

JAERI-M

8 2 5 9

NSRR実験プログレス・レポート・7

(1978年7月～1978年12月)

1979年5月

安全工学部

反応度安全研究室・NSRR管理室

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、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

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.

NSRR実験プログレス・レポート・7

(1978年7月～1978年12月)

日本原子力研究所東海研究所安全工学部

反応度安全研究室・NSRR 管理室

(1979年5月2日受理)

本報告書は、1978年7月から同年12月までにNSRRにおいて実施した燃料破損実験の結果およびその考察等についてまとめたものである。

今期実施した実験は、標準燃料試験（燃料伸び測定試験、燃料棒支持構造効果試験等）、燃料パラメータ試験（加圧燃料試験、特殊熱処理材被覆燃料試験等）、冷却条件パラメータ試験（冷却水温パラメータ試験、強制対流試験、バンドル燃料試験等）および欠陥燃料試験（浸水燃料試験）の総計48回である。

執 筆 者

石川 迪夫, 富井 格三, 星 蔦雄, 大西 信秋, 斎藤 伸三, 藤城 俊夫, 稲辺 輝雄,
塩沢 周策, 小林 晋昇, 石島 清見, 岩田 耕司, 丹沢 貞光, 柳原 敏, 吉村 富雄*,
落合 政昭*, 吉田 博之**, 星野 裕明***, 山下 義昭****

- * 協力研究員 船舶技術研究所
- ** 外来研究員 東京芝浦電気株式会社
- *** 外来研究員 三井造船株式会社
- **** 外来研究員 三菱原子力株式会社

Semiannual Progress Report on the NSRR Experiments (7)

- July to December 1978 -

Reactivity Accident Laboratory

and

NSRR Operation Section

Division of Reactor Safety, Tokai Research Establishment, JAERI

(Received May 2, 1979)

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 1978. A total of 48 tests were carried out during the period; which are 9 standard fuel rod tests (pellet elongation measurements and rod supporting effect tests), 16 fuel design parameter tests (pre-pressurized rod tests and cladding heat treatment effect tests), 13 cooling environment parameter tests (subcooling effect tests, forced flow tests and clustered-rod tests), 4 waterlogged rod tests, and 6 miscellaneous tests.

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

目 次

1. 今期の進捗	1
2. NSRR 実験	4
2.1 標準燃料試験	4
2.1.1 燃料伸び測定試験	4
2.1.2 燃料棒支持構造効果試験	5
2.2 燃料パラメータ試験	14
2.2.1 加圧燃料試験	14
2.2.2 特殊熱処理材被覆燃料試験	16
2.3 冷却条件パラメータ試験	32
2.3.1 冷却水温パラメータ試験	32
2.3.2 強制対流試験	33
2.3.3 バンドル燃料試験	36
2.4 欠陥燃料試験	49
2.4.1 浸水燃料試験	49
3. 今後の実験計画	59
参 考 文 献	60
付 録	
A NSRR 炉の概要	64
B 大気圧水カプセルおよび標準試験燃料	71
C NSRR 実験概要一覧	73
D NSRR パルス運転記録	88

Contents

1. Progress in the period	1
2. NSRR experiments	4
2.1 Standard fuel rod tests	4
2.1.1 Fuel axial elongation measurement tests	4
2.1.2 Fuel rod supporting effect tests	5
2.2 Fuel design variation tests	14
2.2.1 Pre-pressurized fuel rod tests	14
2.2.2 Cladding heat treatment effect tests	16
2.3 Cooling environment variation tests	32
2.3.1 Coolant temperature parameter tests	32
2.3.2 Forced flow tests	33
2.3.3 Rod bundle tests	36
2.4 Defected fuel rod tests	49
2.4.1 Waterlogged fuel rod tests	49
3. Future plan of the NSRR experiment	59
References	60
Appendix A Description of NSRR reactor	64
Appendix B Description of standard water capsule and standard test rod	71
Appendix C Summary of the NSRR experiments	73
Appendix D Summary of the NSRR pulsing operation data	88

Summary of the Progress in This Period

(M. Ishikawa and K. Tomii)

This report describes the test results obtained during the semi-annual period from July through December 1978. As shown in the table, 48 tests were performed during this period, and a total of 313 tests have been performed since the start of the NSRR experiments in October 1975. The tests performed during this reporting period consisted of 9 standard fuel rod tests, 16 fuel design parameter tests, 13 cooling environment parameter tests, 4 waterlogged rod tests, and 6 miscellaneous tests. The following gives the outline of the test results.

(1) Standard Fuel Rod Tests:

The standard fuel rod tests consisted of 4 pellet elongation measurement tests and 5 rod supporting effect tests.

(1-1) Pellet Elongation Measurements:

Measurements of transient pellet elongations had not succeeded before because of the drift in LVDT output which was induced by temperature rise in the sensors. In this period, Al_2O_3 dummy pellets were inserted between the top fuel pellet and ion core, and also an insulator plate was placed beneath the LVDT coils. This method successfully eliminated the signal drifts and brought about reasonable pellet elongation data. From these tests, it was found that the maximum pellet elongations as a function of energy deposition are much smaller than predicted. This is believed to be due to pellet-cladding mechanical interactions.

(1-2) Rod Supporting Effect Tests:

In an ordinary test, the bottom of a fuel rod is fixed to a supporting plate in a capsule, with the rod free to expand axially upward. In these tests, single fuel rods were held rigidly at the top only or at the both ends (top and bottom), and their effects on fuel behavior were studied. The rods held at the top failed at almost the same energy deposition as the rods held at the bottom. The rods held at both ends, however, failed at 235 cal/g, which is about 25 cal/g lower than the failure threshold for the rods held

at one end. In addition, both-end fixing of a rod caused partial crush of the cladding when the rod was subjected to an energy deposition of 270 cal/g. These results indicate that the restriction of axial rod expansion gives quite severe stress to the cladding.

(2) Fuel Design Parameter Tests:

The fuel design parameter tests consisted of 3 pre-pressurized rod tests, 6 cladding heat treatment effect tests, and others.

(2-1) Pre-pressurized Rod Tests:

In the previous tests, fuel failure thresholds as a function of initial rod pressure, and the relation between burst temperatures and cladding strains were obtained for the rods pressurized with helium. In this period, tests were conducted for the fuel rods pressurized with argon which has the thermal conductivity about 1/10 times as much as helium to simulate a burnup effect. The argon-filled rods had lower maximum cladding surface temperatures than helium-filled rods for the same energy depositions. Thus, the rods pre-pressurized to 12 kg/cm² with argon had a failure threshold about 50 cal/g higher than that for helium-filled rods. The relation between burst temperature and burst pressure for the argon-filled rods were generally the same as that for helium-filled rods.

(2-2) Cladding Heat Treatment Effect Tests:

The cladding for the NSRR standard test fuel rods is stress-relieved zircaloy tube. In these tests, cold-worked zircaloy cladding was employed to simulate mechanical characteristics of irradiated cladding. Fully-annealed zircaloy cladding was also employed for comparison purpose. These rods failed at the same energy deposition as the failure threshold for the standard test fuel rods (260 cal/g), indicating that the failure threshold is insensitive to the heat treatment of the cladding.

(3) Cooling Environment Parameter Tests:

The cooling environment parameter tests consisted of 5 subcooling effect tests, 6 forced flow tests, and a clustered rod test.

(3-1) Subcooling Effect Tests:

The subcooling effect tests in this period aimed at determining the combined effects between the coolant subcooling and fuel enrichment

on fuel behavior. The 5% and 20% enriched standard type fuels were tested with 90°C water. It was found that increase in fuel enrichment and initial water temperature reduces the failure threshold respectively, and that there is no interference between their effects. A 20% enriched fuel rod with 90°C water, for instance, failed at 211 cal/g.

(3-2) Forced Flow Tests:

In these tests, a standard fuel rod was surrounded with a flow shroud, and the water in the test section was circulated by a small pump fixed in the capsule. The flow rate through the test section was varied from 0.3 to 1.8 m/sec, and the effect of forced flow on fuel behavior was investigated. An increase in the coolant flow rate resulted in lower cladding surface temperatures and shorter film boiling duration times, indicating that the effect of forced flow is not negligible even in a prompt power transient condition. The failure threshold with a flow rate of more than 1 m/sec is about 30 cal/g higher than that without forced flow when a rod is surrounded with a shroud.

(3-3) Clustered Rod Tests:

The objective of the clustered rod tests in these periods was to calibrate the test rod energies in a five rod cluster, consisting of a 10% or 20% enriched fuel rod at the center with four 5% enriched fuel rods at corners. The measured rod energies agree quite well with predicted values. The energy deposition in a center rod in a cluster is about 40% lower than that in a single rod.

(4) Waterlogged Rod Tests:

Four tests were performed for single waterlogged rods with 10 mm long cadmium foils surrounding the bottom or both ends of the fuel stack region to eliminate the end power peakings. The rods with water occupying less than 70% of the free internal space failed by high temperature burst of the cladding, which is different from the low temperature burst for the waterlogged rods without cadmium foils. This indicates that the existence of end power peakings changes the failure mode of the waterlogged rods.

In addition to these tests, tests for BWR type fuel rods provided by USNRC and for development of special capsules with optical apparatus were initiated. Metallurgical post-irradiation examinations including microscopic observations, cladding oxide layer thickness measurements, and element analyses for UO_2 -zircalloy reaction layer were also in progress.

Table Classification and Number of NSRR Experiments (Oct.'75 ~ Dec.'78)

Test Items	Number of Tests		
	July. '78 ~Dec. '78	Oct. '75 ~June. '78	Total
1. Standard Fuel Tests			
(i) Scoping tests		48	48
(ii) Fuel centerline temperature measurements		3	3
(iii) Fuel elongation measurements	4	7	11
(iv) Rod supporting effect tests	5	2	7
2. Fuel Design Variation Tests			
(i) Gap width parameter tests	3	13	16
(ii) Enrichment tests		17	17
(iii) Pre-pressurized fuel tests	3	34	37
(iv) Cladding parameter tests	6	13	19
(v) Gap gas composition parameter tests	3	5	8
(vi) Others	1	15	16
3. Cooling Environmental Variation Tests			
(i) Coolant temperature parameter tests	5	12	17
(ii) Flow area simulation tests	1	21	22
(iii) Rod bundle tests	1	8	9
(iv) Forced circulation tests	6	0	6
4. Defective Fuel Tests			
(i) Waterlogged fuel tests	4	50	54
(ii) Fretting corroded fuel tests	0	12	12
5. Miscellaneous Tests	6	5	11
Total	48	265	313

1. 今期の進捗

(石川 迪夫, 富井 格三)

本報告書は、1978年7月より12月までの間に実施したNSRR実験についてその結果をまとめたものである。この期間中に実施した実験は48回に及び、その内訳は標準燃料実験9回、燃料パラメータ実験16回、冷却条件パラメータ実験13回、欠陥燃料実験4回およびその他6回である。

標準燃料実験では、主として燃料伸び測定試験および燃料棒支持構造効果試験を実施した。燃料伸び測定試験では従来ペレットおよび被覆管の伸びを差動トランス (LVDT) を用いて測定してきた。しかし、ペレットの伸びの測定については満足な結果が得られなかった。これは、差動トランスの温度上昇に伴う検出器のドリフトによるためであることが分り、ペレットと鉄心の間に Al_2O_3 ダミーペレットを挿入し差動トランスを燃料発熱部から離すと共に差動トランス下部に断熱板を置いて差動トランスの温度上昇を小さくした。この改良により燃料ペレットの伸びについても満足な結果が得られるようになり、発熱量を変えて測定した結果、標準燃料においてある発熱量以上ではペレットの伸びは必ずしも発熱量と共に増加しないことが知れた。これはペレットと被覆管との間の機械的相互作用によるものと思われ、今後更に調べる予定である。燃料棒支持構造効果試験では燃料棒の支持方法を通常の場合と変えて実験を行なった。すなわち、通常の場合には燃料棒下部固定・上部自由であるが、本実験では逆に上部固定・下部自由および上下部とも固定とし燃料破損しきい値および破損機構に与える影響を調べた。その結果、上部固定・下部自由の場合には従来の場合と比較して顕著な差は認められなかったが、上下部とも固定の場合では、燃料の破損は発熱量 $235 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ でも発生し一端固定の場合に比較して約 $25 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 低い破損しきい値を示した。また、両端固定で発熱量 $270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の場合は、燃料棒の軸方向の熱膨張が抑制されて被覆管が高温時に押しつぶされた箇所も見られ、軸方向伸びの拘束が燃料挙動に及ぼす影響が相当大きいことが判明した。

燃料パラメータ実験では今期は主として加圧燃料試験および特殊熱処理被覆材燃料試験を実施した。加圧燃料試験においては従来試験において初期圧力と破損しきい値、破裂温度とひずみ量の関係等を明らかにしてきたが、今期の実験においては特にバーンアップ燃料のもう一つの因子を模擬するためヘリウムガスより熱伝導度が約1桁低いアルゴンガスをギャップガスとした加圧燃料について発熱量の観点から破損しきい値がどのように変化するか、また破裂温度と圧力との関係等を実験的に究明した。その結果、低熱伝導度のギャップガスを用いたため、同一発熱量のヘリウムガス加圧燃料実験の結果に比べ被覆管到達最高温度は低く、したがって破損しきい値は初期内圧 $12 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ の場合では約 $50 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 程度上昇した。破裂温度と圧力との関係については、ヘリウムガスおよびアルゴンガスの両者においてほぼ一致した結果を得たが、より細かく言えばNSRR実験のように温度挙動が極めて短時間の場合は破裂温度近傍にどの程度の時間被覆管が保たれていたかも上記の係に影響を及ぼすように思われる。特殊熱処理被覆材燃料試験では照射脆化した被覆材の機械的性質を模擬されている冷間加圧材およびそれとの比較の上で完全焼鈍材をそれぞれ用いた燃料についてこれらが燃料破損しきい値に与える影

響を調べた。実験は標準燃料の破損しきい値の $260 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 近傍で各々3回行なったが、発熱量 $260 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 以上ではいずれの場合も破損し、それ以下の発熱量の実験では燃料の破損はなく、標準燃量の場合と大差はなかった。

冷却条件パラメータ試験では、燃料濃縮度を変えた場合の冷却水温パラメータ試験、ミニポンプを用いた強制対流試験およびバンドル燃料試験を主として行なった。燃料濃縮度を変えた場合の冷却水温パラメータ試験はNSRRの標準燃料実験体系に二つのパラメータ、すなわち、燃料濃縮度を標準の場合の10%と違って5%および20%とし、一方、水温も常温ではなく90°Cとし、その複合効果を調べるために行なった。その結果、濃縮度および水温とも高い程、燃料破損しきい値は低下し、定量的には個別の効果の和と大差はなく、例えば、20%濃縮で水温90°Cの場合には破損しきい値は約 $200 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ となる。強性対流試験では、カプセルの中にミニポンプを取付け、管で流路を構成して最大 1.8 m/sec の流速までの実験を実施した。その結果、NSRR実験のような出力過渡条件が極めて早いものでも燃料挙動に冷却材の流水の影響が現われ、例えば燃料破損しきい値では流路壁付のものと比較すると、流速が 1 m/sec 以上あれば約 $30 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 上昇し、破損しきい値は $270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 程度となる。また、流れの影響は被覆材最高温度、膜沸騰継続時間にも現われ、流速が大きい程、それぞれ低く短くなる。一方、バンドル燃料試験においては、5本バンドル体系で中心は10%あるいは20%濃縮燃料とし周囲は5%濃縮燃料棒とした場合について主として中心燃料棒の発熱量評価を行なった。その結果、いずれの場合も各単一燃料棒体系の場合と比較して上記のバンドル体系では同一の大きさのパルス照射に対して発熱量は60%程度で、予め行なった核計算による評価値と良い一致を示した。

欠陥燃料試験では、今期は浸水燃料の破損機構を調べるための一つの方法として試験燃料の発熱部両端を10mm長のCd箔を巻き、両端あるいは下端の出力ピークを抑えた浸水燃料実験を浸水量を変えて実施した。その結果、浸水量70%以下では燃料の破損は従来の低温バーストと異なり、加圧燃料実験において見られると同様なふくれの大きい高温バーストを示した。これは浸水燃料においてはその軸方向出力分布によって破損形態が異なることを示唆しており、今後動力炉の場合に照らして検討を行なっていく予定である。

その他、今期より米国NRCの依頼によるBWR燃料の実験および可視装置付カプセル開発のための予備実験を開始した。

以上の照射実験の進捗に加え、照射後試験も進み、 $\text{UO}_2 - \text{Zry}$ 反応の解明、被覆管の酸化量の測定値と従来の炉外実験から得られた実験式に基づく計算値との比較、酸化膜厚分布の推定等を行なった。

Table 1.1 NSRR実験の分類と実験回数

試験項目	目的	実験回数		
		537-5312	506-536	合計
1. 標準燃料試験				
(i) スコーピング試験	未照射健全燃料に関し、全般的な燃料挙動の究明		48	48
(ii) 燃料中心温度測定試験	UO ₂ ペレットの中心温度を測定し燃料挙動について詳細な情報を得る。		3	3
(iii) 燃料伸び測定試験	UO ₂ ペレットおよび被覆管の軸方向の伸び量を測定し、燃料挙動について詳細な情報を得る。	4	7	11
(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。	5	2	7
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	3	13	16
(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	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	3	34	37
(iv) 特殊被覆燃料試験	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	6	13	19
(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	3	5	8
(vi) その他		1	15	16
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	5	12	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	1	21	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	1	8	9
(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	6	0	6
4. 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	4	50	54
(ii) 擦過腐蝕燃料試験	擦過腐蝕の燃料破損挙動に及ぼす影響	0	12	12
5. その他		6	5	11
	合計	48	265	313

2. N S R R 実験

2.1 標準燃料試験

2.1.1 燃料伸び測定試験 (星葛雄, 柳原敏, 岩田耕司, 吉村富雄)

(1) まえがき

本試験は、過渡時の燃料ペレットおよび被覆管の伸び測定を目的とした実験である。測定はペレットおよび被覆管に取り付けた鉄心の動きを差動トランス (Linear Variable Differential Transformer: L. V. D. T.) によって測定するものであるが、前報 (A-6) に記したようにペレット伸びについては満足な測定はできなかった。検討の結果、この原因は差動トランスの温度上昇に伴う検出器のドリフトであることが判明したので、今期は検出器の取付法の改良を行い良好な結果を得た。以下に改良の概要と代表的な測定結果について述べる。

(2) ペレット伸び測定法の改良

Fig. 2.1.1 は、燃料棒に対する伸び検出器の取付位置関係を示す図である。同図(a)に示すこれまでの取付方法では、ペレット測定用の差動トランスの下半分は燃料発熱部に位置しており、従って照射に伴う燃料棒および水温の温度上昇によって差動トランスは加熱され零点ドリフトおよび感度の変化を生じることが考えられた。このために差動トランス自体の温度特性を炉外にて調べた結果、零点ドリフトおよび感度変化は比較的大きいことが判り、従って温度の影響を少なくする必要のあることが判った。

Fig. 2.1.1(b) は、上記の結果に基づき改良した取付方法を示す図である。すなわち、燃料棒については、ペレットと鉄心の間にダミーペレットを挿入して差動トランスを燃料発熱部から離すと共に差動トランス下部に保護板を設けて温度上昇の影響を小さくなるようにした。

(3) 測定結果

Fig. 2.2.2 は、これまでの方法による測定結果と改良した方法による測定結果を比較して示した図である。これまでの実験では、同図(a)に示すようにパルス照射の1~2秒後からペレットの伸び信号は負の方向に移動しペレットが収縮するような指示を示した。同図(b)は改良後の実験の結果であり、妥当なペレットの伸び挙動の測定ができた。照射時の温度挙動を考えるとパルス照射1~2秒後には被覆管温度と水温が上昇することから、これまでの実験でみられた現象は差動トランスの温度変化に起因したものと云える。

検出系の作動が正常であることを確認し、今期は改良した測定方法で4回の伸び測定実験 (標準型燃料棒について3回、JP-II型被覆管に標準型ペレットを挿入して超広巾燃料棒について1回) を実施した。

Fig. 2.1.3 は、ペレットの最大伸びを発熱量をパラメータに整理した図である。ペレットの伸びは、ペレットの温度上昇に伴う熱膨張によると考えられるのでその予測値を図中に示すが、標準型燃料棒の最大伸びは予測値に対してかなり小さい。この原因としては、ペレ

ットと被覆管の接触による PCI (Pellet-Cladding Interaction) によるペレット伸びの拘束によるものと考えられる。従って、この検討のために $250 \sim 260 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 照射でもペレットと被覆管の接触しない超広巾ギャップ燃料による実験を実施した。超広巾ギャップ燃料は前述のように JP-II 型被覆管に標準型ペレットを挿入したもので、ギャップ巾は半径で 0.7 mm (標準型燃料では 0.095 mm) である。ペレットの径方向の熱膨張は、 $250 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で $0.15 \sim 0.2 \text{ mm}$ 程度と考えられるので、本燃料ではペレットと被覆管の接触は考えられない。本実験の結果、Fig. 2.1.3 に示すように最大伸びは熱膨張による予測値とほぼ同じ値を示し、PCI が生じなかったことが確認できた。

一方、Fig. 2.1.4 は標準型燃料棒と超広巾燃料棒についての代表的な過渡時のペレット伸びの記録である。実験は、ペレットの割れ、欠けの影響を調べるために繰り返し照射を行なったものであるが、本結果で興味ある点は、標準型燃料では第 4 回目に照射した $240 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の伸びは、発熱量が前 3 回に比べ高いにもかかわらず伸び量は若干小さい。これに対して超広巾燃料の伸びは大きい。このことはペレットの割れ・欠けの PCI に与える影響が比較的大きいことを示唆している。

被覆管伸びについての実測値は、熱膨張による予測値よりも大きい結果を得ているので、ペレットおよび被覆管の伸びの評価に当っては PCI の影響を考慮することが重要であると考えられる。今後、PCI の大きさとペレットおよび被覆管伸びに与える影響の定量的な検討をおこなって行く予定である。

2.1.2 燃料支持効果試験 (星 薫雄, 岩田耕司, 吉村富雄)

(1) 概 要

今期においては、燃料棒の支持条件として(i)上部固定(下部自由)および(ii)上下部完全拘束の場合について実験を行い、燃料棒の支持条件が破損形態に与える効果について調べた。実験条件を Table 2.1.1 に示す。

(2) 上部固定実験

燃料棒下部固定の標準燃料実験では、被覆管のクラックは有効発熱部の下部で生じ易いことが明らかになっていた。この原因として、軸方向の出力分布の影響(燃料の発熱有効部の下方で出力が高い)と支持方法による影響(下部固定のために燃料棒の曲げ荷重が燃料棒下方で強く働くこと)によることが考えられ、前者については既報(A-6)のように出力分布の影響が認められていた。

本実験は、後者の影響を調べるために燃料棒の固定条件を変えた実験である。燃料棒の固定は上端固定とし、固定方法は燃料棒を上下逆として従来の下部端栓を支持具の上部プレートで支持する方法と、燃料は正常位置で上部端栓を固定する二種類の方法について実験を行なった。発熱量は標準型燃料棒でクラックの発生する発熱量約 $260 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ とした。

実験後の燃料棒の外観写真を Fig. 2.1.5 に示す。二種類の条件で燃料棒の外観に若干の相違点が認められるもののいずれの場合も有効発熱部の下方で燃料棒の破損が認められた。これらは、標準型燃料のそれと同様の傾向を示すものであった。本結果からクラックの発生は、燃料棒の支持方法(上端又は下端)よりも軸方向の出力分布の影響によることが明らかとな

った。

(3) 上下部完全拘束実験

すでに実施した上下部完全拘束実験においては、被覆管のクラックの発生が発熱量 $240 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の照射 (Test No. 320-1) で生じ、破損しきい値の低下がみられた。また、燃料棒には大きな曲りが観測された。この実験の結果、燃料棒の軸方向伸びの拘束は、燃料棒の破損挙動に比較的大きな影響を及ぼすと考えられることから、今期3回の実験を実施した。これまでの実験結果と合せて照射燃料の外観を Fig. 2.1.6 に示す。

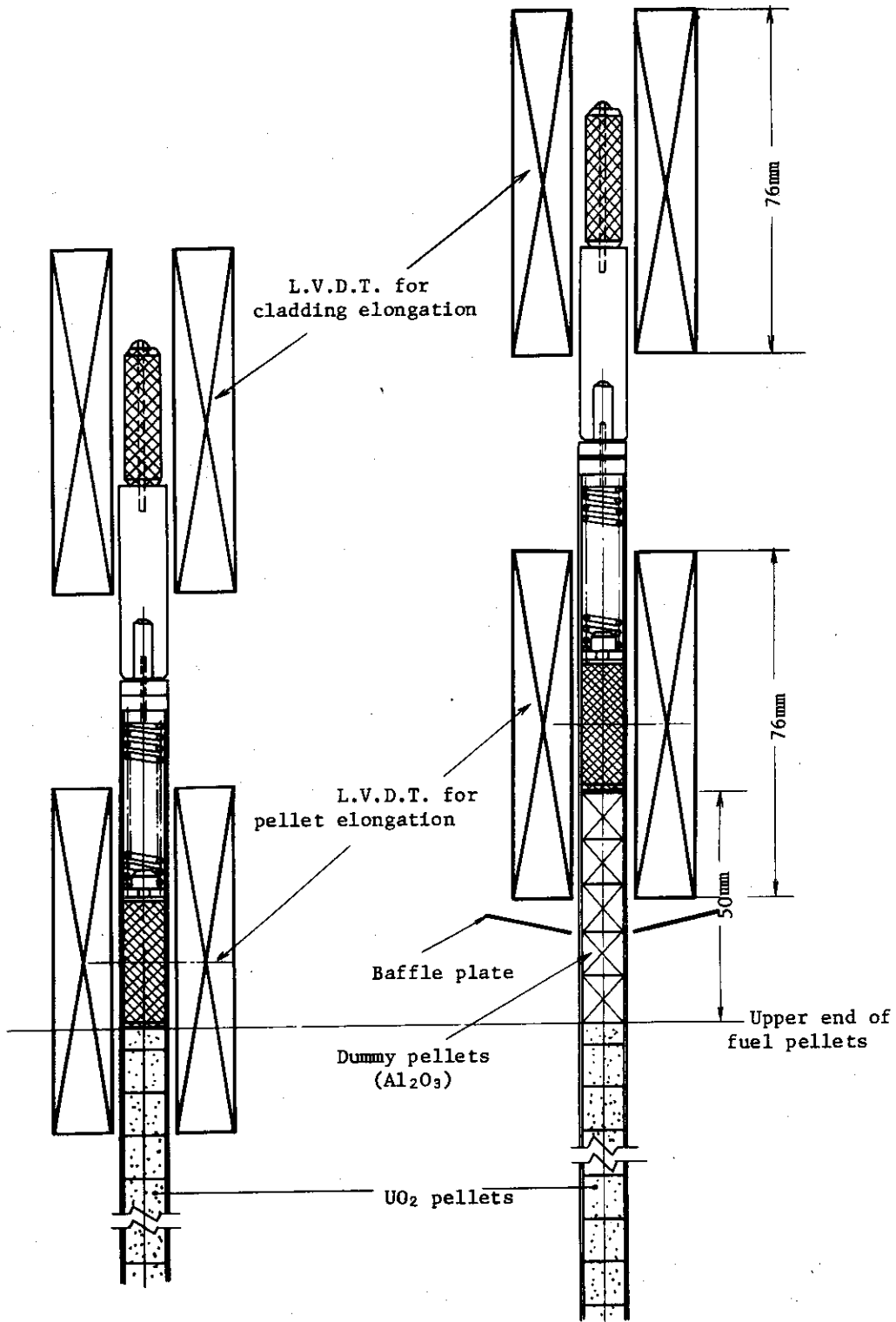
実験の結果から燃料の破損しきい値について検討すると、 $235 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の実験 (Test No. 320-3) では被覆管表面の酸化膜に円周方向のクラックの発生が認められているが、これは被覆管を貫通しておるものではなく、従って燃料の破損は生じなかった。クラックの発生状況は $240 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 実験のそれと類似したものであるが $240 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の場合には貫通したクラックであった。このことから破損しきい値は約 $240 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であり標準燃料のそれに比らべて $20 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 程度低いと云える。破損しきい値の低くなる理由については、正確なことは判らないが、これらの燃料棒の曲りが大きいことから、昇温時の燃料棒の伸びの拘束によって燃料棒に曲りが生じ、それが急冷時の収縮によって燃料棒に曲げモーメントが働くことによるものと考えられる。実験の結果、クラックの発生位置は有効発熱部のほぼ中央の位置であり、本実験条件では中央部で最も大きなモーメントとなることからこの結果は上述の理由を裏づけるものである。

一方、 $270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ (Test No. 320-5) は二ヶ所で、 $304 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ (Test No. 320-6) の場合には3ヶ所で分断した。Test No. 310-5における燃料上方位置での分断は、燃料解体中に生じたものである。これらの燃料で特徴ある点は、燃料下端部の分断状況である。すなわち Fig. 2.1.6 に示されるように分断部近傍の被覆管は圧縮され破損した状況を呈している。また、燃料棒の被覆管全体は波状の変形が認められる。これらは燃料棒の温度上昇時に燃料棒に強い圧縮力が働いたことを示すものである。

