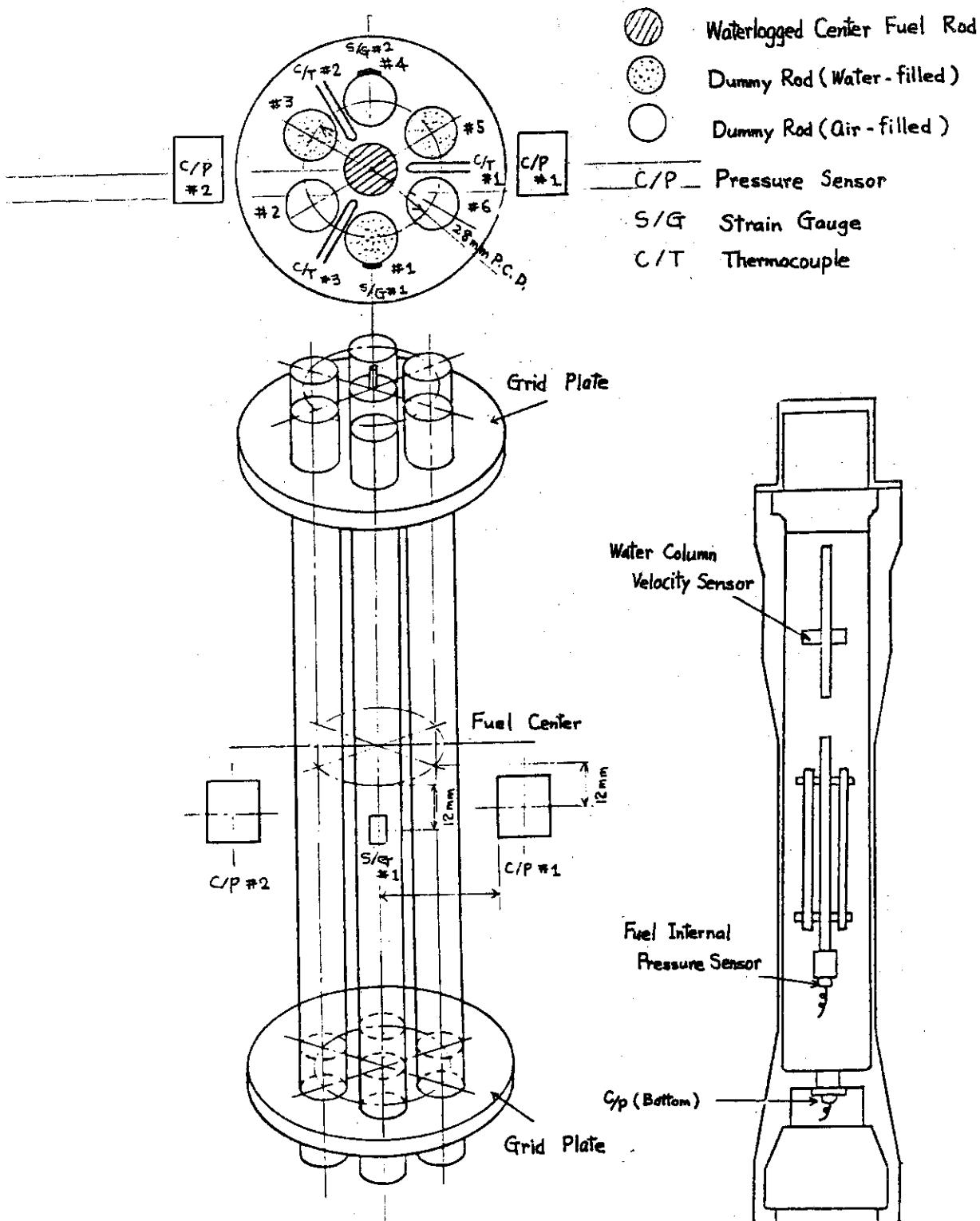


Fig. 2.4.1 Measuring Instruments

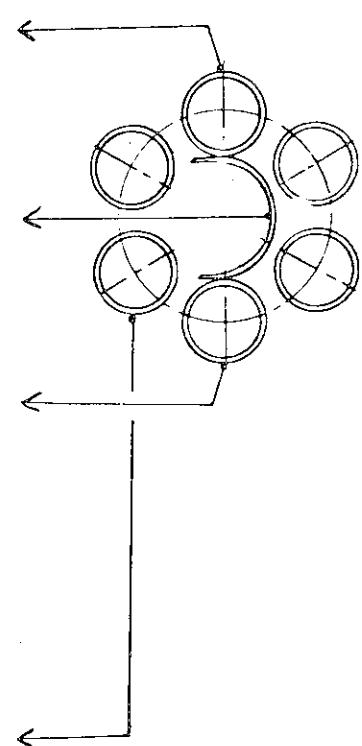
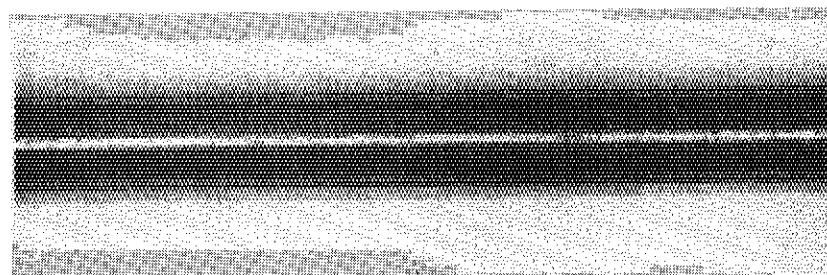
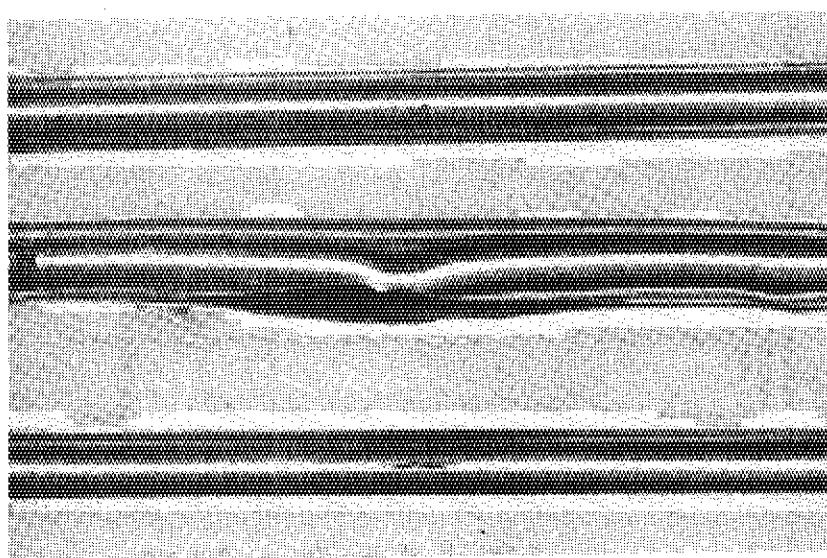
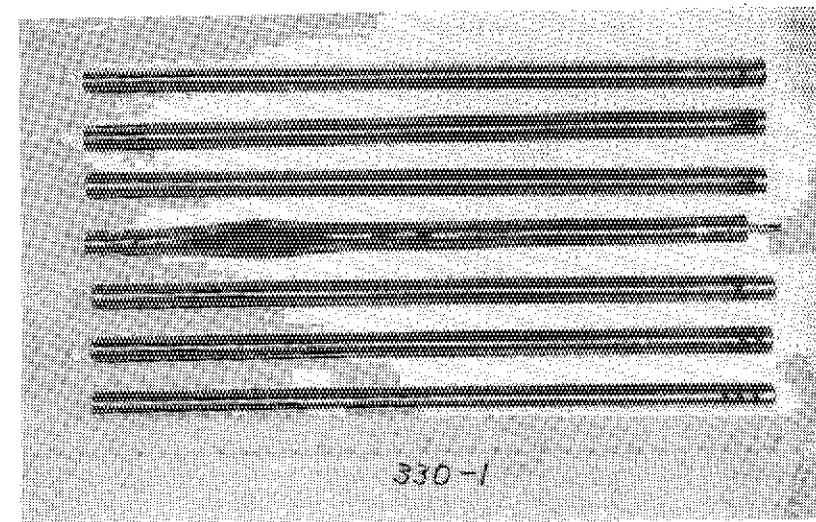


Fig. 2.4.2 Test Fuel Rods after Irradiation in Test № 330-1

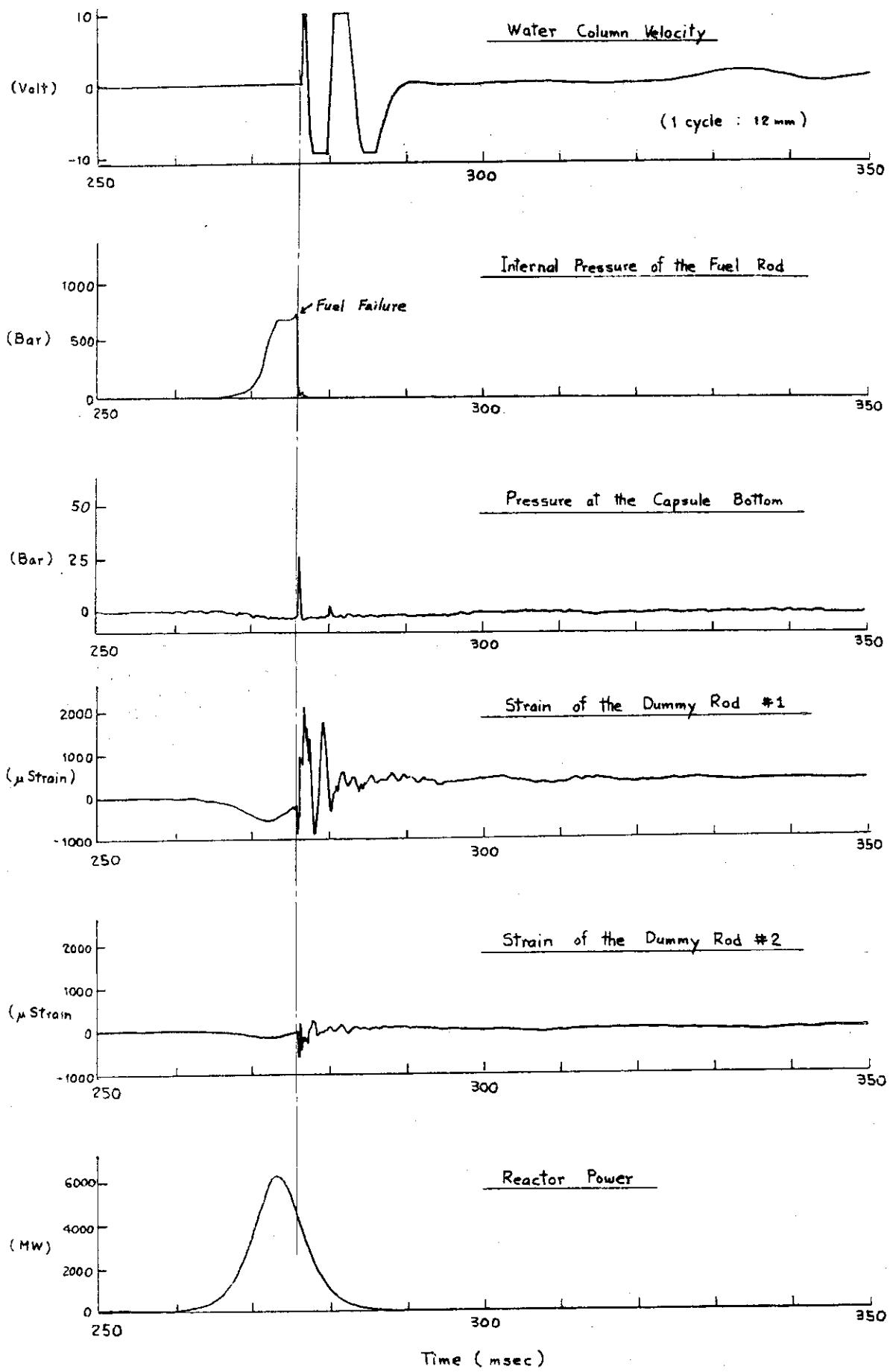


Fig. 2.4.3 Transient Records in Test No. 330-3

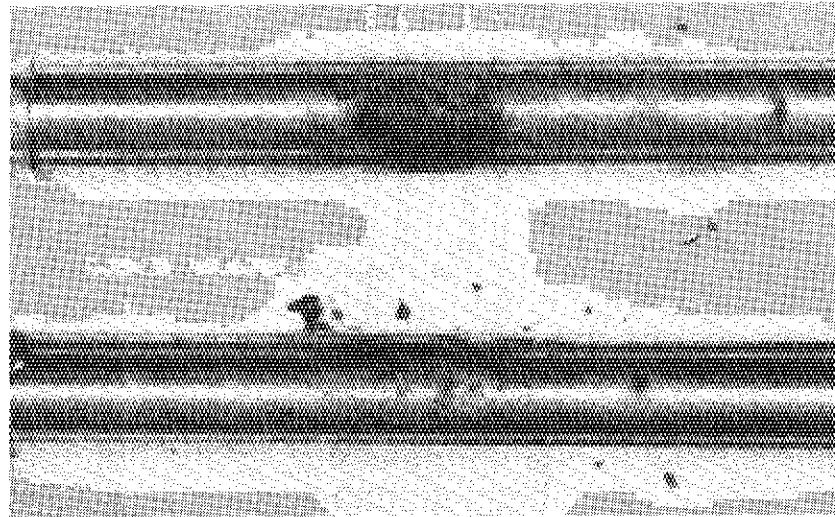
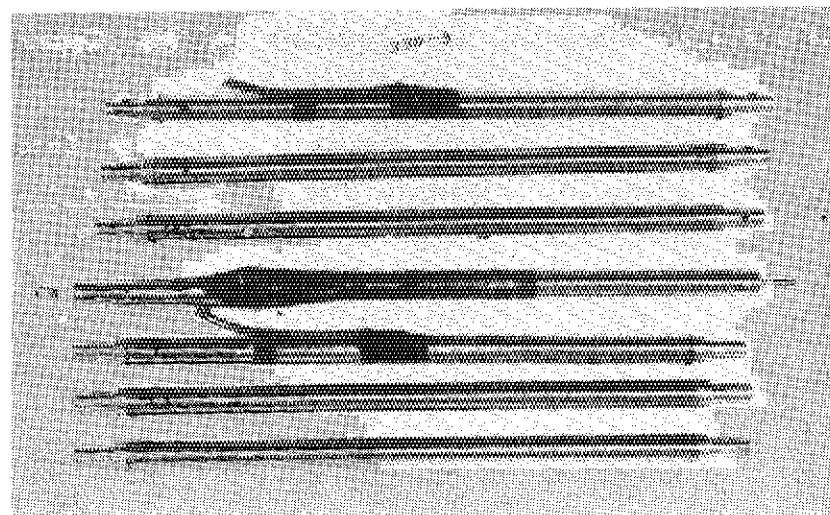


Fig. 2.4.4 Test Fuel Rods after Irradiation in Test No 330-3

Table 2.4.2 Hydrogen Gas Pressure in the Capsule

<u>Test No.</u>	<u>Energy</u> (cal/g · UO ₂)	<u>Max. Capsule Pressure Rise</u> (kg/cm ²)	<u>Ratio of Zircaloy Reacted with Water*</u> (%)
700 - 3	340	~ 13	~ 15
700 - 4	253	~ 6	~ 7

* Assumed governing equation : Zr + 2H₂O → ZrO₂ + 2H₂

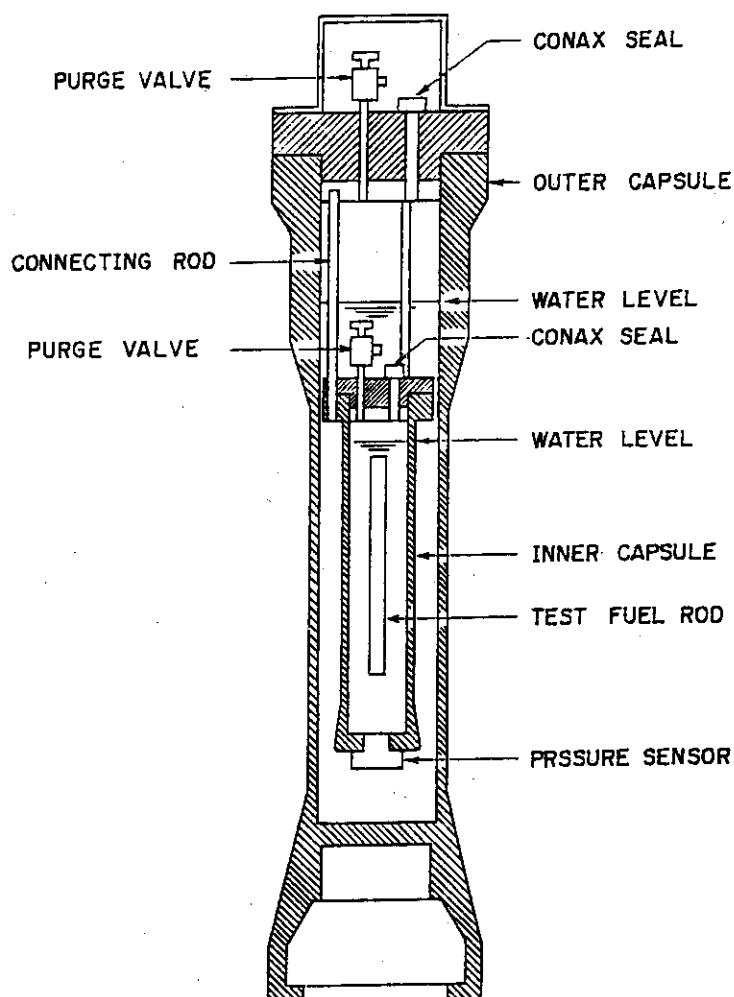


Fig. 2.4.5 Double capsule container for mixed oxide fuel test.

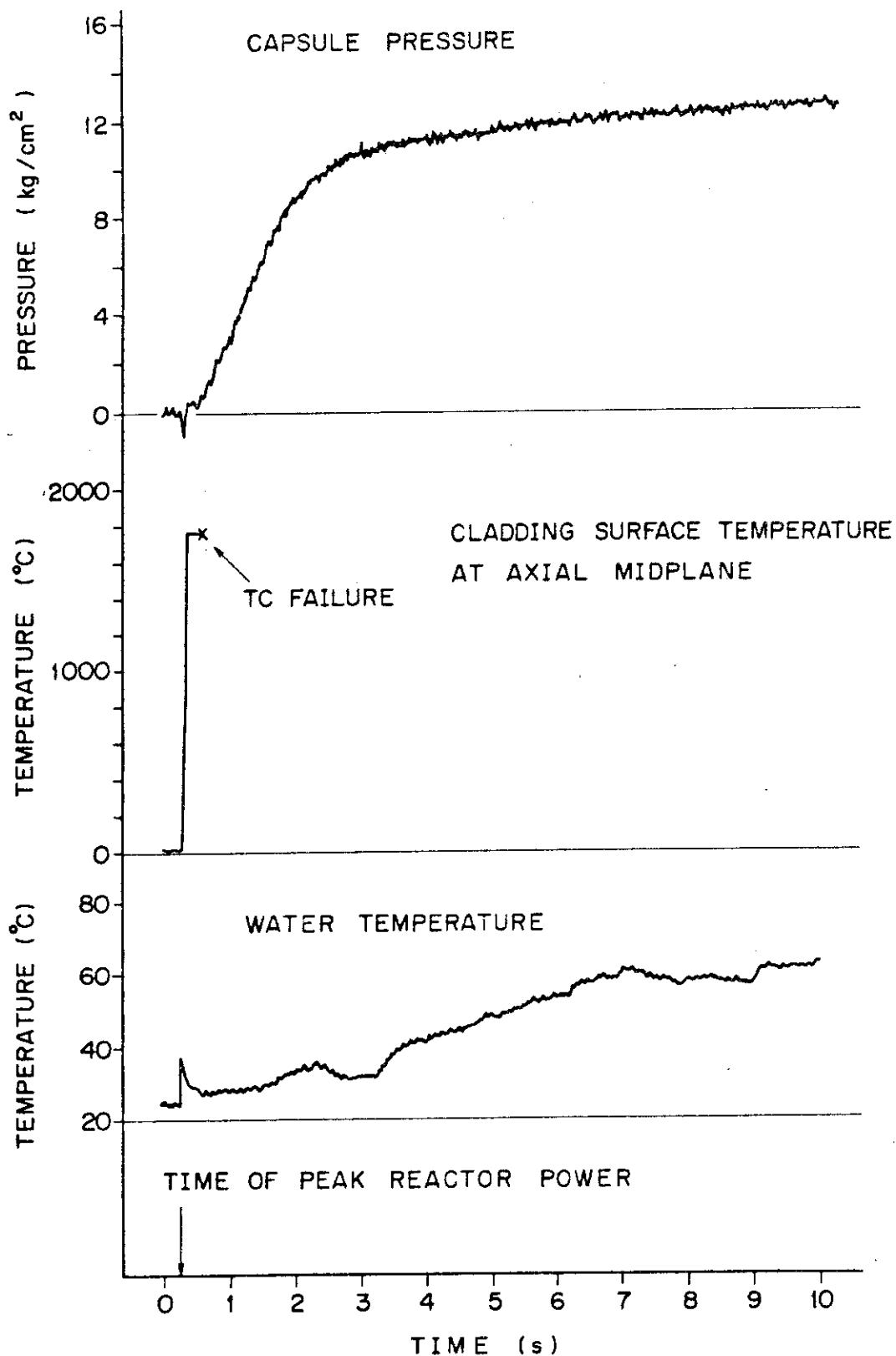


Fig. 2.4.6 Transient instrumentation data of Test 700-3 with 340 cal/g · UO₂ energy deposition.