以上述べたように、燃料棒の伸びが完全に拘束された場合には、燃料棒に強い圧縮力が働くとともにクエンチ時には燃料棒に大きな曲げモーメントが働くことになり、このために燃料棒の変形、破損挙動は標準型の上端未拘束の標準型実験の場合に比し厳しくなると云える。しかし、実炉では燃料棒はスペーサによって拘束されているので、本実験のように大きな拘束力は生じない。従って、今後実炉条件を模擬したスペーサにより、拘束力の影響をより現実的に評価していく予定である。

Table 2.1.1 Test Conditions and Results

Test No.	Support Condition of Fuel Rods	Energy Deposition cal/g·UO ₂	Post-Test Appearance of Fuel Rods
320-1	Support of the both ends	240	Cracked in the middle
320-2	Support by a spacer in the middle	126	No failure
320-3	Support at the top end (fuel was reversed)	260	Cracked at the lower portion
320-4	Support at the both ends	235	No failure
320-5	"	270	Broken at 2 places
320-6	"	304	Broken at 3 places
320-7	Support at the top end	266	Broken at the lower portion



(a) previous installation

(b) improved installation

Fig.2.1.1 Installation of L.V.D.T.s for pellet and cladding elongation measurements

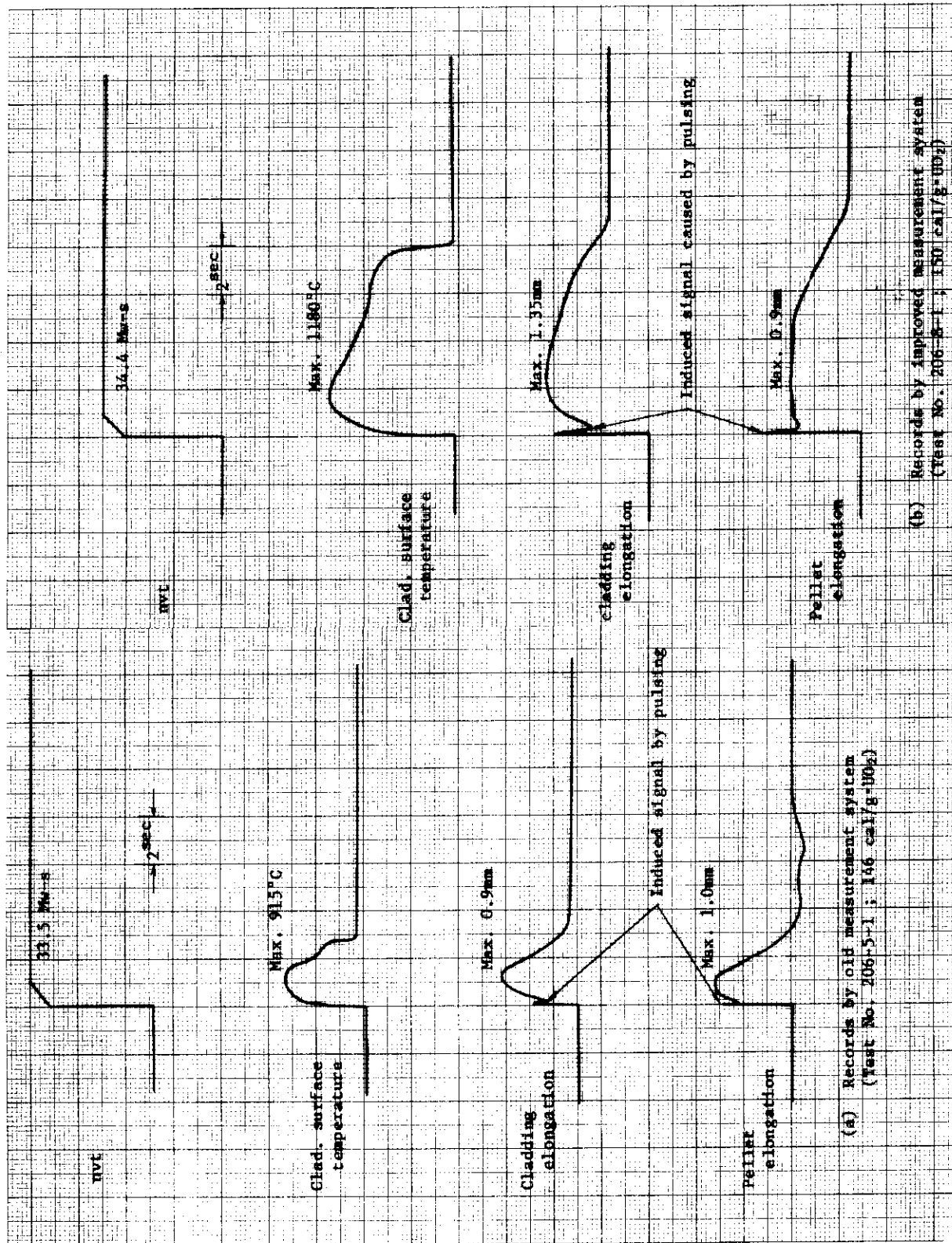


Fig.2.1.1.2 Transient records of fuel pellet and cladding elongations

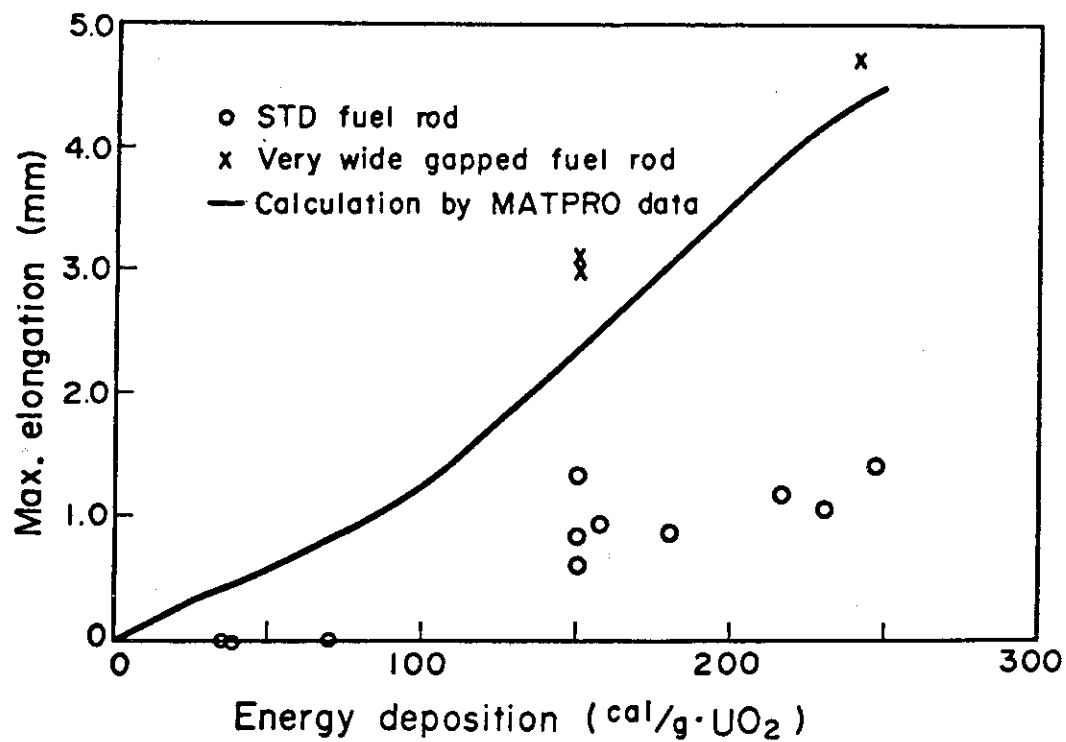


Fig.2.1.3 Maximum pellet elongations v.s. energy deposition

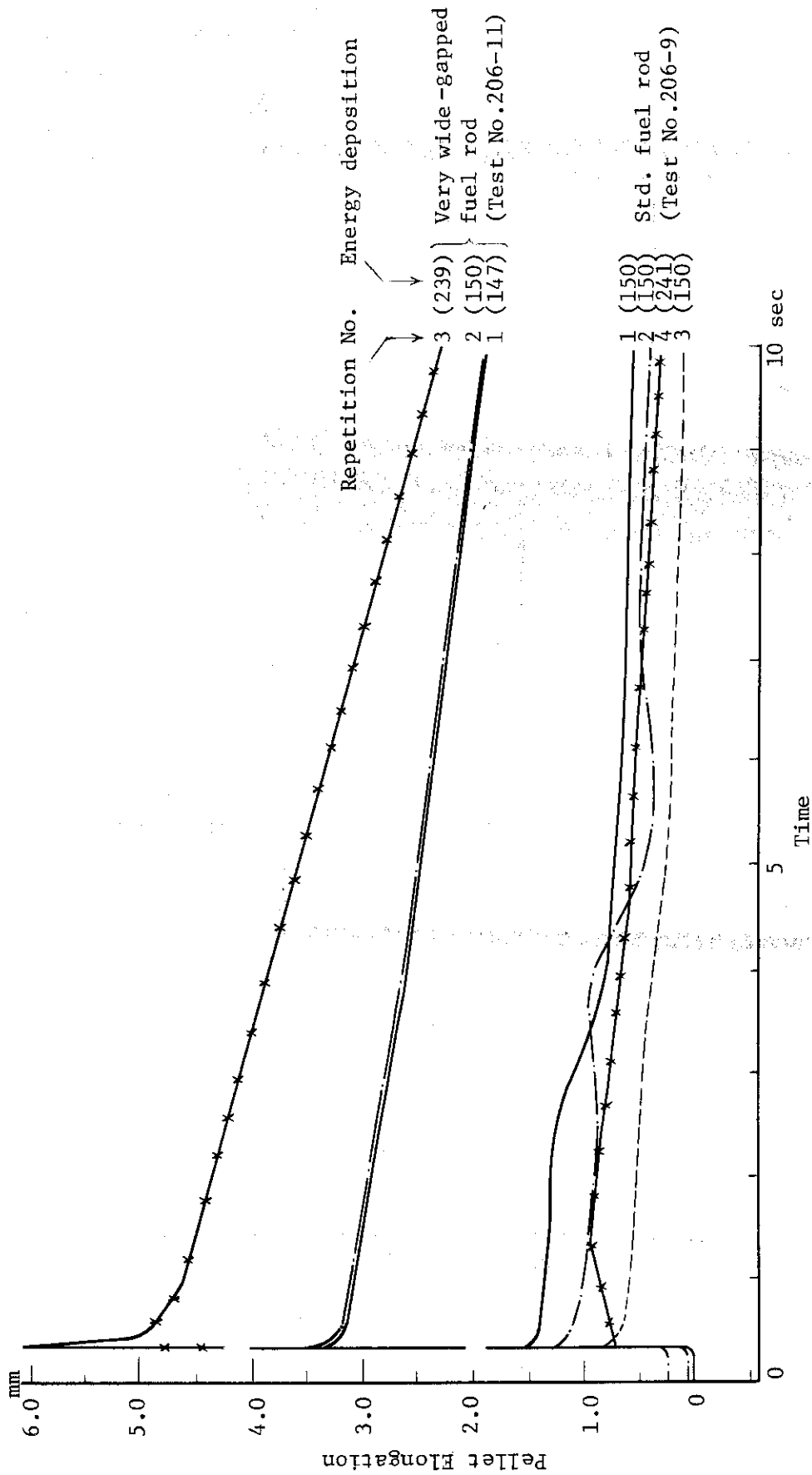


Fig.2.1.4 Transient records of fuel pellet elongation showing the repetition effect of irradiations

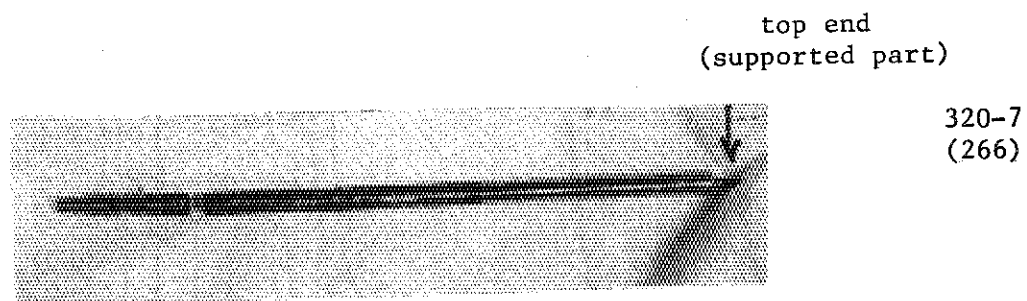
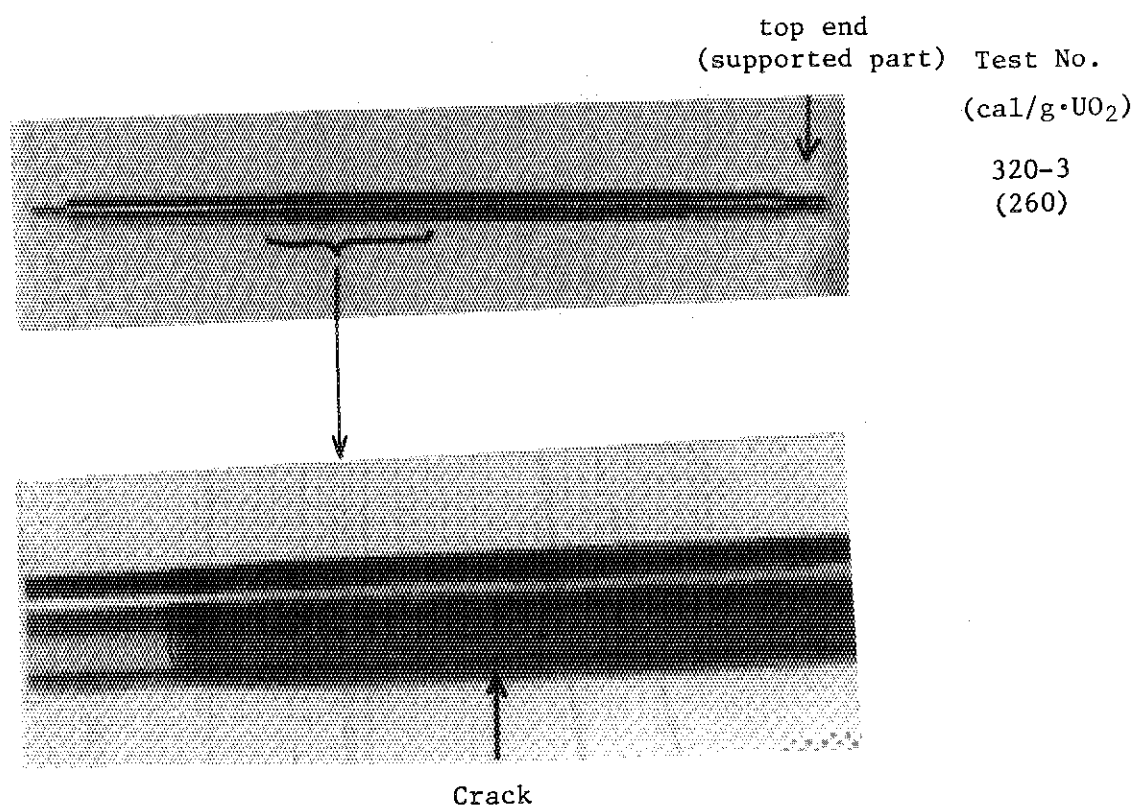


Fig. 2.1.5 Post-test appearance of fuel rods supported at the top

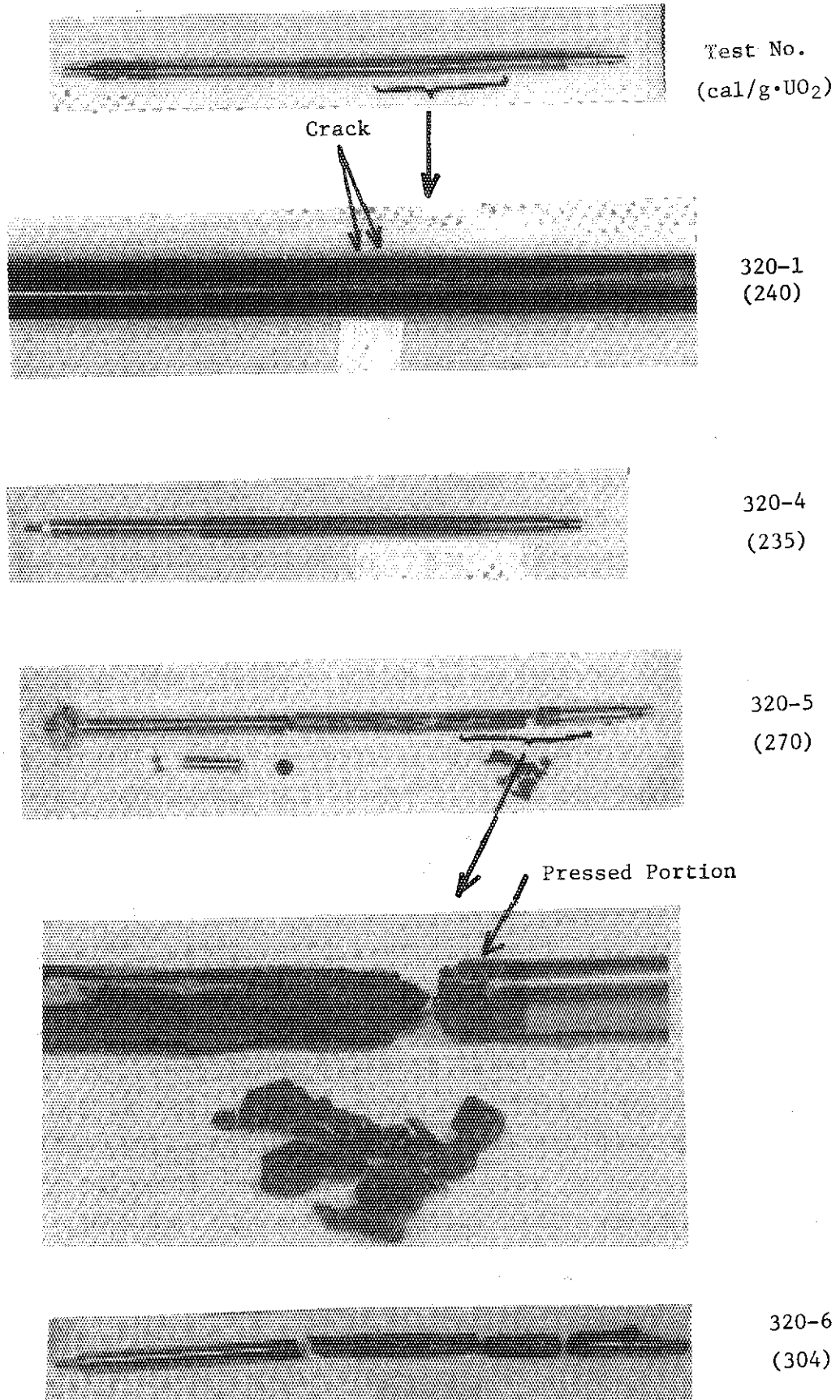


Fig. 2.1.6 Post-test appearance of fuel rods support at the both ends

2.2 燃料パラメータ試験

2.2.1 加圧燃料試験（斎藤伸三，塩沢周策，柳原敏，星野裕明）

(1) 実験目的

前期までの加圧燃料試験においては、燃料棒初期内圧をパラメータとして実験を行い初期内圧と破損しきい値および破損形態との関係を明らかにし、更に破損時の被覆管温度と圧力およびひずみ量との関係について究明し炉外実験のデータとの比較検討を行ってきた。^(A-6) また燃料棒の拘束条件、熱電対の取付が被覆管の変形に及ぼす影響を調べると共に、薄肉ジルカロイ被覆材、ステンレス鋼被覆材燃料についても肉厚、材質の相違による影響を調べることを目的として実験を行った。^(A-6)

今期においては、従来の実験より破損時の被覆管温度と圧力に一義的な関係が反応度事故条件下においても存在することが知れたので、バーンアップ燃料の一因子を模擬するためヘリウムガスより熱伝導度の低いアルゴンガスを用いて発熱量の観点から破損しきい値がどのように変化するか実験的に究明し、併せてこれまでに得られている破損時の被覆管温度と圧力の関係を確認することとした。

(2) 実験結果

今期は、アルゴンガスを封入した加圧燃料実験を3回行った。前期において Ar ガス加圧燃料実験を1例行ったが、これは初期内圧を $12 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ とし、発熱量は He ガス加圧の場合に燃料破損を生じた最低の発熱量と同一の $204 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ (Test No. 231-30) としたが燃料は破損しなかった。^(A-6) 今期においては、初期内圧は前回と同じく $12 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ とし、発熱量を $221 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ (Test No. 231-35), $232 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ (Test No. 231-36), $263 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ (Test No. 231-37) として実験を行った。

Test No. 231-35では、被覆管の最高温度は熱電対を取付けた6点で $876 \sim 950^\circ\text{C}$ となり、Test No. 231-30の場合の $800 \sim 830^\circ\text{C}$ と比較すると 100°C 前後高くなったが、燃料は破損しなかった。燃料棒内圧の過渡時の上昇は約 20% で、径方向ひずみ量は最大 25% 程度であった。実験結果の一覧を Table 2.2.1 に示す。

Test No. 231-36では、発熱量を更に増加させ $232 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ として実験を行った。しかし、被覆管表面の最高温度は $850 \sim 890^\circ\text{C}$ で、むしろ、Test No. 231-35の場合より低く、燃料は破損しなかった。燃料棒内圧の過渡時の上昇および径方向最大ひずみ量は共に約 30% で Test No. 231-35の場合より若干大きい。本実験の場合の方が、被覆管表面の最高温度が低かったのは、過渡測定記録より判断すると、燃料棒内圧の上昇が Test No. 231-35の場合より若干早く、このため被覆管のふくれが早く起りギャップコンダクタンスが低下して被覆管到達最高温度に微妙に影響したものと思われる。

Test No. 231-37では、前3回のアルゴンガス加圧燃料実験において燃料は破損しなかったため、ヘリウムガス封入非加圧燃料で破損した発熱量の $263 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ を燃料に付与した。その結果、被覆管表面温度は $900 \sim 950^\circ\text{C}$ (6点中2点は記録失敗) まで上昇し、その後ゆるやかに温度降下してから内圧破損した。破損はピーク出力後 1.22 秒で起り、その間の内圧は最大 $15.9 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ で初期圧に対し約 33% の上昇であった。Fig. 2.2.1 に

燃料棒内圧と燃料部中央における被覆管表面温度の過渡挙動を示す。同図において破損時の燃料棒内圧の降下が比較的ゆるやかであることから分るように被覆管の破裂口は小さく幅 1 mm 長さ 3.3 mm で (Fig. 2.2.2), また, 一般的に加圧燃料実験において見られる破損時の被覆管表面温度の一時的な急激な低下も見られなかった。

被覆管のふくれは Fig. 2.2.2 の写真に見られるように発熱部の上下端近傍において特に大きく, 破損部では約 80% に達する。軸方向の直径の変化をアルゴンガス加圧で非破損のものと比較して Fig. 2.2.3 に示す。

(3) 考 察

(a) 破損しきい値

バーンアップ燃料の一因子を模擬するために低熱伝導度のアルゴンガスを封入した加圧燃料実験を行い, ヘリウムガス実験の場合と比較を行った。Fig. 2.2.4 に実験結果に関して発熱量の観点から燃料破損の有無について整理して示す。同図より明らかなように初期内圧を $12 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ とした場合, 破損しきい値はヘリウムガスでは約 $200 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であるのに対し, アルゴンガスでは $232 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 以上 $263 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 以下である。 $263 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の場合の破損した燃料の破裂口がきわめて小さいことからアルゴンガス加圧の場合には破損しきい値はこの値に近いものと思われ, ヘリウムガス加圧と比較し $50 \sim 60 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 高くなる。無論, 破損しきい値のこの差は初期内圧が $12 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ の場合であり, 初期内圧によって異なってくるものと思われる。

燃料破損しきい値がアルゴンガス加圧の場合, ヘリウムガス加圧と比較してかなり高くなるのは過渡時の被覆管到達最高温度が同発熱量のヘリウムガス加圧の場合に比して相当低いことによる。Fig. 2.2.5 に両者について被覆管最高温度を発熱量に対して示す。いずれも初期内圧 $12 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ であるが, 同一発熱量について比較すると被覆管到達最高温度はアルゴンガスの場合 $150 \sim 250^\circ\text{C}$ 低い。アルゴンガスの熱伝導度はヘリウムガスの約 $1/10$ であるが, このギャップガスの熱伝導度の相違がパルス出力によりペレットが急激に熱膨張して被覆管を塑性変形させ, その後のペレットの熱収縮や, 被覆管の温度上昇に伴うふくれ等によって生じたギャップの熱伝達率に影響し上記の温度差を生じたものである。

(b) 破損時の被覆管温度と圧力の関係

Fig. 2.2.5 は前述のようにすべて初期内圧 $12 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ のもので過渡時における最大内圧はいずれの場合も $15 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ 前後であった。この程度の圧力の場合, 一般に被覆管のふくれが大きいこともあり被覆管の破裂は内圧, 被覆管温度とも最高値を過ぎて若干下がった時点で起っている。しかし, 被覆管の破裂を決定づけているのは破損しきい値近傍の場合各々の最高値と考えられ, この観点からヘリウムガスとアルゴンガス加圧の場合の破損しきい値となる被覆管最高温度を比較すると次のようになる。ヘリウムガスの場合, 発熱量 $195 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ では被覆管最高温度は $950 \sim 1000^\circ\text{C}$ であったが燃料は破損せず, $209 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ では $980 \sim 1000^\circ\text{C}$ となり燃料は破損した。一方, アルゴンガスの場合, 被覆管最高温度が $875 \sim 950^\circ\text{C}$ であった燃料は破損せず, 発熱量 $263 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で $900 \sim 950^\circ\text{C}$ となった燃料では破損を生じた。これより, 被覆管最高温度がおおよそ 950

～1000℃に達すると内圧が $15 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ 程度の場合被覆管は破裂し、その関係は材質、肉厚等によりギャップガスには依存しないと言える。しかし、詳細に検討すると、上記の例でヘリウムガス加圧、 $195 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の場合、破損したアルゴンガスの場合よりも被覆管温度は約 50°C 高いにも拘らず被覆管は破裂しなかったが、この二例の温度挙動を比較するとFig. 2.2.6に示すように前者の場合、最高温度は $950 \sim 1000^\circ\text{C}$ に達しているが、その後直ぐ温度は低下し後者で被覆管破裂が起る時点では 800°C 以下となっている。一方、後者では比較的長い時間被覆管は $900 \sim 950^\circ\text{C}$ の最高温度近くにあり、このことが限界ひずみ量までふくれるか否かに影響していることによると思われる。この温度挙動の相違はギャップガスと発熱量の相違によってもたらされたものであり、その意味からは厳密に破裂温度と圧力の関係を定義づけることは難しく、ある幅を持ったものにならざるを得ない。

2.2.2 特殊熱処理被覆材燃料試験（斎藤伸三，塩沢周策，柳原敏，星野裕明）

(1) 実験目的

現在NSRR実験で用いられている燃料は、新燃料であり、バーン・アップ燃料実験は行なわれていない。したがって照射脆化した被覆材を模擬した実験を行なうには、同様の性質を有する被覆材を使う方法が考えられる。そこで照射脆化したジルカロイと同様の機械的性質を有すると言われる冷間加工したままのジルカロイを用いて実験を行なった。

更に一般的に被覆材の熱処理条件の相違が燃料挙動に与える影響を調べるため、完全焼鈍したジルカロイを被覆材とした燃料実験を行なった。従来使用されている標準燃料は冷間加工による残留応力を除去するため歪とり焼鈍を行なっている。したがって完全焼鈍被覆材は、標準燃料の被覆材と比べて、一層延性があり軟化しているため、異なった燃料挙動を示すことが期待される。

(2) 実験燃料

実験に用いた燃料の諸元をTable 2.2.2に示す。参考値として標準燃料の場合についても掲げた。

冷間加工被覆材は、被覆管成形の最終工程で10%冷間引抜加工を行ない、そのままにしたものである。したがって加工硬化により、歪とり焼鈍を施した標準燃料の被覆材よりも高い抗張力が得られ、逆に延性は低下している。

完全焼鈍被覆材は、上記冷間加工被覆材に完全焼鈍熱処理を施したもので、真空雰囲気、 590°C で十分に保持してある。これにより延性が改善され、軟化した材料になっているが、抗張力は低下している。

(3) 実験結果

1) 冷間加工被覆材燃料実験

実験は発熱量を変えて合計3回行なった。まず、加工硬化した材料は、高温状態では再結晶が進行して機械的性質が大幅に変化するため、加工硬化の効果がより明確にあらわれられると思われる低い発熱量（ $185 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ ）で照射した。次に冷間加工被覆材燃料と標準燃料の破損しきい値の違いを調べるために、標準燃料で破損の生じた最も低い発熱量

(Test No. 200-5, $264 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$)で照射した。このとき、発熱量は $260 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であり、かつ燃料が分断したために、破損しきい値は下がると予想されたので、やや低い発熱量 $243 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で照射した。実験結果をまとめて Table 2.2.3 に、照射後燃料の外観を Fig. 2.2.7 に示す。

Test No. 217-1 ($185 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$)では燃料棒の発熱部で一様に黒色の酸化を呈したが、酸化膜の剥離や巨視的な変形は認められず、標準燃料実験 (Test No. 111-12, $179 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) の場合の外観と変わりはない。照射後、プロフィロメータを使用して外径の変化を測定した結果を Fig. 2.2.8 に示す。これは周方向に 45 度ずつ測定方向を変えたもので、同一断面でだ円状に変形しており、均一な変形でないことがわかる。変形量を標準燃料 ($179 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) の場合と比較すると、最大径方向歪が 0.1% 、軸方向の残留伸び量 0 mm 、曲り量はすきまゲージで 0.65 mm であるのに対し、冷間加工被覆材燃料ではそれぞれ 0.8% 、 0.2 mm 、 0.35 mm であり、標準燃料よりも曲りがやや小さく、径方向の膨れはやや大きかった。

Test No. 217-2 ($260 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) では最下部ペレットの上端面で分断した。分断面のペレットは表面が比較的なめらかで中心に向かってクラックがはいっており、外周部は均一に約 0.5 mm の深さで変質した跡が見られた。被覆管はかなり減肉し、 UO_2 とジルカロイの反応相が部分的に観察された。断面の様子を Fig. 2.2.9 (a), (b) に示す。また被覆管外表面は発熱部中央付近でしわ状の変形がみられた。これを X線写真で調べたところ UO_2 とジルカロイの境界がはっきりせず、両者の接触、溶融による一体化が生じているものと思われた。一方、被覆管の温度挙動については Fig. 2.2.10 に示すように、標準燃料 (Test No. 200-5, 発熱量 $264 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) と比較して最高温度が 100°C から 150°C 低くなっているが、標準燃料で発熱量 $254 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ のとき最大被覆管表面温度 1500°C という実験結果 (Test No. 202-2) もあるので有意な差とはいえ、全体の履歴を見くらべてもほぼ同じ挙動であることがうかがえる。

Test No. 217-3 ($243 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) では、被覆管表面温度が最高 1570°C (T/C #4) まで上昇したが破損はなかった。照射後の燃料は、ほぼ同発熱量の標準燃料 (Test No. 200-1, $241 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) と同様に、全面酸化および部分的な酸化膜の剥離がみられた。

2) 完全焼鈍被覆材燃料実験

実験は発熱量を変えて合計 3 回行なった。まず標準燃料の破損しきい値と比較するため、冷間加工被覆材燃料実験の場合と同じく発熱量約 $260 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で照射した (Test No. 218-1)。この時被覆管には周方向にクラックがはいり、解体中に分断したのでさらに低い発熱量 ($240, 237 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) で照射した。実験結果をまとめて Table 2.2.3 に、また照射後燃料の外観を Fig. 2.2.7 に示す。

Test No. 218-1 の燃料棒のクラック位置は、同一発熱量で照射した標準燃料 (Test No. 200-5, $264 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) で生じたクラック位置と同じで、最下部ペレットの上端面の円周上にある。分断面は Fig. 2.2.9 (c) に示すように被覆管に関してはかなりの減肉がみられ、ペレットに関してはクラックが中心に向かって生じ、外周部は内部の

UO₂と比べてかなり変質したように見える。これらの様子は前述の冷間加工被覆材燃料実験において分断した場合 (Test No. 217-2) とほぼ同じである。被覆管表面温度履歴は Fig. 2.2.10 に示すように他の被覆材燃料とほとんど一致しているといえる。

Test No. 218-2, 3 はそれぞれ発熱量 240, 237 cal/g・UO₂ で照射したもので、いずれも全面酸化し、部分的に酸化膜の剥離がみられたが、破損はなかった。被覆管の温度挙動は、Test No. 218-2 で最高温度が 1550°C であったのに対し、ほぼ同発熱量 (243 cal/g・UO₂) の冷間加工被覆材燃料の最高温度は 1570°C であり、Fig. 2.2.10 で示した発熱量約 260 cal/g・UO₂ の場合と同じように熱処理による被覆材の温度挙動に違いはみられなかった。

(4) 考 察

Test No. 217-1 (発熱量 185 cal/g・UO₂) で実験したように冷間加工被覆材燃料を使って行なった実験では熱処理条件が被覆管の変形に及ぼす影響については無視できるほど小さいという結果を得た。この理由として、ひとつには被覆管表面温度が約 1200°C まで上昇し、加工硬化の影響がなくなってしまったことが考えられる。もうひとつは加工度が 10% と小さく、標準燃料と比較して、抗張力で 10% 程度の違いしかなかったためと考えられる。

破損しきい値は冷間加工被覆材燃料、完全焼鈍被覆材燃料ともに、標準燃料と比較して有意な差は認められず、両者とも約 260 cal/g・UO₂ 前後であることがわかった。Fig. 2.2.11 に、特殊熱処理被覆材燃料の発熱量を、標準燃料と比較しながら示す。

以上、健全非加圧燃料実験として破損しきい値や初期の変形機構を調べてきたが、これら熱処理の違いによる影響をよりはっきり調べるには、加圧燃料や浸水燃料を用いた、比較的低温で燃料破損が起きる条件のもとで実験するのもひとつの方法と考えられる。一方、ジルカロイが再結晶する温度は、一般には約 600°C であるが、加熱速度が NSRR 実験のように非常に速い場合には、かなり高い温度で再結晶が完了することが予想される。したがって粒径の変化を、加熱速度をパラメータにして再結晶が完了する温度まで調べることにより、加工硬化や熱処理の影響がどのくらいの投入エネルギーで無くなっていくかが判明すると思われる。今回の実験において粗大化した結晶粒の写真 (Test No. 217-1) を、Fig. 2.2.12 に示す。これは燃料の有効発熱部中心付近の横断面を示し、外表面最高温度 1200°C、膜沸騰が約 7 秒継続した被覆管であるが、粒径は大きく成長し、平均すると直径 110 nm 程度になっている。

Table 2.2.1 Summary of argon gas pressurized fuel rod test results

Test No.	Initial internal pressure of fuel rod (kg/cm ² ·g)	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Maximum cladding surface temperature (°C)	Time from burst to failure (msec)	Maximum internal pressure of fuel rod (kg/cm ² ·g)	Maximum diametral strain (%)	Fuel failure
231-30	12	205	830	—	—	14.0	No
231-35	12	221	950	—	14.9	25.0	No
231-36	12	232	890	—	14.9	30.0	No
231-37	12	263	950	1220	15.9	79.1	Yes

Table 2.2.2 Test fuel design summary

Fuel Type		Cold Worked Clad Fuel Rods	Fully Annealed Clad Fuel Rods	Standard Fuel Rods*
UO ₂ Pellet	Diameter	9.29 mm		
	Length	10 mm		
	Density	95 %TD		
	Enrichment	10 %		
	Shape	Chamfered		
	Material	Zircaloy-4		
	Outer Diameter	10.72 mm		
	Wall Thickness	0.62 mm		
	Final Process	10% Cold Working	Full Annealing	Stress Relief
	Ultimate Tensile Strength (kgf/mm ²) [R.T./200°C/400°C]	80 / 59 / 41	52 / 34 / 22	74 / 54 / 39
0.2% Proof Stress (kgf/mm ²) [R.T./200°C/400°C]	73 / 51 / 31	39 / 22 / 14	57 / 39 / 31	
Elongation (%) [R.T./200°C/400°C]	14 / 16 / 19	30 / 40 / 47	18 / 22 / 21	
Pellet-Cladding Gap		0.095 mm		
Element	Overall Length	265 mm		
	Fuel Length	135 mm		
	Weight of Fuel Pellets	95.5 g		
	Number of Pellets	14		
	Plenum Gas	Helium		

* Reference

Table 2.2.3 Summary of cold worked and fully annealed cladding fuel tests

Test No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Fuel type	Maximum cladding surface temperature(°C)						Maximum diametral strain(%)	Post-irradiation observation	
			#1	#2	#3	#4	#5	#6			
217-1	185	Cladding worked cladding	1150	1200	1150	1200	1200	1200	1200	0.8	Oxidation
217-2	260	ditto	1550	1450	1450	-	1600	1500	-	2.9	Broken
217-3	243	ditto	1430	-	1420	1570	1550	1440	-	2.7	Oxidation and partly flaked
218-1	262	Fully annealed cladding	1600	1600	-	-	1600	1550	1550	2.6	Cracking
218-2	240	ditto	1550	1550	1450	1550	1550	1450	-	2.9	Oxidation and partly flaked
218-3	237	ditto	1360	1350	1230	1370	1430	1220	-	2.4	ditto
*111-12	179	Stress relieved cladding(Std.)	1050	1000	1130	-	-	-	-	0.1	Oxidation
*200-5	264	ditto	-	1750	1620	1550	1580	-	-	4.0	Cracking

* References

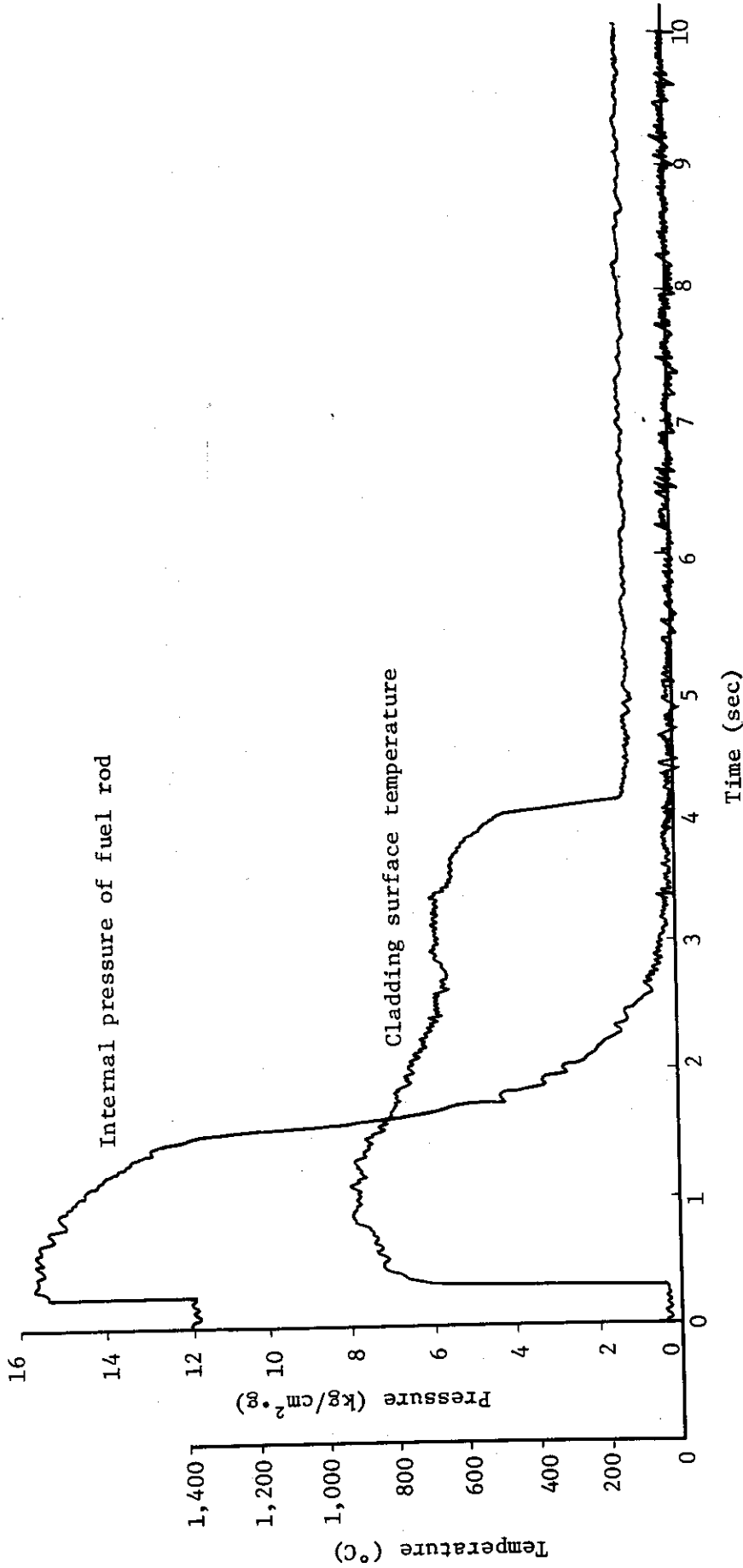


Fig.2.2.1 Time histories of cladding surface temperature and internal pressure of the argon gas pressurized fuel rod subjected to 263 cal/g·UO₂

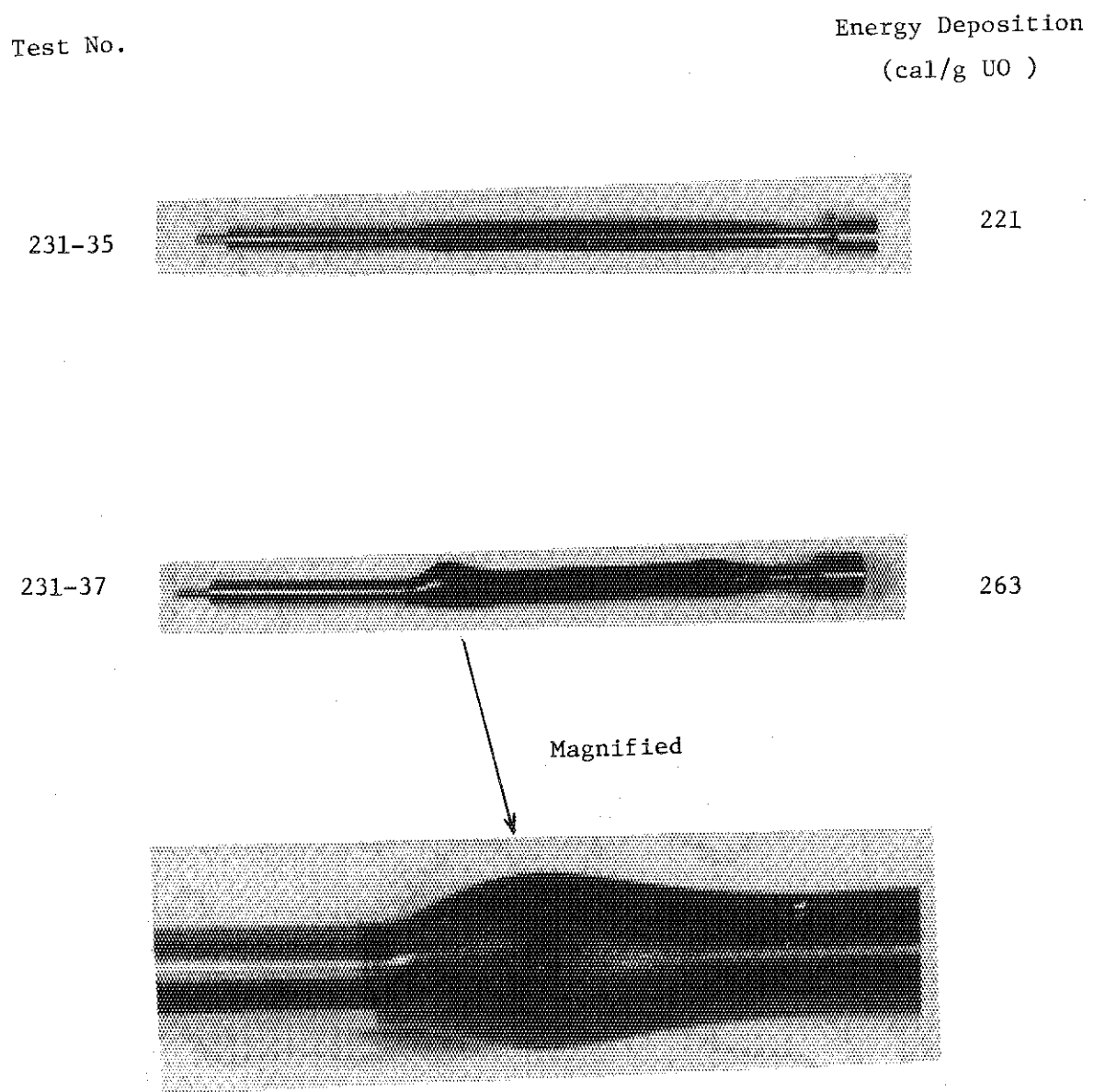


Fig. 2.2.2 Post-test appearance of argon gas pressurized fuel rods ($12 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$)

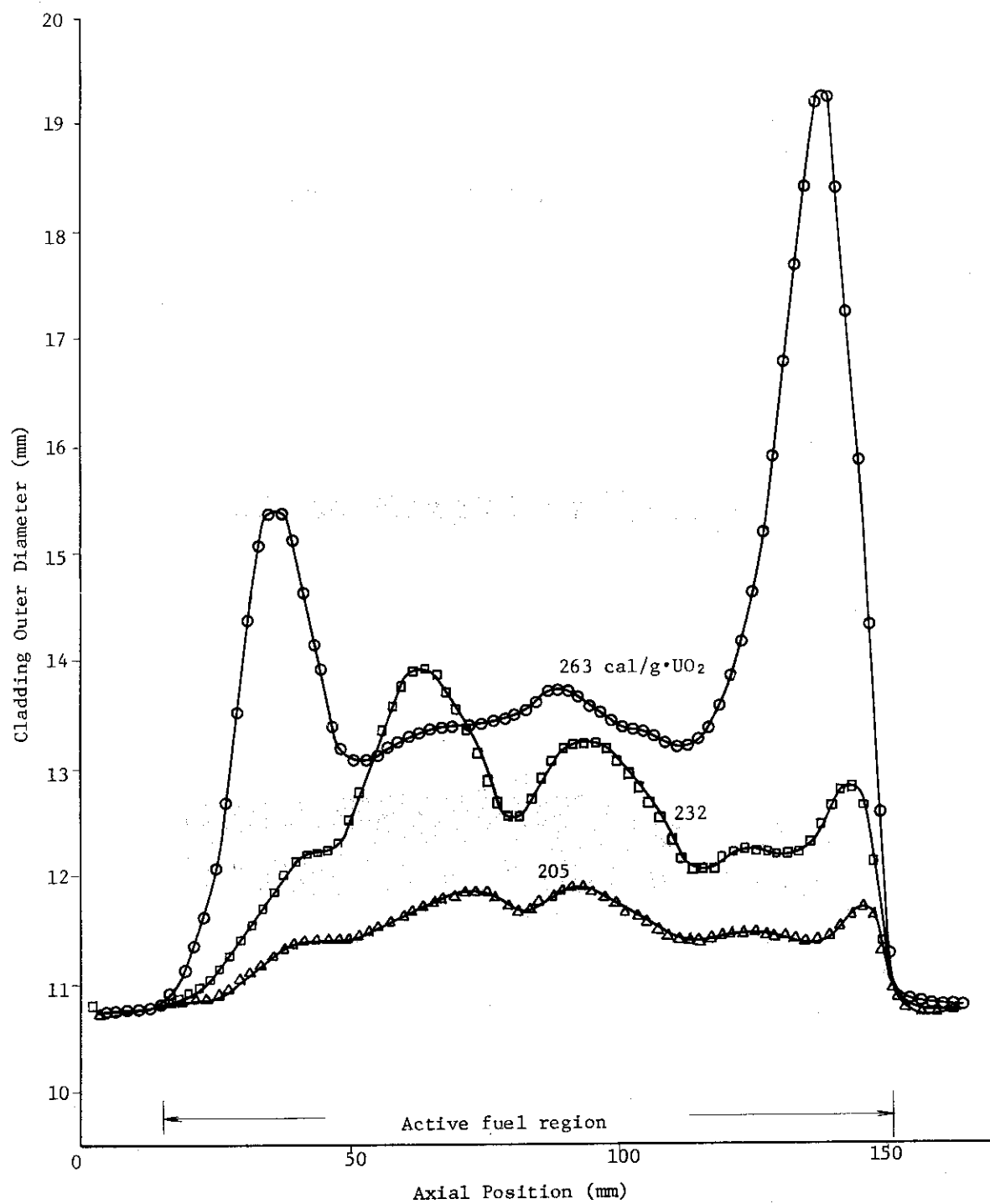


Fig.2.2.3 Comparison of diametral changes of argon gas pressurized fuel rods irradiated at different energy depositions (Initial rod pressure : 12 kg/cm²·g)

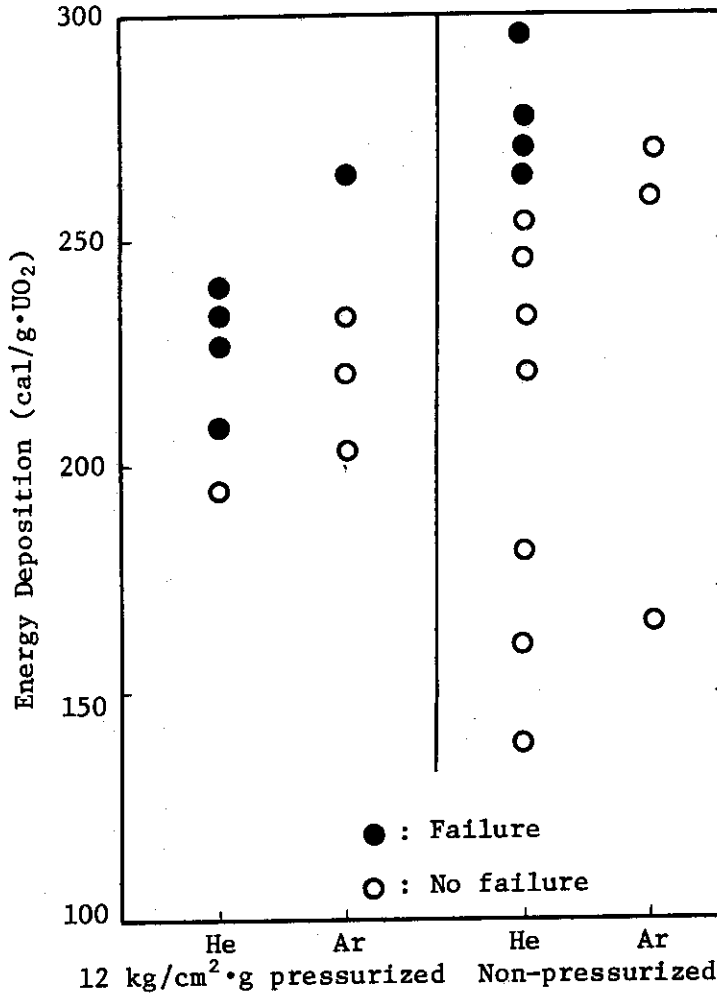


Fig.2.2.4 Comparison of fuel failure thresholds for helium and argon gas pressurized and non-pressurized fuel rods

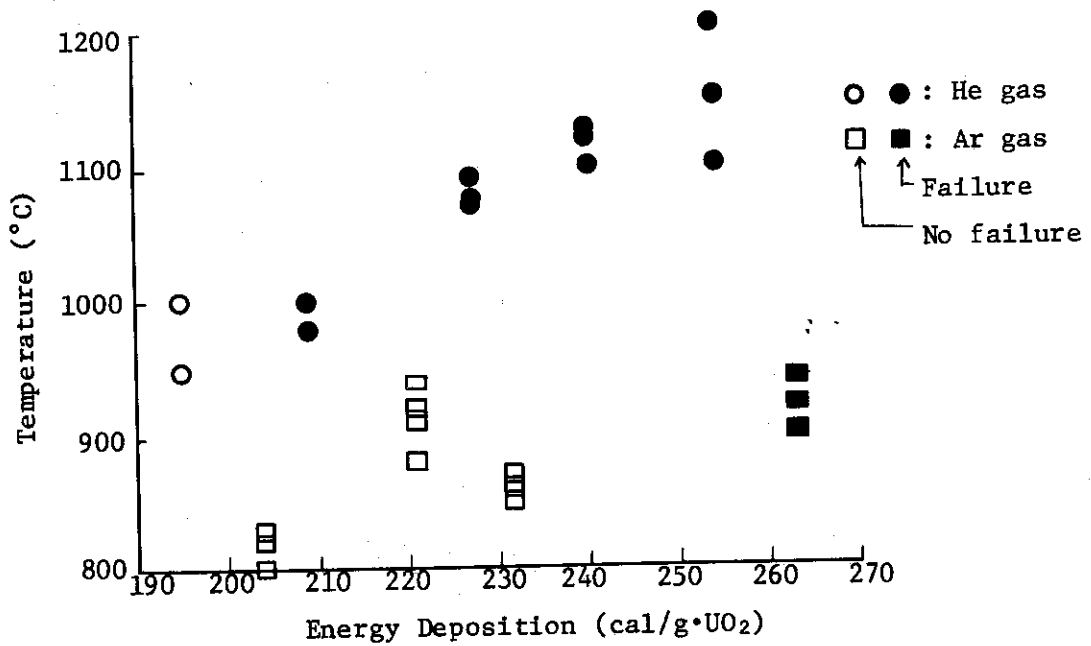


Fig.2.2.5 Comparison of maximum cladding surface temperatures between He gas and Ar gas pressurized fuel rods

Test No.	Gap gas	Energy Deposition (cal/g·UO ₂)	Failure
A 231-24	He	195	No
B 231-37	Ar	263	Yes

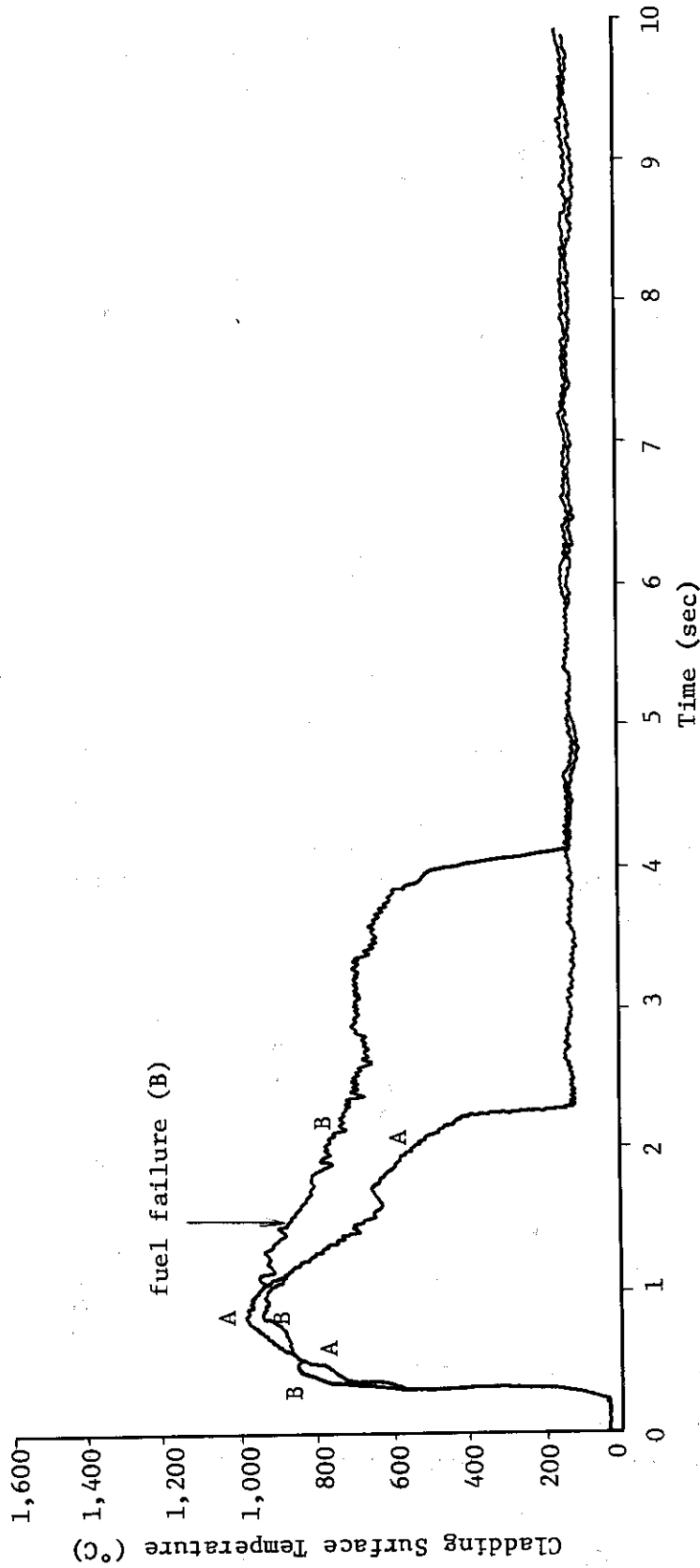


Fig.2.2.6 Time histories of cladding surface temperatures in helium and argon gas pressurized fuel rod tests