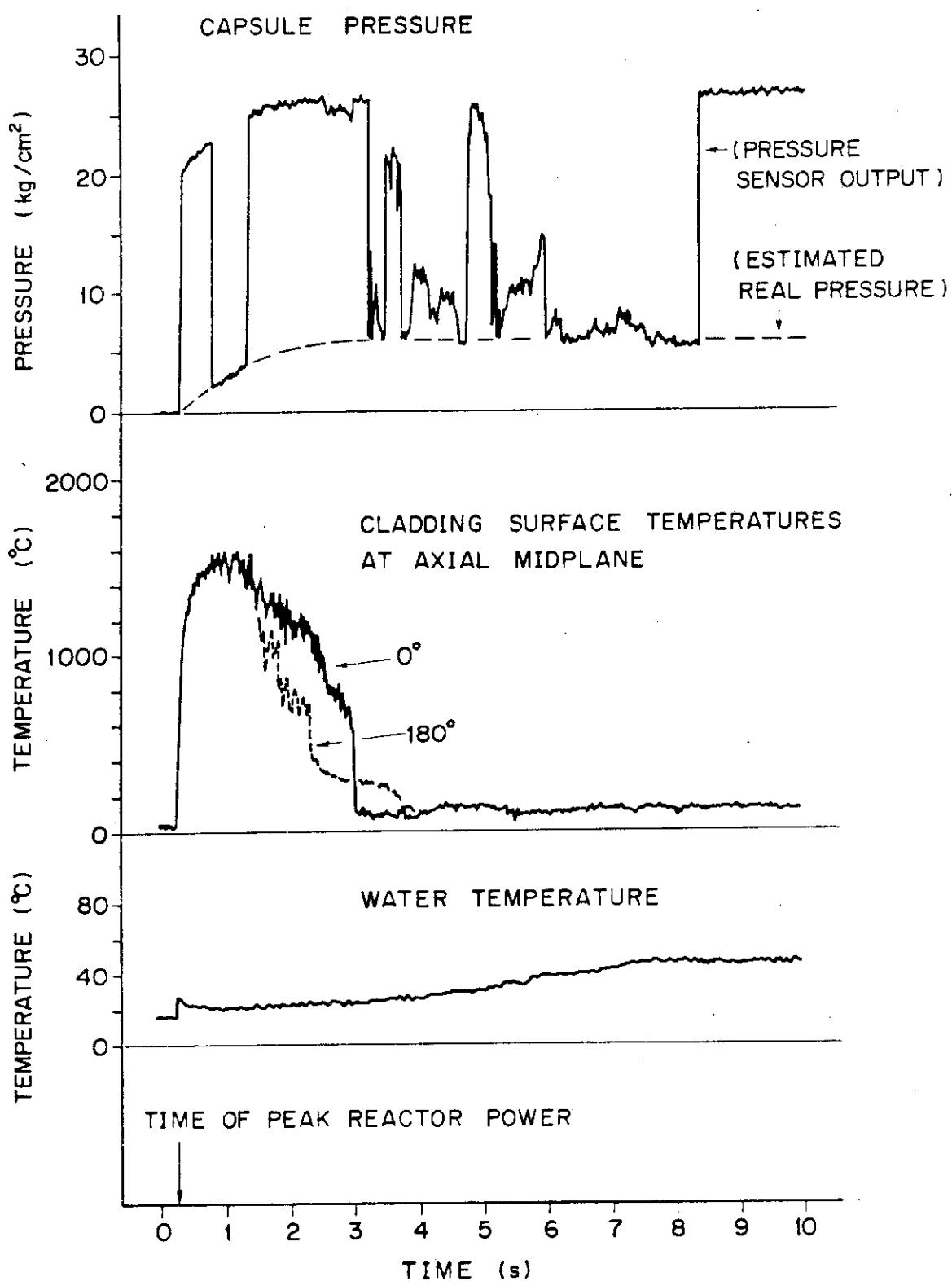


Fig. 2.4.7 Transient instrumentation data of Test 700-4
with 253 cal/g · UO₂ energy deposition.

<u>TEST NO.</u>	<u>ENERGY</u> (cal/g UO ₂)
700-2	160
700-3	340
700-4	253

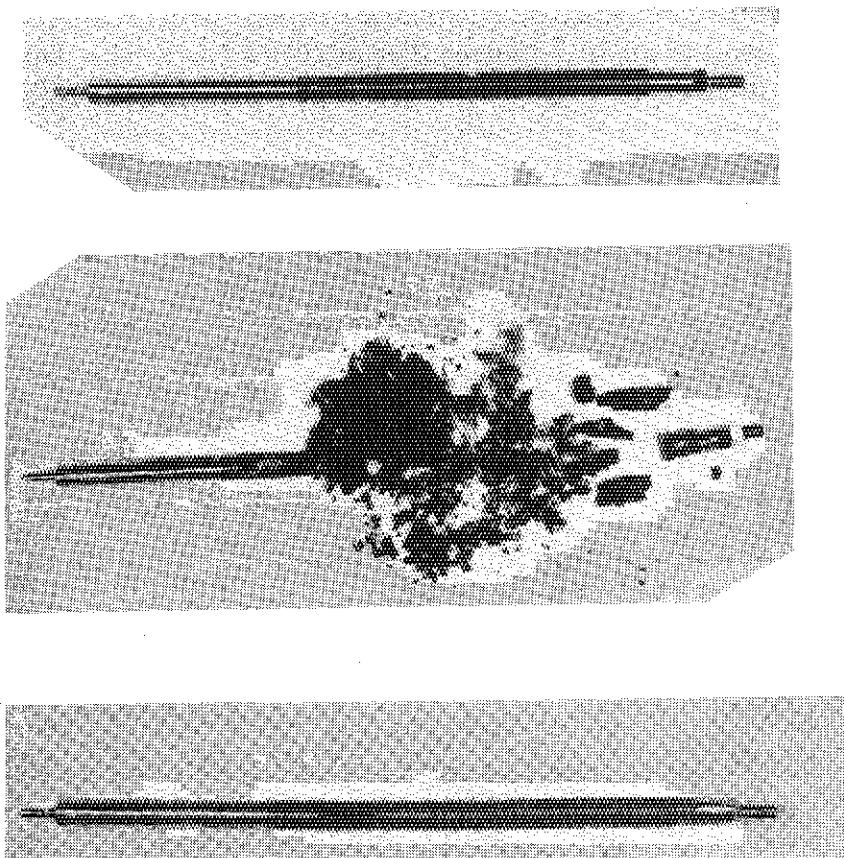


Fig. 2.4.8

Test fuel rods after irradiation in double capsules at 160, 340, and 253 cal/g UO₂.

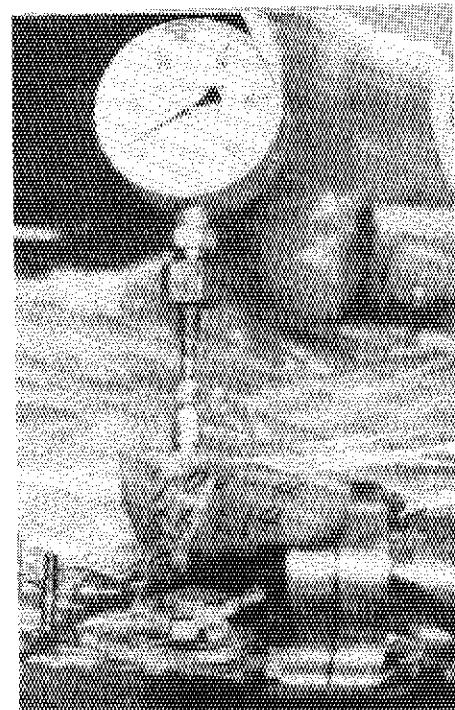


Fig. 2.4.9

Pressure of the inside capsule for Test 700-4 measured at the time of hardware disassembling (31 days after irradiation), showing 3 kg/cm² of gauge pressure.

Table 2.4.3 Measurement of Energy Deposition

Fuel No	Measurement Position	Energy Deposition (cal/g·UO ₂)	Average Energy Deposition (cal/g·UO ₂)
ST-1	0°	39.3	39.0
	90°	38.7	
ST-2	0°	37.1	37.9
	90°	38.6	
DE-1	0°	37.6	38.0
	90°	38.4	
DE-2	0°	38.1	37.7
	90°	37.2	
Average (cal/g·UO ₂)			38.2

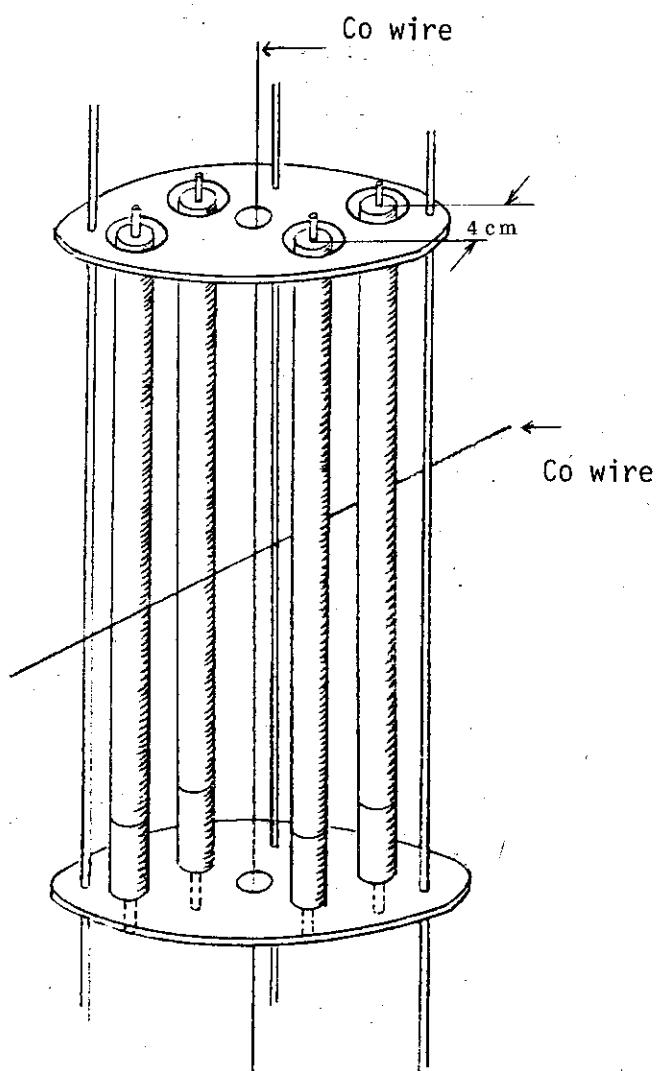


Fig. 2.4.10 Four Single Rods Configuration

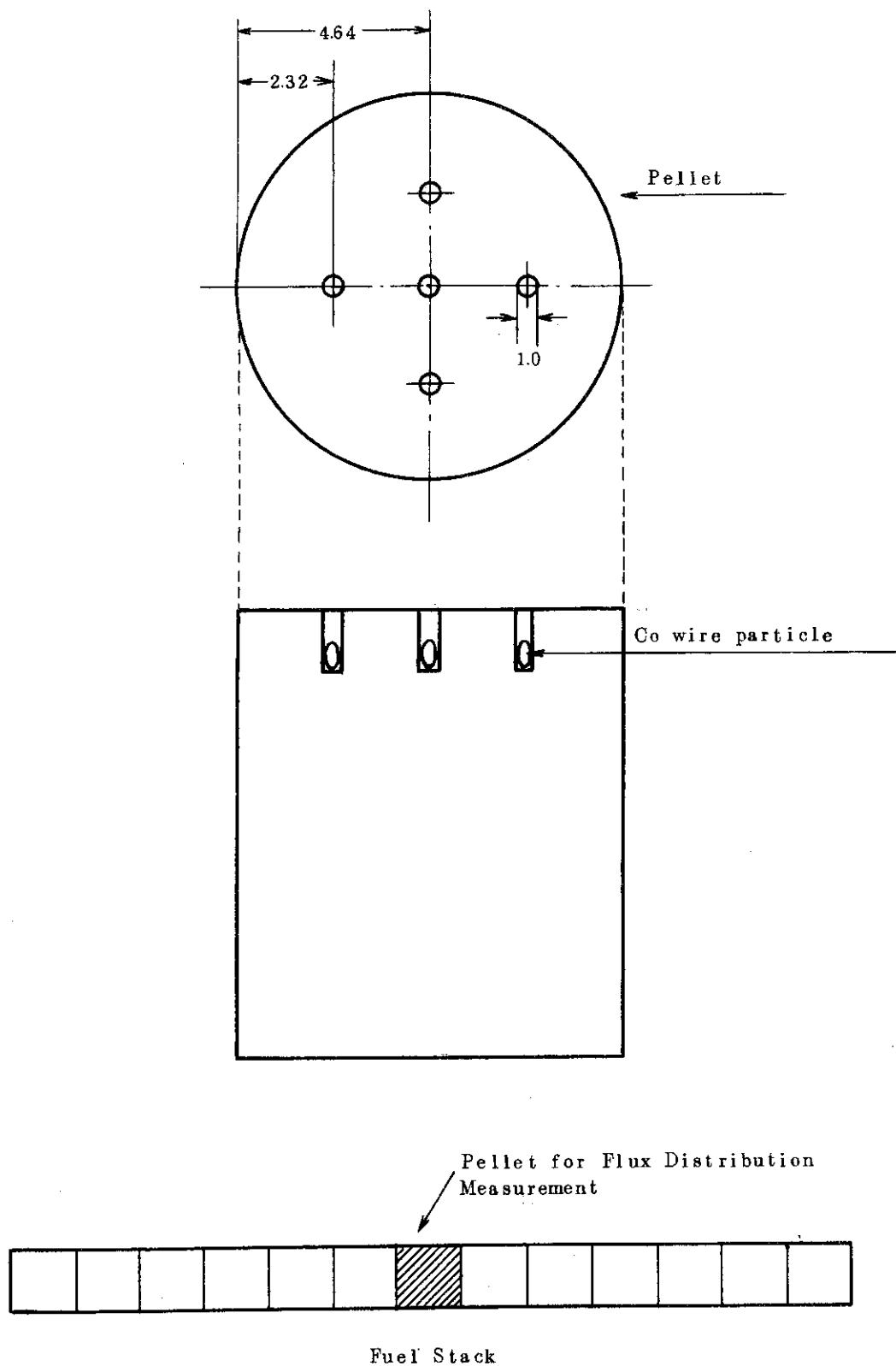


Fig. 2.4.11 Pellet for Flux Distribution Measurement (mm unit)

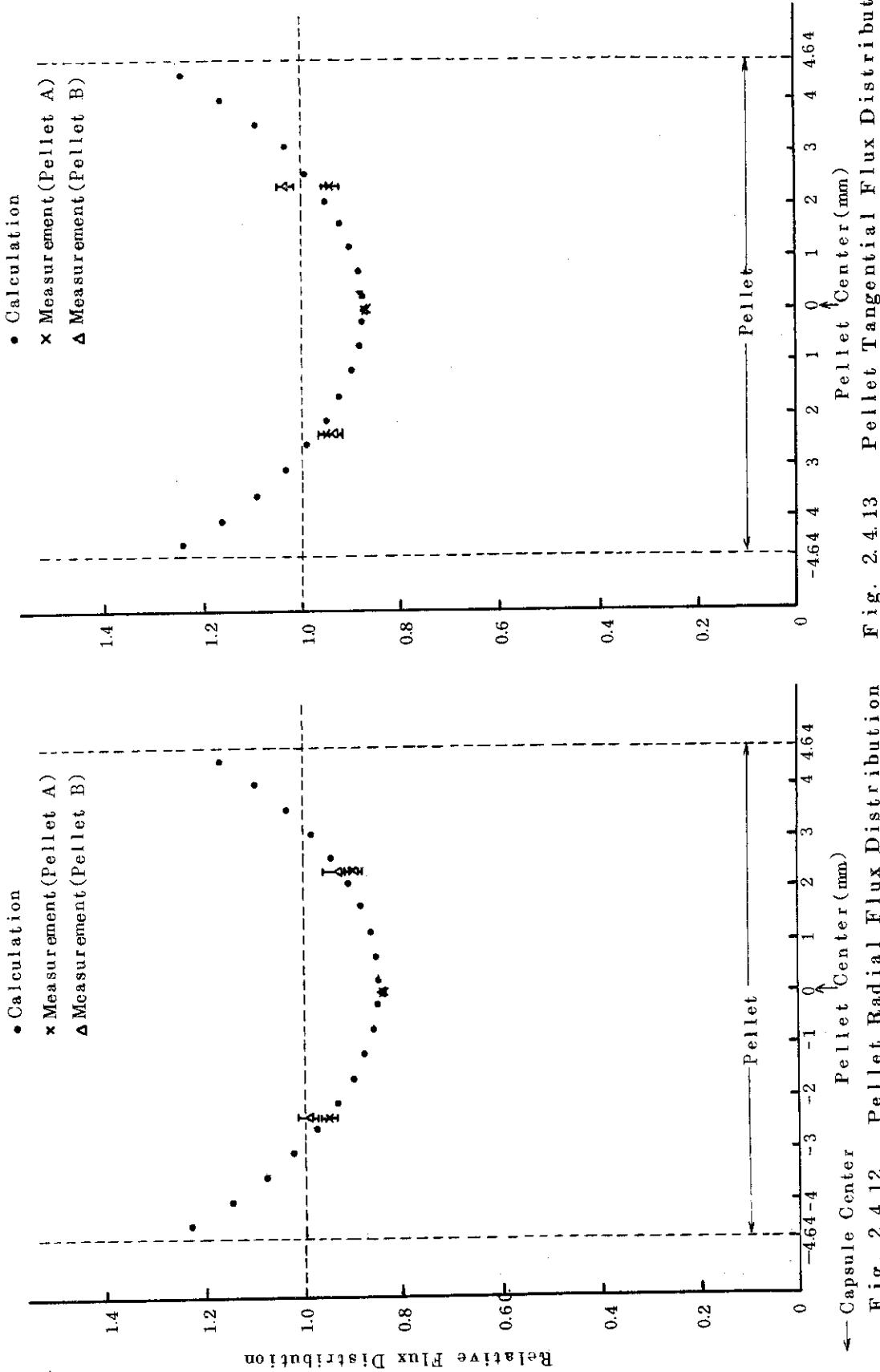


Fig. 2.4.12 Pellet Radial Flux Distribution
Fig. 2.4.13 Pellet Tangential Flux Distribution

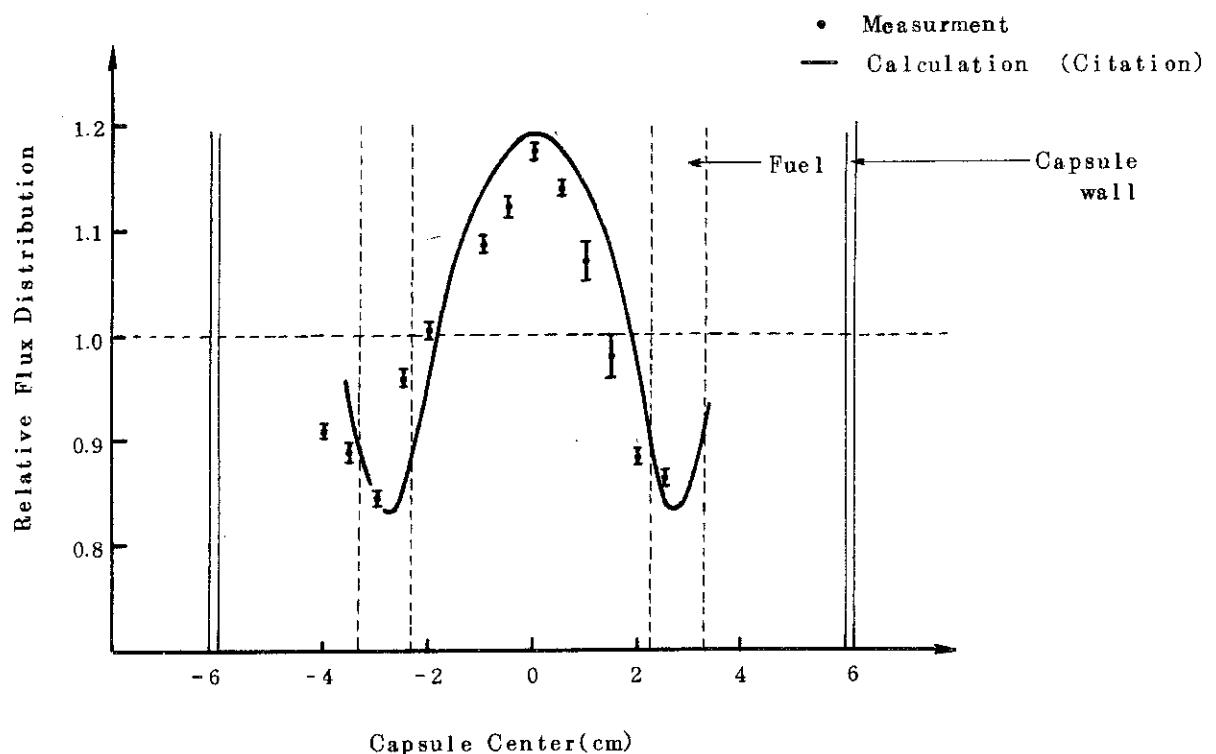


Fig. 2.4.14 Capsule Radial Flux Distribution

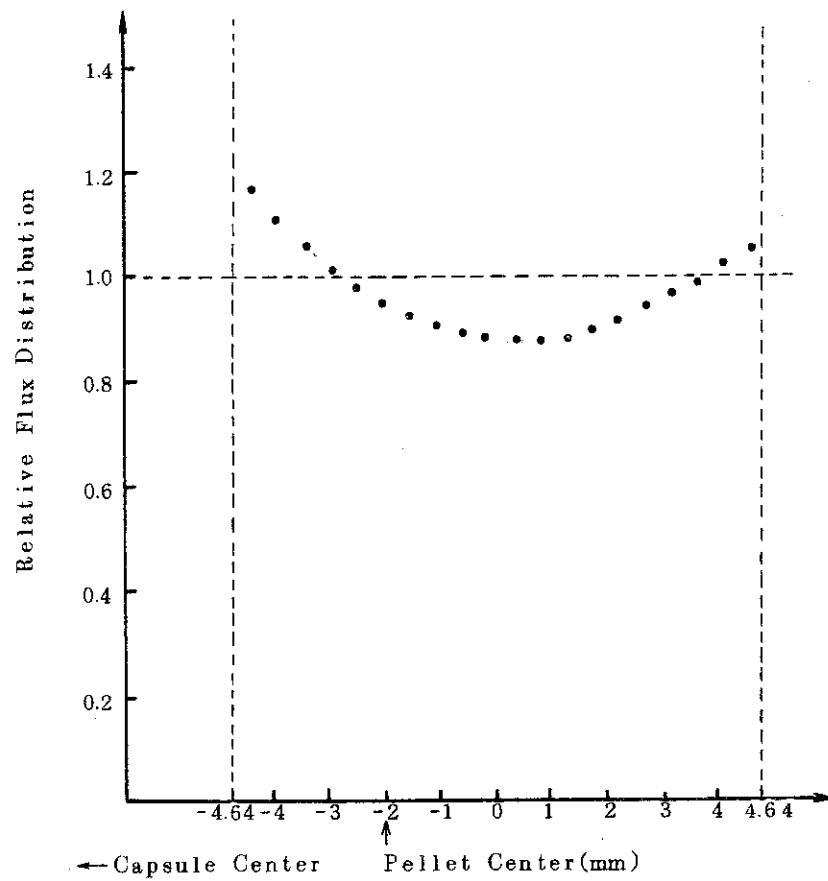


Fig. 2.4.15 Pellet Radial Flux Distribution in High Temperature and High Pressure Capsule Test Configuration

3. 高温高压カプセル実験

(小林晋昇, 豊川俊次, 星薫雄, 岩田耕司, 吉村富雄)

3.1 まえがき

NSRRにおけるこれまでの実験は、常温常圧（冷却水温は最高90°Cまで昇温）の冷却材中で試験したものであり、実炉の運転条件とは冷却条件が異なっている。

NSRRでは、燃料破損挙動に及ぼす温度および圧力の影響を究明するために、高温高压カプセルを開発し、今期から実験を開始した。

高温高压カプセルは、Fig. 3.1に示すように全長約7m、外径約20cmのカプセルであり、試験部容器、加圧タンク、圧力抑制タンクにより構成されている。¹⁾

試験燃料は、カプセル最下端の試験部容器内に装荷する。実験条件とする温度の設定は、試験部容器内に設けた電気ヒータにより、圧力は、加圧タンク内の電気ヒータによる圧力制御によってそれぞれ独立に行なわれる。

実験には10%濃縮の試験燃料を用い、被覆材表面温度の測定用としてクロメルーアルメル熱電対（熱電対素線およびシース型）を取付けた。

3.2 実験結果および考察

Table 3.1にこれまでに実施した実験の実験条件を示す。実験は、高温高压カプセルを用いた最初の実験シリーズであることから、先ず、高圧カプセルのワース、ロッドワース、放射線サーベイおよび試験燃料の発熱量較正等の特性試験を実施した。この実験の後燃料温度挙動の把握および高温高压下における実験計装の適合性を調べる目的で、BWR条件で2回、PWR条件で1回の実験を行った。

(1) カプセルワースおよび制御棒ワース

高温高压カプセルのカプセルワースおよび制御棒ワースの測定は定出力運転条件で実施した（Test № 1111-1）。

カプセルワースは、Table 3.1に示すとおりで、BWR条件で-1.00ドル、PWR条件で-0.88ドル、最大定格条件(160bar, 325°C)で-0.73ドルであった。これらの値は、計算結果とほぼ同じ値であった。また、ロードワースは、大気圧水カプセル装荷時と同じ値であった。

(2) 試験燃料の発熱量較正

試験燃料の発熱量の較正は、照射後の試験燃料のγ線強度の測定により実施した。実際の測定にあたっては、燃料棒の放射能強度を較正されたGe半導体検出器で測定する非破壊法と、

1) JAERI-M 8767 NSRR高温高压カプセル

代表的なものについて燃料棒を切断して F.P. 生成量 (Zr^{95} , Cs^{137}) を定量する破壊法の 2 種によって実施した。

Fig. 3.2 は、これまでの実測結果を整理したものであり、炉心の積分出力と試験燃料の発熱量は良い比例関係を持っていること、破壊法および非破壊法でも良く一致することが明らかとなった。この結果から、10%濃縮燃料棒を用いた場合の試験燃料の発熱量は、NSRR のパルス積分出力 $100 \text{ MW} \cdot \text{s}$ あたり BWR 条件では $350 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$, PWR 条件では $320 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 得られるとことが明らかとなった。尚、試験燃料の発熱量については、今後、さらに化学分析による破壊法による測定を行ない明確にする予定である。

(3) 照射後燃料の状況

Fig. 3.3 に、BWR 条件で $180 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量で照射した試験燃料 (Test No 1111-3) と、PWR 条件で発熱量 $160 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で照射した試験燃料の外観写真を示す。いずれの試験燃料も、発熱部の被覆管表面は、DNB の発生に伴って酸化し、黒色に変色していた。また、非発熱部でも被覆管は BWR 条件では淡青色に、PWR 条件では淡黄色に変色していた。これは、試験燃料が高温高圧の冷却材中に長時間保持されたため、オートクレープに似た現象となり変色が生じたものと思われる。

Fig. 3.4 は、Fig. 3.3 に示した試験燃料 2 本についてプロフィロメータによる被覆管外径の測定結果である。本図にみられるように高温高圧下で照射した試験燃料は、発熱部の被覆管外径が初期の値よりも小さくなり、燃料の初期ギャップがほとんどなくなるほど被覆管がコラプスしていた。しかも、そのコラプスの程度は PWR 条件の方が発熱量が $20 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 程低いにもかかわらず大きかった。特に本実験に使用した NSRR 標準型燃料のペレットはチャンファー型であることから、ペレット-ペレットバウンダリーにおいてリング状のコラプスマスクが明らかに現われていた。これらのことから、燃料拳動に及ぼす冷却材の圧力は比較的大きいと考えられ、今後の実験による解明が期待される。

(4) 燃料被覆管表面温度

(i) 燃料被覆管表面温度計取付法についての検討：高温高圧冷却水条件では、これまで一般にシース型熱電対が使用されているが、フィン効果ならびに応答性の問題により正しい測定が困難になる。したがって、実験にあたって、シース型熱電対とこれまで大気圧カプセルで実施してきた裸素線型熱電対による方法について試みた。

Fig. 3.5 に裸素線型熱電対の取付図と温度拳動の測定結果を示す。本図にみられるように、NSRR 実験のような温度変化の激しい場合には 0.5 mm の (シース外径) のシース型熱電対では正確な測定が困難なことが明らかとなった。一方、熱電対素線を用いても比較的良い測定ができることが明らかとなり、今後の実験に明るい見通しが得られた。

(ii) 被覆管表面温度の検討：Fig. 3.6, 3.7 はこれまで実施した BWR および PWR 条件で測定された被覆材表面温度拳動をこれまでの同一サブクール条件での大気圧カプセル実験結果と比較して示した図である。

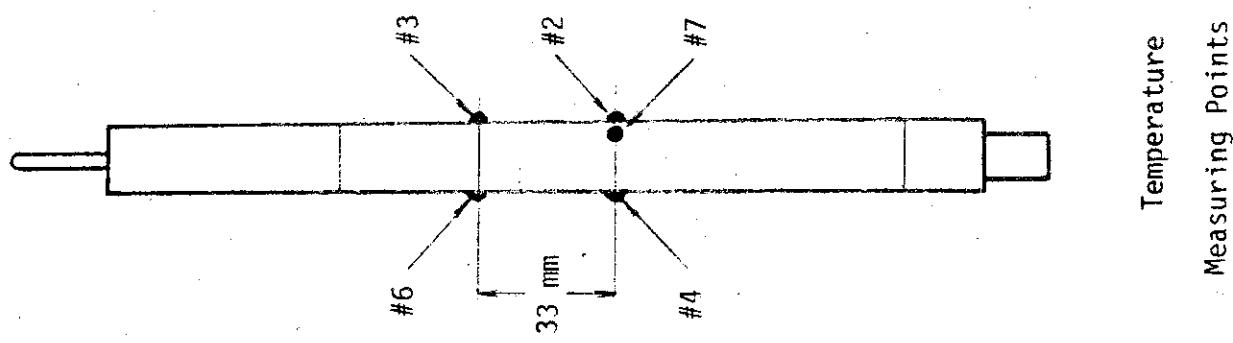
これらの結果からみると、被覆材温度の上昇は、BWR 条件および PWR 条件いずれにおいても大気圧カプセル実験の結果よりも低い結果となっている。このことは、冷却

材の熱伝達特性が良くなっていることを示しており、今後、熱電対による温度測定精度の検討とともに冷却材の伝熱特性が重要な検討課題になるものと考えられる。

Table 3.1 Summary of High Pressure Capsule Tests

Test No.	1111-1	1111-2	1111-3	1111-5	
Temperature (°C)	276	276	276	305	
Pressure (Kg/cm ²)	70	70	72	145	
Energy Deposition (cal/g.UO ₂)	-	100	180	160	
Maximum Cladding Surface Temperature (°C)	#2 #3 #4 #6 #7	- - - - -	279* 285* 290* - -	failed* 850* 1240 700 -	1190 1200 1200 1200 640*

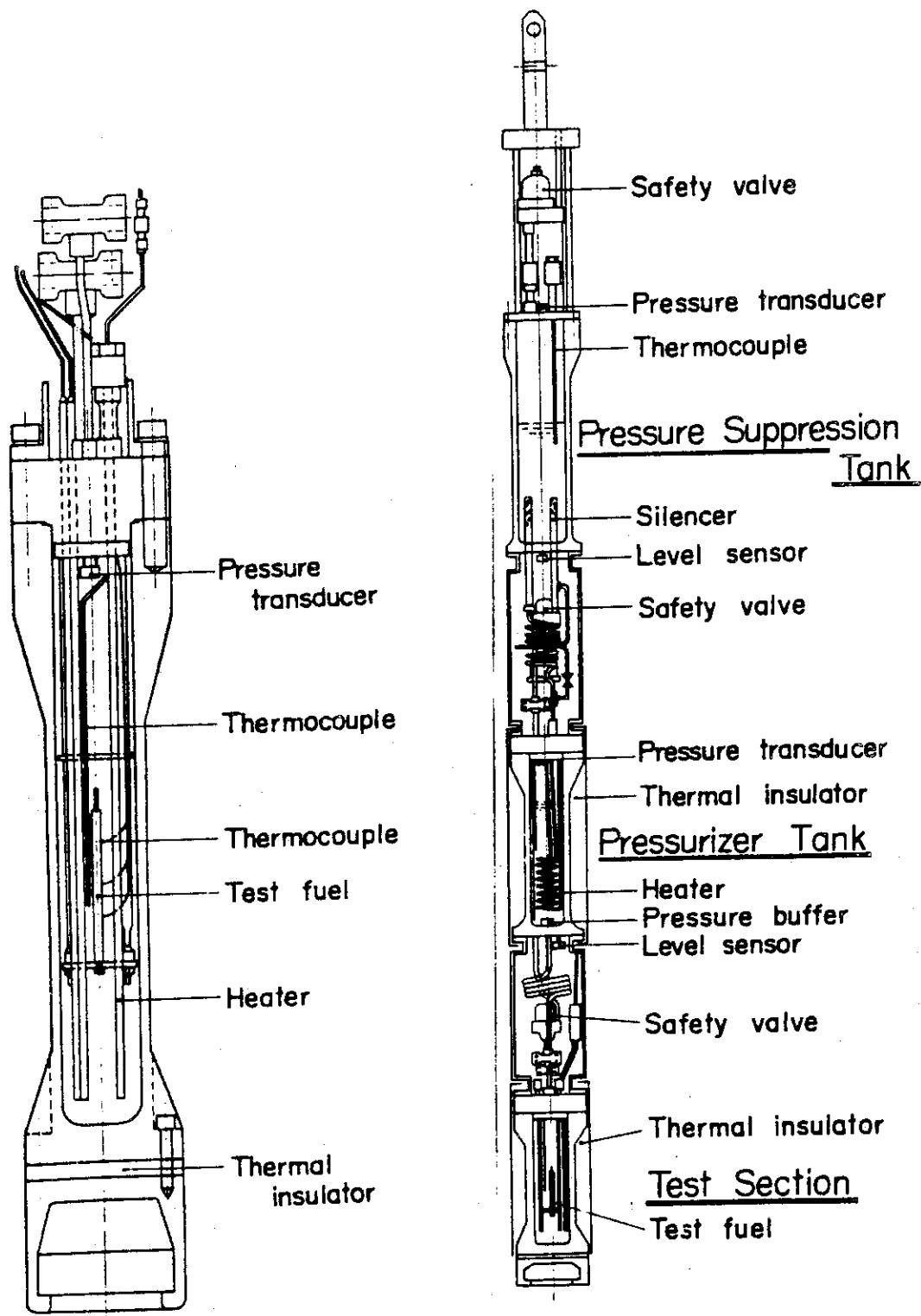
* Sheathed thermocouple



Measurement of Capsule Worth (Test No. 1111-1)

Temperature (°C)	23	276	305	325
Pressure (Kg/cm ²)	0	70	160	162
Capsule Worth (\$)	1.52	1.00	0.88	0.73
Calculated Capsule Worth	1.70		1.00	

Temperature
Measuring Points



Fif. 3.1 High Pressure Water Capsule for NSRR Experiment

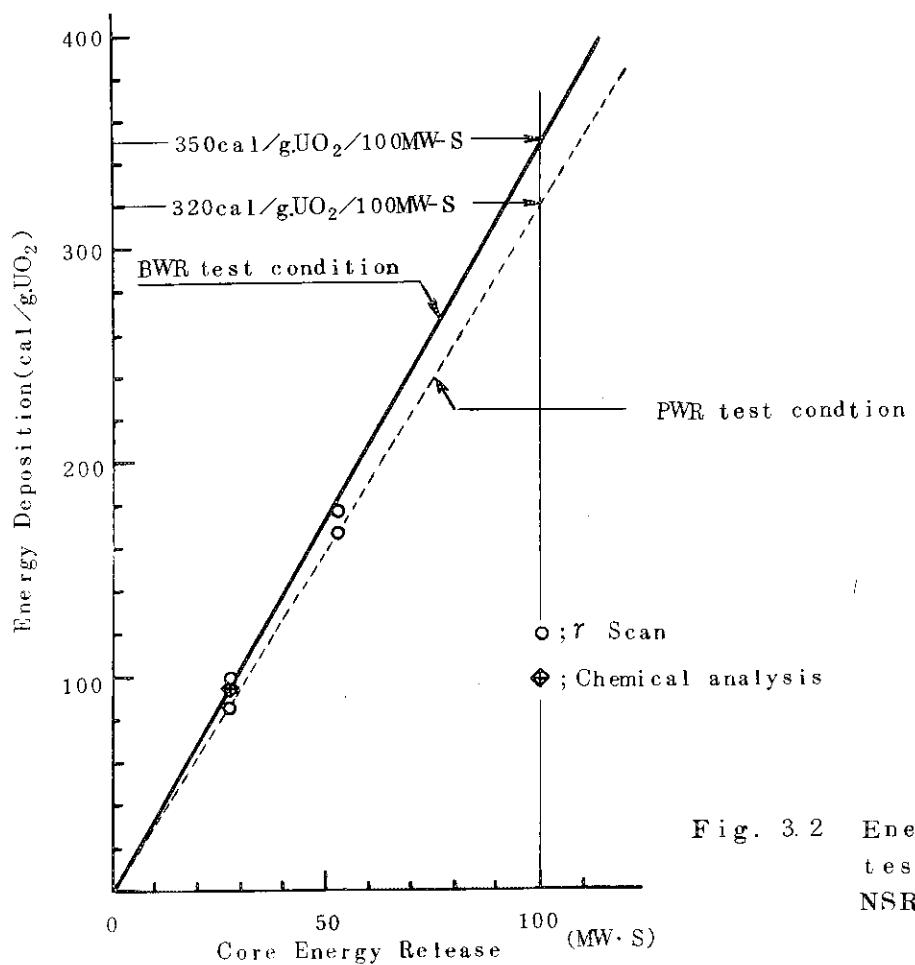


Fig. 3.2 Energy deposition of the test fuel rod Versus NSRR core energy release

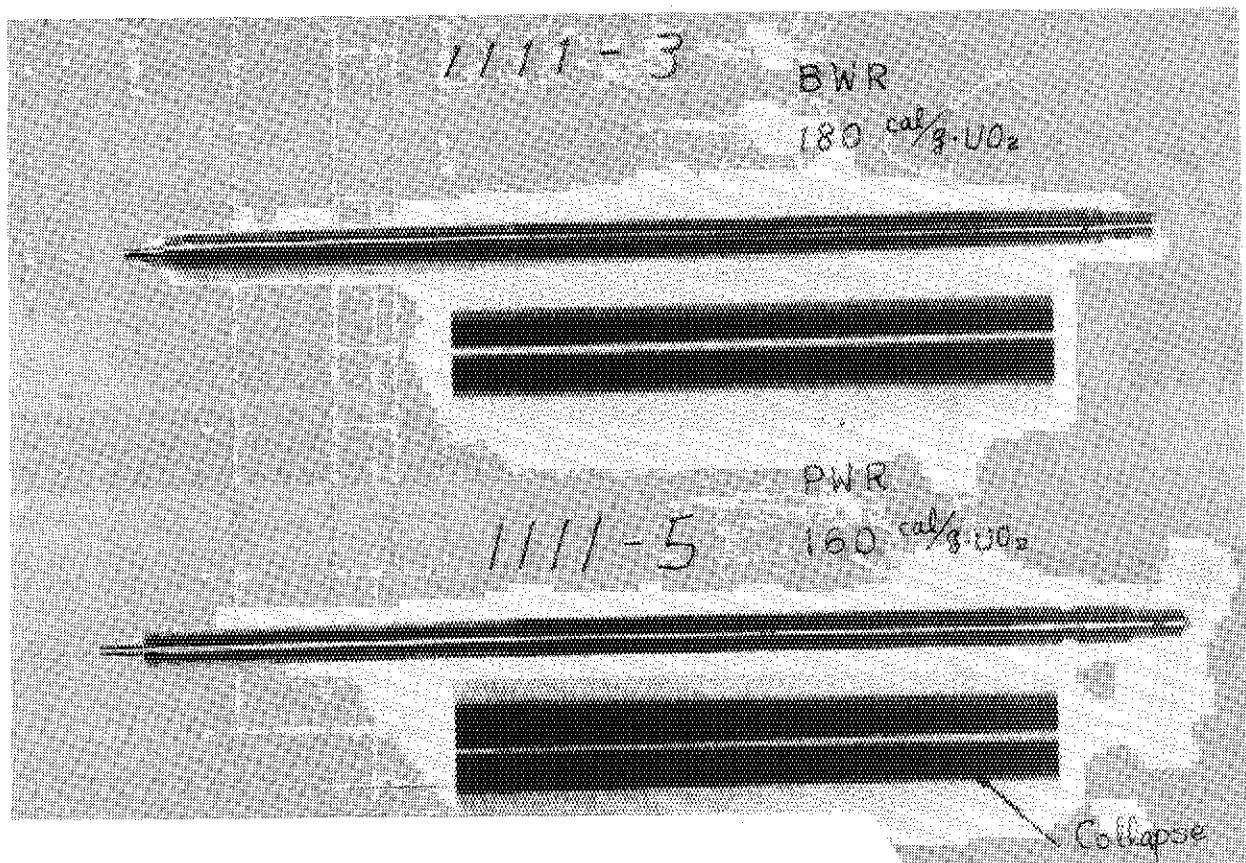


Fig. 3.3 Test fuel rods after irradiation in HT·PT Capsule tests.

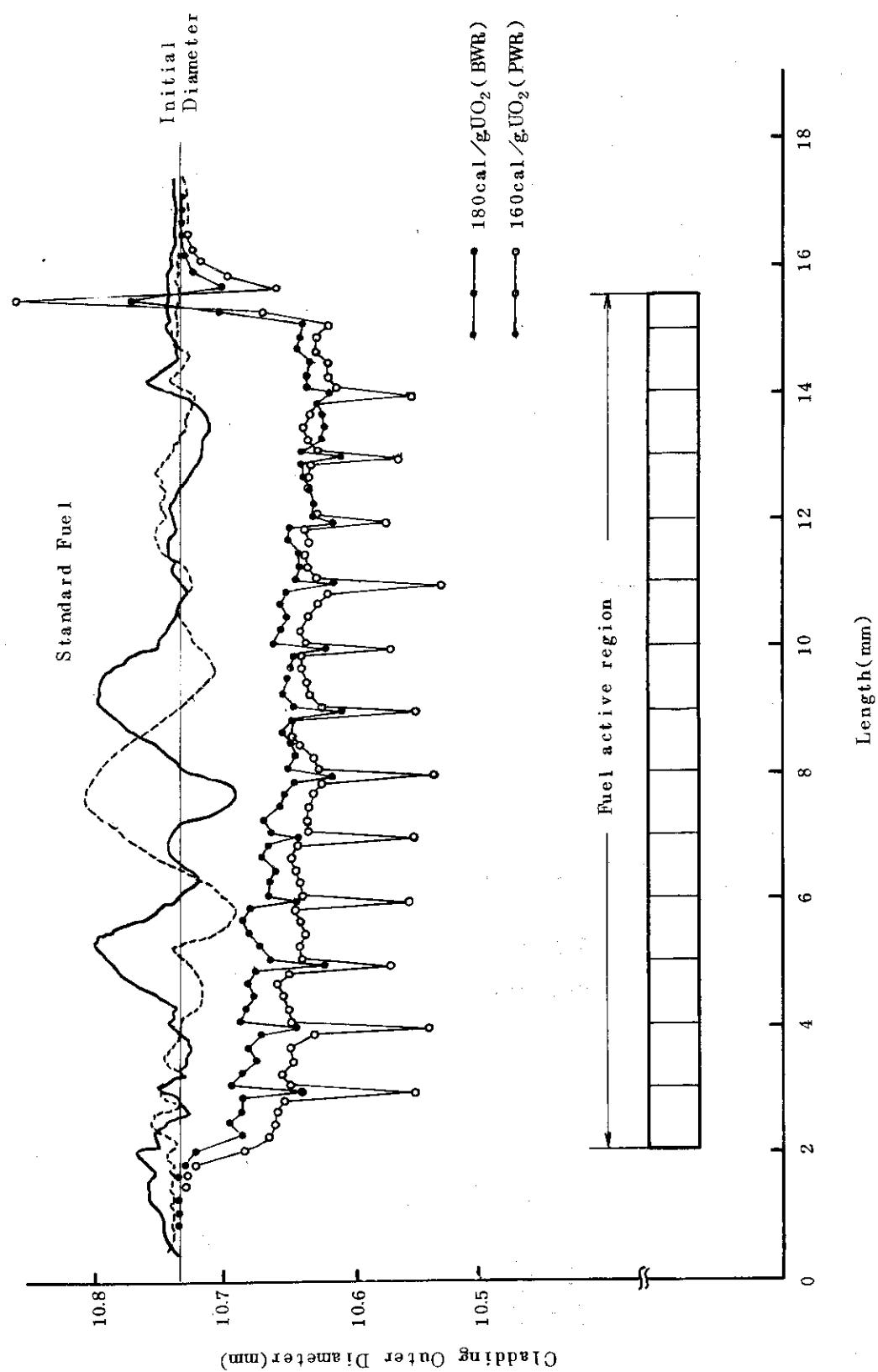


Fig. 3.4 Profile of Irradiated Test Fuel Rods in HT·HP capsule tests and Atomospheric capsule test