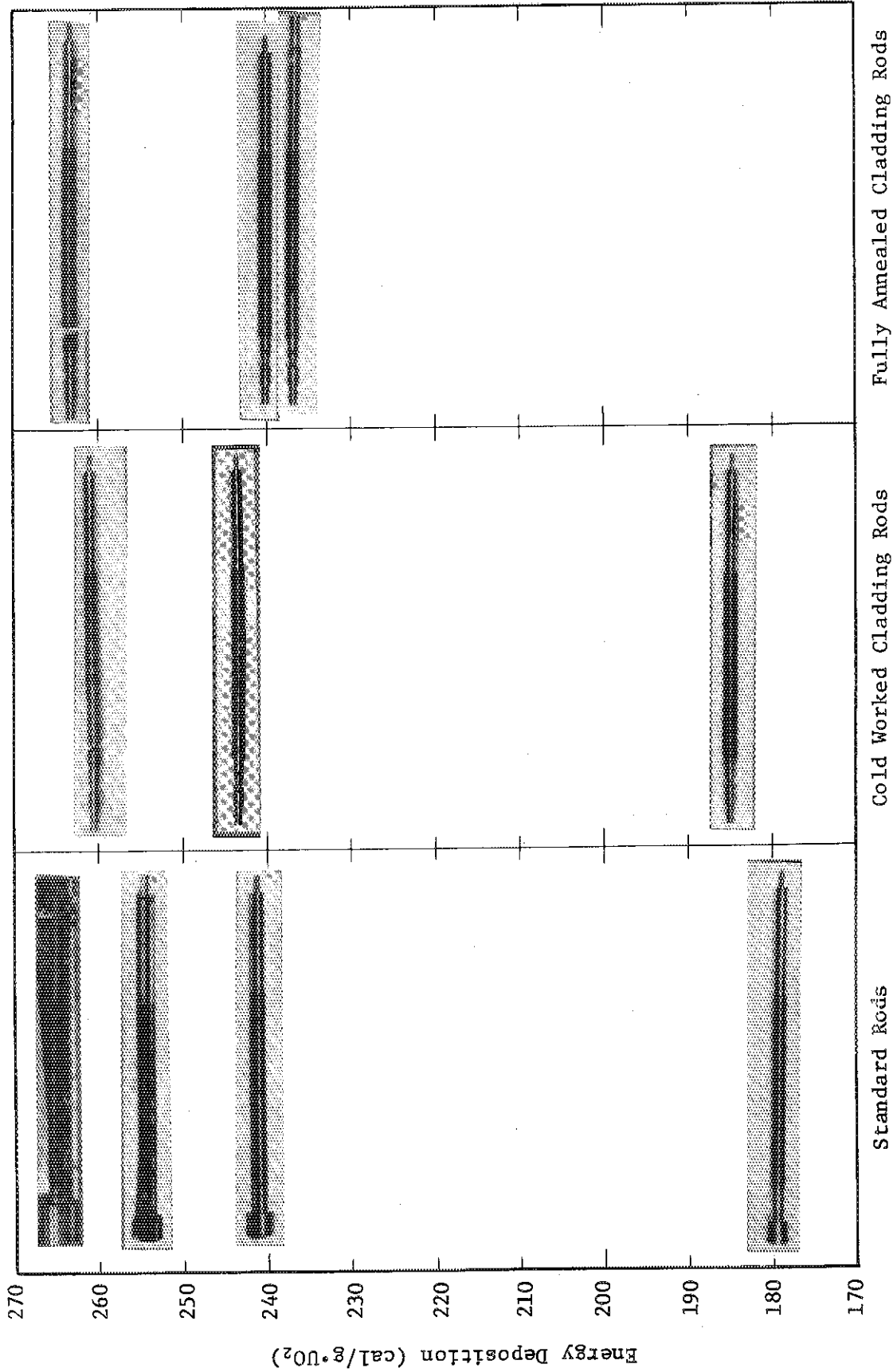


Fig.2.2.7 Post-test photographs of cold worked and fully annealed cladding rods and standard rods

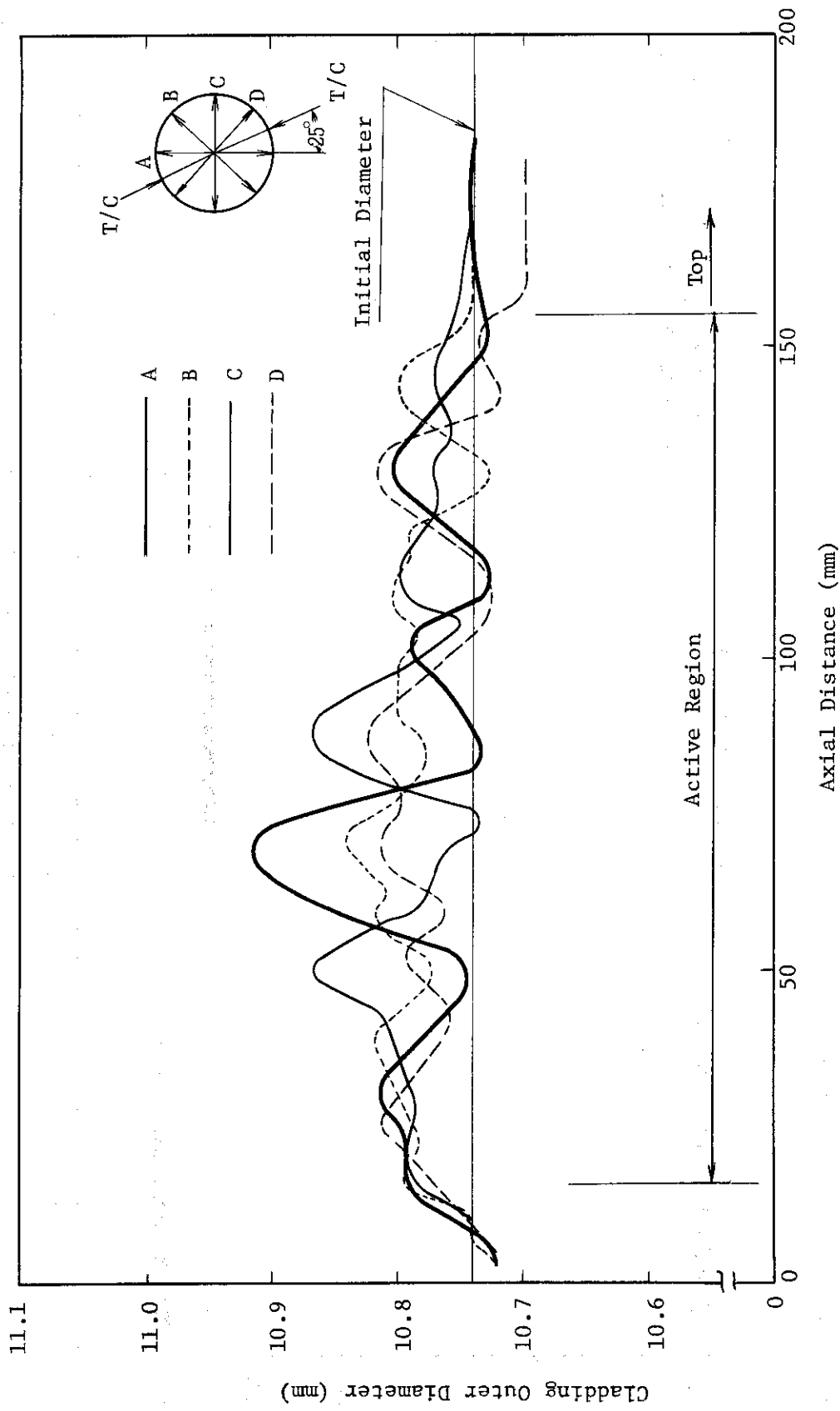
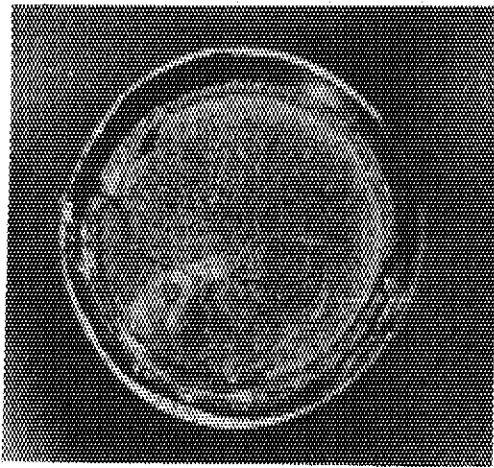
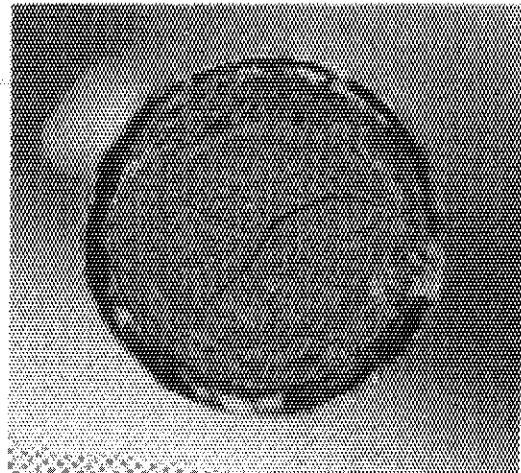


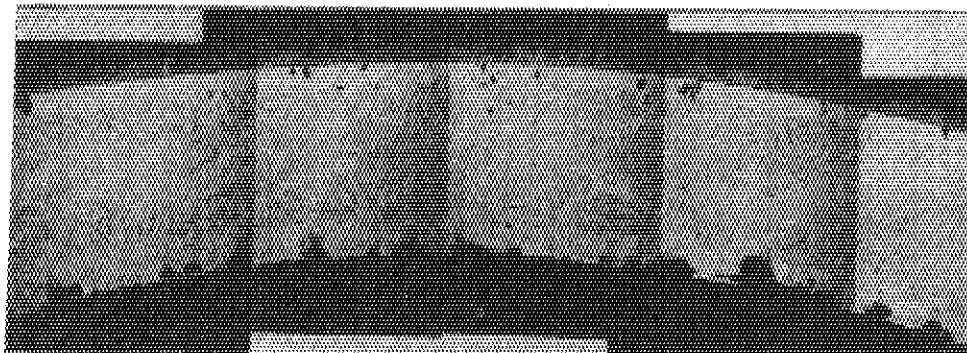
Fig.2.2.8 Diametral changes of the fuel rod after irradiation in Test No.217-1 (185 cal/g·UO₂)



a) Test No. 217-2



c) Test No. 218-1



b) UO_2 -Zry Reaction Layer in Test No. 217-2

ZrO_2
Oxygen-stabilized
 α -Zry

Prior β -Zry

 UO_2 -Zry reaction
layer

Fig. 2.2.9 Post-test photographs of broken face and UO_2 -Zry reaction layer of heat-treated cladding fuel rods

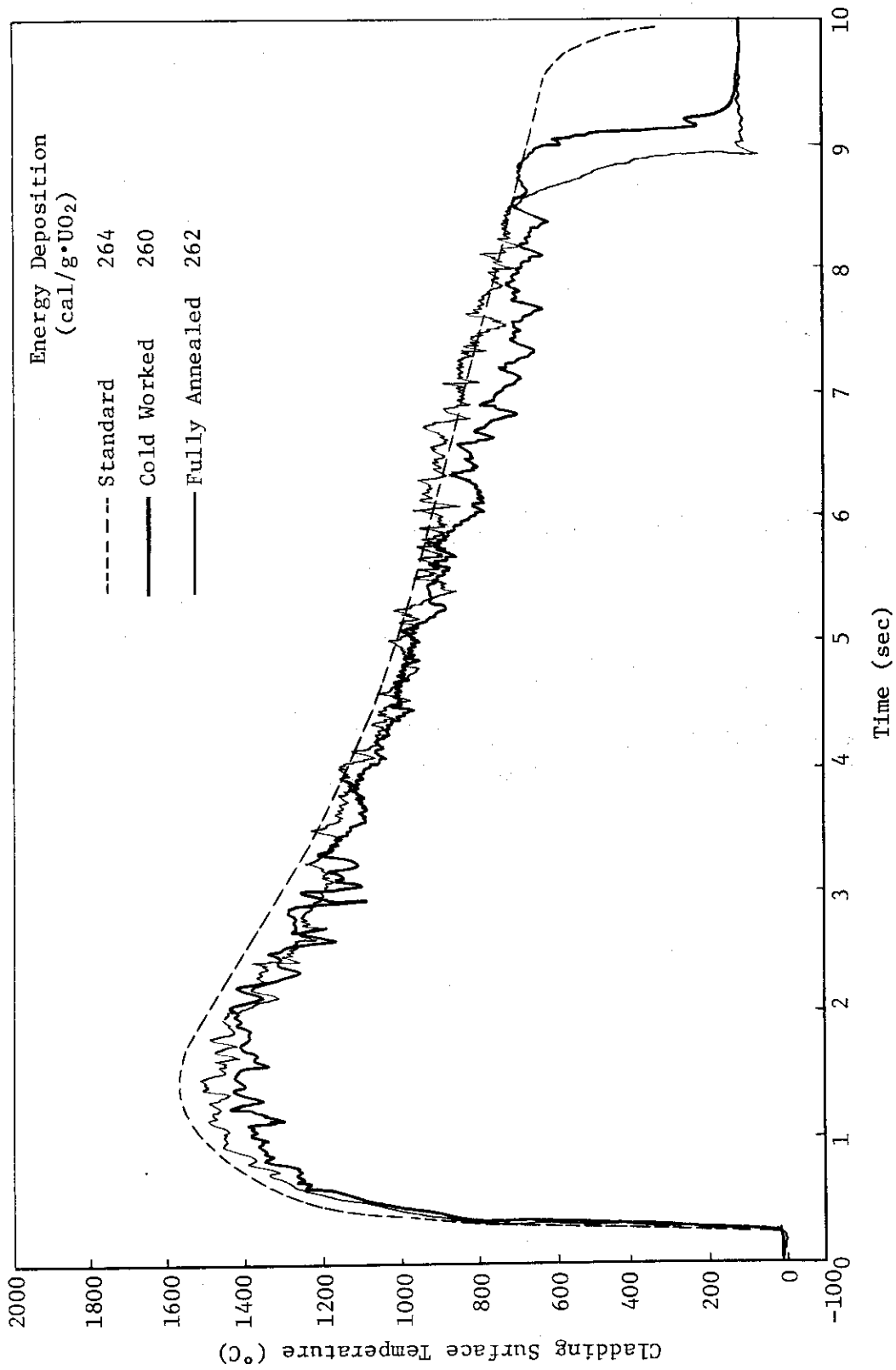


Fig.2.2.10 Histories of cladding surface temperatures at the upper part of fuel rods

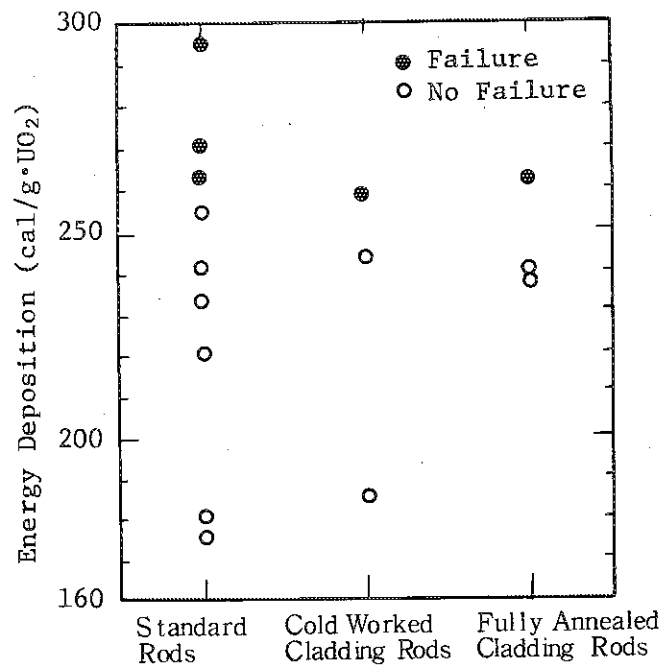
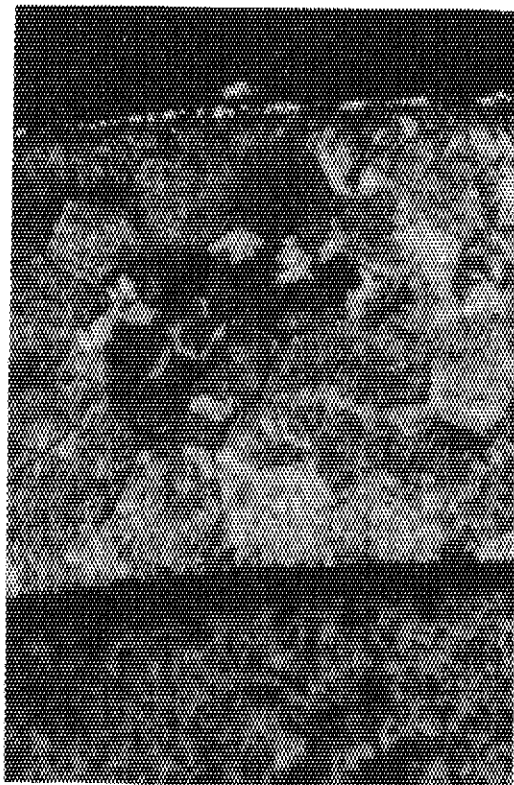


Fig.2.2.11 Comparison of failure threshold for heat-treated zircaloy-4 cladding fuel rods



Test No. 217-1
 Energy Deposition 185 cal/g·UO₂
 Maximum Surface Temperature
 1200 °C
 Film Boiling Duration Time
 7 sec.
 Average Grain Size
 110 μm

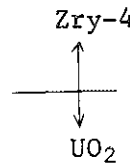


Fig. 2.2.12 Grain structure of cold worked Zry-4 cladding after irradiation

2.3 冷却条件パラメータ試験

2.3.1 冷却水温パラメータ試験 (大西信秋, 石島清見, 落合政昭, 山下義昭)

(1) 概要

10%濃縮標準燃料を用いた実験では同一発熱量で比較した場合、冷却材のサブクール度が小さくなるにつれて被覆管表面温度は高くなり、従って破損しきい値^(A-6)は低下した。これは冷却材のサブクール度が低下するにつれて被覆管表面での熱伝達が悪化すること起因する。

また、冷却水温度が25℃(室温)の条件の下で5~20%濃縮燃料の破損しきい値を究明する実験^(B-16)を行った結果、破損しきい値は燃料の濃縮度が増加するにつれて低下した。これは燃料の濃縮度が増加するにつれて被覆管表面での最高温度が上昇する傾向と対応している。

パルス出力投入直後の燃料ペレット内の発熱分布は外周部で高く、中心に向うにつれて低くなるという形を持つ。また、このような発熱分布の歪は燃料の濃縮度が増加するにつれて顕著になる。NSRR 実験における発熱量は半径方向の平均値と定義されているので、同一発熱量で比較した場合、燃料の濃縮度が増加するにつれてペレット外周部での発熱量は高くなる。

以上のことから、燃料の濃縮度をパラメータにした実験の結果は、ペレット外周部での発熱量の増加が被覆管表面での最高温度の上昇をもたらし、それが破損しきい値の低下につながったものと説明できる。

燃料棒の温度挙動、特に被覆管の温度挙動に影響を与える因子は燃料棒に投入されるエネルギーを除いて、ギャップにおける熱伝達および被覆管表面における熱伝達が考えられる。ところで、すでに述べたように、冷却材のサブクール度をパラメータにした実験の結果から、サブクール度が小さくなるにつれて被覆管表面での熱伝達はかなり悪化することが明らかになっており、悪化の程度によってはギャップの熱伝達が被覆管表面温度の挙動に及ぼす影響は被覆管表面での熱伝達のそれと比較して小さくなることが考えられる。従って、このような場合には先に述べた燃料ペレット内の発熱分布の歪が燃料の破損挙動に及ぼす影響は小さくなるかもしれない。

これらの考えに基づいて、冷却水温度90℃の条件下で

燃料濃縮度 5% ; 発熱量 175, 215, 233 cal/g・UO₂

燃料濃縮度 20% ; 発熱量 178, 192, 211 cal/g・UO₂

の計6回の実験を実施した。

(2) 実験結果

冷却水温度が常温で燃料濃縮度が10%という条件に対しては標準燃料実験の結果を、冷却水温度が常温で燃料濃縮度が5%および20%という条件に対しては濃縮度パラメータ実験の結果を、そして冷却水温度が90℃で燃料濃縮度が10%という条件に対しては冷却水温度パラメータ実験の結果をそれぞれ引用した。

以下に実験結果について説明する。Fig. 2.3.1 は被覆管表面での最高温度を発熱量の関

として示したものであり、燃料濃縮度と冷却水温度をパラメータとしている。同図より、燃料濃縮度が高いほど、又冷却水温度が高いほど被覆管表面での最高温度は高くなる傾向があることがわかる。このことから、冷却水温度が90°Cの場合、25°Cの場合に比べて被覆管表面での熱伝達は明らかに悪化していることがわかる。また、濃縮度の相違、すなわち燃料ペレット内の発熱分布の相違が被覆管表面での最高温度に少なからず影響を及ぼしていることも明らかである。

Fig. 2.3.2は冷却水温度が25°Cの場合の被覆管表面での過渡温度挙動を、燃料濃縮度をパラメータとして比較したものである。同様に、Fig. 2.3.3は冷却水温度が90°Cの場合を比較したものである。Fig. 2.3.2とFig. 2.3.3を比較すると、冷却水温度が90°Cの場合の方が全体的挙動はなめらかであり、最高温度付近を除けば濃縮度の相違による影響は小さいことがわかる。従って、冷却水温度の上昇は被覆管表面温度の全体的挙動に影響を与える（すなわち、被覆管表面温度を全体的に上昇させる。）が、燃料ペレット内の発熱分布の相違の影響は冷却水温度が高い場合には被覆管表面温度がその最高値に達する近傍でのみ顕著なものになると言える。

以上のことより、被覆管表面温度の全体的挙動は冷却水温度の上昇による被覆管表面での熱伝達の悪化にほぼ支配されるが、最高温度はそれに加えてペレット内の発熱分布にも強く影響されることがわかる。これは最高温度の決まる機構が被覆管表面での熱伝達だけではなく、ギャップでの熱伝達にも強く依存するというを示している。

Fig. 2.3.4は本研究の目的のために取り上げた全ての実験点を示したものであり、Fig. 2.3.5はその中から破損しきい値の冷却水温度および燃料濃縮度依存性を示すデータを取り出し、整理したものである。（Fig. 2.3.4中の表を参照）

Fig. 2.3.5から、冷却水温度が25°Cから90°Cに上昇すると破損しきい値はいずれの燃料濃縮度に対しても40～50 cal/g・UO₂程度低下することがわかる。また、冷却水温度が90°Cの場合でも破損しきい値の燃料濃縮度に対する依存性が存在することが示されている。被覆管表面温度の挙動とあわせて考えると、この結果は燃料の破損しきい値が被覆管の全体的温度挙動よりもむしろその最高温度に影響されるということを示している。このことは破損機構からも推測される。すなわち、本実験での燃料破損はすべて被覆管の溶融を原因として発生しており、被覆管の溶融は最高温度に依存するからである。

以上の議論より次のような結論が導かれる。

- 1) 被覆管表面の最高温度は冷却水温度の上昇あるいは燃料濃縮度の増加と共に上昇する。
- 2) 従って、破損しきい値は冷却水温度の上昇あるいは燃料濃縮度の増加と共に低下する。
- 3) 本研究では、冷却水温度と燃料濃縮度の効果はそれぞれ分離した形で現われ、顕著な結合効果はみられなかった。

2.3.2 強制対流試験（藤城俊夫、小林晋昇、丹沢貞光、吉田博之）

(1) 概要

前期に行なった最初の実験に引続き、今期は発熱量と試験燃料部の流速をパラメータとして、計6回の実験を行なった。その結果、強制対流条件が燃料の破損挙動に及ぼす影響は

著しく、将来の本格的なループ実験の基礎データとして、非常に有効な結果が得られた。

(2) 実験方法

Fig. 2.3.6 に強制対流試験における小型ポンプ、流量計、燃料の配置を示す。ポンプによって冷却水は下向きに流れ、流量計、U字管を通った後、上向流となる。燃料部は Zry 製の内径 16 mm のチューブで流路が構成されており、冷却水は流路出口においてカプセル内の水と混合する。ポンプ能力の制約により、燃料部において実現された冷却材の最大流速は約 1.8 m/sec である。

又、Fig. 2.3.7 に被覆材表面温度測定用及び冷却材温度測定用の熱電対位置を示す。

(3) 実験結果

この実験シリーズの主パラメータである試験燃料部の冷却材流速は 0.3 m/s, 1.0 m/s, 1.8 m/s の 3 点、又、発熱量は約 190, 230, 270 cal/g \cdot UO₂ の 3 点の組み合わせで、計 6 回の実験を行った。自然対流条件の主な結果も含め、実験結果の概要を Table 2.3.1 に示す。

a) 照射後燃料の状況と破損しきい値

Table 2.3.1 中で、発熱量が 190 cal/g \cdot UO₂ の試験燃料は、発熱部全域にわたって黒色の ZrO₂ の酸化膜で覆われていた。その中で初期流速が 1.8 m/s (Test No. 240-3) の燃料は発熱部下部、即ち最も上流側に数 mm の縞模様が見られたことから膜沸騰が持続しなかったと思われる領域があった。

破損しきい値近傍の発熱量約 270 cal/g \cdot UO₂ の実験は初期設定流速が 1 m/s, 1.8 m/s の 2 ケースについて行った。流速 1 m/s (Test No. 240-2) の場合、被覆管の内面溶融が原因と考えられる表面の激しい凹凸や曲がりがあり、一部に酸化膜の剥離も生じていたが、被覆管を貫通するクラックは発見できなかった。又、初期流速が 1.8 m/s,

(Test No. 240-4) の場合は、燃料は破損することなく発熱部下端に酸化膜の剥離、上端部にわずかな膨れが見られたが、全体的に表面の変形は小さく、強制対流の効果が大きいことを示していた。

標準実験の破損しきい値が約 260 cal/g \cdot UO₂ であることから、流速が 1 m/s 以上の強制対流条件では、破損しきい値が 10 cal/g \cdot UO₂ 以上高くなることが判明した。さらに、流路付体系の自然対流条件における破損しきい値が、約 240 cal/g \cdot UO₂ であった結果と比較すると強制対流実験 (1 m/sec) の破損しきい値は、30 cal/g \cdot UO₂ 以上上がることになる。

以上の外観をまとめて、Fig. 2.3.13 に示す。

b) 被覆材表面の温度挙動

Fig. 2.3.8 に発熱量が約 190 cal/g \cdot UO₂ の各実験の初期流速と被覆管最高温度、膜沸騰時間の関係を示す。この図から、被覆管表面の温度挙動は冷却材流速の影響を大きく受けていることがわかる。その効果は流速の小さい領域ほど大きく、流速が大きくなるに従って飽和傾向にある。又、膜沸騰継続時間の挙動も強制対流による被覆管表面最高温度と類似した傾向を示している。標準実験の体系、即ち流路無しの自然対流条件と比較すると、被覆管表面の最高温度に関しては、16 mm ϕ 流路の強制対流条件の 0.8 m/s ~ 1.0

m/s の結果と同じである。

次に、発熱量が約 $270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の2つのケース (Test No. 240-2, 240-4) において、前者は熱電対が断線し、データが得られなかったが、後者の初期流速が 1.8 m/s の場合は全ての熱電対による温度挙動が得られた。標準実験では発熱量が $260 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ を越えると、被覆管温度が融点付近まで上昇し、断線していた事実と比較すると、強制対流による熱伝達の増大、被覆管温度の低下が大きいことがわかる。

又、各実験を通じて被覆管表面のクエンチ開始温度が流速、発熱量によらず、ほぼ $500 \sim 700^\circ\text{C}$ で、あまり変化しなかったことは興味ある事実であった。

c) 冷却材の温度挙動

冷却材の挙動を把握するために、冷却材の流速を測定するとともに流路内の軸方向について4箇所水温を測定した。水温の変化は流速、発熱量、測定位置により異なるが、共通しているのは燃料部の入口水温 (No. 1) と被覆管表面温度 # 1 と同じ高さにある水温 (No. 2; 発熱部下端から上方に約 34 mm) はパルス直後の *r* heating による上昇後、ほぼ一定値を示している。従って燃料発熱部にはほぼ一定温度の冷却材が供給され、発熱部の上流から約 $1/4$ の付近までは、被覆管表面では膜沸騰が起きているにもかかわらず、流路管近くでは、常温の水が流れていると推測される。

Fig. 2.3.9 に発熱量 $190 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の実験シリーズの被覆管表面温度と出口水温の挙動を同じ時間スケールで示す。この図から、出口水温が最大となる時刻はいずれの実験においても被覆管のクエンチング後約1秒であり、被覆管表面が核沸騰状態になると、出口水温は急速に低下している。次に発熱量が $270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 初期流速 1.8 m/s の実験 (Test No. 240-4) における被覆管温度、流速、出口水温の過渡挙動を Fig. 2.3.10 に示す。

図に示すように、出口水温は被覆管表面温度が高温となり膜沸騰の生じている間徐々に上昇し、被覆管温度の低下とともに水温も低下する。そして、被覆管表面がクエンチした時、出口水温の若干上昇するような挙動を示していた。

(4) 考 察

a) 被覆管表面温度挙動

本実験シリーズにおいては、強制対流の効果による被覆管表面温度の低下が顕著であった。Fig. 2.3.11 は発熱量約 $180 \sim 190 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ における冷却条件の相違による被覆管表面温度挙動の違いを示したものである。流速 1.8 m/s の強制対流条件の最高温度は、標準実験 (流路なしの自然対流条件) に比べ、約 300°C 、流路付自然対流条件に対しては約 500°C と大幅に低下しているのがわかる。膜沸騰継続時間も標準実験の $1/4$ 、流路付自然対流条件の $1/8$ と大幅に短縮されている。これはサブクール度の大きい冷却水の強制対流によって蒸気膜厚が薄くなり、熱流束の増大に大きく寄与しているためと考えられる。