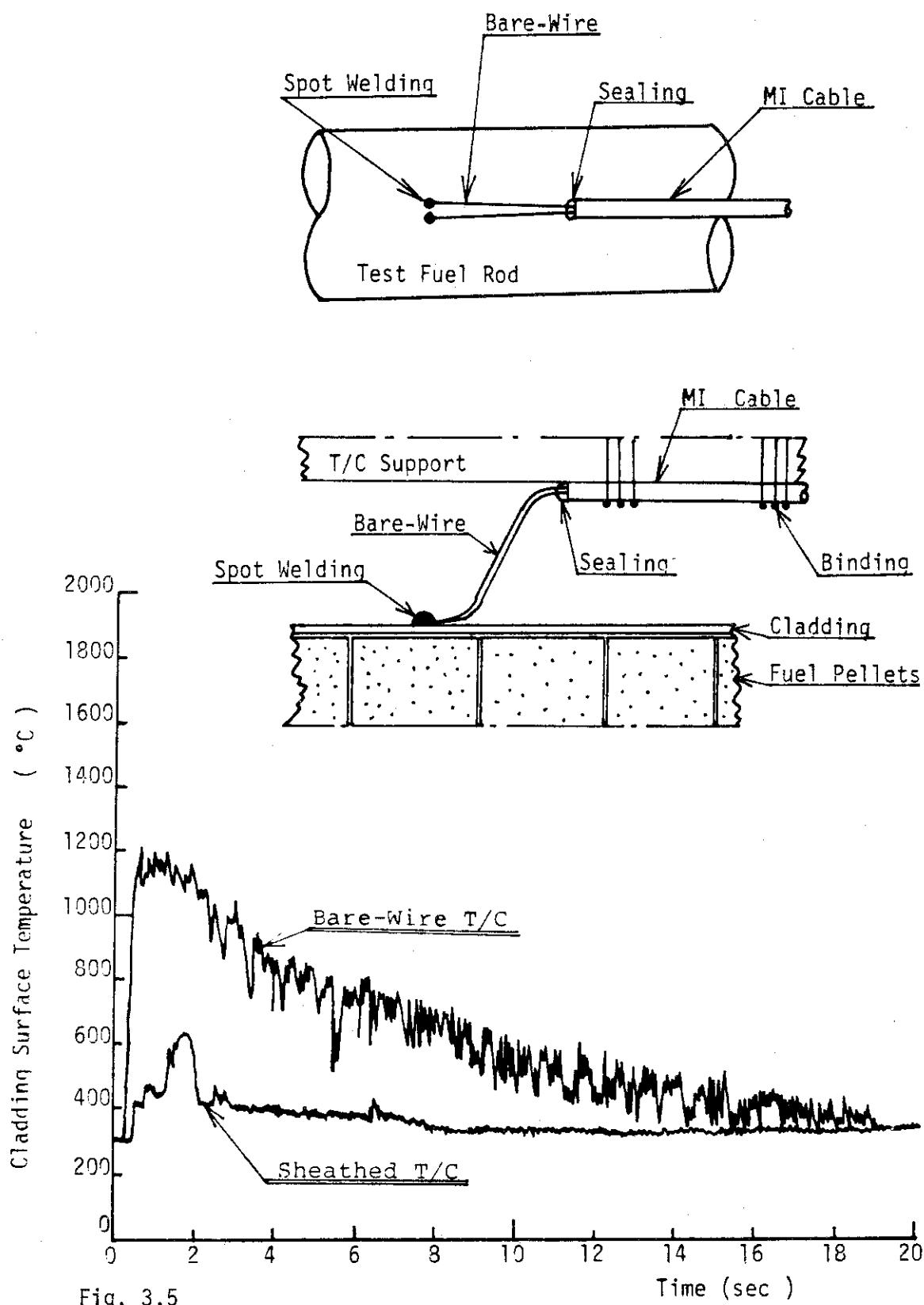


Fig. 3.5

Bare-wire Thermocouple and the Measured Temperature Histoties
in High Pressure Capsule Test (Test No.1111-5)

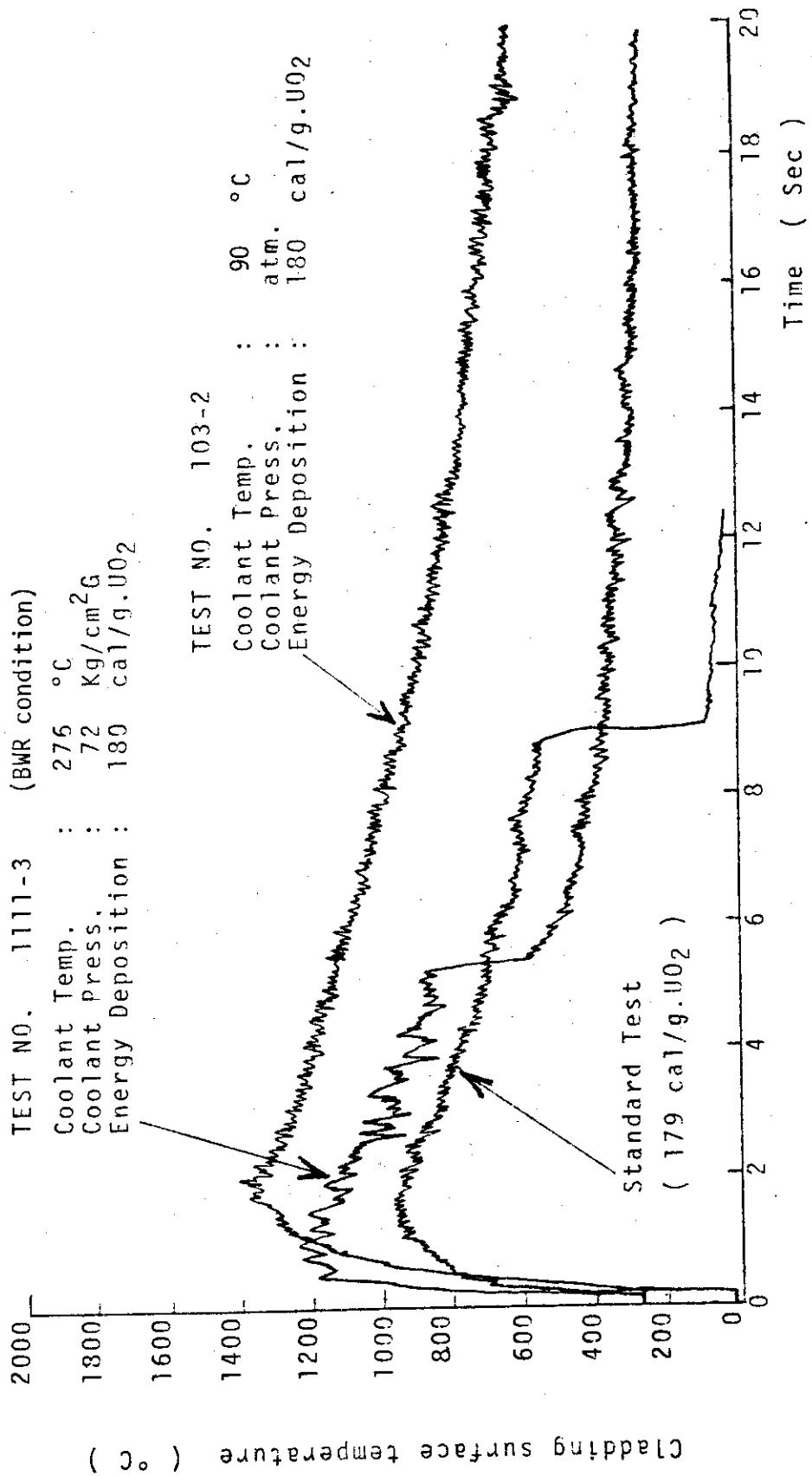


Fig. 3.6 Transient histories of cladding surface temperature

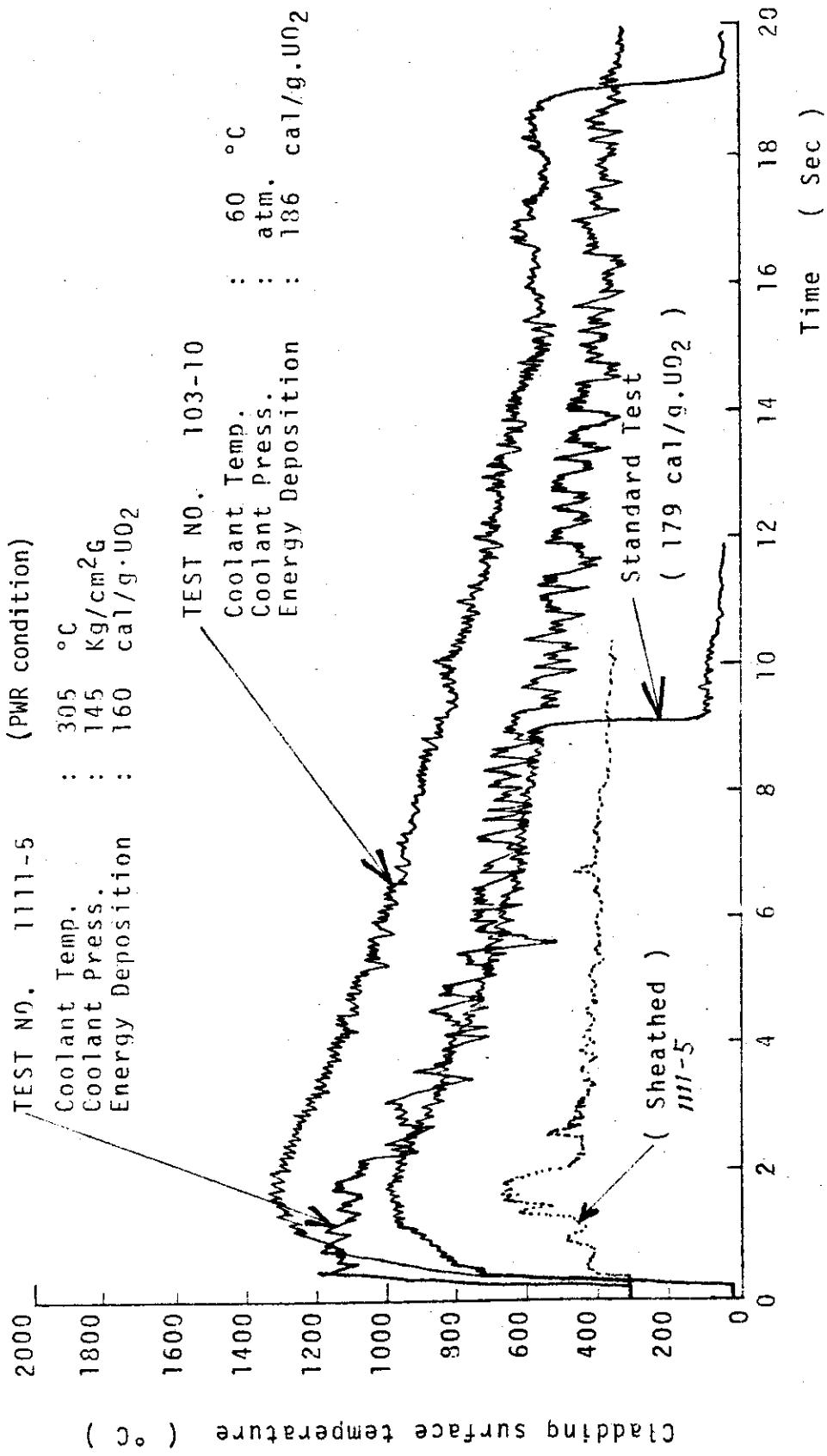


Fig. 3.7 Transient histories of cladding surface temperature

4. 水ループ試験

(岩田耕司, 菊地孝行, 藤城俊夫, 小林晋昇, 広瀬誠)

(1) 概要

水ループ試験は、装置上の理由から2段階に分けて実験を進めるよう計画された。第1段階は、低温・低圧ループにより行われる実験シリーズであり、冷却材の流速、温度、圧力をパラメータとするパラメータ実験である。ただし、ループの性能上、冷却材の温度、圧力の可変範囲が狭いため、流速が主なパラメータとなる。次に、第2段階においては、高温・高圧ループを用いてBWR, PWR等の冷却材流動条件を模擬した実験を行う。

低温・低圧ループは、昭和54年3月に完成し、10月に官庁からの使用許可が下りた後、第1回実験は11月に実施された。この実験において、試験部の反応度価値、トランジエント棒反応度価値および原子炉運転時の実験エリアにおける放射線線量を測定した。

(2) 実験装置

低温・低圧ループは、Fig. 4.1 に示すように、一次循環系とその他の系統から成り、一次循環系は、循環ポンプ、加熱タンク、加圧タンクおよび試験部等から成る。試験部は、Fig. 4.2 に示すように、大気圧水カプセルと同形状である。試験燃料は流路を構成するためのシェラウドで囲まれ、最高5本まで組込むことが可能である。本ループは、試験部において最高 180°C , 15 kg/cm^2 , 390 l/min の冷却材条件を作り出すことができる。

(3) 実験方法

濃縮度10%の試験燃料をFig. 4.2 に示すような位置に配置し、その周囲に4本のダミー燃料棒を配置した。加圧タンク圧力を 5 kg/cm^2 (この時、試験部圧力は約 10 kg/cm^2) に窒素ガスで加圧した後、冷却水の循環、加熱を開始した。昇温過程において、炉出力30, 50, 100, 300, 1,000W時に実験孔上部および炉プール周辺の放射線線量率を測定した。ループ冷却材条件が 100°C , 5 kg/cm^2 (加圧タンク圧力), 210 l/min に到達した後、トランジエント棒の反応度価値を測定した。この後、投入反応度 ± 1.8 のパルス照射を行なった。また、この時、放射線線量率を測定した。照射後、試験燃料のγ線強度を測定し、燃料の発熱量の評価をした。

(4) 実験結果

(i) 原子炉運転時の実験エリア放射線線量率

a. 定出力運転時

Fig. 4.3 に測定点、Table 2.3.1 および Fig. 4.4 に実験孔開口部およびホールドダウンブリッジにおける測定結果を示す。

b. パルス運転時

パルス運転による各測定点における積算線量を Table 4.2 に示す。

(ii) 試験部およびトランジエント棒の反応度価値

Table 4.3 に測定結果を示す。測定結果は、許認可上の制限値を満足している。

(iii) 燃料の発熱量

燃料中心位置 2 直角方向について γ 線強度を測定した結果、\$ 1.8 パルス照射によって試験燃料に与えられた発熱量は $131 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であった。この時の原子炉の積分出力は $28.9 \text{ MW} \cdot \text{s}$ であるから、パルス出力 $1 \text{ MW} \cdot \text{s}$ 当りの発熱量は $4.53 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2 / \text{MW} \cdot \text{s}$ となる。これにより、本ループの目標最高実験条件である $600 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ までの照射実験が 20% 濃縮度燃料を用いることにより可能であることが確認された。

Table 4.1 Dose Rate at Steady State Power Operation

Measuring Position	Quality	Reactor Power (W)					
		3 0	5 0	1 0 0	3 0 0	1,0 0 0	
P 0.1	γ (mr em/h)	0.5	0.7	1.5	5.0	25.0	
	N(mr em/h)	0.3	0.4	1.0	2.0	6.0	
	n_{th} (n/cm ² ·s)	(~10)	(~10)	(~15)	(100)	(350)	
	Total(mr em/h)	0.8	1.1	2.5	7.0	31.0	
P 0.2	γ (mr em/h)	0.1	0.2	—	0.5	5.0	
	N(mr em/h)	< 0.1	0.1	—	1.5	6.0	
	n_{th} (n/cm ² ·s)	(~10)	(~10)	—	—	—	
	Total(mr em/h)	0.1	0.3	—	2.0	11.0	
P 0.4	γ (mr em/h)	—	—	—	—	0.6	
P 0.5	γ (mr em/h)	—	—	—	—	0.04	
P 0.7	γ (mr em/h)	—	—	—	—	0.2	
P 0.8	γ (mr em/h)	—	—	—	—	0.05	
P 0.9	γ (mr em/h)	—	—	—	—	0.03	

Table 4.2 Dose Equivalent at \$1.8\$ Pulse Power Operation

Measuring Position	Dose Equivalent (mr em)			
	γ	β	n_{th}	n_f
P 0.1	232	×	×	370~1540
P 0.2	×	×	×	×
P 0.3	×	×	×	×
P 0.4	×	×	×	×
P 0.5	×	×	×	×
P 0.6	×	×	×	×

 $\times : < 20 \text{ mr em}$

Table 4.3 Reactivity Worth

Item	Coolant Condition at Test Section	Reactivity Worth (\$)
Loop Test Section	20 °C, 5 kg/cm ² · g	2.1
	100 °C, 10 kg/cm ² · g 210 ℥/min (4 m/s)	1.9
Transient Rods	TA	1.3 *
	TB	1.25 *
	TC	2.3 *

* measurement with reactivity meter

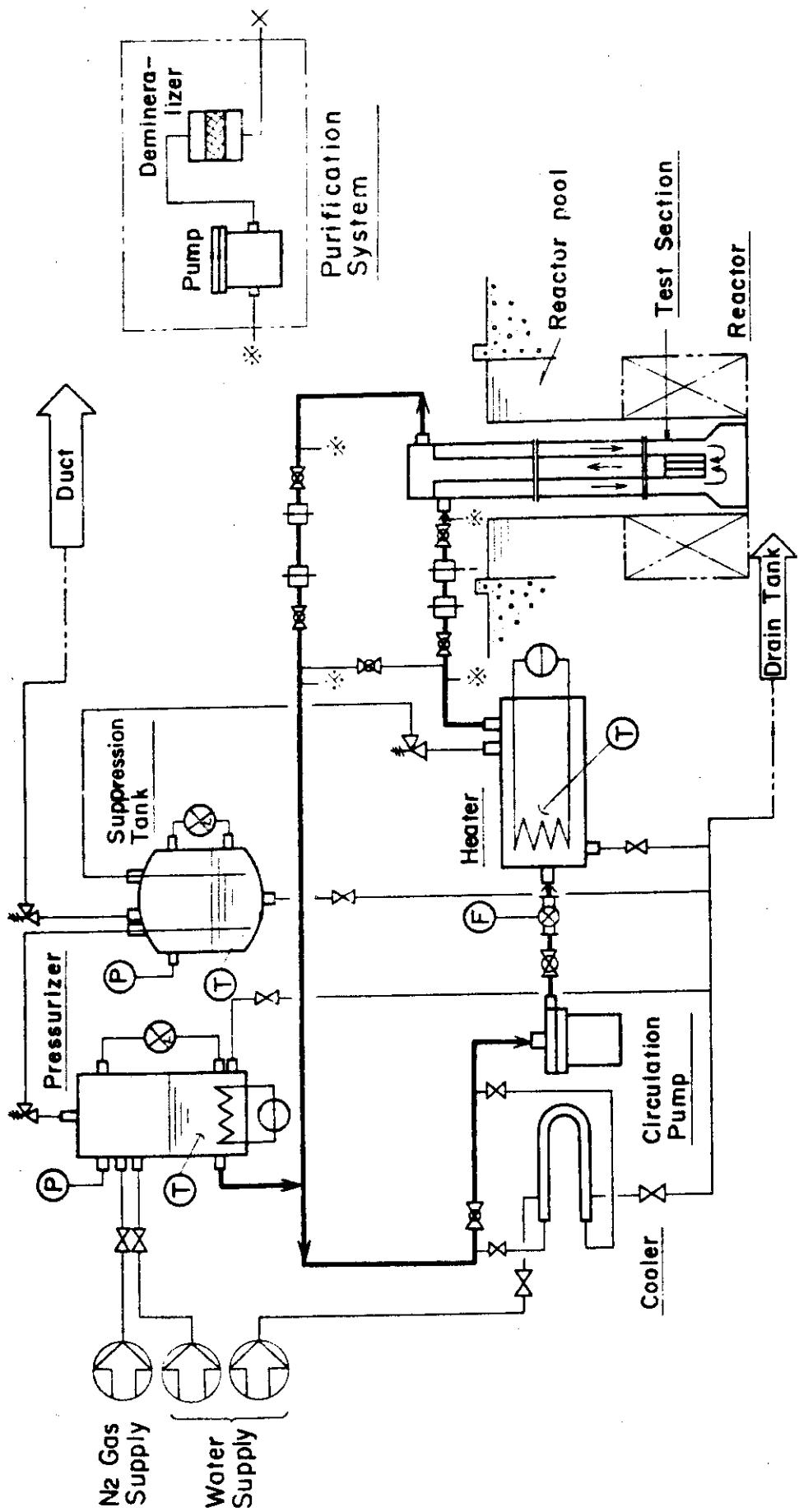


Fig. 4.1 Schematic Diagram of LP, LT Loop

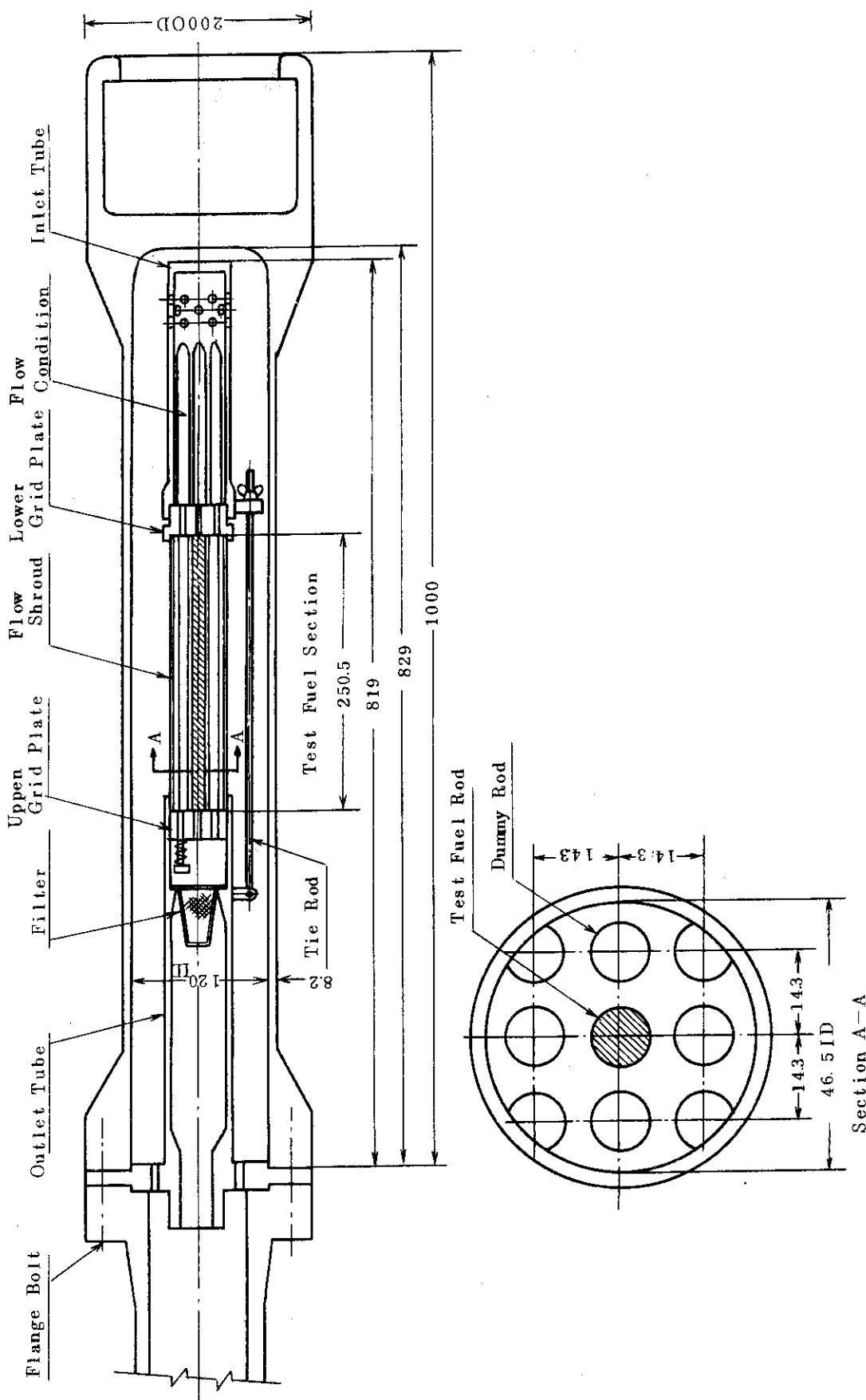


Fig. 4.2 Schematic Diagram of Waer Loop Test Section

Reactor Building 1st Floor

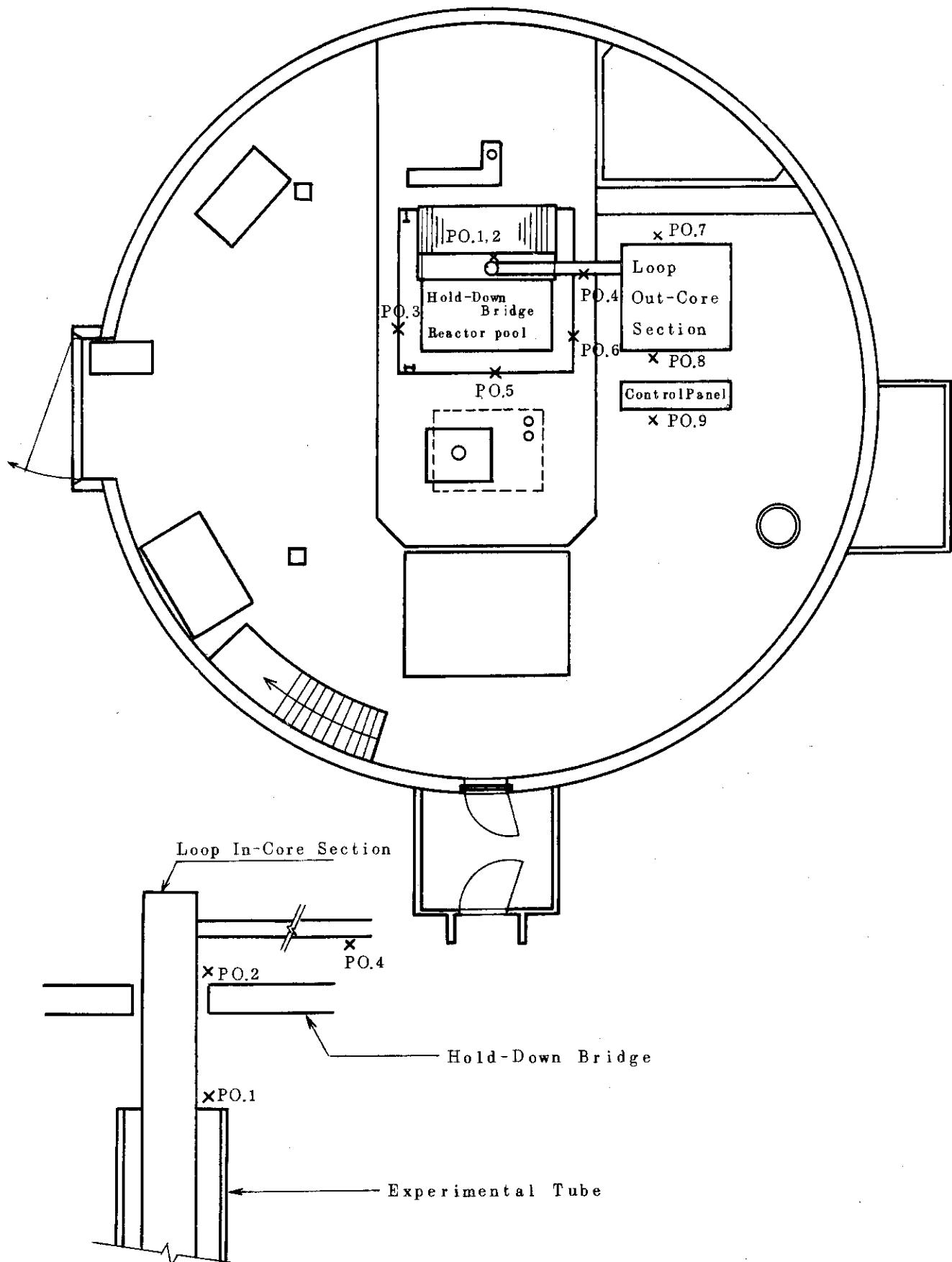


Fig. 4.3 Dose Rate Measuring Position

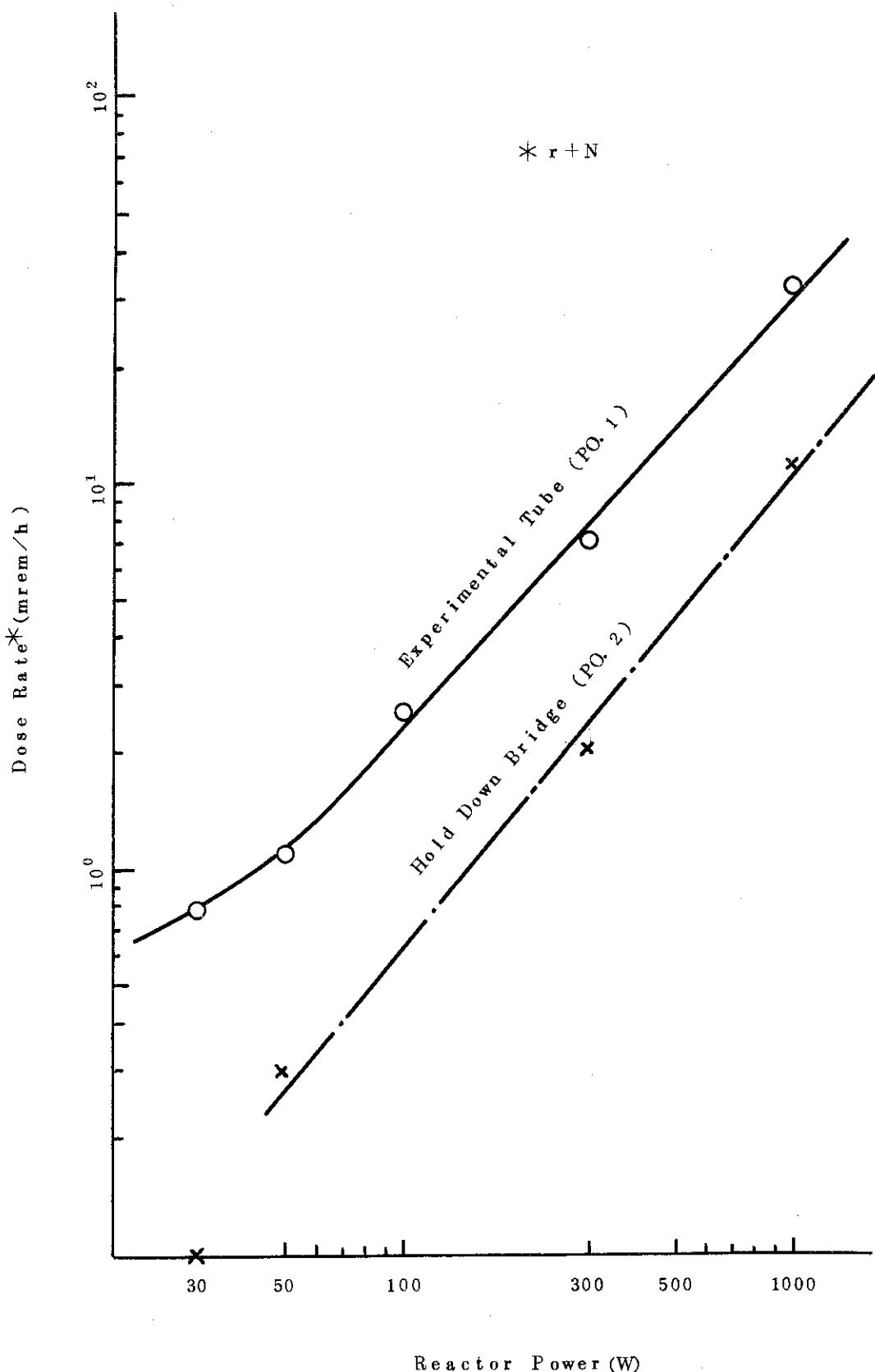


Fig. 4.4 Dose Rate at Steady State Power Operation
in Two Positions

5 今後の実験計画

前期から開始した高温高圧カプセル実験は、予定通り進んでおり、今期からは新たに、水ループ実験を開始した。したがって、次期以降においては、高温高圧カプセルおよび水ループを用いた実験を中心として、大気圧カプセルを用いたパラメータ実験をこれらと並行して実験していく予定である。

高温高圧カプセル実験では、BWRおよびPWR条件下での燃料の破損挙動および破損しきい値について調べ、水ループ実験では、破損しきい値以下の発熱量条件での燃料温度挙動について調べる予定である。

大気圧カプセル実験では、燃料パラメータ実験として加圧燃料実験、ギャップガスパラメータ実験および脆化被覆材燃料実験を引き続き実施する。冷却材パラメータ実験としては、強制対流実験を続行する。燃料棒支持効果試験として、実炉で使用されているスペーサーグリッドを用いてこれによる拘束が燃料挙動に及ぼす影響を調べる実験を実施する。欠陥燃料実験として、前期に引き続き両端低濃縮度浸水燃料の破損しきい値を求める実験および擦過腐食燃料実験を行うと共に、浸水燃料のギャップ部圧力を測定する実験を行う。その他、機械的エネルギーを測定する実験、ペレット熱膨脹による被覆管の過渡的変形挙動を調べる実験および燃料の破損伝播を調べる実験等を実施する予定である。

参 考 文 献

A プログレス・レポート等

- A - 1 石川, 富井監修 : NSRR 実験プログレス・レポート・1 (1975年10月～1976年3月)”, JAERI-M 6635 (1976)
- A - 2 石川, 富井監修 : NSRR 実験プログレス・レポート・2 (1976年4月～1976年6月)”, JAERI-M 6790 (1976)
- A - 3 反応度安全研究室, 他 : “ NSRR 実験プログレス・レポート・3 (1976年7月～1976年12月)”, JAERI-M 7051 (1977)
- A - 4 反応度安全研究室, 他 : “ NSRR 実験プログレス・レポート・4 (1977年1月～1977年6月)”, JAERI-M 7304 (1977)
- A - 5 反応度安全研究室, 他 : “ NSRR 実験プログレス・レポート・5 (1977年7月～1977年12月)”, JAERI-M 7554 (1978)
- A - 6 反応度安全研究室, 他 : “ NSRR 実験プログレス・レポート・6 (1978年1月～1978年6月)”, JAERI-M 7977 (1978)
- A - 7 反応度安全研究室, 他 : “ 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6月)”, JAERI-M 8779 (1980)
- その他, NSRR 実験結果速報 (1) ~ (4)

B 実験結果に関するトピカル・レポート, 学会誌, 國際会議提出論文等

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

International Atomic Energy Agency, Vienna (1977)

- B - 6 M.Ishikawa, et al.: "NSRR Experiments on LWR Fuel Behavior Under Reactivity Initiated Accident Conditions", Proceedings of Topical Meeting on Thermal Reactivity, CONF- 770708, Sun Valley, Idaho (1977)
- B - 7 塩沢周策 : " NSRR 実験における標準燃料の振舞いに関する一考察" , JAERI-M 7267 (1977)
- B - 8 石川迪夫, 他 : " NSRR 実験報告, (I) 軽水炉燃料の常温・常圧下での破損実験" , 日本原子力学会誌, vol. 19. No. 7 (1977)
- B - 9 石川迪夫, 他 : " NSRR 実験報告, (II) 軽水燃料の常温・常圧下での破損実験" , 日本原子力学会誌, vol. 20 No. 10 (1978)
- B - 10 大西信秋, 他 : " NSRR 実験における試験燃料の発熱量の評価" , JAERI-M 7539 (1978)
- B - 11 星 蔦雄, 他 : " NSRR 実験における燃料中心温度測定" , JAERI-M 7796 (1978)
- B - 12 星 蔦雄, 他 : " 反応度事故条件下における未照射燃料の破損挙動" , 日本原子力学会誌, vol. 20, No. 9 (1978)
- B - 13 S.Kobayashi, et al. : Experiment Results of Some Cluster Tests in NSRR, Journal of Nuclear Science and Technology Vol. 15, No. 6 (1978)
- B - 14 M.Nozawa, et al. : " Fast Reactor Fuel Test Program in the NSRR ", For Presentation at NRC/RSR-Japan FBR Safety Research and Development Meeting, in Tokyo, Japan (1978)
- B - 15 S.Suguri, et al. : " Results of In-pile Experiments in the NSRR on Reactivity Initiated Accidents" , 6th PNS-Kolloquium at Karlsruhe, KfK- 2770 (1978)
- B - 16 大西信秋, 他 : " 反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼす発熱分布の影響" , JAERI-M 7990, (1978)
- B - 17 T.Fujishiro, et al. : " Light Water Reactor Fuel Respons During Reactivity Initiated Accident Experiments" , NUREG/CR- 0269 TREE- 1237, (1978)
- B - 18 斎藤伸三, 他 : " 反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼす初期ギャップ幅の影響(1)" , JAERI-M 8087 (1979)
- B - 19 吉村富雄, 他 : " NSRR 実験における損耗被覆管燃料実験結果" , JAERI-M 8152 (1979)
- B - 20 塩沢周策, 他 : " NSRR 実験におけるジルカロイ被覆管の酸化量に関する評価" , JAERI-M 8187 (1979)
- B - 21 柳原 敏, 他 : " NSRR 実験におけるジルカロイ被覆管の円周方向の酸化膜厚さに基づく温度分布の評価" , JAERI-M 8200 (1979)
- B - 22 T.Fujishiro, et al. : " A Study on Pressure Generation Caused by Actual

Fuel Failure in the NSRR Experiment", Fourth CSNI Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interaction in Nuclear Reactor Safety, Bournemouth, UK (1979)

- B - 23 M.Ishikawa, et al.: " A Study on Fuel Failure Mechanism for Unirradiated Fuel Rods under a Reactivity Initiated Accident Condition", International Colloquim on Irradiation Tests for Reactor Safety Programme, Petten, Netherland (1979)
- B - 24 M.Ishikawa : " JAERI RIA Test Results ",Fourth German-Japan-US Fuel Specialist Meeting, Idaho Falls, USA (1979)
- B - 25 塩沢周策, 他 : " NSRR 実験における UO₂ - ジルカロイ反応", JAERI-M 8267(1979)
- B - 26 M. Mori, et al. : " Study on the Transient Cooling Process of a Fuel Rod in a Reactivity Initiated Accident", J. of Nuclear Science and Technology, to be published.
- B - 27 M. Ishikawa, et al. : " Recent Results From the NSRR Experiments", Seventh Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, USA (1979)
- B - 28 斎藤伸三, 他 : " サブクール水中におけるクエンチング現象と熱伝達", JAERI-M 8570 (1979)
- B - 29 斎藤伸三, 他 : " 冷間加工および完全焼鈍被覆材の燃料破損挙動に及ぼす影響", JAERI-M 8586 (1979)
- B - 30 落合政昭, 他 : " 反応度事故条件下における燃料挙動に及ぼすラン・アウト出力の影響" JAERI-M 8285 (1979)

C 計算コード, 解析結果等

- C - 1 石川迪夫, 他 : " 軽水動力炉の動特性解析 (核熱水力結合動特性解析コード EUREKA による解析) ", JAERI - 1201 (1971)
- C - 2 石川迪夫, 他 : " 軽水動力炉の反応度事故時に現われる減速材温度効果 " 日本原子力学会誌, vol. 13, No. 6 (1971)
- C - 3 石川迪夫, 他 : " 即発性減速材加熱 (PMH) 効果がもたらすフィードバック挙動 " , 日本原子力学会誌, vol. 13, No. 6 (1971)
- C - 4 石川迪夫, 他 : " 暴走出力により誘起される即発性減速材加熱 (PMH) 効果 " , JAERI - 1214, (1971)
- C - 5 M. Ishikawa, et al.: " EUREKA: A Computer Code for Uranium-Oxide Fueled, Water Cooled Reactor Kinetics Analysis ", JAERI - 1235, (1974)
- C - 6 大西信秋 : " 重みつき残差法を用いた有限要素非定常 2 次元熱伝導計算コード (HEATRN-FEM) ", JAERI-M 6665 (1976)

- C - 7 S.Saito : " Evaluation of Effects of Finite Mixing Time and Non-Condensable Gas on Fuel Sodium Interactions ", Journal of Nuclear Science and Technology, 14 [6] (1977)
- C - 8 稲辺輝雄, 他 : " 準静的多次元空間位存炉心動特性解析コード EUREKA-SPACE ", JAERI-M 7183 (1977)
- C - 9 S.Saito : " EXCURS-A Computing Programme for Analysis of Transient Behavior in a Sodium Cooled Fast Reactor ", JAERI-M 7280 (1977)
- C - 10 藤城俊夫 : " 燃料破損にともなう破壊力発生挙動の解析コード : PULSE - 2 ", JAERI-M 7583 (1978)
- C - 11 N.Ohnishi : " Analysis on Fuel Rod Behavior during RIA with the Code System NSR - 77 ", Fourth German - Japan - US Fuel Specialist Meeting, Idaho Falls, USA (1979)
- C - 12 N.Ohnishi : " NSR - 77, A Best Estimate Computer Program for Transient Fuel Behavior Analysis ", Fourth Garman - Japan - US Fuel Specialist Meeting, Idaho Falls, USA (1979)
- C - 13 大西信秋 : " 軽水動力炉の事故時の燃料挙動解析コード MCDRAN - 1 "
- JAERI-M 8634 (1979)

D NSRR 堆特性, 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 堆心燃料の機械的および熱的健全性確認試験 ", JAERI-M 6021 (1975)
- D - 6 藤城俊夫, 他 : " 溶融金属の水中落下実験 (溶融金属, 水相互作用における金属の微粒子化発生条件) ", JAERI-M 6281 (1975)
- D - 7 NSRR 管理室, 反応度安全研究室 : " NSRR 臨界および特性試験報告 ", JAERI-M 6791 (1976)
- D - 8 S.Saito, et al. : " Measurement and Evaluation on Pulsing Characteristics and Experimental Capability ", Journal of Nuclear Science and Technology, vol. 14, No. 3 (1977)
- D - 9 山崎 利, 他 : " NSRR 大気圧カプセルおよび実験計装の現状 ", JAERI-M 7105 (1977)

- D - 10 S .Saito, et al. : " An Optical Approach for the Observation of Nuclear Fuel Failure Phenomenon in a Water Environment ",
Proceedings of the 13 th International Congress on High Speed Photography and Photonics , Tokyo (1978)
- D - 11 NSRR研究委員会実験計装開発専門部会 : " 放射線による燃料移動測定の現状 " ,
JAERI-M 7683 (1978)
- D - 12 柳原 敏, 他 : " カロリメトリ法によるNSRR 試験燃料の発熱量の較正 " ,
JAERI-M 8457 (1979)
- D - 13 斎藤伸三, 他 : " NSRR 実験孔内中性子束および γ 線量率の評価 " ,
JAERI-M 8474 (1979)
- D - 14 小林晋昇, 他 : " NSRR 高温高圧水カプセルの試作開発 " , JAERI-M 8274
(1979)

E NSRR 計画, 解説等

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

付録A NSRR炉の概要

(1) NSRR の構成

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

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

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

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

(2) 炉心構成

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

U-ZrH燃料は、炉心に大きな正の反応度を印加しても、速かに炉出力の上昇を抑える強い即発性の負の温度係数(約 $-9.3 \times 10^{-5} \Delta k/k^{\circ}\text{C}$)を有する。これは、燃料中に減速材(ZrH)が均一に混合しており、減速材の温度上昇が燃料温度の上昇と同時に起こって、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た炉心を構成する。炉心内の燃料本数は149本であり、炉心は約\$8.5の余剰反応度を有する。また、炉心内には安全棒2本、調整棒6本(いずれも燃料フォロア型制御棒)の制御棒のほかに、パルス出力発生のために用いるトランジェント棒3本がある。トランジェント棒はB₄Cの中性子吸収体に空気フォロアのついた制御棒で、3本のトランジェント棒のうち2本は、圧縮空気によ