したがって今後の実験は、冷却材の温度を高め、サブクールを変えた強制対流条件についても実施し、サブクール度の熱流束に与える影響を明確にしてゆく予定である。

b) 冷却水流速の過渡挙動

流速の減少は、急激なボイドの発生による流路の閉塞が生じるためではないかと考えら

れる。この状況を定量的に評価するために実験に使用した小型ポンプの特性試験を行った。ポンプ特性試験の結果を用い、本実験体系における定常時の圧力損失について評価すると約 0.1 kg/cm^2 となることがわかった。又、過渡変化中の流速を準定常的に考えた場合、初期流速 1.8 m/sec 、発熱量 $270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の実験では圧力損失が約 0.2 kg/cm^2 まで増加している結果となる。クエンチング後の核沸騰状態における流速が変化なくほぼ一定であることを考慮すると、過渡変化中の系内の圧力損失は、摩擦によるものよりも、加速損失が大きな割合を占めているものと推測できる。静的な加速損失として系内のボイド率を評価すると約 90% 前後のボイドの発生が見込まれることから、急激なボイド発生によって流速の減少が現われるものと思われる。

以上述べてきた流速の過渡変化、流路抵抗の状況はあくまでも本実験体系における特殊性かと考えられるが、将来の NSRR におけるループ実験においては十分に上記結果に留意して実験を進めてゆくことが必要であろう。

2.3.3 バンドル燃料試験 (藤城俊夫, 小林晋昇, 丹沢貞光, 吉田博之)

これまでに実施したバンドル燃料試験では、バンドルに組み込んだ燃料がいずれも同程度の発熱量となるように、中心に 20% 濃縮燃料 (1本)、外周に 10% 濃縮燃料 (4本) を用いてきた。

その後、バンドルに組み込む燃料濃縮度の組合せを変え、主に発熱量を評価するための実験を行ってきた。

実験は、中心に 10% 濃縮燃料 (1本)、外周に 5% 濃縮燃料 (4本) を用いた場合について 3回、中心に 20% 濃縮燃料 (1本)、外周に 5% 濃縮燃料 (4本) を用いた場合について 2回の計 5回を行った。

Table 2.3.2 に実験結果の概要を示す。いずれの実験も 5本バンドルの外側に四角型 (アルミニウム製) の流路チャンネルを取りつけて実施した。また、試験燃料の発熱量は、照射後燃料のガンマ線強度をガンマ線波高分析器を用いた相対測定によって求めた。尚、外周燃料については、出力歪が著しいため、試験燃料を回転して測定し、その直均値から発熱量を求めた。

Table 2.3.2 に示すとおり、中心燃料と外周燃料の発熱量の相対比は、実験結果と解析結果^{*}が良い一致を示している。

さて、今期の 5回の実験においても、これまでに実施してきた実験と同様に、外周燃料は極端な出力歪に起因する著しい曲がりが生じており実炉条件の出力歪とも異なることからそのまま実炉条件と比較できるような実験結果とはいえない。しかし、外周に発熱した燃料の存在する実炉条件を模擬する実験としてバンドル体系における中心燃料の挙動を究明することは重要なことであり今後のバンドル燃料試験としては、主として中心燃料の挙動に着目して実験を実施して行く予定である。中心燃料にあっては、今回の実験により、いずれのバンドル構成においても単一燃料照射時の約 60% の発熱量が得られることからバンドル体系において幅の広い燃料破損実験が可能である見通しを得た。

* William G. Lussie 氏が NSRR に滞在中解析を行った。

Table 2.3.1.1 Summary of forced circulation tests

Test No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Coolant flow (m/sec)	Maximum cladding surface temperature (°C)	Maximum coolant outlet temperature (°C)	Shape of flow shroud and material of shroud	Post Test observation
240-1	190	1.0	1070	57 (T/C failure)	16 mmφ I.D. (Zry)	No failure Oxidation in whole active region
240-2	270	1.0	1700	— (T/C failure)	16 mmφ I.D. (Zry)	No failure Oxidation and wrinkled in whole active region
240-3	180	1.8	1000	40	16 mmφ I.D. (Zry)	No failure Oxidation Max. bowing; 1.0 mm
240-4	260	1.8	1400	37	16 mmφ I.D. (Zry)	No failure Oxidation in whole active region
240-5	194	0.3	1150	79	16 mmφ I.D. (Zry)	No failure Oxidation in whole active region
240-6	230	1.8	1200	— (T/C failure)	16 mmφ I.D. (Zry)	No failure Oxidation in whole active region

Table 2.3.2 Summary of cluster rod tests

Test No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Fuel enrichment (%)	Relative ratio $\frac{\text{Center rod (cal/g·UO}_2\text{)}}{\text{Outer rod (cal/g·UO}_2\text{)}}$		Shroud
			Experiment	Calculation	
312-10-1	Center rod 75	5	1.154		Square (34 mm)
	Outer rods 65	10			
312-10-2	Center rod 210	5	1.235	1.128	Square (34 mm)
	Outer rods 170	10			
312-11	Center rod 250	5	1.163		Square (34 mm)
	Outer rods 215	10			
312-20	Center rod 190	5	1.557	1.560	Square (34 mm)
	Outer rods 122	20			
312-21	Center rod 225	5	1.552		Square (34 mm)
	Outer rods 145	20			

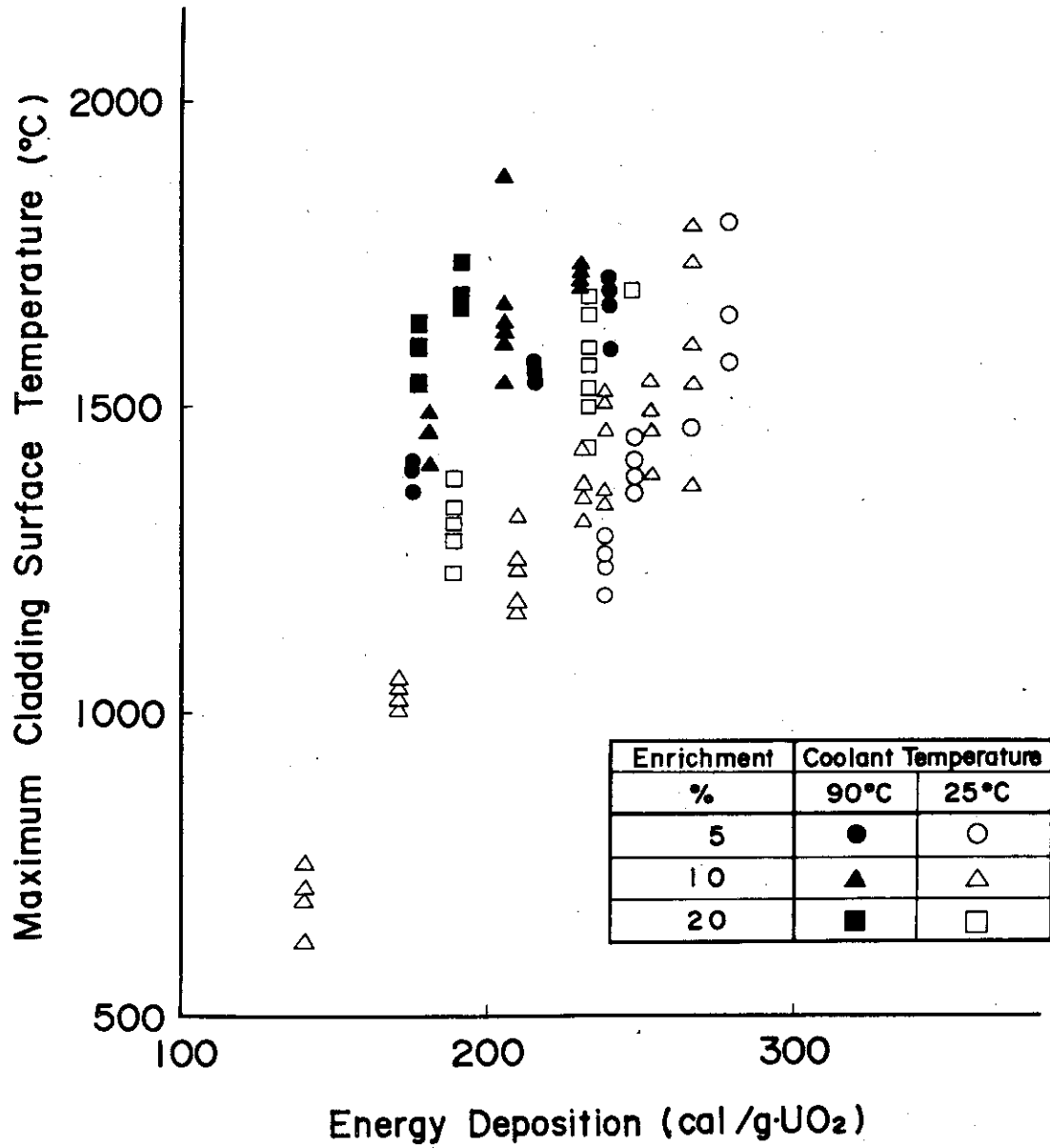


Fig. 2.3.1 Maximum Cladding Surface Temperatures as a Function of Energy Deposition with Fuel Enrichment and Coolant Temperature as Parameters

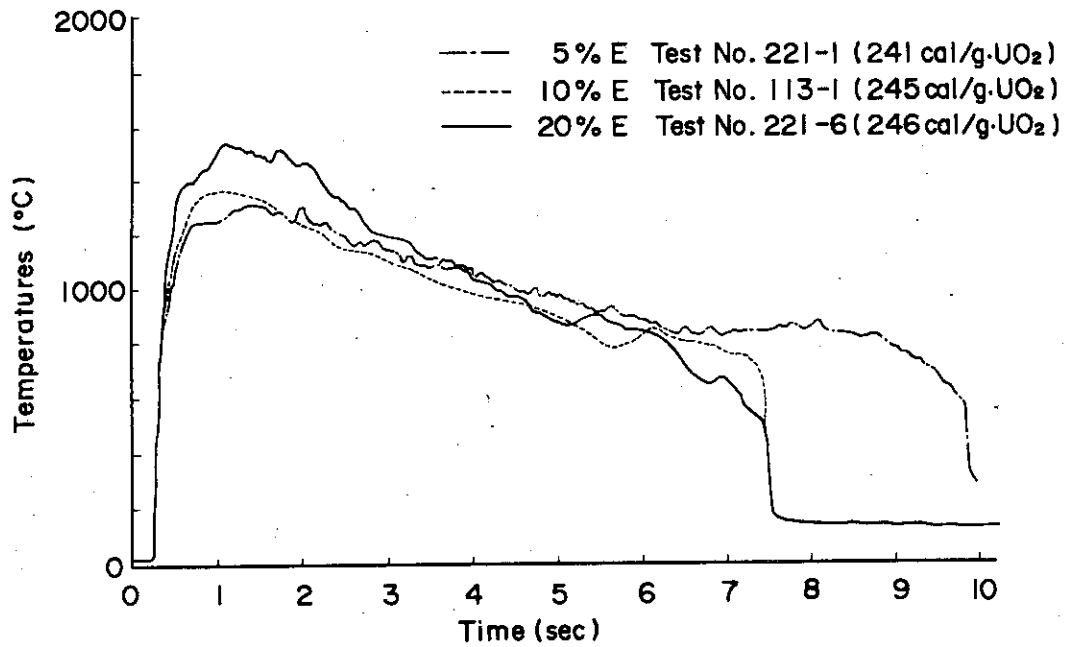


Fig.2.3.2 Transient Histories of Cladding Surface Temperatures of Fuel Rods with Various Fuel Enrichments in Case of 75°C Subcooling

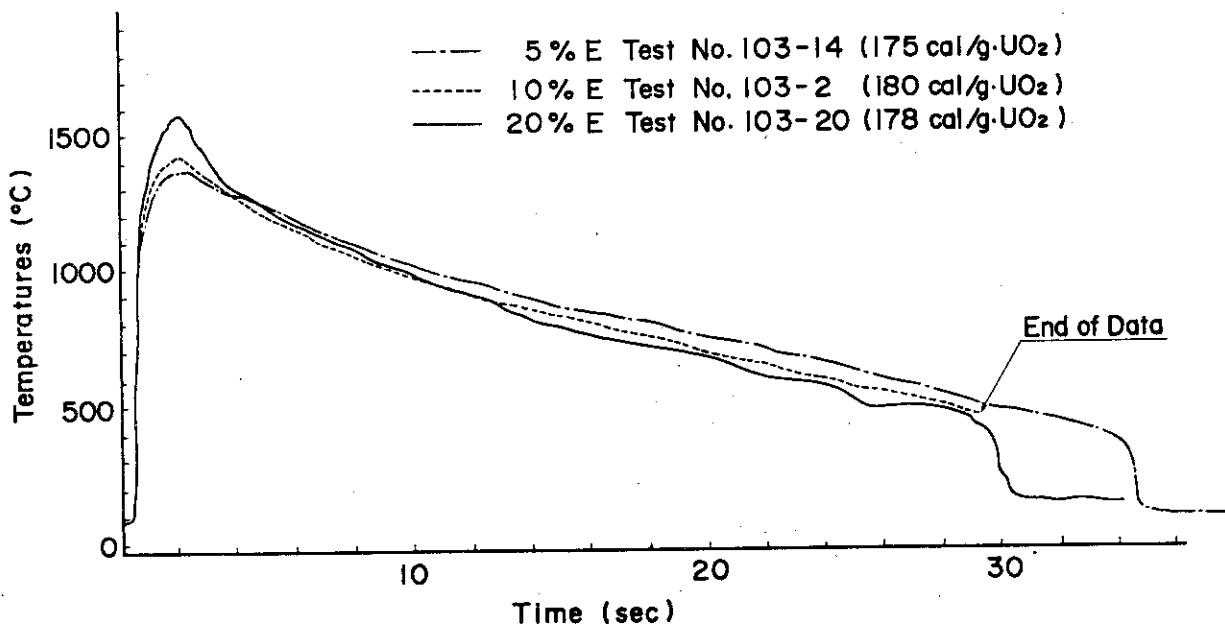


Fig.2.3.3 Transient Histories of Cladding Surface Temperatures of Fuel Rods with Various Fuel Enrichments in Case of 10°C Subcooling

Enrichment (%)	Coolant Temperature (°C)	Failure Threshold (cal/g·UO ₂)	
		No failure	Failure
5	90	215	233
	25	267	278
10	90	205	219
	25	252	265
20	90	192	211
	25	246	248

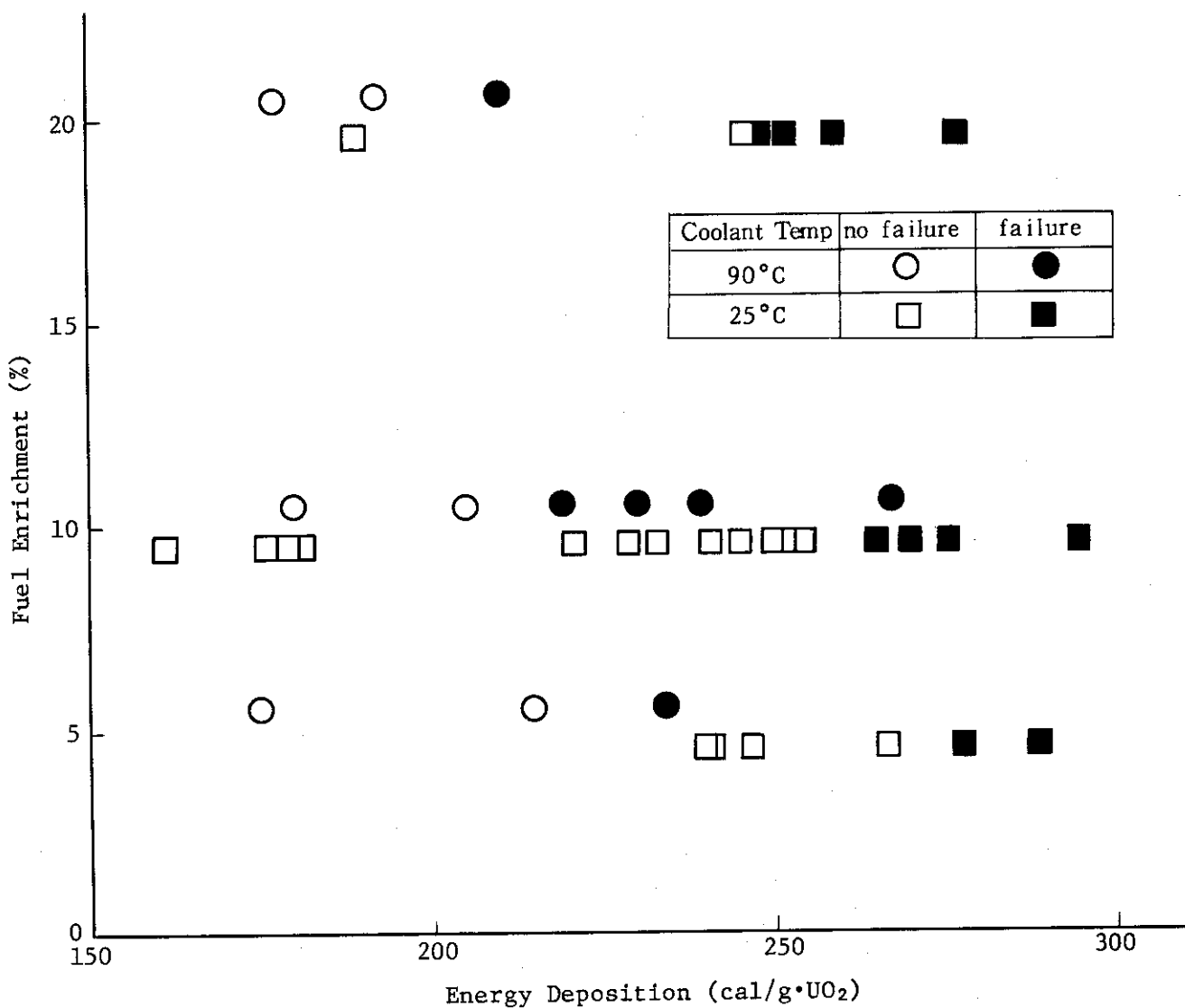


Fig.2.3.4 Results of the Combined Effect Tests (Fuel Enrichment/Coolant Subcooling)

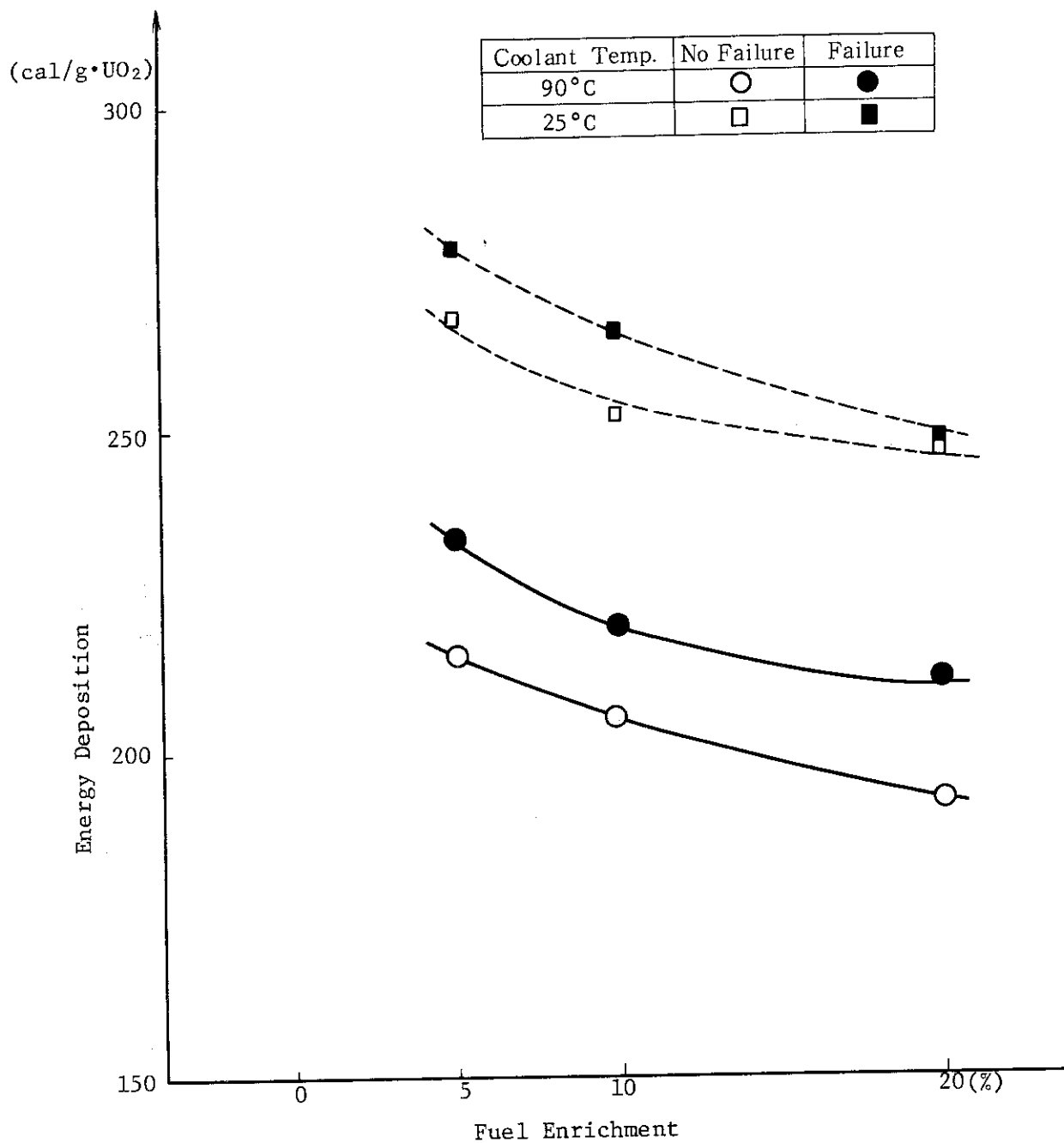


Fig.2.3.5 Dependencies of Fuel Failure Threshold on Fuel Enrichment and Subcooling of Coolant

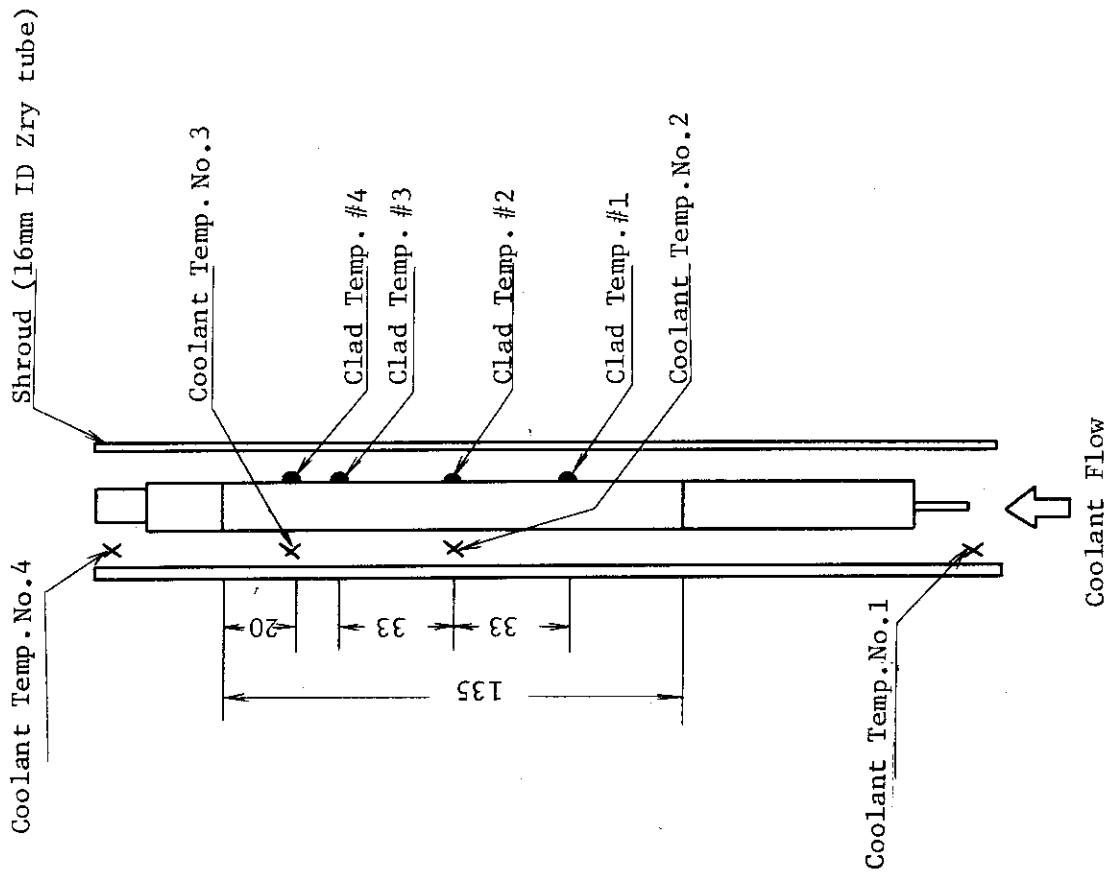


Fig.2.3.7 Measuring points of cladding surface and coolant temperatures

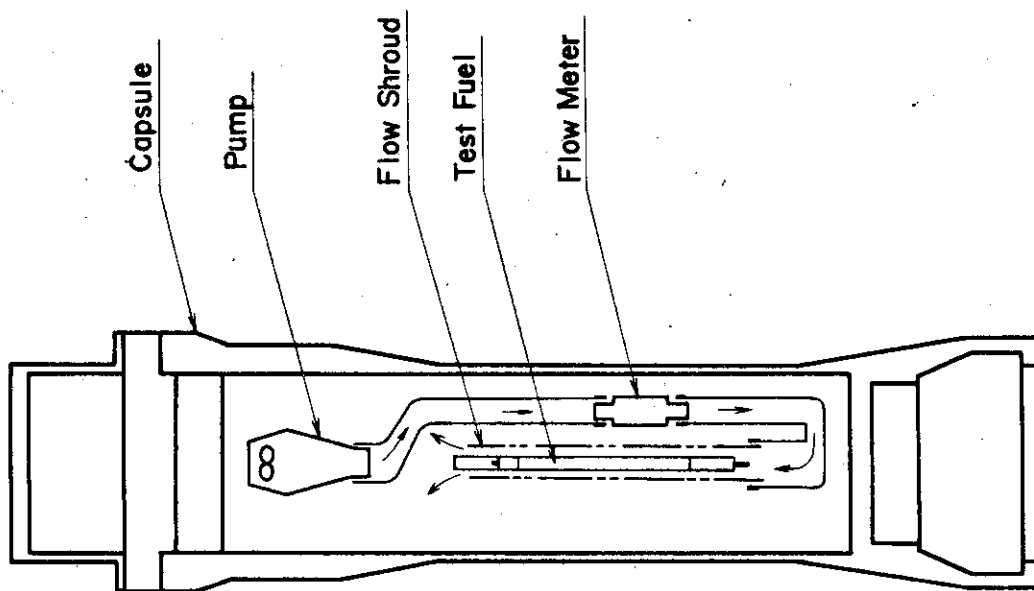


Fig.2.3.6 Schematic of forced coolant flow experiment

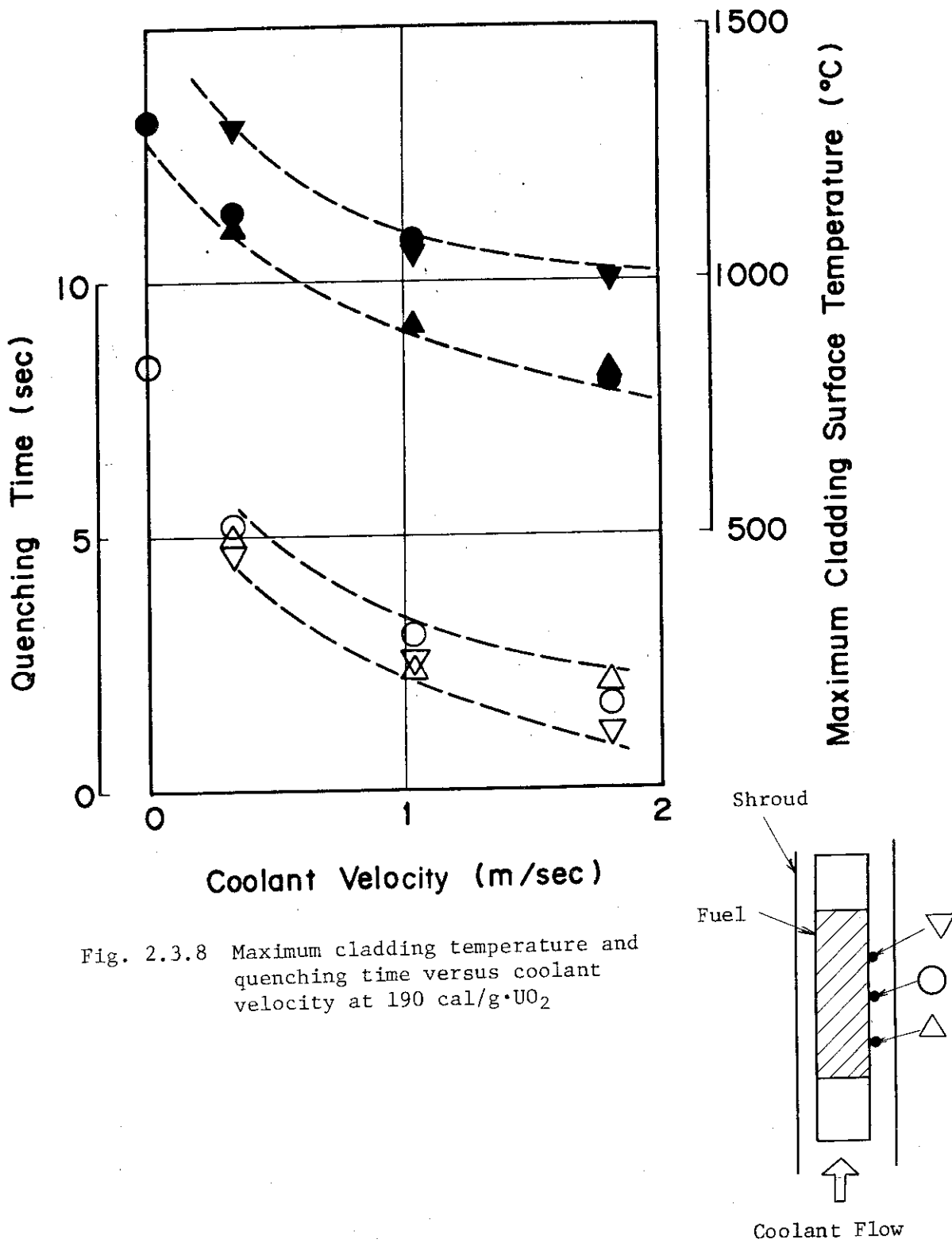


Fig. 2.3.8 Maximum cladding temperature and quenching time versus coolant velocity at $190 \text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$

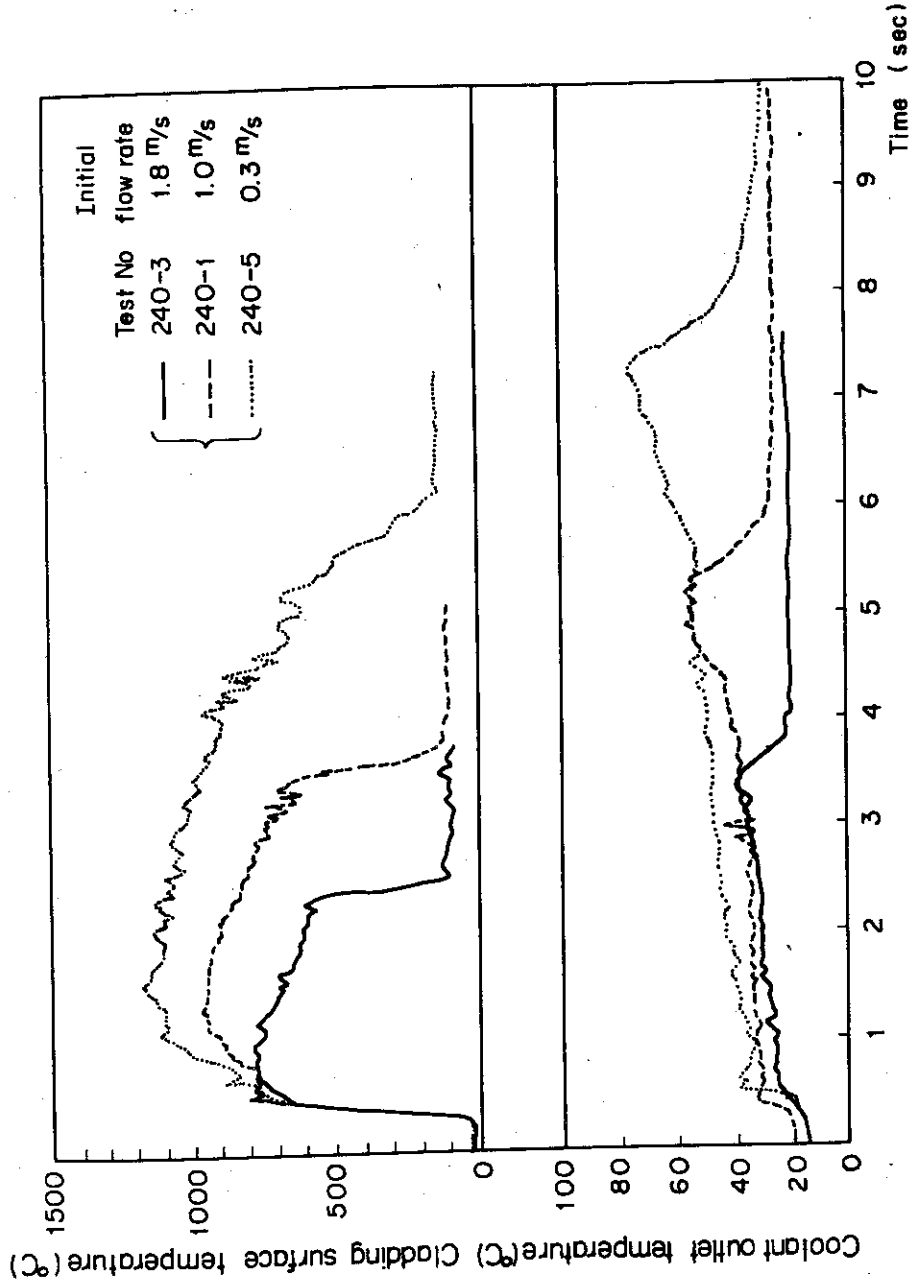


Fig. 2.3.9 Transient histories of cladding surface temperatures and coolant outlet temperatures at 190 cal/g·UO₂

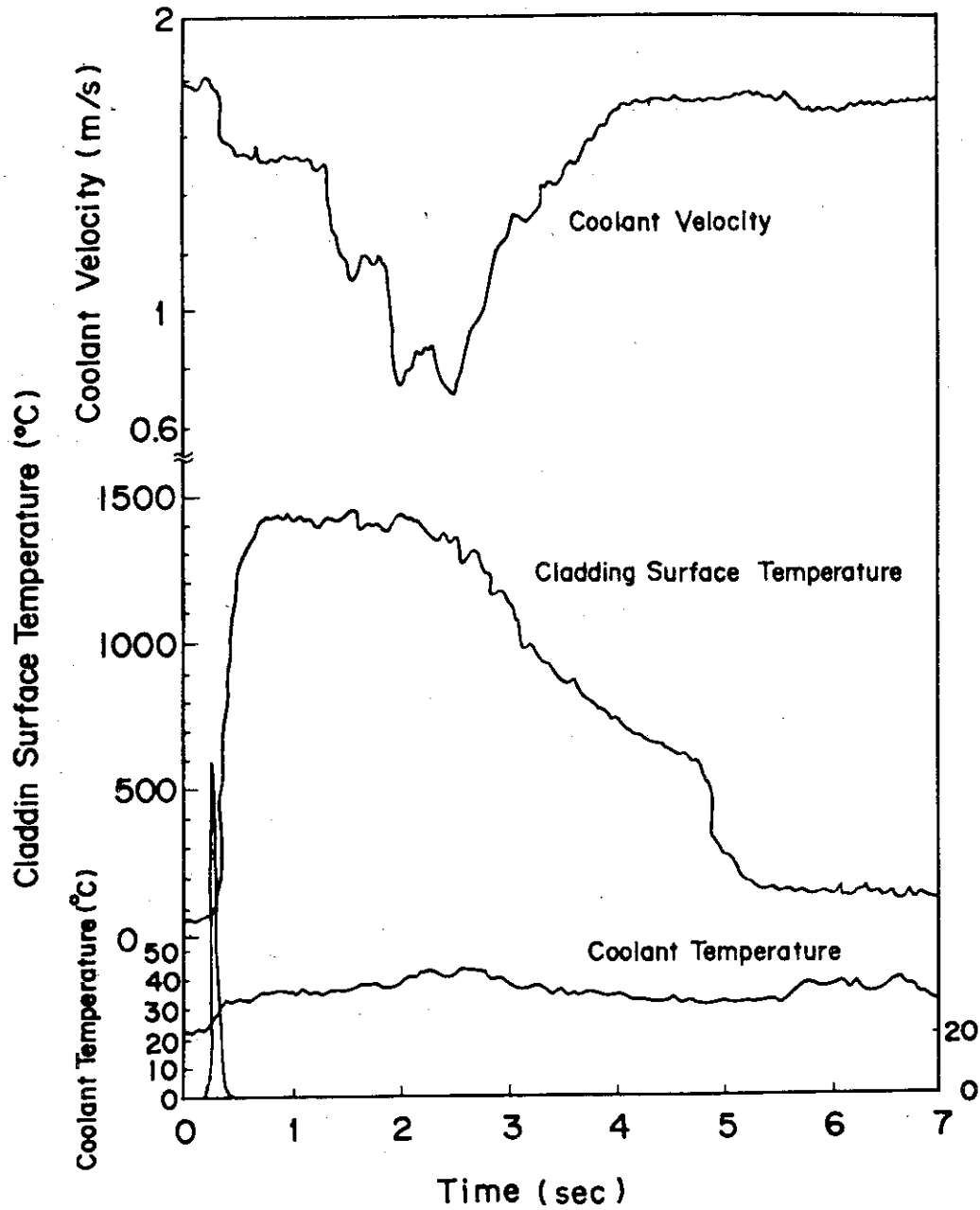


Fig.2.3.10 Transient history of coolant velocity, cladding temperature and coolant temperature at 270 cal/g·UO₂ test

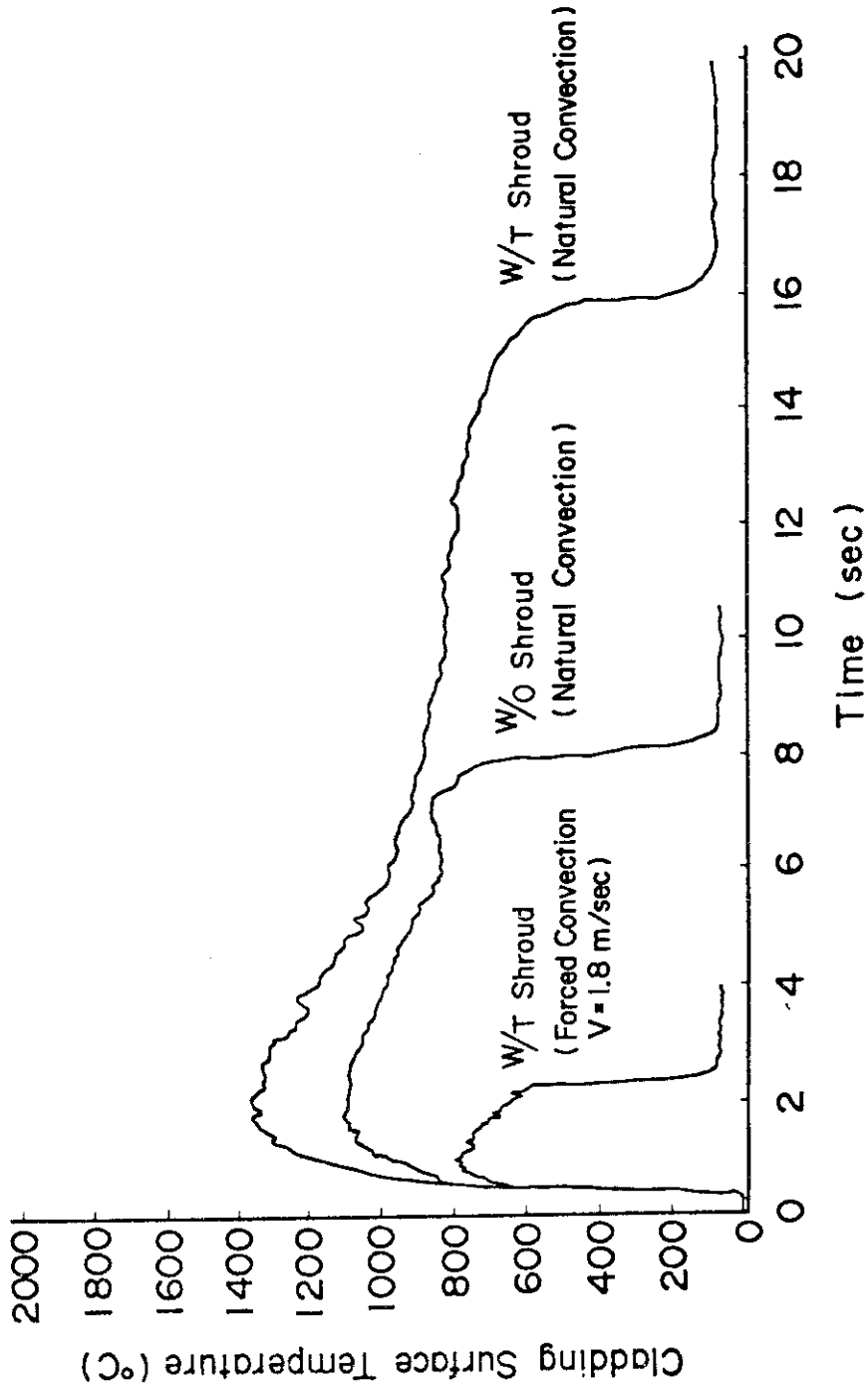


Fig. 2.3.11 Comparison of a cladding temperature history of forced coolant flow test with that of standard tests with and without a flow shroud at 190 cal/g·UO₂

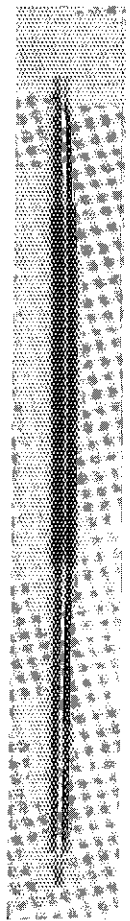
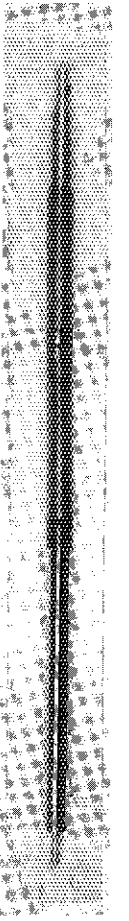
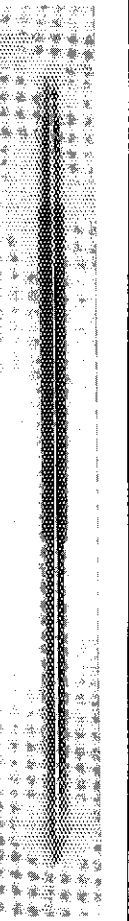
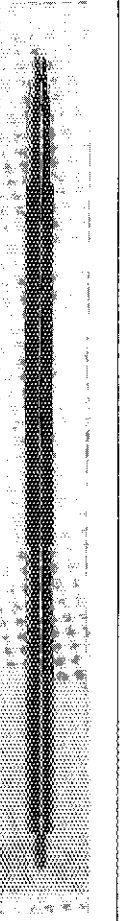
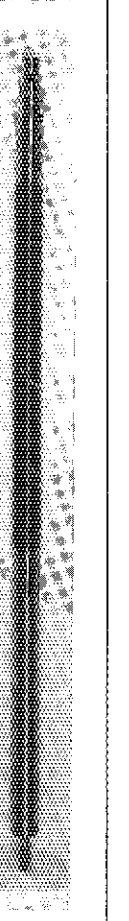
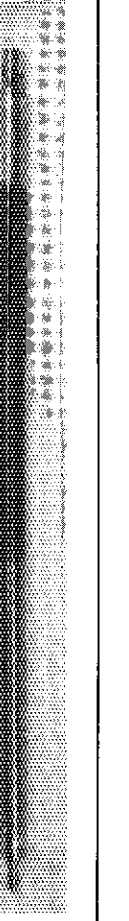
Test No.	Energy Deposition (cal/g·UO ₂)	Coolant Velocity (m/sec)	Photograph
240-1	190	1.0	
240-2	270	1.0	
240-3	180	1.8	
240-4	260	1.8	
240-5	194	0.3	
240-6	230	1.8	

Fig. 2.3.12 Photographs of the irradiated test fuels in forced coolant flow tests

2.4 欠陥燃料試験

2.4.1 浸水燃料実験 (大西信秋, 石島清見, 落合政昭, 山下義昭)

(1) 10 mm Cd の箔付き実験

(1-1) 実験目的

NSRR 標準試験燃料の軸方向の出力分布は、一般の動力炉燃料要素とは異なって、発熱部の上下両端に 1.2 ~ 1.3 の大きな出力ピークがある点が特徴である。^(A-4) この出力ピークの有無が浸水燃料の破損挙動に与える影響を確認する目的で、発熱部上下両端を長さ 15 mm の Cd 箔で覆って出力ピークを除去して、浸水燃料実験を行ってきた。その結果、出力ピークの有無によって部分浸水燃料の破損挙動が大きく影響されることがわかった。^(A-6)

しかしながら、1 回の実験結果しかないが Cd 箔の長さを 10 mm とした場合 (Test No. 402-8) には、従来の Cd 箔を用いなかった実験と類似した結果を示し、Cd 箔によって出力ピークを除去した効果は顕著でなかった。

このため、Cd 箔の長さによって部分浸水燃料の破損挙動に及ぼす影響を確認する目的で、浸水量 1.04 g (~30%)、および 2.40 g (~70%)、総発熱量約 150 cal/g・UO₂ の条件で発熱部上下両端を長さ 10 mm の Cd 箔で覆った試験燃料を用いて 2 回の実験を行なった。詳細な実験条件は Table 2.4.1 にまとめて示す。

(1-2) 実験結果

本実験の結果を、同様な実験条件で行なった長さ 15 mm の Cd 箔付き実験の結果と比較して Table 2.4.2 に示す。同表および、Fig. 2.4.1 に示す照射後燃料の写真から明らかのように、Cd 箔の長さを変えても燃料破損挙動はほとんど影響を受けなかったことがわかる。すなわち、70% 浸水の場合は、Cd 箔長さが 10 mm、15 mm の両実験において、全体的に被覆管が膨らんでおり、膨張個所の先端に小さな破損口があって、加圧燃料実験^(A-3,4,5,6)で良く見られる被覆管の高温バーストに酷似していた。一方、30% 浸水の場合は、被覆管の膨張および酸化の程度にいさゝかの差異がみられるものの、両者とも破損せず、未破損の加圧燃料と類似した様相を呈した。

これに対して、10 mm Cd 箔付き 80% 浸水燃料実験^(A-6) (Test No. 402-8) は今回の 70% 浸水燃料実験 (Test No. 402-24) とほぼ同一の実験条件で行なわれたものであるが、Fig. 2.4.2 に示すように、発熱部の下半分が大破しており Cd 箔を用いなかった場合の浸水燃料実験と同様に、被覆管の低温バーストを呈した。

(1-3) 検討

以上の結果から、この 10 mm 長 Cd 箔付き 80% 浸水燃料実験の場合にのみ、両端部の出力ピークの除去に失敗したことが考えられる。その原因は十分には解明できないが、同実験が NSRR において最初に行なった Cd 箔付き実験であって、Cd 箔の取り付け法に不手際があったものと考えている。

本実験の結果、Cd 箔の長さを 10 mm とすれば端部での出力ピークを除去できることが分ったが、このことは NSRR 標準試験燃料にみられる端部の出力ピークの位置が端面から 2 ~ 4 mm 以内に限定されているので妥当な結果であろう。

(2) 発熱部下端 Cd 箔付き実験

(2-1) 実験目的

前述したように、両端部での出力ピークの有無が部分浸水燃料の破損挙動に大きな影響を与えることが分かっている。部分浸水燃料の場合、燃料上部は非凝縮性気体が残存しているプレナム部があり、一方燃料下部はほぼ完全に水が充填されているものと考えられる。したがって、部分浸水燃料の破損挙動に対して上下両端部の出力ピークのどちらか一方がより支配的であるかを確認することはその破損機構を知るうえで興味深いことである。

そのため、発熱部の下端のみを長さ 10 mm の Cd 箔で覆った試験燃料を用いて、浸水量 1.75 g (～50%)、および 1.20 g (～30%)、総発熱量 150 cal/g・UO₂ の条件で 2 回の実験を行なった。詳細な実験条件は Table 2.4.1 にまとめて示す。

(2-2) 実験結果

本実験の結果、照射後の燃料写真 (Fig. 2.4.2) からわかるように、50% 浸水の場合は破損せずに、30% 浸水の場合は高温バーストを呈した。

Fig. 2.4.3 (50% 浸水)、Fig. 2.4.4 (30% 浸水) の両図から分るように、両実験において燃料内圧挙動は特異な様相を呈した。すなわち、50% 浸水の場合は、1,600 気圧^{*}もの高圧を記録した後、あたかも燃料破損を意味するかのように急激な減衰を示した。30% 浸水の場合は燃料内圧は急速に上昇して約 90 気圧に達した後、ゆるやかに減衰した。その後 40 気圧にまで低下した時に内圧は急降下を示した。内圧の急降下開始と同時にカプセル内圧計および冷却水水位計も有意な信号を示したことから、この急降下は燃料破損に対応するものである。なお、破損時刻の被覆管温度は約 800°C にまで上昇していた。

一方、50% 浸水および 30% 浸水の両実験において圧力がピークに達したのち減衰を開始する時刻には被覆管温度はほとんど上昇していなかった。

(2-3) 検 討

以上述べたように本実験では、燃料破損時刻以外の時に燃料内圧が大きく降下した。内圧降下の原因として燃料破損の外に、ギャップ領域の温度降下、被覆管の膨張および圧力センサや同アダプタの取り付け位置からの高水圧の漏洩等が考えられる。

しかしながら、燃料内圧降下開始時刻には駆動炉心出力がパルス出力中であるので、ギャップ領域の温度は上昇過程にある。

また、これまでの浸水燃料や加圧燃料の実験の結果から、燃料内圧が降下する程の被覆管の大きな膨張が見られる時には被覆管温度が少なくとも 500°C 以上にまで達していることが確認されているが、本実験での圧力降下開始時刻には、被覆管温度はほとんど上昇していなかった。

したがって、本実験における内圧降下の原因として、ギャップ領域の温度降下や被覆管の膨張を想定することは困難である。

* 被覆管バースト圧力が 1,000～1,200 気圧であるのでこの値は高すぎる。この実験の場合照射前後で燃料内圧計の零点が大きくドリフトして他の実験とは異なった。また、今回用いたセンサの圧力-歪特性が他の大部分の同型のセンサーとくらべて感度がほぼ $\frac{1}{2}$ 程度であった。以上から考えてこの測定値は定量的には信頼できないものと考えられる。

これに対して、内圧降下の原因を高圧水の漏洩に求めることもいさゝかの難点が認められる。すなわち、同一の圧力センサ取り付け法を採用した完全浸水燃料実験（Test No. 402-12等）では、1,000気圧程度の内圧が測定されており、高圧水の漏洩を示唆するような信号は観測されていない。

このように、燃料内圧降下の原因が確認されていないので、今後圧力センサ取り付け法の改良を図るとともに他のより妥当な機構を究明する必要がある。

以上述べた様に今回の実験で観測された燃料挙動は十分に理解したとは言い難く、したがって各端部の出力ピークが部分浸水燃料破損挙動に与える影響も明確には判別できなかった。しかしながら、下端部の出力ピークだけを除去した条件で行なった本実験の燃料内圧挙動を、両端 Cd 箔付き実験および Cd 箔を用いない浸水燃料実験の場合と比較すると、次の2点が特徴的である。

1. 本実験の燃料内圧上昇速度は、両端 Cd 箔付き実験の場合より急峻である。
2. 本実験の燃料内圧は燃料破損と同期して急激に降下しているのに対して、Cd 箔を用いない場合の部分浸水燃料実験では燃料破損と同期した内圧急降下は認められない。^(A-4)
したがって、この場合に測定された燃料内圧（下部プレナムにて測定）は破損個所の圧力と異なっているものと考えられる。

以上の2点から、上部出力ピークが燃料内圧上昇過程、ひいては燃料破損挙動に対してより支配的な影響を与え、下部出力ピークが燃料内圧の計測に対して大きな影響を及ぼしているものと思われる。

(3) 高温バースト

従来の Cd 箔を用いない条件での浸水燃料実験では、浸水量の大小にほとんど関係なく、 $90 \sim 110 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量が附与された時に破損が生じている。^(A-4) この時には、被覆管表面温度は高々 80°C であって、その破損個所は Fig. 2.4.5 に示すように $5 \sim 10 \text{ cm}$ と長いことが特徴である。また、破損に伴って燃料ペレットの大部分が冷却水中に放出され、被覆管温度は破損とともに降下する。したがって、同写真に見られるように照射後も被覆管はほとんど変色していない。Cd 箔付き実験の場合でも完全浸水条件の場合（Test No. 402-12は、Fig. 2.4.6 に示す燃料写真で分るように、同様な破損形態を呈した。^(A-4)

これに対して、前報^(A-6) および本文で報告したように、両端 Cd 箔付き部分浸水燃料実験では、上述の破損形態とは全く異なった様式の破損が見られた。すなわち、Fig. 2.4.7 に示す照射後燃料写真で分るように、被覆管は酸化によって黒色に変色し、破損個所は被覆管が大きく膨張して、その先端部に小口径の貫通孔が見られるだけである。このような形態の破損は、 $130 \sim 160 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量が附与された時、すなわち駆動炉心出力がランアウト出力中もしくは炉停止後に発生しており、破損時の被覆管表面温度は高い。また、破損孔が小さいからごく微細な破片をのぞいて燃料ペレットの大部分は被覆管内に保たれており、破損にともなった被覆管温度降下はみられない。

このような2種類の破損形態を区別するために、前者を低温バースト、後者を高温バーストと称して分類する。以下に、両者の特徴について述べる。

Fig. 2.4.8 に破損時の被覆管温度と燃料内圧の関係を示す。同図から、破損時刻の燃料

内圧はほぼ被覆管温度に反比例することがわかる。被覆管の耐圧強度が温度上昇によって劣化することを考えれば定性的には理解できる。

Fig. 2.4.9 に破損時の被覆管温度とカプセル内圧の関係を示す。同図から、高温バーストの場合（被覆管温度が500℃以上）に、カプセル内圧の発生がほとんど認められないことがわかる。また、同時に冷却水の水位上昇もごくわずかである。^(A-6)すなわち、低温バーストの場合には必ず発生する機械的エネルギーは、高温バーストの場合には顕著ではない。低温バーストの場合の機械的エネルギー発生源は、燃料内部の高圧水と、冷却水中に飛散した燃料ペレット周囲での大量蒸気発生とに求めることができる。一方、高温バーストの場合は、被覆管の耐圧強度が小さいから当然破損時の燃料内部の水圧も小さく、また燃料ペレットもほとんど冷却水中に放出されていない。したがって、高温バーストにおいて、機械的エネルギーの発生量が小さかったことは当然であろう。

機械的エネルギー発生の有無は原子炉の反応度事故時の安全性を考えるうえで重要なことであるから、浸水燃料の破損形態を低温バーストと高温バーストとに分類することは有意義な分類法であろう。

Table 2.4.1 Waterlogged test series experimental conditions

Test No.	Total energy deposition cal/g·UO ₂	Amount of water g	Cd foil	
			length	position
402-23	125	1.04 (≈31%)	10 mm	both ends
402-24	152	2.40 (≈72%)	10 mm	both ends
402-25	152	1.75 (≈52%)	10 mm	lower end
402-26	151	1.20 (≈36%)	10 mm	lower end

Table 2.4.2 Comparison of test results between 10 mm Cd foil waterlogged tests and 15 mm

Test No.	Length of Cd foil	Volumetric fraction of water	Energy deposition		Rod pressure at failure	Rod temp. at failure	Capsule pressure	Max. velocity of cooling water
			Total	at failure				
402-23	10 mm	31 %	152	No failure	—	—	0	0
402-24	10 mm	72 %	152	152	56 bar	890 °C	≈0	≈0
402-10	15 mm	20 %	156	No failure	—	—	0	0
402-11	15 mm	77 %	153	132	250 bar	620 °C	≈0	≈0

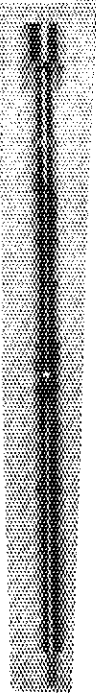
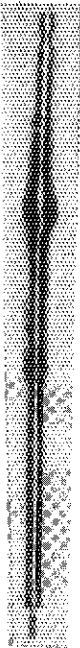
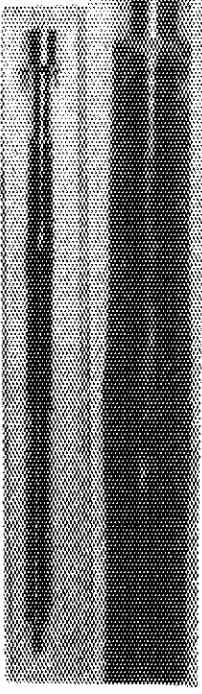
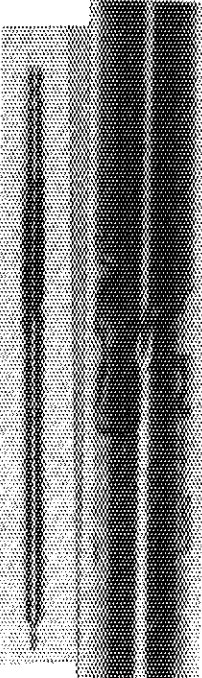
Amount of Water	10mm Cd Foil	15mm Cd Foil
20 ~ 30%	 <p data-bbox="663 1335 687 1567">Test No.402-23</p>	 <p data-bbox="663 535 687 766">Test No.402-10</p>
70 ~ 80%	 <p data-bbox="1078 1335 1102 1567">Test No.402-24</p>	 <p data-bbox="1078 535 1102 766">Test No.402-11</p>