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

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

(3) パルス特性

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

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

(4) 実験能力

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

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

Table A-1 Characteristics of NSRR

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

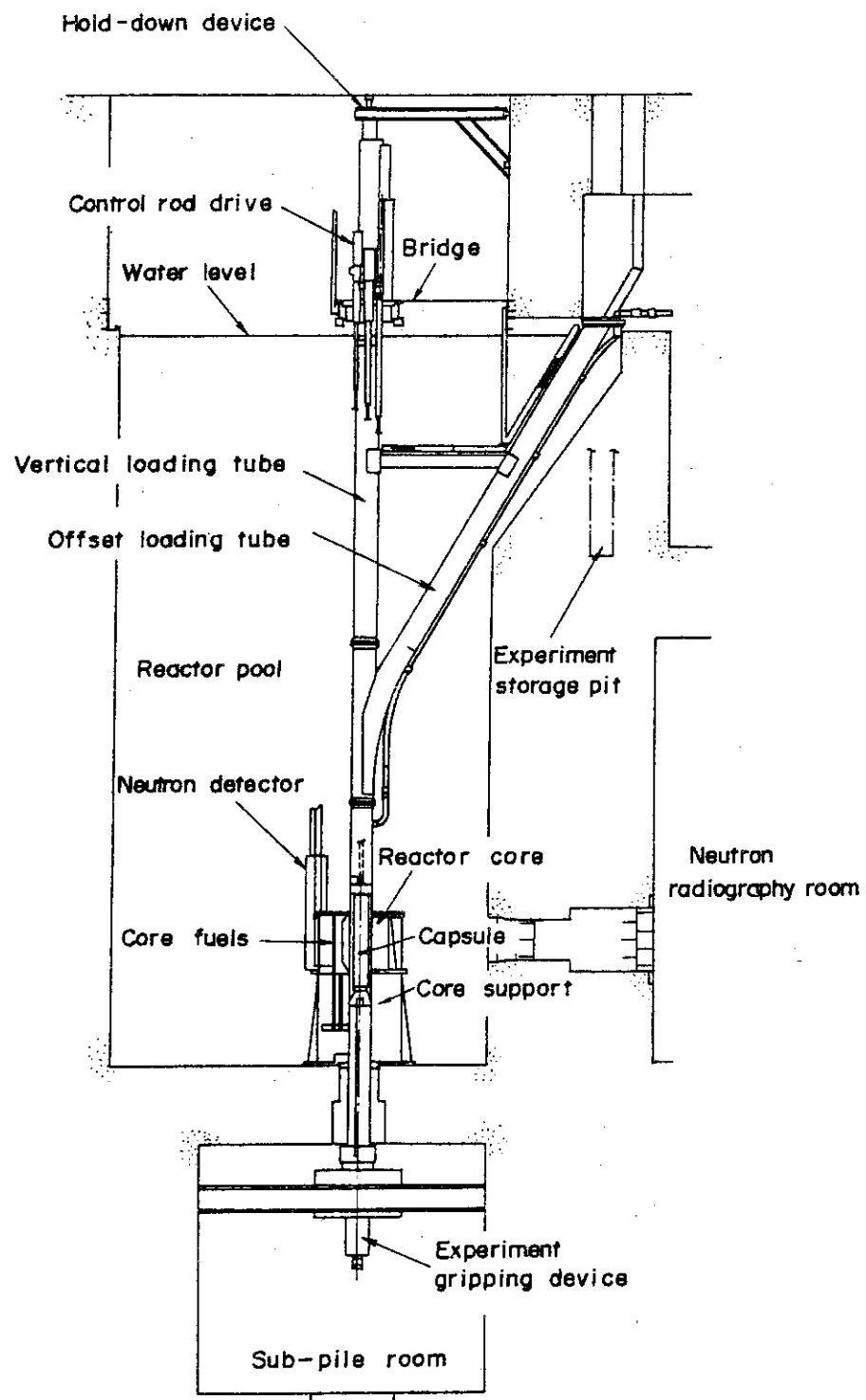


Fig. A-1 General Arrangement of NSRR

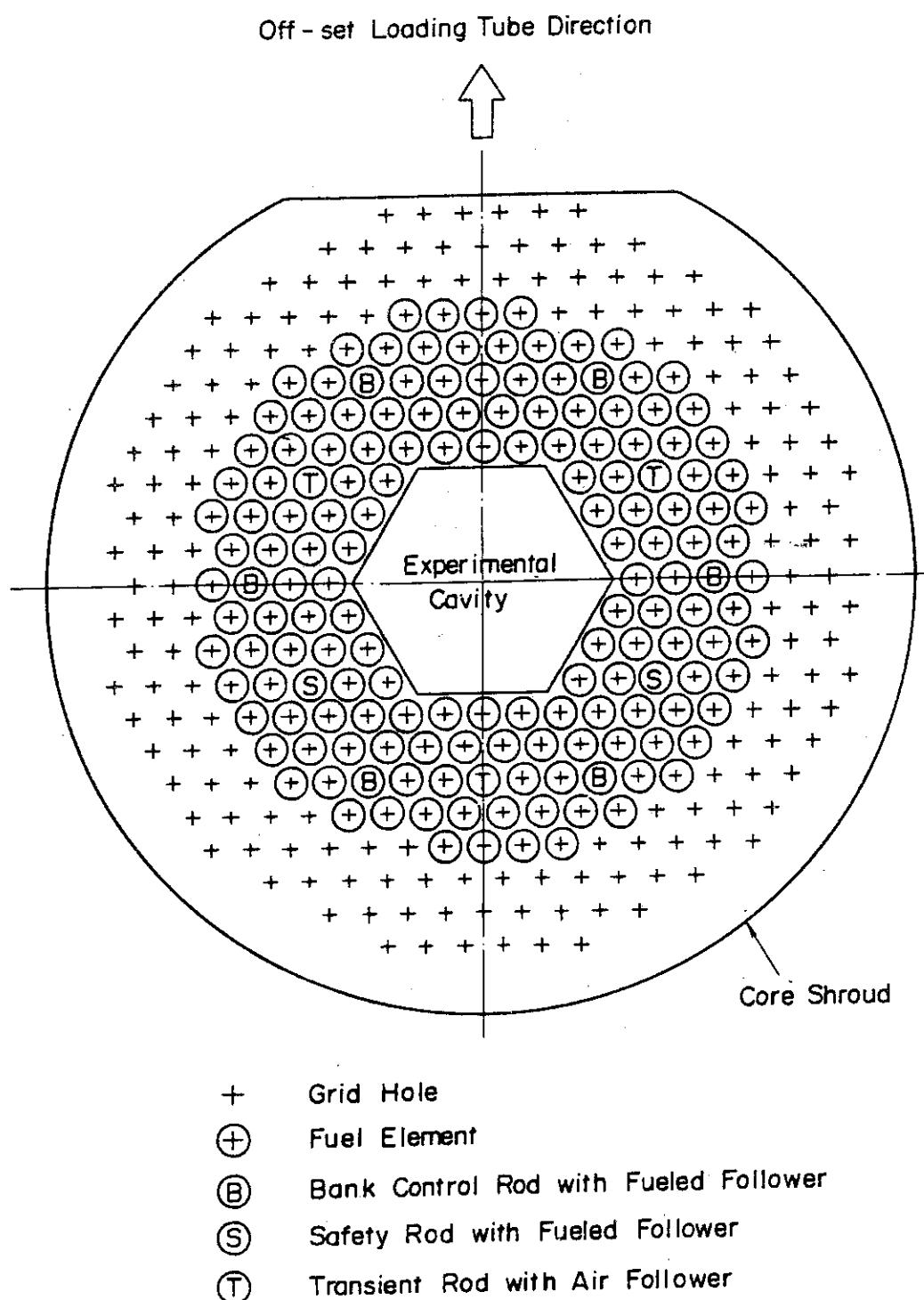


Fig. A-2 Operational Core Configuration

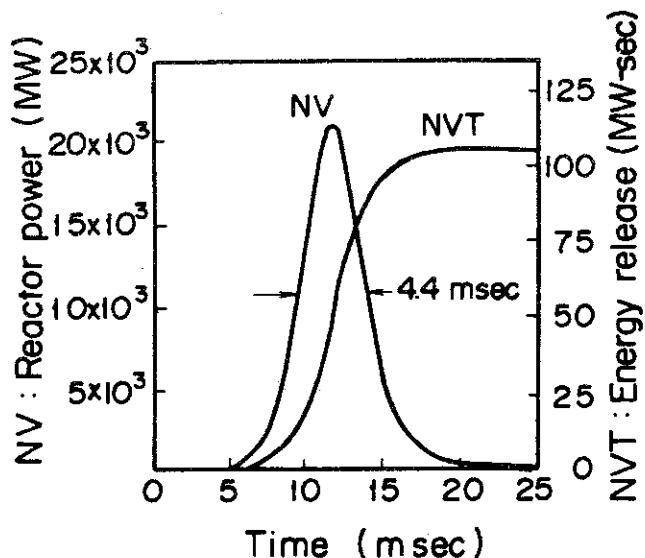


Fig. A-3 Reactor Power and Core Energy Release given by \$4.67 Pulse

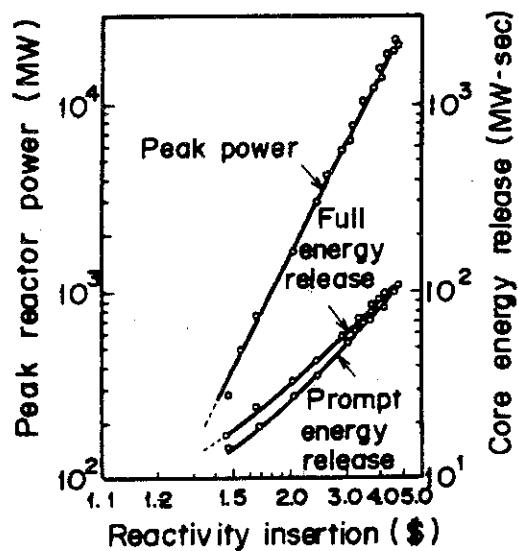


Fig. A-4 Peak Reactor Power and Core Energy Release Versus Reactivity Insertion

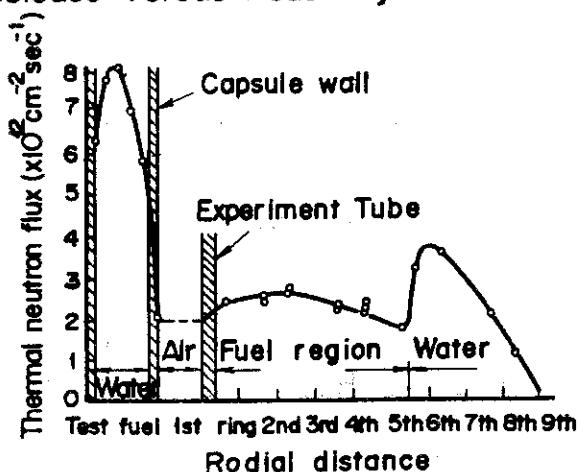


Fig. A-5 Radial Thermal Neutron Flux Distribution in the Core and Capsule

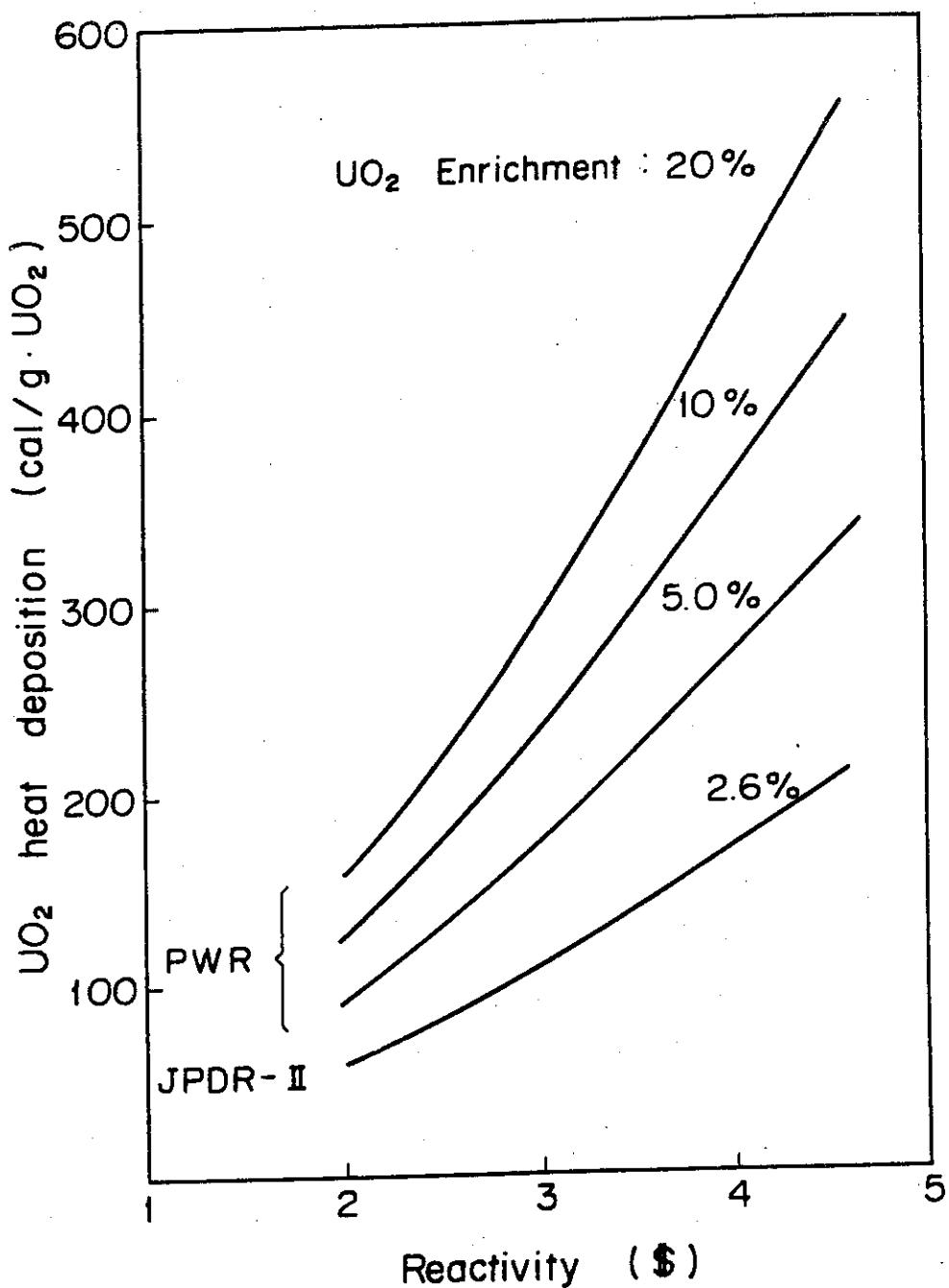


Fig. A-6 Heat Deposition in a LWR Size Test Fuel Rod Contained in a Capsule with Water as a Function of Inserted Reactivity in Pulsing Operation

付録 B 大気圧力カプセル、高温高圧カプセル、水ループおよび標準試験燃料

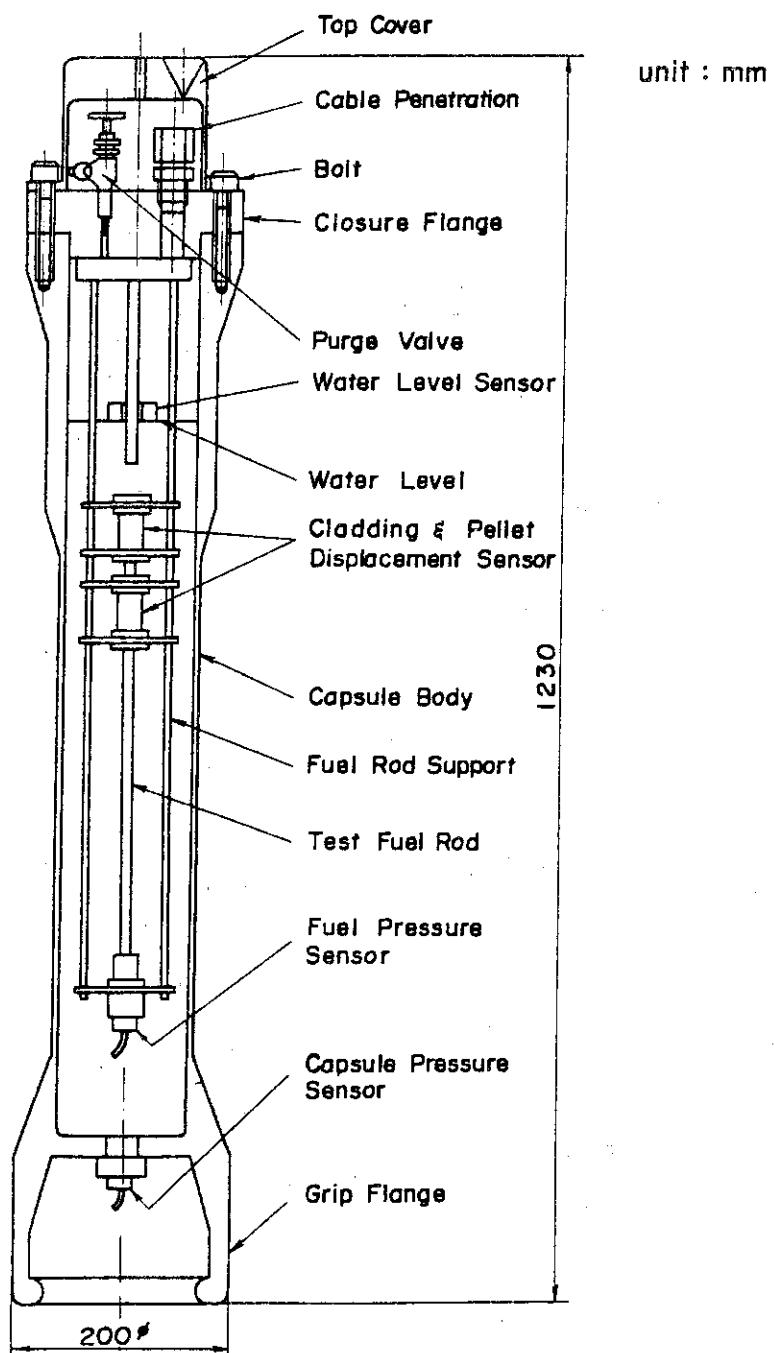


Fig. B-1 Standard Water Capsule

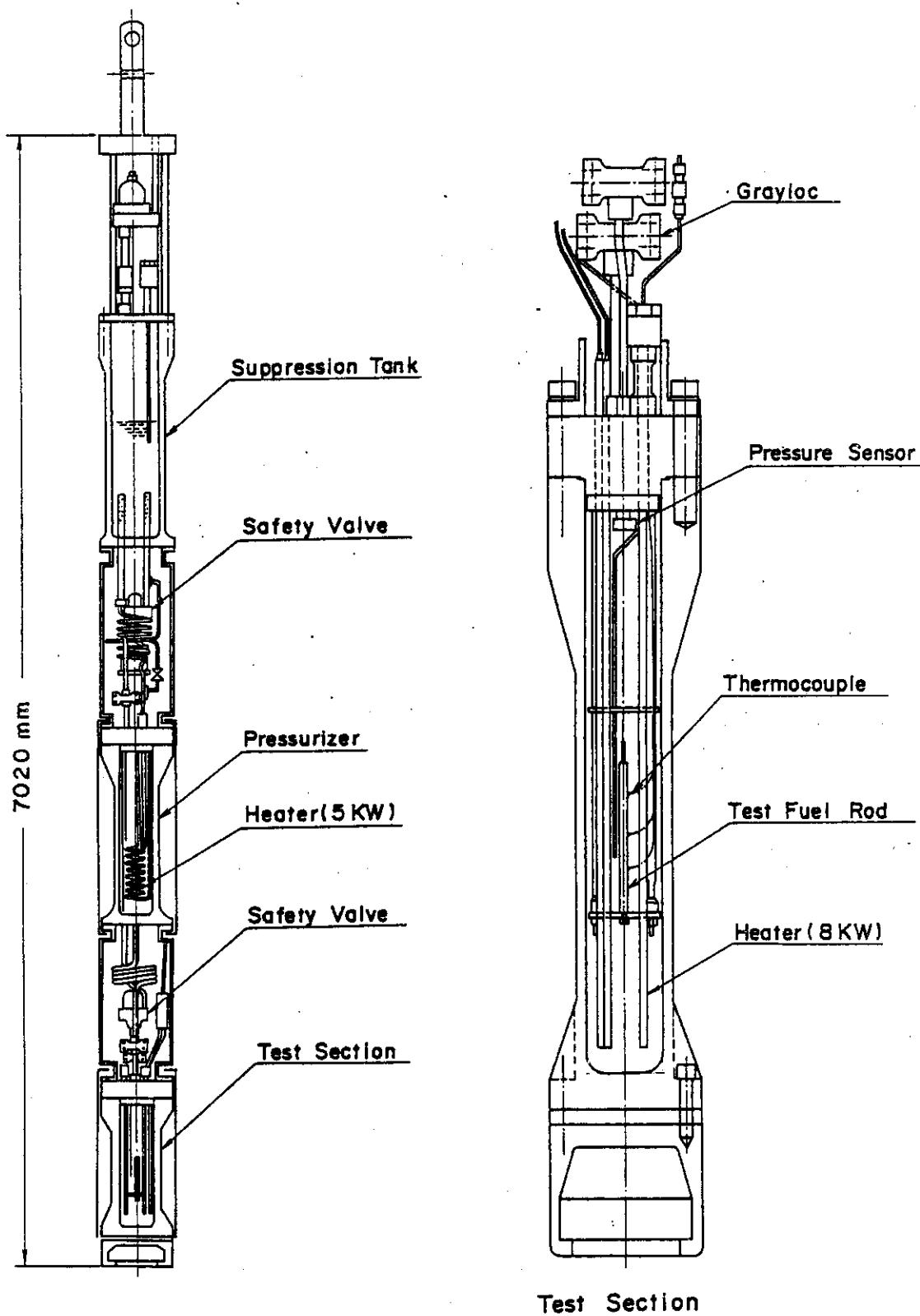


Fig. B-2 Schematic of high pressure capsule

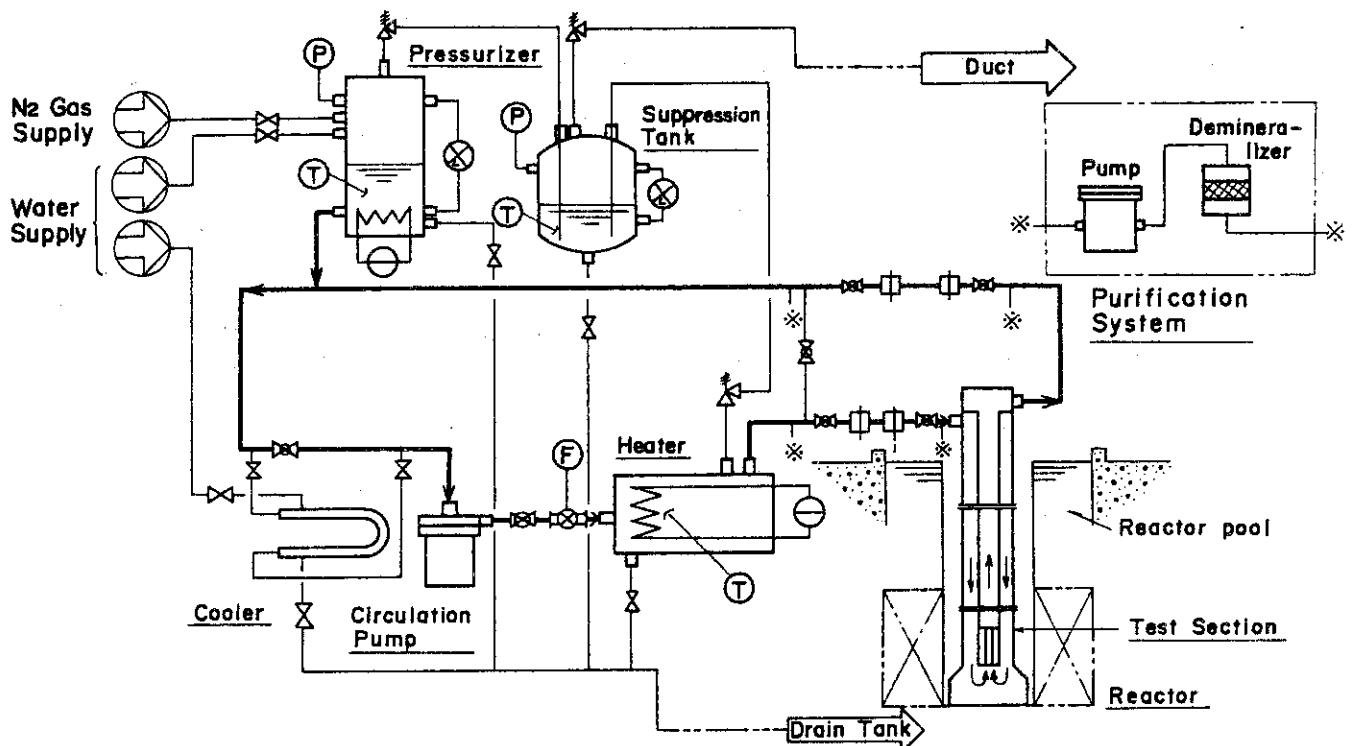


Fig. B-3 LP LT Loop

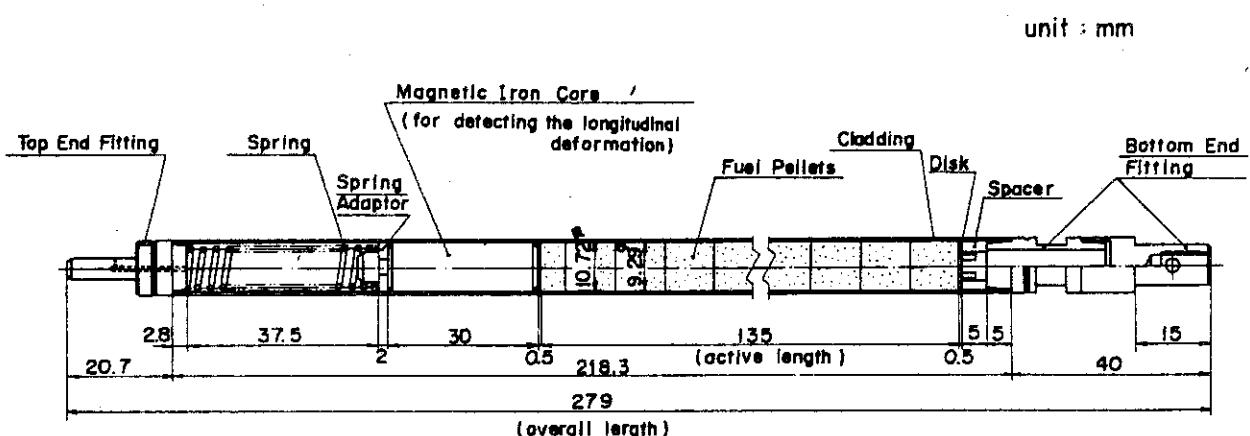


Fig. B-4 Standard Type Test Fuel

付録 C N S R R 実験概要一覧

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

Table C Summary of the NSRR experiments

(Oct. , '75-Dec. , '79)