Fig.2.4.1 Comparison of Waterlogged Fuel Rods with 10mm Cd Foils with Waterlogged Rods with 15mm Cd Foils

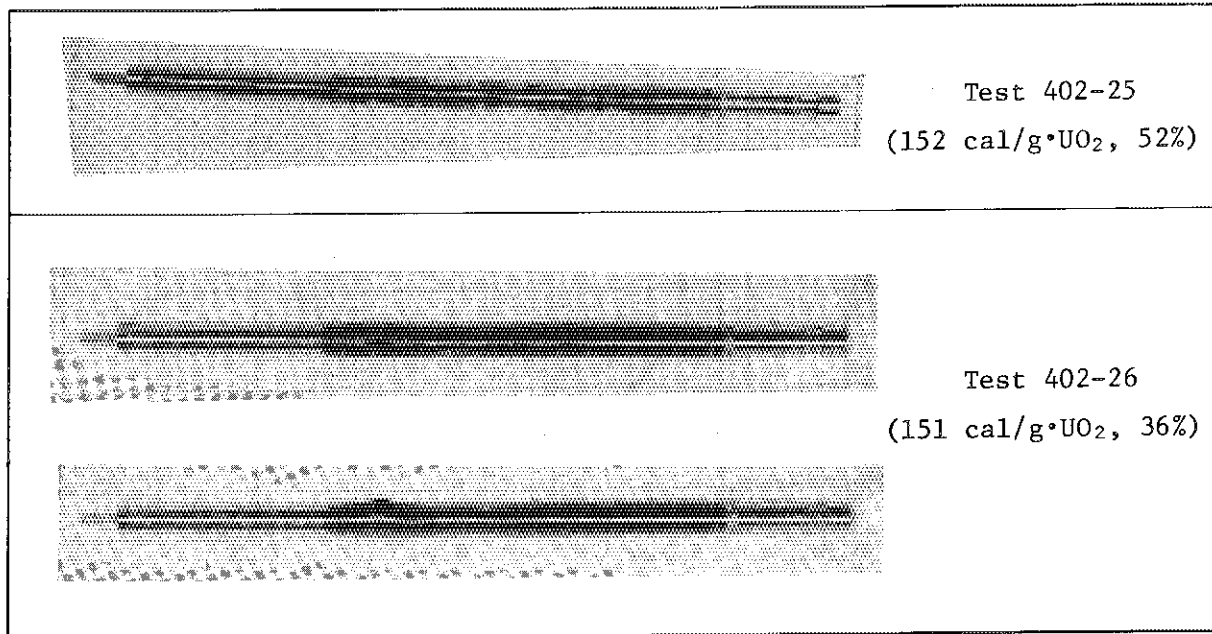


Fig.2.4.2 Test Fuel Rods after Irradiation in Waterlogged Fuel Rod Tests with 10mm Cd Foil at the Lower End of the Active Region

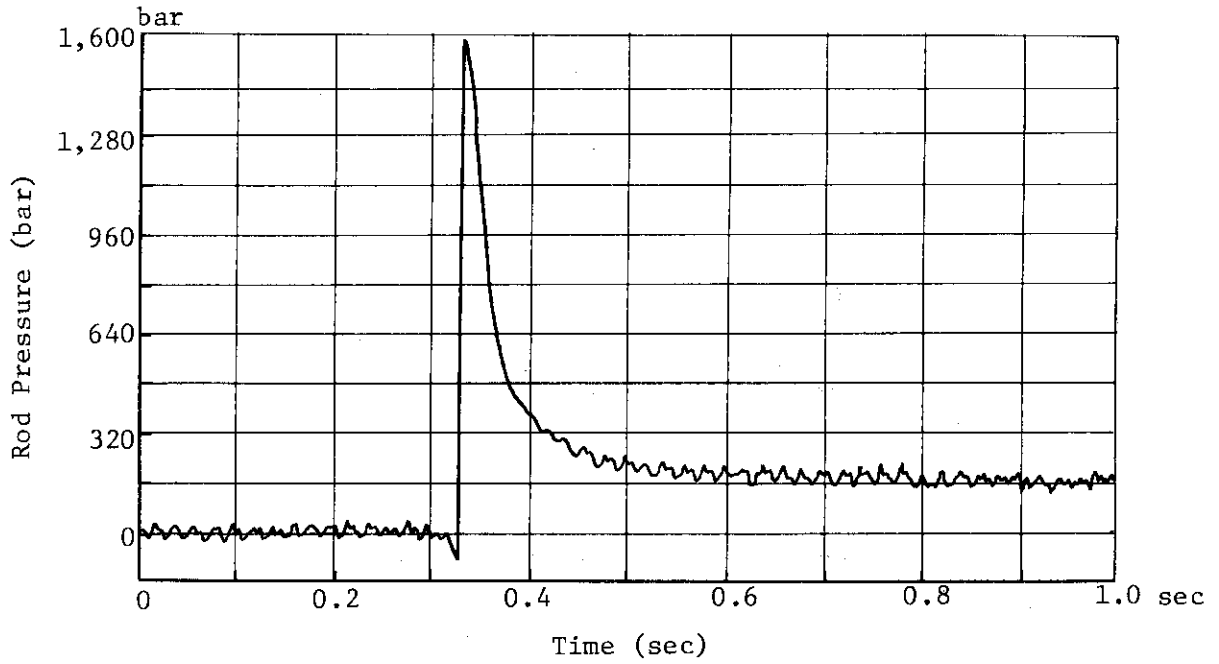


Fig.2.4.3 Measured Rod Pressure in Test No.402-25

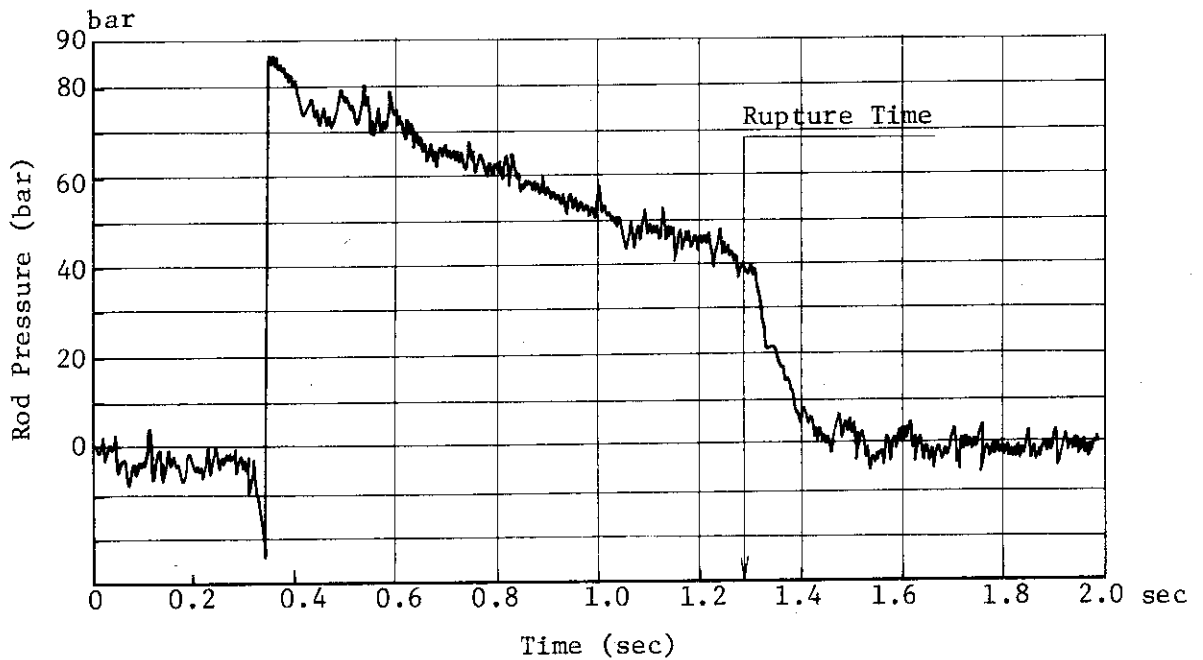
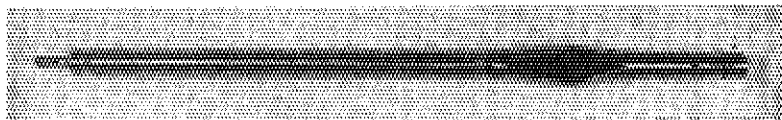


Fig.2.4.4 Measured Rod Pressure in Test No.402-26



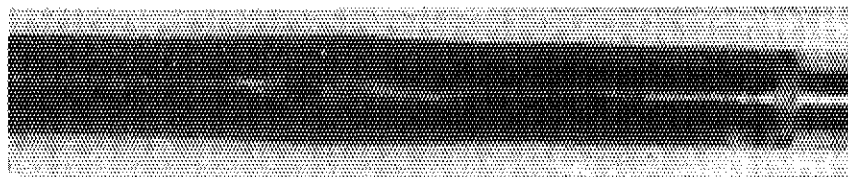
(Test 402-4b)

Fig. 2.4.5 Split of a waterlogged fuel rod without Cd foils (low-temperature rupture)



(Test 402-12)

Fig. 2.4.6 Split of a fully waterlogged fuel rod with Cd foils (low-temperature rupture)



(Test 402-24)

Fig. 2.4.7 Split of a partially waterlogged fuel rod with Cd foils (high-temperature rupture)

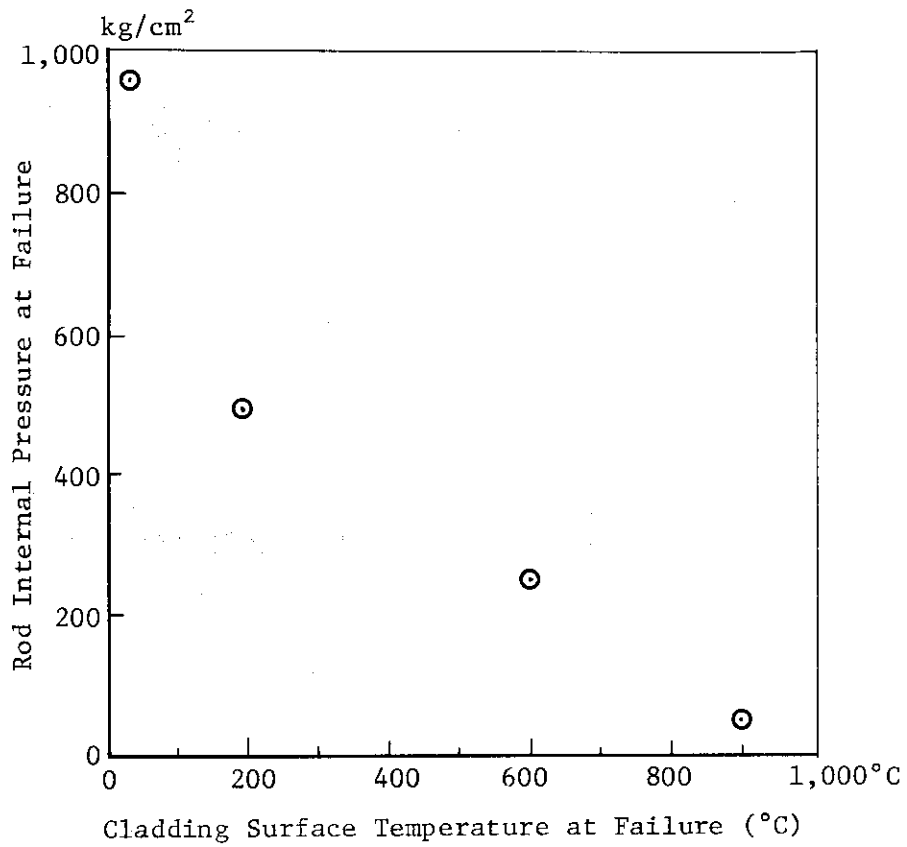


Fig.2.4.8 Relationship between Temperature and Pressure of a Rod at Failure

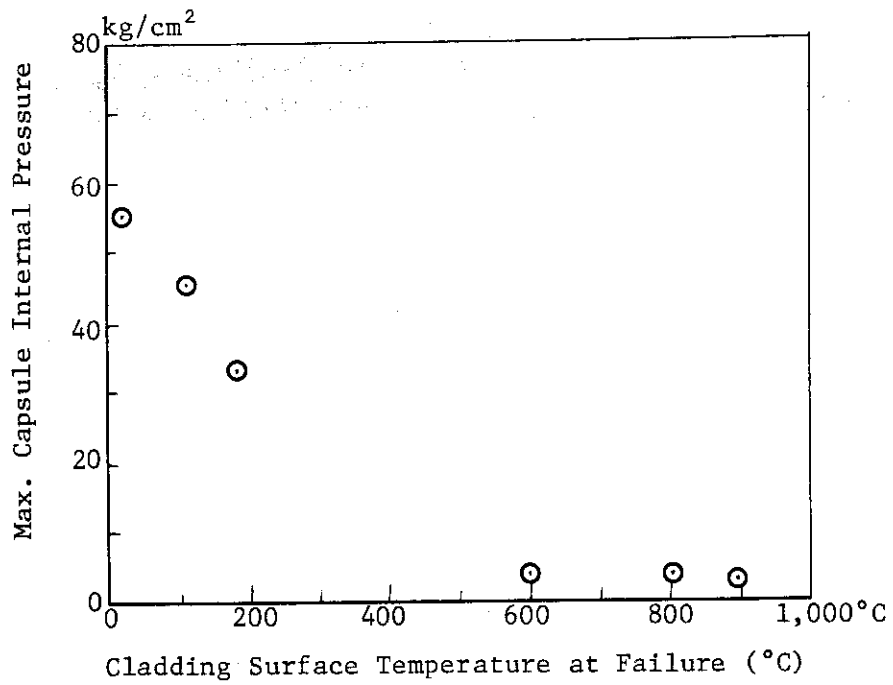


Fig.2.4.9 Relationship between Rod Temperature and Capsule Pressure

3. 今後の実験計画

今期以降の実験として、当面最も中心となる実験は、USNRCの依頼によるBWR型燃料の照射実験と高温高压カプセル実験である。USNRC燃料はPCI (Pellet Cladding Interaction)対策として被覆管内表面に特殊な加工を施したもので、この被覆管を有する燃料の反応度事故時の挙動に従来の結果と相違を生ずるか否かを調べるものである。また、高温高压カプセル実験は、NSRRの従来の大気圧カプセル実験に対して動力炉の運転状態をより模擬した初期条件から過渡実験を行なうもので、冷却材条件としては 160 kg/cm^2 、 350°C まで模擬出来る。高温高压実験は1979年初期にNSRR炉の実験孔において発熱量の校正をも含めた特性試験を開始する予定である。

上記の二つのシリーズの実験を中心に、燃料パラメータ実験では新たにFBR燃料サイズの細径のステンレス鋼被覆燃料実験、オートクレーブ処理被覆材燃料試験等を実施する予定である。冷却条件パラメータ試験では本報に報告した燃料濃縮度を変えた場合の冷却水温パラメータ試験、強制対流試験、バンドル燃料試験を引続いて行なう。また、欠陥燃料試験では、浸水燃料破損時の破壊力を定量的に評価する試験を行なう予定である。

参 考 文 献

A. プロGRESS・レポート等

- A-1 石川, 富井監修 : "NSRR 実験プロGRESS・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GRESS・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GRESS・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GRESS・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GRESS・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GRESS・レポート・6 (1978年1月～1977年12月)", JAERI-M 7977 (1978)

その他, NSRR 実験結果速報(1)～(27)

B. 実験結果に関するトピカル・レポート, 学会誌, 国際会議提出論文等

- B-1 M. Ishikawa, et al. : "Some Experiences and Plans on Reactor Safety Research by NSRR", 1st US/Japan Seminar on Fast Pulse Reactors, Tokai, Japan (1976)
- B-2 M. Ishikawa : "First Progress Report of the Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) Experiments", 4th LWR Safety Information Meeting, Washington (1976)
- B-3 S. Saito, et al : "Some Experiences and Inpile Experimental Programme on Fuel Coolant Interaction in NSRR", Proceedings of 3rd Specialists' Meeting on the Sodium Fuel Interaction in Fast Reactors (NEA-CSNI), Tokyo, 1976
- B-4 石川迪夫 : "NSRR 実験に現われた燃料破損挙動", 火力原子力発電, vol. 28, 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 - M7267 (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 - M7539 (1978)
- B-11 星 蔦雄, 他 : " NSRR 実験における燃料中心温度測定 ", JAERI - M7796 (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 - M7990, (1978)
- B-17 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 - M8087 (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 : “即発性減速材加熱 (PMH) 効果を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 : “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 (HEATR- FEM)”, JAERI-M6665 (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相炉心動特性解析コード EUREKA-SPACE”, JAERI-M7183 (1977)
- C-9 S. Saito : “EXCURS - A Computing Programme for Analysis of Transient Behavior in a Sodium Cooled Fast Reactor”, JAERI-M7280 (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-M7583 (1978)

D. NSRR 炉特性, カプセル, 実験計装等

- D-1 伊勢武治, 他 : “NSRR の制御棒効果の解析 (NSRR の炉物理と核設計・3)”, JAERI-M5361 (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-M5613 (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-M5730 (1974)
- D-4 藤城俊夫, 他 : “NSRR カプセルの耐爆実験”, JAERI-M5861 (1974)
- D-5 斎藤伸三, 他 : “NSRR 炉心燃料の機械的および熱的健全性確認試験”, JAERI-M6021 (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-M6281 (1975)

- D-7 NSRR管理室, 反応度安全研究室 : “NSRR臨界および特性試験報告”,
JAERI-M 6791 (1976)
- D-8 S. Saito, et al. : “Measurement and Evaluation on Pulsing
Characteristics and Experimental Capability”,
Journal of Nuclear Science and Technology, vol. 14,
No. 3 (1977)
- D-9 山崎 利, 他 : “NSRR大気圧カプセルおよび実験計装の現状”, JAERI-M
7105 (1977)
- D-10 S. Saito, et al. : “An Optical Approach for the Observation of
Nuclear Fuel Failure Phenomenon in a Water
Environment”, Proceedings of the 13th International
Congress on High Speed Photography and Photonics,
Tokyo, (1978)
- D-11 NSRR研究委員会実験計装開発専門部会 : “放射線による燃料移動測定の現状”,
JAERI-M 7683 (1978)

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 蔦雄, 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

付録A NSRR 炉の概要

(1) NSRRの構成

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

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

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

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

(2) 炉心構成

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

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

燃料は、Fig A-2に示すように、内径22cmの六角形の中空実験孔の周囲に稠密に配列され、炉心を構成する。炉心内の燃料本数は149本であり、炉心は約 $\beta 8.5$ の余剰反応度を有する。また、炉心内には安全棒2本、調整棒6本(いずれも燃料フォロア型制御棒)の制御棒のほかに、パルス出力発生のために用いるトランジェント棒3本がある。トランジェント棒はB、Cの中性子吸収体に空気フォロアのついた制御棒で、3本のトランジェント棒のうちの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、各トランジェント棒は全て圧縮空気系で急速引き抜きする。トランジェント棒の反応度変化上有効なストロークの引き抜き時間は約50msec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21,100MWであり、1パルス当りに放出される炉出力の時間積分値（放出エネルギー）117MW-sec、パルス半値幅4.4msec、最短炉周期1.13msec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、水中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PW R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) Reactor Type; Modified TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor)
- (2) Reactor Vessel; 3.6^m(wide) × 4.5^m(long) × 9^m(deep) open pool
- (3) Fuel;
- | | |
|--------------------------|--|
| Fuel type | 12 wt% U-ZrH fuel |
| Fuel enrichment | 20 wt% U-235 |
| Clad material | Stainless steel |
| Fuel diameter | 3.56 cm |
| Clad diameter | 3.76 cm O.D. |
| Length of fuel section | 38 cm |
| Number of fuel rods | 157 (including 8 fuel-followered control rods) |
| Equivalent core diameter | 62 cm |
- (4) Control Rods;
- | | |
|-----------------|-----------------------------|
| Number | 8 (including 2 safety rods) |
| Type | Fuel followed type |
| Poison material | Natural B ₄ C |
| Rod drive | Rack and pinion drive |
- (5) Transient Rods;
- | | |
|-----------------|---|
| Number | 2 fast transient rods and 1 adjustable transient rod |
| Type | Air followed type |
| Poison material | 92% enriched B ₄ C |
| Rod drive | Fast : Pneumatic
Adjustable: Rack and pinion & pneumatic |
- (6) Core Performance;
- a) Steady state operation
- | | |
|--------------------|--------|
| Steady state power | 300 kW |
|--------------------|--------|
- b) Pulse operation
- | | |
|---------------------------|---------------------------|
| Max. peak power | 21,100 MW |
| Max. burst energy | 117 MW-sec |
| Max. reactivity insertion | 3.4% Δk (\$4.67) |
| Min. period | 1.13 msec |
| Pulse width | 4.4 msec (1/2 peak power) |
| Neutron life time | 30 μsec |
- (7) Experiment Tube;
- | | |
|-----------------|-------|
| Inside diameter | 22 cm |
|-----------------|-------|

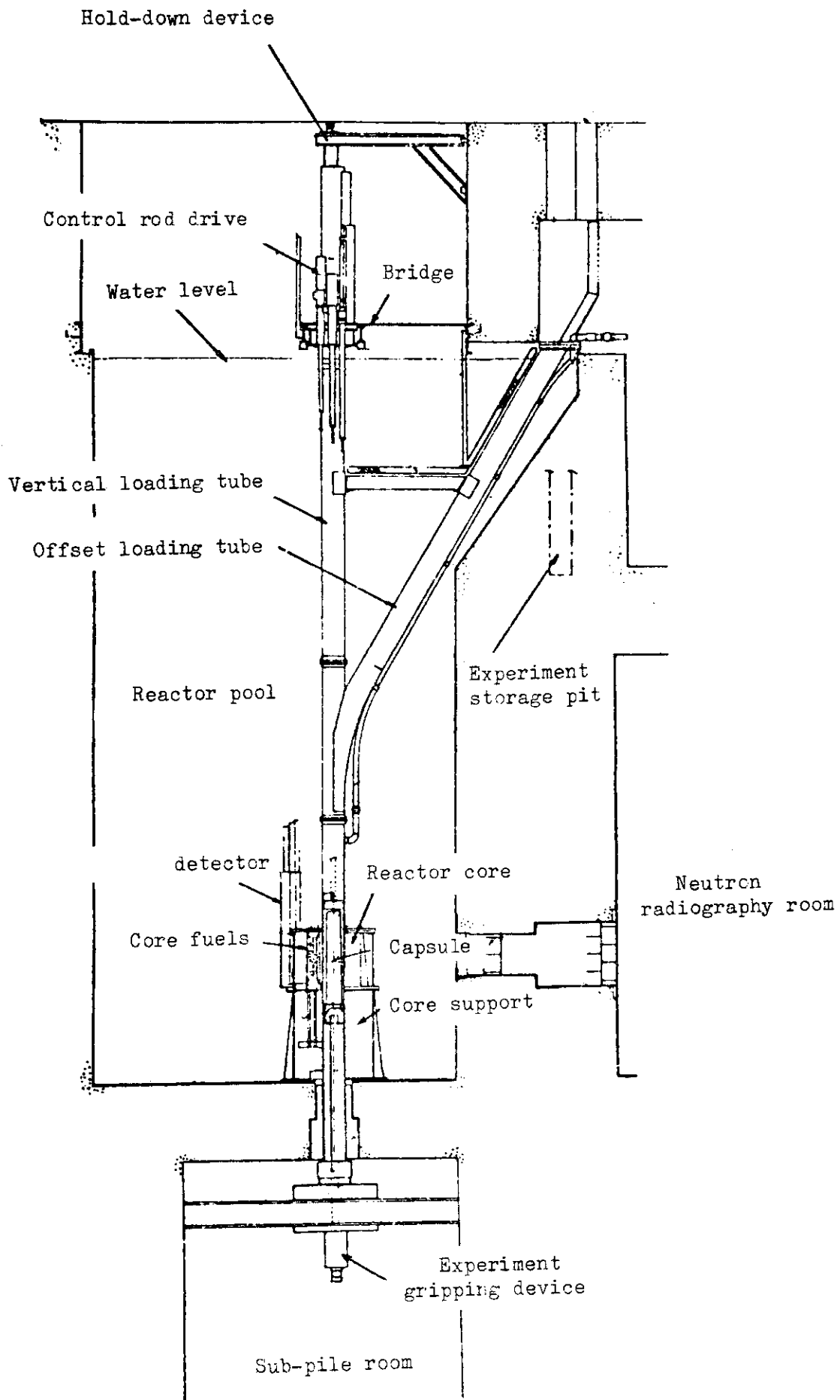
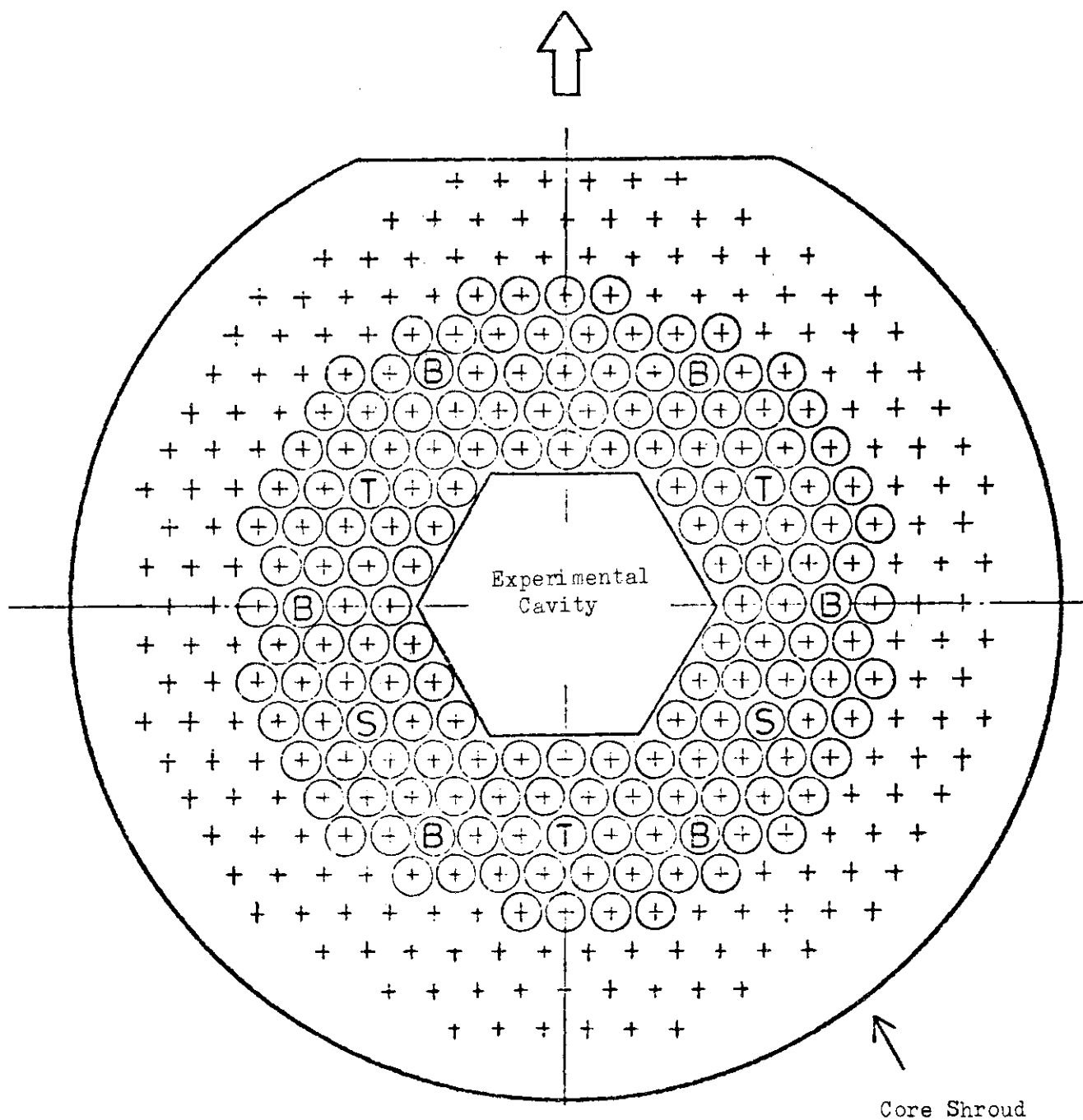


Fig. A-1 General Arrangement of NSRR

Off-set Loading Tube Direction



- + Grid Hole
- ⊕ Fuel Element
- ⓑ Bank Control Rod with Fueled Follower
- Ⓢ Safety Rod with Fueled Follower
- Ⓣ Transient Rod with Air Follower