Test #	Pulse #	Energy deposition (cal/g•UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
103-1	441	267	2.16	Standard	1.00	S		○
103-2	455	180	3.36	Standard	1.00	S	○	
103-3	467	219	2.72	Standard	1.00	S		
103-4	482	364	1.48	Standard	1.00	S	○	
103-5	532	239	2.26	Standard	1.00	S	○	
103-6	704	230	2.31	Standard	1.00	S	○	
103-7	727	205	2.61	Standard	1.00	S	○	
103-15	759	215	1.73	Standard	5.0	S		
103-16	784	234	1.54	Standard	5.0	S	○	
103-21	736	206	3.33	Standard	2.00	S	○	
103-22	748	192	3.78	Standard	2.00	S		
103-9	573	246	2.10	Standard	1.00	S	○	
103-10	587	186	3.15	Standard	1.00	S		
103-11-1	624	179	3.20	Standard	1.00	S		
103-11-2	625	178	3.20	Standard	1.00	S		
103-11-3	626	175	3.20	Standard	1.00	S		
103-11-4	627	174	3.20	Standard	1.00	S		
103-11-5	628	173	3.20	Standard	1.00	S		
103-11-6	629	170	3.53	Standard	1.00	S		
103-12-1	650	229	2.19	Standard	1.00	S		
103-12-2	651	232	2.19	Standard	1.00	S		
103-12-3	652	232	2.19	Standard	1.00	S		
103-12-4	653	232	2.31	Standard	1.00	S		
103-12-5	654	260	2.19	Standard	1.00	S		
103-12-6	655	230	2.03	Standard	1.00	S	○	
103-14	520	175	2.33	Standard	5.0	S		
103-20	679	178	4.04	Standard	2.00	S		
104-1	831	112	613	Short-sized	1.00	S		
104-2	848	376	1.34	Short-sized	1.00	S	○	
104-3	861	380	1.34	Short-sized	1.00	S	○	
104-4*	893	299	1.69	Short-sized	1.00	S	○	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test #	Pulse #	Energy deposition (cal/g•UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
111-1	123	44	9.14	JP-II	2.6	S		
111-2	126	112	2.29	JP-II	2.6	S		
111-3	127	181	3.29	Standard	10.0	S		
111-4	135	244	2.41	Standard	10.0	S		
111-5	136	270	1.91	Standard	10.0	S	O	
111-6	140	333	1.61	Standard	10.0	S	O	
111-7	175	376	1.43	Standard	10.0	S	O	
111-8	268	433	1.32	Standard	10.0	S	O	
111-9	236	158	1.59	JP-II	2.6	S		
111-10	237	204	1.23	JP-II	2.6	S		
111-11	299	179	2.23	Standard	10.0	S		
111-13	340	140	4.48	Standard	10.0	S		
111-14	362	161	3.82	Standard	10.0	S		
111-16	351	221	2.77	Standard	10.0	S		
111-17	363	229	2.57	Standard	10.0	S	O	
111-18	547	485	1.39	Standard	2.00	S	O	
111-19	553	526	1.28	Standard	2.00	S	O	
111-20	671	402	1.28	Standard	10.0	S	O	
111-20B	681	388	1.28	Standard	10.0	S	O	
111-21	675	441	1.15	Standard	10.0	S		
111-22	708	170	2.31	Standard	10.0	S		
111-23*	880	393	1.34	Short-sized	10.0	S	O	
113-1	303	245	2.22	Standard	10.0	S	O	
113-2	304	264	2.06	Standard	10.0	S	O	
113-3	305	481 (*1)	1.41	Standard	10.0	S		
115-1	439	214	2.81	Standard	10.0	S		
115-2	440	210	2.77	Standard	10.0	S		
115-3	450	240	2.42	Standard	10.0	S	O	
115-4	503	262	2.05	Standard	10.0	S	O	
115-5	514	239	2.42	Standard	10.0	S		
115-6	527	342	1.56	Standard	10.0	S	O	
115-7	521	221	2.66	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test #	Pulse #	Energy deposition (cal/g•UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
115-8	614	1.97	2.89	Standard	10.0	S	○	
115-9	631	1.57	3.62	Standard	10.0	S	○	
115-10	594	1.53	3.82	Standard	10.0	S	○	
115-11	669	2.14	2.44	Standard	10.0	S		
115-12	678	2.48	2.03	Standard	10.0	S		
115-22*	889	3.42	1.56	Standard	10.0	S	○	
115-23*	894	3.31	1.56	Standard	10.0	S	○	
115-24*	900	2.49	2.13	Standard	10.0	S		
115-25*	903	3.43	1.56	Standard	10.0	S	○	
115-26*	929	3.66	1.43	Standard	10.0	S	○	
115-27*	924	3.66	1.43	Standard	10.0	S	○	
115-28*	940	2.93	1.72	Standard	10.0	S	○	
115-29*	942	3.38	1.56	Standard	10.0	S	○	
200-1-1	182	3.9	2.863	Standard	10.0	S		
200-1-2	183	2.41	2.36	Standard	10.0	S		
200-2-1	179	1.16	5.96	Standard	10.0	S	○	
200-2-2	180	2.71	2.04	Standard	10.0	S		
200-3	148	1.76	3.33	Standard	10.0	S		
200-4	181	2.33	2.36	Standard	10.0	S		
200-5	189	2.64	2.09	Standard	10.0	S	○	
200-5B	246	2.67	2.03	Standard	10.0	S	○	
200-6	187	2.71	2.00	Standard	10.0	S	○	
200-6B	247	2.76	1.95	Standard	10.0	S	○	
200-7	191	2.95	1.83	Standard	10.0	S	○	
201-1	243	2.44+3.9	2.25	Standard	10.0	S		
201-2	390	1.40	4.96	Standard	10.0	S		
201-3	438	1.71	4.96	Standard	10.0	S		
202-1	298	2.50	2.19	Standard	10.0	S		
202-2	300	2.54	2.21	Standard	10.0	S		
202-3	341	2.52	2.30	Standard	10.0	S	○	
202-4	353	2.52	2.32	Standard	10.0	S	○	
202-4B	397	2.54	2.42	Standard	10.0	S		
203-1	316	3.24	1.72	Standard	10.0	S	○	
203-2	318	3.36	1.67	Standard	10.0	S	○	
203-3	320	3.67	1.56	Standard	10.0	S	○	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle failure	Fuel failure	Loss of structural integrity
203-4	341	380	1.50	Standard	10.0	S	O	O
203-5	367	241	1.62	Standard	10.0	S	O	O
205-1-1	533	36	20.62	Standard	10.0	S		
205-1-2	534	36	20.62	Standard	10.0	S		
205-1-3	535	70	10.98	Standard	10.0	S		
205-1-4	536	148	4.00	Standard	10.0	S		
205-1-5	537	209	2.77	Standard	10.0	S		
205-1-6	538	231	2.52	Standard	10.0	S	O	O
205-2-1	558	151	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-2	559	154	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-3	560	155	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-4	561	234	2.31	Standard	10.0	S		
205-5-1	601	147	4.00	Standard	10.0	S		
205-5-2	602	177	3.25	Standard	10.0	S		
205-5-3	603	208	2.77	Standard	10.0	S		
205-5-4	604	228	2.44	Standard	10.0	S		
205-5-5	605	242	2.19	Standard	10.0	S		
206-1-1	566	36	20.62	Standard	10.0	S		
206-1-2	567	34	20.62	Standard	10.0	S		
206-1-3	568	66	10.98	Standard	10.0	S		
206-1-4	569	157	4.00	Standard	10.0	S		
206-1-5	570	216	2.77	Standard	10.0	S		
206-1-6	571	247	2.31	Standard	10.0	S		
206-2-1	597	157	4.00	Standard	10.0	S		
206-2-2	598	160	4.00	Standard	10.0	S		
206-2-3	599	160	4.00	Standard	10.0	S		
206-2-4	600	238	2.31	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g•UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
206-3	677	322	1.57	Standard	10.0	S		O
206-4-1	685	149	4.08	Wide-Gap	10.0	S		
206-4-2	686	240	2.31	Wide-Gap	10.0	S		
206-4-3	687	286	1.81	Wide-Gap	10.0	S		
206-5-1	635	146	3.78	Standard	10.0	S		
206-5-2	636	178	3.08	Standard	10.0	S		
206-5-3	637	219	2.52	Standard	10.0	S		
206-5-4	638	235	2.19	Standard	10.0	S		
206-5-5	639	259	2.08	Standard	10.0	S		
206-6-1	699	-	3.96	Dummy	-	S		
206-6-2	700	-	2.19	Dummy	-	S		
206-6-3	701	-	1.60	Dummy	-	S		
206-7-1	711	148	3.96	Standard	10.0	S		
206-7-2	712	233	2.19	Standard	10.0	S		
206-8-1	732	71	10.98	Standard	10.0	S		
206-8-2	733	178	3.25	Standard	10.0	S		
206-8-3	734	230	2.44	Standard	10.0	S		O
206-9-1	760	150	4.00	Standard	10.0	S		
206-9-2	761	150	4.00	Standard	10.0	S		
206-9-3	762	150	4.00	Standard	10.0	S		
206-9-4	763	241	2.31	Standard	10.0	S		
206-10-1	768	240	2.31	Standard	10.0	S		
206-10-2	769	150	4.00	Standard	10.0	S		
206-10-3	770	284	1.91	Standard	10.0	S		O
206-11-1	779	147	4.00	JP-II (clad.)	10.0	S		
206-11-2	780	150	4.00	JP-II (clad.)	10.0	S		
206-11-3	781	239	2.31	JP-II (clad.)	10.0	S		
206-11-4	782	287	1.78	JP-II (clad.)	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test #	Pulse #	Energy deposition (eV/g•UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
206-12-1	798	146	4.00	Standard	5.0 , 10.0	S		
206-12-2	799	146	4.00	Standard	5.0 , 10.0	S		
206-12-3	800	150	4.00	Standard	5.0 , 10.0	S		
206-12-4	801	238	2.31	Standard	5.0 , 10.0	S		
206-13-1	853	37	20.62	Standard	1.00	S		
206-13-2	854	74	9.07	Standard	1.00	S		
206-13-3	855	111	6.04	Standard	1.00	S		
206-13-4	856	158	3.78	Standard	1.00	S		
206-13-5	857	241	2.25	Standard	1.00	S		
206-31*	914	204	2.83	Standard	1.00	S		
206-32*	941	257	2.08	Standard	1.00	S		
207-1	(* 2)	0.1	-	Standard	5.0 , 10.0	S		
207-2	507	263	2.02	Standard	5.0 , 10.0	S		
207-3	523	282	1.87	Standard	5.0 , 10.0	S		
207-4	574	274	1.87	Standard	1.00	S		
207-5	592	210	2.77	Standard	1.00	S		
209-1	238	177	3.38	Standard	1.00	S		
209-2	239	179	3.38	Standard	1.00	S		
209-3	240	179	3.38	Standard	1.00	S		
209-4	241	180	3.38	Standard	1.00	S		
209-5	242	183	3.38	Standard	1.00	S		
209-2-1	407	183	3.41	Standard	1.00	S		
209-2-2	408	178	341	Standard	1.00	S		
209-2-3	465	180	341	Standard	1.00	S		
209-2-4	524	176	328	Standard	1.00	S		
209-2-5	668	180	3.20	Standard	1.00	S		
209-2-6	738	180	326	Standard	1.00	S		
209-2-7*	911	173	3.41	Standard	1.00	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test #	Pulse #	Energy deposition (cal/g•UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Singlet/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
212-1	529	107 (*3)	5.79	SUS	1.00	S		
212-2	548	207	2.47	SUS	1.00	S		
212-3	577	269	1.73	SUS	1.00	S	O	
212-4	585	388	1.22	SUS	1.00	S	O	
212-5	557	240	1.98	SUS	1.00	S	O	
212-6	621	236	2.08	SUS	1.00	S		
212-7	705	157	3.33	SUS	1.00	S		
212-8	750	457	1.13	SUS	1.00	S	O	
212-51	829	90	27.01	SUS	1.00	S		
212-52*	882	254	4.43	SUS	1.00	S		
212-53*	906	277	3.93	SUS	1.00	S		
214-1	859	240	2.31	Oxidized	1.00	S	O	
214-2	862	259	2.31	Oxidized	1.00	S	O	
214-2b*	891	239	2.31	Oxidized	1.00	S	O	
214-3*	899	235	2.31	Oxidized	1.00	S	O	
214-4*	905	188	2.91	Oxidized	1.00	S		
216-1	646	200	2.68	Thin-Wall	1.00	S		
216-2	582	255	2.00	Thin-Wall	1.00	S	O	
216-3	593	231	2.35	Thin-Wall	1.00	S	O	
216-4	630	220	2.35	Thin-Wall	1.00	S	O	
216-5	752	449	1.21	Thin-Wall	1.00	S	O	
217-1	612	185	2.73	Cold-worked	1.00	S		
217-2	730	260	2.10	Cold-worked	1.00	S	O	
217-3	778	243	22.7	Cold-worked	1.00	S		
218-1	682	262	2.02	Full-annealed	1.00	S		
218-2	728	240	2.30	Full-annealed	1.00	S	O	
218-3	755	237	2.27	Full-annealed	1.00	S		
219-1	834	234	2.43	Autoclaved	1.00	S		
219-2	860	264	2.03	Autoclaved	1.00	S		
219-3*	881	271	1.98	Autoclaved	1.00	S	O	
220-1	293	53	1.344	Standard	5.0	S		
220-2	294	110	3.96	Standard	5.0	S		
220-3	295	49	6.246	Standard	2.00	S		
220-4	296	113	8.35	Standard	2.00	S		
220-5	322	66	1.598	Standard	1.00	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test #	Pulse #	Energy deposition (cal/g•UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Fuel failure	Loss of structural integrity	Test results
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle			
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	2.00	S		O	
221-5	373	189	3.89	Standard	2.00	S	O		
221-6	391	232	32.5	Standard	2.00	S	O		
222-1	396	264	1.39	Standard	5.0	S		O	
222-2	409	286	1.33	Standard	5.0	S	O		
222-3	418	276	1.36	Standard	5.0	S		O	
222-4	399	248	2.91	Standard	2.00	S	O		
222-5	410	245	3.06	Standard	2.00	S	O		
222-6	431	253	2.77	Standard	2.00	S	O		
226-1	589	208	2.77	Flat	1.00	S			
226-2	613	226	2.26	Flat	1.00	S			
226-5	583	207	2.77	Dished	1.00	S			
226-6	620	238	2.19	Dished	1.00	S	O		
226-7	690	238	2.28	Dished	1.00	S			
231-1	324	240	2.27	Pressurized	1.00	S	O		
231-2	315	249	2.27	Pressurized	1.00	S	O		
231-3	325	184	3.13	Pressurized	1.00	S	O		
231-4	339	136	4.38	Pressurized	1.00	S	O		
231-5	437	240	2.42	Pressurized	1.00	S	O		
231-6	477	227	2.37	Pressurized	1.00	S			
231-7	464	278	1.94	Pressurized	1.00	S			
231-8	443	235	2.26	Pressurized	1.00	S			
231-9	461	246	2.13	Pressurized	1.00	S			
231-10	480	250	2.03	Pressurized	1.00	S			
231-11	634	219	2.44	Pressurized	1.00	S			
231-12	415	243	2.19	Pressurized	1.00	S			
231-13	448	262	2.04	Pressurized	1.00	S	O		
231-14	579	238	2.19	Pressurized	1.00	S			
231-15	526	259	2.00	Pressurized	1.00	S	O		
231-16	419	162	3.59	Pressurized	1.00	S	O		
231-17	449	150	3.89	Pressurized	1.00	S			

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test #	Pulse #	Energy deposition (cal/g•UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
231-18	479	237	23.1	Pressurized	1.0.0	S	O	
231-19	508	177	3.28	Pressurized	1.0.0	S		
231-20	517	200	2.77	Pressurized	1.0.0	S	O	
231-21	623	270	1.98	Pressurized	1.0.0	S	O	
231-22	456	279	1.89	Pressurized	1.0.0	S		O
231-23	471	353	1.43	Pressurized	1.0.0	S	O	
231-24	515	195	2.81	Pressurized	1.0.0	S		
231-25	518	209	2.70	Pressurized	1.0.0	S	O	
231-26	522	260	1.98	Pressurized	1.0.0	S	O	
231-27	649	193	3.01	Pressurized	1.0.0	S		
231-28	695	195	2.87	Pressurized	1.0.0	S		
231-29	698	195	2.77	Pressurized	1.0.0	S		
231-30	710	204	2.66	Pressurized	1.0.0	S		
231-31*	936	195	2.97	Pressurized	1.0.0	S		
231-35	743	221	2.57	Pressurized	1.0.0	S		
231-36	765	232	2.43	Pressurized	1.0.0	S		
231-37	786	263	2.10	Pressurized	1.0.0	S		O
231-38*	939	197	2.97	Pressurized	1.0.0	S	O	
231-71	657	195	2.77	Pressurized	1.0.0	S		
231-72	676	203	2.81	Pressurized	1.0.0	S		O
231-81	672	219	2.19	Pressurized	1.0.0	S	O	
231-82	691	238	2.19	Pressurized	1.0.0	S	O	
232-1	155	181	3.46	Wide-Gap	1.0.0	S		
232-2	186	236	2.50	Wide-Gap	1.0.0	S		
232-3	188	261	2.22	Wide-Gap	1.0.0	S		
232-4	184	274	2.00	Wide-Gap	1.0.0	S	O	
232-5	194	326	1.68	Wide-Gap	1.0.0	S		O
232-6	195	294	1.83	Wide-Gap	1.0.0	S	O	
232-7	329	218	2.60	Wide-Gap	1.0.0	S		
232-8	364	198	2.93	Wide-Gap	1.0.0	S		
232-11	741	140	4.48	Narrow-Gap	1.0.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test #	Pulse #	Energy deposition (caL/g · UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Fuel failure	Loss of structural integrity	Test result
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle			
232-12	581	1.12	5.96	Narrow-Gap	10.0	S			
232-14	619	2.37	2.13	Narrow-Gap	10.0	S			
232-15	572	2.57	2.03	Narrow-Gap	10.0	S	O		
232-16	551	219(*4)	2.13	Narrow-Gap	10.0	S			
232-17-1	607	1.71	3.41	Narrow-Gap	10.0	S			
232-17-2	673	1.80	4.16	Narrow-Gap	10.0	S			
232-17-3	696	1.71	3.20	Narrow-Gap	10.0	S			
232-17-4*	895	1.70	3.41	Narrow-Gap	10.0	S			
232-21	746	1.71	3.41	Integral-Gap	10.0	S			
232-22	766	1.35	4.48	Integral-Gap	10.0	S			
233-1	327	1.80	3.41	Standard	10.0	S	O		
233-2	328	2.71	2.08	Standard	10.0	S			
233-3	378	1.80	3.41	Standard	10.0	S	O		
233-4	352	2.47	2.31	Standard	10.0	S	O		
233-5	379	2.51	2.31	Standard	10.0	S	O		
233-6	385	2.11	2.52	Standard	10.0	S			
233-7	404	2.37	2.31	Standard	10.0	S	O		
233-8	412	2.39	2.33	Standard	10.0	S	O		
233-9	446	2.34	2.40	Standard	10.0	S	O		
233-10	356	3.71	1.45	Standard	10.0	S	O		
233-11	357	4.21	1.35	Standard	10.0	S	O		
233-11A	366	3.91	1.34	Standard	10.0	S	O		
233-12	460	2.66	2.03	Standard	10.0	S	O		
233-13	473	4.10	1.44	Standard	10.0	S	O		
233-14	504	2.37	2.40	Standard	10.0	S	O		
233-15	516	1.84	3.15	Standard	10.0	S			
233-16	530	2.43	2.19	Standard	10.0	S	O		
233-17	552	2.54	2.01	Standard	10.0	S	O		
233-18	575	4.87	1.40	Standard	2.00	S	O		
233-19	622	2.38	2.13	Standard	10.0	S	O		
233-20	731	2.40	2.19	Standard	10.0	S			

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test #	Pulse #	Energy deposition (cal/g • UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
23 3 - 3 0 - 1	7 0 6	1 8 5	2.97	Standard	1 0 . 0	S		
23 3 - 3 0 - 2	7 0 7	1 8 5	2.97	Standard	1 0 . 0	S		
23 4 - 1	(* 2)	0 1	-	Standard	1 0 . 0	S		
23 4 - 2	(* 2)	0 1	-	Standard	1 0 . 0	S		
23 4 - 3	5 1 1	2 8 8	1.87	Standard	1 0 . 0	S		O
23 4 - 4	5 2 5	2 8 0	1.87	Standard	1 0 . 0	S		O
23 4 - 5	6 5 8	2 7 2	1.89	Standard	1 0 . 0	S		O
23 4 - 6 *	7 4 5	2 6 9	1.93	Standard	1 0 . 0	S		
23 5 - 1	5 8 6	1 6 7	3.56	Standard	1 0 . 0	S		
23 5 - 2	5 9 1	2 7 4	1.83	Standard	1 0 . 0	S		O
23 5 - 3	6 4 5	2 7 3	1.85	Standard	1 0 . 0	S		
23 5 - 4	6 8 0	1 6 5	3.62	Standard	1 0 . 0	S		
23 5 - 5	6 9 4	2 7 0	1.85	Standard	1 0 . 0	S		O
23 5 - 6 *	7 2 9	2 7 5	1.99	Standard	1 0 . 0	S		
23 5 - 7 *	7 4 4	2 5 8	2.06	Standard	1 0 . 0	S		
23 5 - 8 *	7 7 2	2 6 0	1.92	Standard	1 0 . 0	S		
23 5 - 9	8 3 2	1 5 3	3.36	Standard	1 0 . 0	S		
23 5 - 1 0	8 5 2	2 3 2	2.44	Standard	1 0 . 0	S		O
23 5 - 1 1 *	8 9 0	1 7 5	3.36	Standard	1 0 . 0	S		
23 5 - 1 2 *	9 0 2	2 2 7	2.44	Standard	1 0 . 0	S		O
24 0 - 1	7 4 2	1 9 0	2.97	Standard	1 0 . 0	S		
24 0 - 2	7 4 9	2 7 0	2.00	Standard	1 0 . 0	S		
24 0 - 3	7 5 3	1 8 0	2.97	Standard	1 0 . 0	S		
24 0 - 4	7 5 8	2 6 0	2.06	Standard	1 0 . 0	S		
24 0 - 5	7 7 4	1 9 4	2.97	Standard	1 0 . 0	S		
24 0 - 6	7 8 9	2 3 0	2.31	Standard	1 0 . 0	S		
24 0 - 7	8 2 6	2 9 0	1.77	Standard	1 0 . 0	S		
24 0 - 8 *	9 0 7	3 1 0	1.69	Standard	1 0 . 0	S		O
24 0 - 9 *	9 3 7	2 9 0	1.77	Standard	1 0 . 0	S		
24 0 - 1 0 *	9 4 3	2 9 0	1.75	Standard	1 0 . 0	S		
24 1 - 1	8 3 9	1 8 3	3.20	Standard	1 0 . 0	S		
24 1 - 2	8 6 2	1 8 0	2.91	Standard	1 0 . 0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test #	Pulse #	Energy deposition (cal./g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel		Fuel failure	Loss of structural integrity	Test results
				Fuel type	Enrichment (%)			
311-1	197	4.4(5.5)(*5)	5.37	JP-II	2.6	B(5)		
312-1	348	1.77(1.88)(*5)	1.72	Standard	10 , 20	B(5)		
312-2	419	1.88(2.20)(*5)	1.71	Standard	10 , 20	B(5)		
312-3	451	2.25(2.40)(*5)	1.46	Standard	10 , 20	B(5)		
312-4	576	2.28	1.46	Standard	10 , 20	B(5)	○	
312-10-1	633	5.0	5.96	Standard	5 , 10	B(5)		
312-10-2	740	2.10(1.70)(*5)	1.52	Standard	5 , 10	B(5)		
312-11	797	2.50(2.15)(*5)	1.24	Standard	5 , 10	B(5)		
312-20	647	1.80(90)(*5)	2.03	Standard	5 , 20	B(5)		
312-21	756	2.25(1.45)(*5)	1.69	Standard	5 , 20	B		
313-1-1	584	-	1.263	Standard	2.00	B(4)		
320-1	648	237	2.31	Standard	1.00	S	○	
320-2-1	692	1.26	4.63	Standard	1.00	S		
320-2-2	693	2.37	2.19	Standard	1.00	S		
320-3	726	260	1.93	Standard	1.00	S		
320-4	735	2.35	2.46	Standard	1.00	S		
320-5	737	270	1.87	Standard	1.00	S		
320-6	747	304	1.70	Standard	1.00	S		
320-7	754	266	1.93	Standard	1.00	S		
320-8	836	2.36	2.33	Standard	1.00	S		
320-9*	912	253	203	Standard	1.00	S		
320-10*	928	261	203	Standard	1.00	S		
330-1	785	1.54	3.82	Standard	1.00	S		
330-2*	916	1.51	3.82	Standard	1.00	S		
330-3*	920	256	1.98	Standard	1.00	S	○	
400-1	485	1.55	6.32	Only pellet	1.00	S		
400-2	459	1.55	6.42	Only pellet	1.00	S		
400-3	674	1.57	3.78	Only pellet	1.00	S		
400-4	751	1.52	3.82	Only pellet	1.00	S	○	
400-5	783	1.50	3.82	Only pellet	5, 10, 20	S		
400-6	828	1.53	3.82	Only pellet	1.00	S	○	
401-1	159	53	5.24	JP-II	2.6	S		
401-2	160	1.06	2.32	JP-II	2.6	S		
401-3	171	1.54(1.15)	1.56	JP-II	2.6	S	○	
401-3B	52	1.50(1.42)	1.53	JP-II	2.6	S	○	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test #	Pulse #	Energy deposition (caJ/g • UO ₂)	Period (ms ec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
4 0 1 - 4	313	1.66(13.6)	3.62	Standard	1.0.0	S		O
4 0 1 - 4B	317	1.68(12.5)	3.78	Standard	1.0.0	S		O
4 0 1 - 4C	394	1.55(12.9)	3.78	Standard	1.0.0	S		O
4 0 1 - 5	319	1.31	4.90	Standard	1.0.0	S		
4 0 1 - 6	342	2.46(10.3)	2.28	Standard	1.0.0	S		O
4 0 1 - 7	549	2.91	1.85	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 1	168	47	5.58	JP-II	2.6	S		
4 0 2 - 2	169	104	2.27	JP-II	2.6	S		
4 0 2 - 3	174	154	1.56	JP-II	2.6	S		
4 0 2 - 4	343	1.65(10.9)	3.72	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 4B	615	1.60(10.5)	3.82	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 5	355	219(81)	2.32	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 5B	659	238(85)	2.19	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 6	414	131(90)	5.41	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 7	472	118	5.21	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 8	644	159(118)	3.62	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 9	667	157(96)	3.62	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 10	670	156	3.78	Standard	1.0.0	S		
4 0 2 - 11	688	153(132)	3.78	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 12	697	158(103)	3.62	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 13	709	157(131)	3.78	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 23	757	152	3.78	Standard	1.0.0	S		
4 0 2 - 24	764	152	3.78	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 25	777	152	3.62	Standard	1.0.0	S		
4 0 2 - 26	788	151	3.78	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 27	833	155	3.62	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 28	851	151	3.62	Standard	1.0.0	S		
4 0 2 - 29	864	213	2.55	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 30	858	199	2.52	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 31 *	896	155	3.96	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 32 *	901	217	2.60	Standard	1.0.0	S		
4 0 2 - 33 *	913	190	3.08	Standard	1.0.0	S		
4 0 2 - 34 *	925	210	2.77	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 36 *	886	155	3.72	Standard	1.0.0	S		O
4 0 2 - 37 *	892	157	4.04	Standard	1.0.0	S		O

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test #	Pulse #	Energy deposition (cal/Vg • UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
4.03-1	365	161(128)	3.93	Standard	10.0	S		O
4.03-2	381	247(111)	2.42	Standard	10.0	S		O
4.03-3	383	153(116)	1.44	Standard	10.0	S		O
4.04-1	400	129	3.65	Standard	10.0	S		O
4.04-2	405	243(138)	2.39	Standard	10.0	S		O
4.04-2B	481	236(134)	2.28	Standard	10.0	S		O
4.11-3	265	152(123)	1.53	JP-II	2.6	S		O
4.12-1	393	155	3.78	Standard	10.0	S		O
4.13-1	454	154(108)	3.89	Standard	10.0	S		O
4.13-2	466	158(99)	3.62	Standard	10.0	S		O
4.13-10*	927	213	2.60	Standard	10.0	S		O
4.21-3	264	152	1.53	JP-II	2.6	S		O
4.31-1	470	155(115)	3.78	Standard	10.0	S		O
4.32-1	402	160(92)	3.93	Standard	10.0	S		O
4.32-1B	457	165	3.82	Standard	10.0	S		O
4.32-2	442	233(143)	2.44	Standard	10.0	S		O
4.33-1	406	155	4.00	Standard	10.0	S		O
4.33-2	445	237(172)	2.42	Standard	10.0	S		O
4.41-1	484	161(98)	3.62	Standard	10.0	S		O
4.52-1	417	154(107)	4.00	Standard	10.0	S		O
4.62-1	550	103(*4)	3.82	Narrow-Gap	10.0	S		O
4.65-3-1	519	84	8.35	Standard	10.0	S		O
4.65-3-2	528	164	3.82	Standard	10.0	S		O
4.72-1	505	139	2.68	Standard	5.0	S		O
4.82-1	689	180(65)	3.01	SUS	10.0	S		O
4.82-2	606	165	3.82	Thin-Wall	10.0	S		O
4.82-3	578	167	3.82	Cold-worked	10.0	S		O
4.90-1-1	837	166	3.20	Standard	10.0	S		O
4.90-1-2	838	237	20.1	Standard	10.0	S		O
4.90-2*	926	189	3.08	Standard	10.0	S		O

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g•UO ₂)	Period (usec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Singlet/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
5 0 1 - 1	7 6 7	2 0 5	2.50	GE	1.0	S		
5 0 1 - 2	8 0 2	1 6 9	3.25	GE	1.0	S		
5 0 1 - 3	8 0 6	2 5 7	1.90	GE	1.0	S		
5 0 1 - 4	8 1 6	2 8 4	1.80	GE	1.0	S	O	
5 0 1 - 7	8 0 7	3 0 5	1.63	GE	1.0	S	O	
5 0 1 - 8	8 2 1	3 9 3	1.28	GE	1.0	S	O	
5 0 1 - 9	8 4 9	3 9 4	1.28	GE	1.0	S	O	
5 0 1 - 1 0 *	8 8 4	2 7 7	1.77	GE	1.0	S		
5 0 2 - 1	8 0 4	2 0 8	2.63	GE	1.0	S		
5 0 2 - 2	8 1 7	1 7 1	3.25	GE	1.0	S		
5 0 2 - 3	8 1 9	3 1 3	1.61	GE	1.0	S	O	
5 0 2 - 4	8 0 8	3 0 4	1.63	GE	1.0	S		
5 0 2 - 4 b *	9 0 9	3 0 8	1.63	GE	1.0	S	O	
5 0 2 - 5	8 2 2	3 8 6	1.28	GE	1.0	S	O	
5 0 2 - 6 *	8 8 5	2 8 7	1.80	GE	1.0	S	O	
5 0 3 - 1	8 0 5	2 0 1	2.63	GE	1.0	S		
5 0 3 - 2	8 1 8	1 6 9	3.08	GE	1.0	S		
5 0 3 - 3	8 2 3	2 8 3	1.80	GE	1.0	S	O	
5 0 3 - 3 b *	9 1 0	2 8 0	1.80	GE	1.0	S	O	
5 0 3 - 4	8 0 9	3 0 4	1.63	GE	1.0	S	O	
5 0 3 - 5	8 2 4	3 9 2	1.28	GE	1.0	S	O	
6 0 0 - 1	7 7 3	2 3 2	2.42	Cold-worked	1.0	S		
6 0 0 - 2	7 9 6	5 1 8	1.28	Standard	2.0	S	O	
7 0 0 - 1	(*) 2)	-	-	-	-	-	-	
7 0 0 - 2	8 2 5	1 4 0	3.85	Standard	2.0	S		
7 0 0 - 3 *	8 8 3	3 4 1	1.72	Standard	2.0	S	O	
7 0 0 - 4 *	9 8 3	2 5 3	2.19	Standard	2.0	S		
7 1 0 - 1	8 5 0	3 4 4	1.41	Short-sized	2.0	S		
7 1 0 - 2 *	9 1 5	(*) 6)	1.34	Short-sized	2.0	S		
9 0 0 - 1	7 7 5	(*) 6)	4.16					
9 0 0 - 2	7 7 6	(*) 6)	4.63					
9 0 0 - 3 - 1	8 4 0	(*) 6)	6.246					
9 0 0 - 3 - 2	8 4 1	(*) 6)	1.486					
9 0 0 - 3 - 3	8 4 2	(*) 6)	1.098					
9 0 0 - 3 - 4	8 4 3	(*) 6)	9.28					

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g•UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
900-3-5	844	(* 6)	3.47					
900-3-6	845	(* 6)	1.98					
900-3-7	846	(* 6)	1.95					
900-3-8	847	(* 6)	1.69					
1111-1	(* 2)	-	-	Full-annealed	10	S		
1111-2	835	10.1	4.48	Standard	10	S		
1111-3*	888	17.7	20.9	Standard	10	S		
1111-5*	908	16.0	21.4	Standard	10	S		
2111-1*	923	13.1	5.21	Standard	10	S		
HTRI-1	787	10.1	10.43	HTR	4, 8, 12, 20	S		
HTRI-2	827	217~997	1.98	HTR	4, 8, 12, 20	S	0 (only 20%)	

(*) 今期(5.4.7~5.4.12)照射したTest No.である。

(*1) 投入反応度から評価すると約400cal/g•UO₂である。

(*2) 出力較正実験

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

(*4) NVのピーカ付近で原子炉のスクリムが発生した。

(*5) 標準燃料と寸法、形状が異なるため計算により補正した値である。

(*6) SUS、アルミニカブセルの特性試験である。

付録D NSRRパルス運転記録

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

Table D Summary data of pulsing operation (1)

A	B	C * 1	D * 2	E * 4		F			G * 4		H * 4		I
				Capsule	$\Delta k/\beta$	Bank rod position	Initial Pulse	TA	TB	TC	Peak NV (MW)	NVT (MW-sec)	
865	Jul. 23	○	2.0	2.29	3.92	6.50	DN	UP	UP	1.693	3.44		
866	24	○	2.0	2.32	3.90	6.50	DN	UP	UP	1.683	3.44		
867	24	○	3.06	2.32	4.61	1.00	DN	UP	UP	6.552	6.38		
868	24	○	3.06	2.32	4.61	1.00	DN	UP	UP	6.552	6.22		
869	24	○	3.06	2.32	4.62	1.00	DN	UP	UP	6.552	6.22		
870	24	○	4.0	2.32	5.21	5.80	DN	DN	DN	1.2852	87.4		
871	24	○	4.5	2.32	5.57	4.25	DN	DN	DN	1.7640	104.2		
872	25	○	2.5	2.31	4.23	4.85	DN	UP	UP	3.427	47.0		
873	25	○	2.0	2.31	3.88	6.70	DN	UP	UP	1.507	29.4		
874	31	○	3.0	2.30	4.60	1.00	DN	UP	UP	6.636	6.22		
875	Aug 8	○	2.0	2.29	3.91	6.50	DN	UP	UP	1.714	33.6		
876	8	○	3.06	2.29	4.61	1.00	DN	UP	UP	6.636	6.22		
877	8	○	3.06	2.29	4.61	1.00	DN	UP	UP	6.703	6.22		
878	8	○	4.5	2.29	3.57	4.25	DN	DU	DU	1.7640	104.2		
879	21	○	3.06	2.30	4.61	1.00	DN	UP	UP	6.636	6.22		
880	23	○	4.1	2.30	6.47	5.25	DN	DN	DN	1.3205	88.2	1.11-23	
881	23	○	3.15	2.30	5.73	8.36	DN	DN	DN	8820	58.0	21.9-2	
882	24	○	1.93	2.31	5.09	6.00	DN	UP	UP	1.575	31.5	21.2-52	
883	24	○	3.42	2.31	6.03	6.60	DN	DN	DN	9.324	73.1	70.0-3	
884	30	○	3.35	2.31	5.88	7.50	DN	DN	DN	74.34	6.55	50.1-10	
885	30	○	3.31	2.31	5.91	7.18	DN	DN	DN	78.88	6.68	50.2-6	
886	31	○	2.09	2.31	5.18	5.45	DN	UP	UP	2041	35.3	40.2-36	
887	31	○	2.32	2.31	5.35	4.55	DN	UP	UP	2964	4.28	24.1-2	
888	Sep 6	○	2.72	2.30	5.00	2.75	DN	UP	UP	4914	50.4	1.111-3	
889	13	○	3.66	2.30	6.29	6.28	DN	DN	DN	9904	73.1	1.115-22	
890	13	○	2.24	2.30	5.16	4.87	DN	UP	UP	2646	40.3	23.5-11	
891	14	○	2.8	2.31	5.66	1.75	DN	UP	UP	5216	54.2	21.4-2B	
892	14	○	2.09	2.31	5.19	5.45	DN	UP	UP	2066	35.3	40.2-37	
893	20	○	3.46	2.31	5.76	6.90	DN	DN	DN	8820	70.6	10.4-4	
894	20	○	3.66	2.31	6.17	6.28	DN	DN	DN	9.878	75.6	1.115-23	
895	21	○	2.22	2.31	5.24	4.95	DN	UP	UP	2540	39.1	232-17-4	

Table D Summary data of pulsing operation (2)

Pulse #	A	B	C* ₁	D* ₂	E* ₄	F				G* ₄	H* ₄	I	
						Capsule	Initial	Pulse	Transient rod position				
896	Sep.	21	○		2.0 9	2 3 1	5 1 8	5 4 5	D N	U P	2 0 7 1	3 5.3	402-31
897		25	○		3 1 3	2 3 1	4 6 2	1 0 0	D N	U P	6 7 0 3	6 2.2	
898		26	○		3 1 3	2 3 2	4 6 0	1 0 0	D N	U P	6 6 3 6	6 2.2	
899		27	○		2 8	2 3 2	5 6 5	1 7 5	D N	U P	5 1 4 0	5 4.2	214-3
900		27	○		2 9 5	2 3 2	5 6 8	9 0 1	D N	D U	5 5 4 4	5 5.4	115-24
901		28	○		2 5	2 3 1	5 4 8	3 7 0	D N	U P	3 8 5 6	4 9.8 (#1)	402-32
902		28	○		2 7 0	2 3 1	5 4 8	2 5 0	D N	U P	4 8 3 8	5 0.5	235-12
903	Oct.	3	○		3 6 6	2 3 1	6 1 6	6 2 8	D N	D N	9 5 7 6	8 0.2 (#1)	115-25
904		4	○		3 1 3	2 3 2	4 6 1	1 0 0	D N	U P	6 3 0 0	6 2.2	
905		4	○		2 3 5	2 3 2	5 3 7	4 4 0	D N	U P	2 9 4 8	4 4.1	214-4
906		5	○		2 0 6	2 3 1	5 1 8	5 5 5	D N	U P	1 8 8 0	3 4.0	212-53
907		5	○		3 4 3	2 3 1	5 9 8	7 0 5	D N	D N	7 5 6 0	6 8.0	240-8
908		12	○		2 7 2	2 3 1	4 9 4	2 7 5	D N	U P	4 7 4 8	5 0.4	1111-5
909		19	○		3 5 5	2 3 1	6 0 2	6 6 5	D N	D N	8 5 6 8	7 0.6	502-4B
910		25	○		3 3 1	2 3 1	5 9 1	7 1 8	D N	D N	7 3 3 3	6 3.0	503-3B
911		25	○		2 2 2	2 3 1	5 2 5	4 9 5	D N	U P	2 4 1 2	3 7.8	209-2-7
912		26	○		3 0 5	2 3 1	5 7 1	1 0 0	U P	D N	5 7 9 6	5 5.4	320-9
913		26	○		2 3 5	2 3 1	5 3 6	4 4 0	D N	U P	3 1 7 5	4 2.8	402-33
914	Nov.	1	○		2 4 7	2 3 0	5 4 3	3 8 6	D N	U P	3 5 9 1	4 5.4	206-31
915		1	○		4 1 0	2 3 0	6 5 8	5 2 5	D N	D N	1 3 1 0 4	8 8.2	710-2
916		2	○		2 0 9	2 3 1	5 1 3	5 4 5	D N	U P	2 0 1 9	3 1.5	330-2
917		5	○		3 1 3	2 3 0	4 5 8	1 0 0	D N	U P	6 1 3 2	6 2.2	
918		5	○		3 1 3	2 3 0	4 5 8	1 0 0	D N	U P	6 0 8 2	6 2.2	
919		5	○		3 1 3	2 3 0	4 5 8	1 0 0	D N	U P	6 0 9 8	6 2.2	
920		6	○		3 1	2 3 1	5 6 9	8 6 0	D N	D N	5 4 1 8	5 6.7	330-3
921		7	○		3 1 3	2 3 0	4 6 0	1 0 0	D N	U P	6 3 0 0	6 0.5	101-6
922		7	○		2 2 2	2 3 0	4 0 0	5 9 0	D N	U P	2 1 6 7	3 4.4	2111-1
923		15	○		1 8	2 3 0	4 8 6	6 5 0	D N	U P	1 1 8 2	2 9.0	
924		29	○		3 9	2 2 9	6 3 4	5 6 6	D N	U P	1 1 7 9 4	8 3.2	115-27
925		29	○		2 5	2 2 9	5 4 8	3 7 0	D N	U P	3 8 9 3	4 6.6	402-34
926		30	○		2 3 5	2 2 9	5 1 7	4 4 0	D N	U P	3 1 7 5	4 2.8	490-2

Table D Summary data of pulsing operation (3)

Pulse #	A	B	C*1	D*2	$\Delta k/\beta$	(S)	E*4			F			G*4	H*4	I
							Yes	No	Initial	Pulse	T A	T B	T C	Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW-sec)
927		Nov. 30	○	2.5	2.29	54.7	37.0		DN	UP			38.93	4.79	413-10
928		Dec. 5	○	3.05	2.28	56.9	100		UP	DN			57.96	5.4	320-10
929		5	○	3.9	2.28	63.6	56.6		DN	DN			117.18	8.32	115-26
930		6	○	2.0	2.30	38.6	67.0		DN	UP			14.62	3.02	100-2-1
931		6	○	2.5	2.30	42.1	48.9		DN	UP			31.92	4.54	100-2-2
932		6	○	3.0	2.30	45.6	24.0		DN	UP			63.84	5.88	100-2-3
933		7	○	3.5	2.30	48.4	74.0		DN	DN			85.68	7.06	100-2-4
934		7	○	4.0	2.30	51.8	58.0		DN	DN			120.96	8.06	100-2-5
935		7	○	4.5	2.30	55.6	42.4		DN	DN			172.37	104.2	100-2-6
936		13	○	2.4	2.28	54.8	42.0		DN	UP			32.51	4.41	231-31
937		13	○	3.35	2.28	59.3	74.0		DN	DN			70.56	6.30	240-9
938		14	○	2.9	2.29	56.0	100		DN	UP			52.54	5.29	700-4
939		14	○	2.4	2.29	53.0	42.0		DN	UP			32.89	4.54	231-38
940		19	○	3.42	2.28	59.5	71.0		DN	DN			78.12	6.80	115-28
941		19	○	3.0	2.28	57.3	100		UP	DN			57.96	5.80	206-32
942		21	○	3.66	2.29	61.7	62.8		DN	DN			97.02	3.6.5	115-29
943		21	○	3.35	2.29	58.7	74.0		DN	DN			71.82	6.30	240-10

Notes

(* 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.