Fig. A-2 Operational Core Configuration

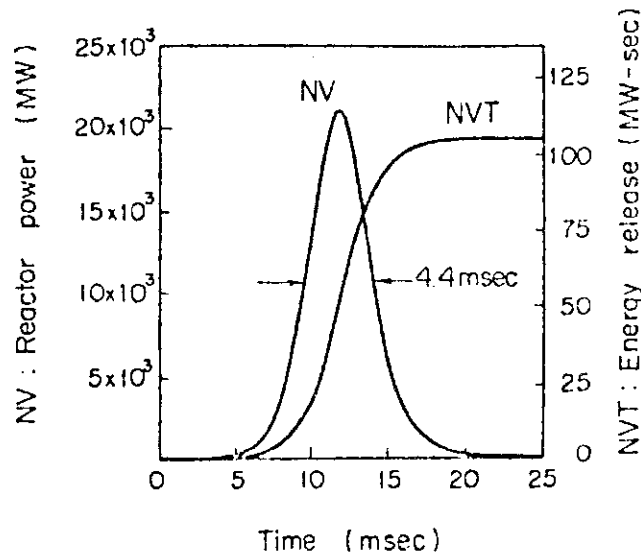


Fig. A-3 Reactor Power and Core Energy Release given by \$4.67 Pulse

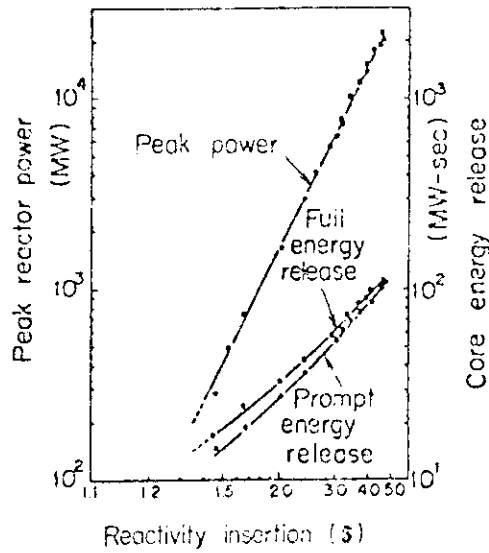


Fig. A-4 Peak Reactor Power and Core Energy Release Versus Reactivity Insertion

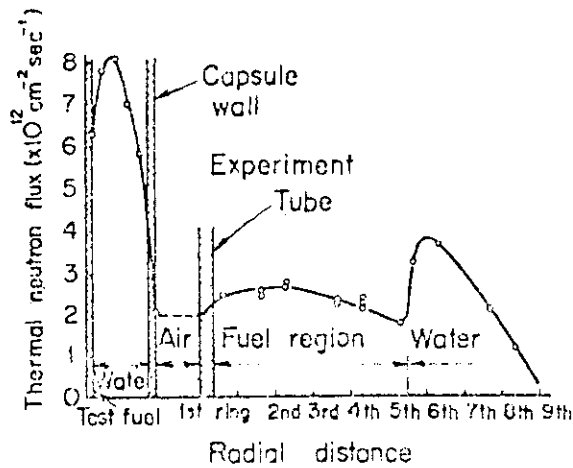


Fig. A-5 Radial Thermal Neutron Flux Distribution in the Core and Capsule

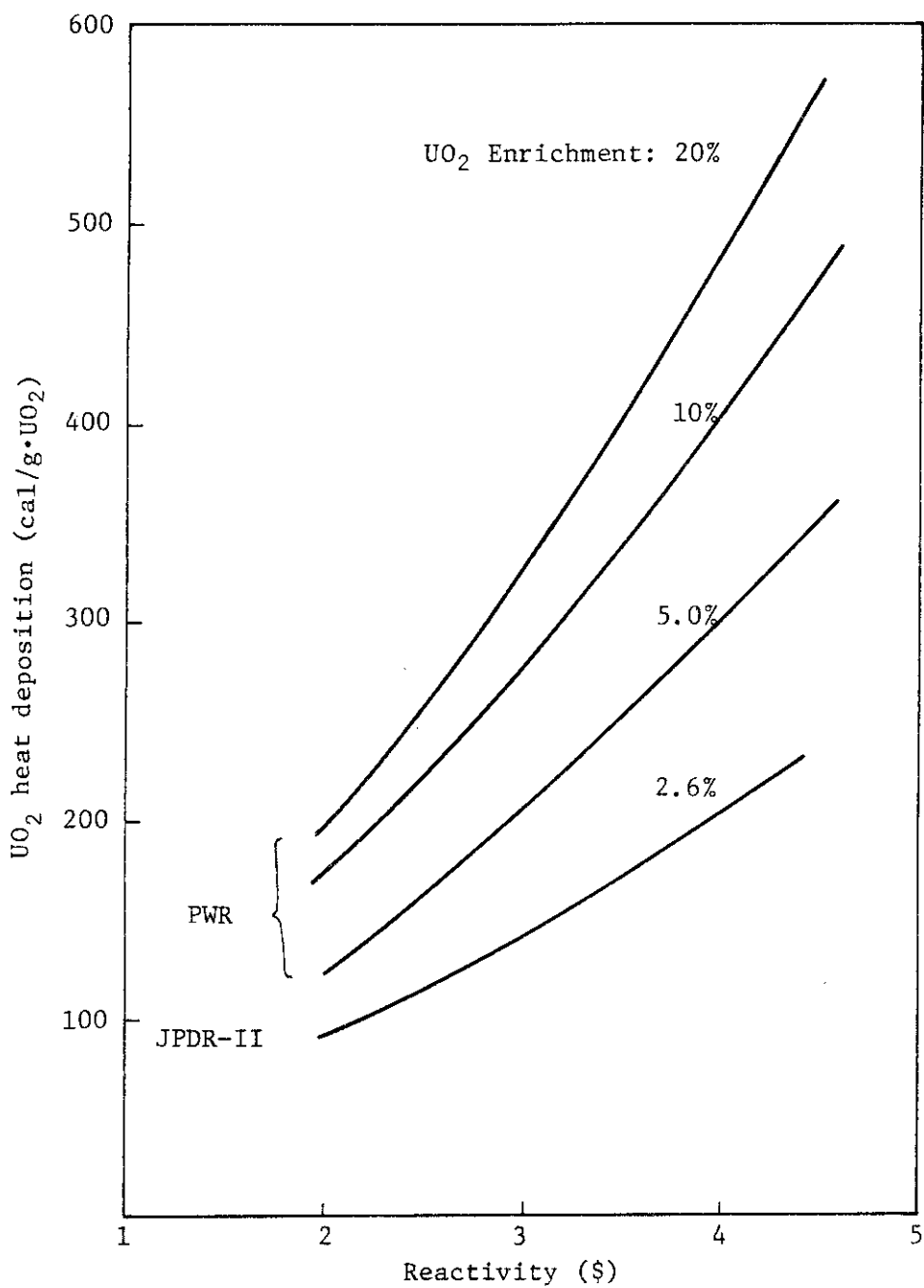


Fig. A-6 Heat deposition in a LWR size test fuel rod contained in a capsule with water as a function of inserted reactivity in pulsing operation

付録B 大気圧水カプセルおよび標準試験燃料

現在までの試験はすべてステンレス鋼製の大気圧水カプセルを用いて行なっている。Fig. B-1
 にこのカプセルの概略図を示す。また、試験燃料については特殊なものはそれぞれ異なるので、
 標準試験燃料のみ Fig. B-2 に示す。

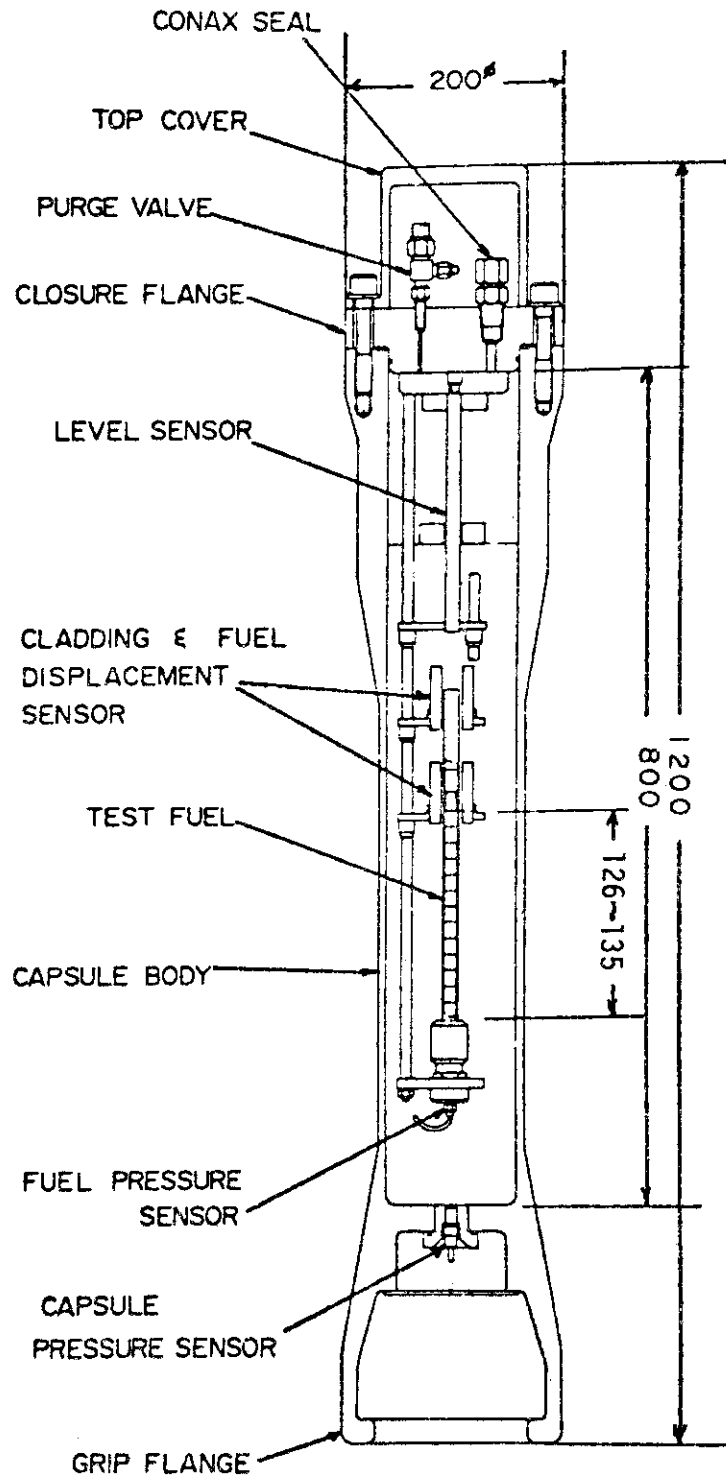


Fig. B-1 STANDARD WATER CAPSULE

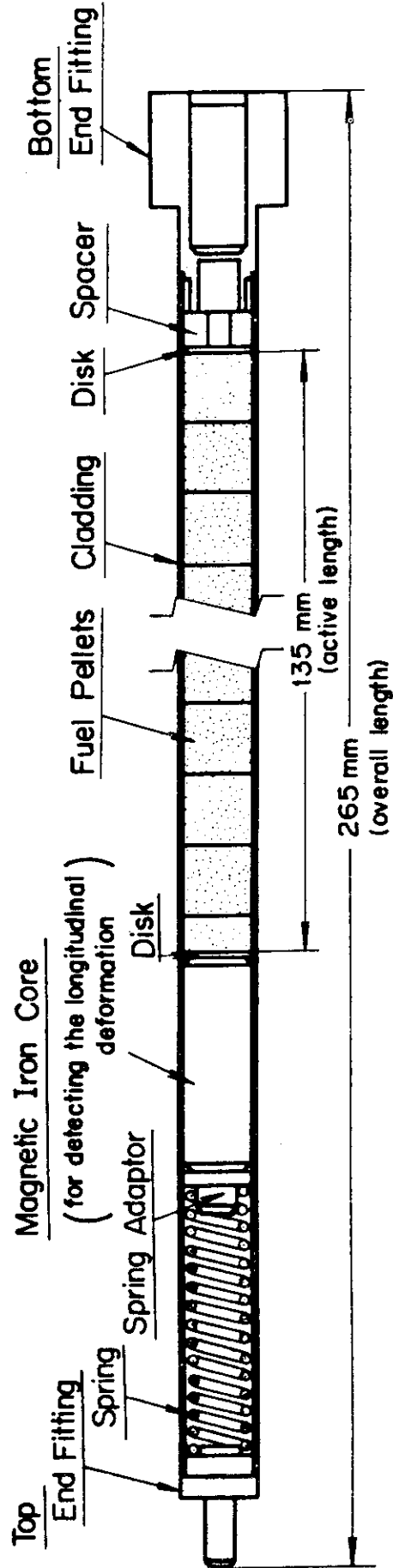


Fig. B-2 STANDARD TYPE TEST FUEL ELEMENT

付録C. NSRR実験概要一覧

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

Table C Summary of the NSRR experiments

(Oct., '75 - Dec., '78)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
103-1	441	267	2.16	Standard	10.0	S		○
103-2	455	180	3.36	Standard	10.0	S	○	
103-3	467	219	2.72	Standard	10.0	S		
103-4	482	364	1.48	Standard	10.0	S		○
103-5	532	239	2.26	Standard	10.0	S		○
103-6	704	230	2.31	Standard	10.0	S		○
103-7 *	727	205	2.61	Standard	10.0	S		
103-15*	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	20.0	S	○	
103-22*	748	192	3.78	Standard	20.0	S		
103-9	573	246	2.10	Standard	10.0	S	○	
103-10	587	186	3.15	Standard	10.0	S		
103-11-1	624	179	3.20	Standard	10.0	S		
103-11-2	625	178	3.20	Standard	10.0	S		
103-11-3	626	175	3.20	Standard	10.0	S		
103-11-4	627	174	3.20	Standard	10.0	S		
103-11-5	628	173	3.20	Standard	10.0	S		
103-11-6	629	170	3.53	Standard	10.0	S		
103-12-1	650	229	2.19	Standard	10.0	S		
103-12-2	651	232	2.19	Standard	10.0	S		
103-12-3	652	232	2.19	Standard	10.0	S		
103-12-4	653	232	2.31	Standard	10.0	S		
103-12-5	654	260	2.19	Standard	10.0	S		
103-12-6	655	230	2.03	Standard	10.0	S		○
103-14	520	175	2.33	Standard	5.0	S		
103-20	679	178	4.04	Standard	20.0	S		
111-1	123	44	9.14	JP-II	2.6	S		
111-2	126	112	2.29	JP-II	2.6	S		
111-3	127	181	3.29	Standard	10.0	S		
111-4	135	244	2.41	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
111-5	136	270	1.91	Standard	10.0	S	○	
111-6	140	333	1.61	Standard	10.0	S		○
111-7	175	376	1.43	Standard	10.0	S		○
111-8	268	433	1.32	Standard	10.0	S		○
111-9	236	158	1.59	JP-II	2.6	S		
111-10	237	204	1.23	JP-II	2.6	S		
111-12	299	179	2.23	Standard	10.0	S		
111-13	340	140	4.48	Standard	10.0	S		
111-14	362	161	3.82	Standard	10.0	S		
111-16	351	221	2.77	Standard	10.0	S		
111-17	363	229	2.57	Standard	10.0	S	○	
111-18	547	485	1.39	Standard	20.0	S		○
111-19	553	526	1.28	Standard	20.0	S		○
111-20	671	402	1.28	Standard	10.0	S		○
111-20B	681	388	1.28	Standard	10.0	S		○
111-21	675	441	1.15	Standard	10.0	S		
111-22	708	170	2.31	Standard	10.0	S		
113-1	303	245	2.22	Standard	10.0	S	○	
113-2	304	264	2.06	Standard	10.0	S		○
113-3	305	481(*1)	1.41	Standard	10.0	S		
115-1	439	214	2.81	Standard	10.0	S		
115-2	440	210	2.77	Standard	10.0	S		
115-3	450	240	2.42	Standard	10.0	S		○
115-4	503	262	2.05	Standard	10.0	S	○	
115-5	514	239	2.42	Standard	10.0	S		
115-6	527	342	1.56	Standard	10.0	S		○
115-7	521	221	2.66	Standard	10.0	S		

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
115-8	614	197	2.89	Standard	10.0	S	○	
115-9	631	157	3.62	Standard	10.0	S		
115-10	594	153	3.82	Standard	10.0	S	○	
115-11	669	214	2.44	Standard	10.0	S		
115-12	678	248	2.03	Standard	10.0	S		
200-1-1	182	39	28.63	Standard	10.0	S		
200-1-2	183	241	2.36	Standard	10.0	S		
200-2-1	179	116	5.96	Standard	10.0	S		
200-2-2	180	271	2.04	Standard	10.0	S	○	
200-3	148	176	3.33	Standard	10.0	S		
200-4	181	233	2.36	Standard	10.0	S		
200-5	189	264	2.09	Standard	10.0	S	○	
200-5B	246	267	2.03	Standard	10.0	S	○	
200-6	187	271	2.00	Standard	10.0	S	○	
200-6B	247	276	1.95	Standard	10.0	S	○	
200-7	191	295	1.83	Standard	10.0	S	○	
201-1	243	244+39	2.25	Standard	10.0	S		
201-2	390	140	4.96	Standard	10.0	S		
201-3	438	171	4.96	Standard	10.0	S		
202-1	298	250	2.19	Standard	10.0	S		
202-2	300	254	2.21	Standard	10.0	S		
202-3	341	252	2.30	Standard	10.0	S	○	
202-4	353	252	2.32	Standard	10.0	S	○	
202-4B	397	254	2.42	Standard	10.0	S		
203-1	316	324	1.72	Standard	10.0	S		○
203-2	318	336	1.67	Standard	10.0	S		○
203-3	320	367	1.56	Standard	10.0	S		○

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
203-4	341	380	1.50	Standard	10.0	S		O
203-5	367	241	1.62	Standard	10.0	S		O
205-1-1	533	36	20.62	Standard	10.0	S		
205-1-2	534	36	20.62	Standard	10.0	S		
205-1-3	535	70	10.98	Standard	10.0	S		
205-1-4	536	148	4.00	Standard	10.0	S		
205-1-5	537	209	2.77	Standard	10.0	S		
205-1-6	538	231	2.52	Standard	10.0	S		
205-2-1	558	151	4.00	Standard	10.0	S		O
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 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
207-1	(*2)	0.1	-	Standard	5.0, 10.0	S		
207-2	507	263	2.02	Standard	5.0, 10.0	S		
207-3	523	282	1.87	Standard	5.0, 10.0	S		
207-4	574	274	1.87	Standard	10.0	S		
207-5	592	210	2.77	Standard	10.0	S		
209-1	238	177	3.38	Standard	10.0	S		
209-2	239	179	3.38	Standard	10.0	S		
209-3	240	179	3.38	Standard	10.0	S		
209-4	241	180	3.38	Standard	10.0	S		
209-5	242	183	3.38	Standard	10.0	S		
209-2-1	407	183	3.41	Standard	10.0	S		
209-2-2	408	178	3.41	Standard	10.0	S		
209-2-3	465	180	3.41	Standard	10.0	S		
209-2-4	524	176	3.28	Standard	10.0	S		
209-2-5	668	180	3.20	Standard	10.0	S		
209-2-6*	738	180	3.26	Standard	10.0	S		
212-1	529	107(*3)	5.79	SUS	10.0	S		
212-2	548	207	2.47	SUS	10.0	S		
212-3	577	269	1.73	SUS	10.0	S	○	
212-4	585	388	1.22	SUS	10.0	S		○
212-5	557	240	1.98	SUS	10.0	S	○	
212-6	621	236	2.08	SUS	10.0	S		
212-7	705	157	3.33	SUS	10.0	S		○
212-8*	750	457	1.13	SUS	10.0	S		○
216-1	646	200	2.68	Thin-Wall	10.0	S		○
216-2	582	255	2.00	Thin-Wall	10.0	S		○
216-3	593	231	2.35	Thin-Wall	10.0	S		○
216-4	630	220	2.35	thin-Wall	10.0	S	○	
216-5*	752	449	1.21	thin-Wall	10.0	S		○
217-1	612	185	2.73	Cold-worked	10.0	S		

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
217-2*	730	260	2.10	Cold-worked	10.0	S		○
217-3*	778	243	2.27	Cold-worked	10.0	S		
218-1	682	262	2.02	Full-annealed	10.0	S	○	
218-2*	728	240	2.30	Full-annealed	10.0	S		
218-3*	755	237	2.27	Full-annealed	10.0	S		
220-1	293	53	13.44	Standard	5.0	S		
220-2	294	110	3.96	Standard	5.0	S		
220-3	295	49	62.46	Standard	20.0	S		
220-4	296	113	8.35	Standard	20.0	S		
220-5	322	66	15.98	Standard	10.0	S		
221-1	349	239	1.58	Standard	5.0	S		
221-2	372	245	1.48	Standard	5.0	S		
221-3	384	242	1.44	Standard	5.0	S		
221-4	350	274	2.50	Standard	20.0	S		○
221-5	373	189	3.89	Standard	20.0	S	○	
221-6	391	232	3.25	Standard	20.0	S	○	
222-1	396	264	1.39	Standard	5.0	S		○

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
222-2	409	286	1.33	Standard	5.0	S	○	
222-3	418	276	1.36	Standard	5.0	S		○
222-4	399	248	2.91	Standard	20.0	S	○	
222-5	410	245	3.06	Standard	20.0	S	○	
222-6	431	253	2.77	Standard	20.0	S	○	
226-1	589	208	2.77	Flat	10.0	S		
226-2	613	226	2.26	Flat	10.0	S		
226-5	583	207	2.77	Dished	10.0	S		
226-6	620	238	2.19	Dished	10.0	S	○	
226-7	690	238	2.28	Dished,	10.0	S		
231-1	314	240	2.27	Pressurized	10.0	S	○	
231-2	315	249	2.27	Pressurized	10.0	S	○	
231-3	325	184	3.13	Pressurized	10.0	S	○	
231-4	339	136	4.38	Pressurized	10.0	S	○	
231-5	437	240	2.42	Pressurized	10.0	S	○	
231-6	477	227	2.37	Pressurized	10.0	S		
231-7	464	278	1.94	Pressurized	10.0	S		
231-8	443	235	2.26	Pressurized	10.0	S		
231-9	461	246	2.13	Pressurized	10.0	S		
231-10	480	250	2.03	Pressurized	10.0	S		
231-11	634	219	2.44	Pressurized	10.0	S		
231-12	415	243	2.19	Pressurized	10.0	S		
231-13	448	262	2.04	Pressurized	10.0	S	○	
231-14	579	238	2.19	Pressurized	10.0	S		
231-15	526	259	2.00	Pressurized	10.0	S	○	
231-16	419	162	3.59	Pressurized	10.0	S	○	
231-17	449	150	3.89	Pressurized	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
231-18	479	237	2.31	Pressurized	10.0	S	○	
231-19	508	177	3.28	Pressurized	10.0	S		
231-20	517	200	2.77	Pressurized	10.0	S	○	
231-21	623	270	1.98	Pressurized	10.0	S	○	
231-22	456	279	1.89	Pressurized	10.0	S		○
231-23	471	353	1.43	Pressurized	10.0	S		○
231-24	515	195	2.81	Pressurized	10.0	S		
231-25	518	209	2.70	Pressurized	10.0	S	○	
231-26	522	260	1.98	Pressurized	10.0	S	○	
231-27	649	193	3.01	Pressurized	10.0	S		
231-28	695	195	2.87	Pressurized	10.0	S		
231-29	698	195	2.77	Pressurized	10.0	S		
231-30	710	204	2.66	Pressurized	10.0	S		
231-35*	743	221	2.57	Pressurized	10.0	S		
231-36*	765	232	2.43	Pressurized	10.0	S		
231-37*	786	263	2.10	Pressurized	10.0	S	○	
231-71	657	195	2.77	Pressurized	10.0	S		
231-72	676	203	2.81	Pressurized	10.0	S	○	
231-81	672	219	2.19	Pressurized	10.0	S	○	
231-82	691	238	2.19	Pressurized	10.0	S	○	
232-1	155	181	3.46	Wide-Gap	10.0	S		
232-2	186	236	2.50	Wide-Gap	10.0	S		
232-3	188	261	2.22	Wide-Gap	10.0	S		
232-4	184	274	2.00	Wide-Gap	10.0	S	○	
232-5	194	326	1.68	Wide-Gap	10.0	S		○
232-6	195	294	1.83	Wide-Gap	10.0	S	○	
232-7	329	218	2.60	Wide-Gap	10.0	S		
232-8	364	198	2.93	Wide-Gap	10.0	S		
232-11	741	140	4.48	Narrow-Gap	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
232-12	581	112	5.96	Narrow-Gap	10.0	S		
232-14	619	237	2.13	Narrow-Gap	10.0	S		
232-15	572	257	2.03	Narrow-Gap	10.0	S	○	
232-16	551	219(*4)	2.13	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-1	607	171	3.41	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-2	673	180	4.16	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-3	696	171	3.20	Narrow-Gap	10.0	S		
232-21*	746	171	3.41	Integral-Gap	10.0	S		
232-22*	766	135	4.48	Integral-Gap	10.0	S		
233-1	327	180	3.41	Standard	10.0	S		
233-2	328	271	2.08	Standard	10.0	S		○
233-3	378	180	3.41	Standard	10.0	S		
233-4	352	247	2.31	Standard	10.0	S		○
233-5	379	251	2.31	Standard	10.0	S	○	
233-6	385	211	2.52	Standard	10.0	S		
233-7	404	237	2.31	Standard	10.0	S	○	
233-8	412	239	2.33	Standard	10.0	S	○	
233-9	446	234	2.40	Standard	10.0	S		○
233-10	356	371	1.45	Standard	10.0	S		○
233-11	357	421	1.35	Standard	10.0	S		○
233-11A	366	391	1.34	Standard	10.0	S		○
233-12	460	266	2.03	Standard	10.0	S		○
233-13	473	410	1.44	Standard	10.0	S		○
233-14	504	237	2.40	Standard	10.0	S	○	
233-15	516	184	3.15	Standard	10.0	S		
233-16	530	243	2.19	Standard	10.0	S	○	
233-17	552	254	2.01	Standard	10.0	S	○	
233-18	575	487	1.40	Standard	20.0	S		○
233-19*	622	238	2.13	Standard	10.0	S	○	
233-20	731	240	2.19	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
233-30-1	706	185	2.97	Standard	10.0	S		
233-30-2	707	185	2.97	Standard	10.0	S		
234-1	(*2)	0.1	-	Standard	10.0	S		
234-2	(*2)	0.1	-	Standard	10.0	S		
234-3	511	288	1.87	Standard	10.0	S		○
234-4	525	280	1.87	Standard	10.0	S		
234-5	658	272	1.89	Standard	10.0	S	○	
234-6*	745	269	1.93	Standard	10.0	S		
235-1	586	167	3.56	Standard	10.0	S		
235-2	591	274	1.83	Standard	10.0	S		○
235-3	645	273	1.85	Standard	10.0	S		
235-4	680	165	3.62	Standard	10.0	S		
235-5	694	270	1.85	Standard	10.0	S		
235-6*	729	275	1.99	Standard	10.0	S		○
235-7*	744	258	2.06	Standard	10.0	S		
235-8*	772	260	1.92	Standard	10.0	S		
240-1*	742	190	2.97	Standard	10.0	S		
240-2*	749	270	2.00	Standard	10.0	S		
240-3*	753	180	2.97	Standard	10.0	S		
240-4*	758	260	2.06	Standard	10.0	S		
240-5*	774	194	2.97	Standard	10.0	S		
240-6*	789	230	2.31	Standard	10.0	S		
311-1	197	44(55)(*5)	5.37	JP-11	2.6	B(5)		
312-1	348	177(188)(*5)	1.72	Standard	10,20	B(5)		
312-2	419	188(200)(*5)	1.71	Standard	10,20	B(5)		
312-3	451	225(240)(*5)	1.46	Standard	10,20	B(5)		○
312-4	576	228	1.46	Standard	10,20	B(5)	○	
312-10-1	633	50	5.96	Standard	5,10	B(5)		
312-10-2*	740	210(170)(*5)	1.52	Standard	5,10	B(5)		
312-20	647	162	2.03	Standard	5,20	B(5)		

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
312-21*	756	225(145)(*5)	1.69	Standard	5,20	B		
313-1-1	584	-	12.63	Standard	20.0	B(4)		
320-1	648	237	2.31	Standard	10.0	S	○	
320-2-1	692	126	4.63	Standard	10.0	S		
320-2-2	693	237	2.19	Standard	10.0	S		
320-3*	726	260	1.93	Standard	10.0	S	○	
320-4*	735	235	2.46	Standard	10.0	S		
320-5*	737	270	1.87	Standard	10.0	S	○	
320-6*	747	304	1.70	Standard	10.0	S	○	
320-7*	754	266	1.93	Standard	10.0	S	○	
330-1*	785	154	3.82	Standard	10.0	S		○
400-1	485	155	6.32	Only pellet	10.0	S		
400-2	459	155	6.42	Only pellet	10.0	S		
400-3	674	157	3.78	Only pellet	10.0	S		
400-4*	751	152	3.82	Only pellet	10.0		○	
400-5*	783	150	3.82	Only pellet	5,10,20		○	
401-1	159	53	5.24	JP-II	2.6	S		
401-2	160	106	2.32	JP-II	2.6	S		
401-3	171	154(115)	1.56	JP-II	2.6	S		○
401-3B	252	150(142)	1.53	JP-II	2.6	S		○
401-4	313	166(136)	3.62	Standard	10.0	S		○
401-4B	317	168(125)	3.78	Standard	10.0	S		○
401-4C	394	155(129)	3.78	Standard	10.0	S		○
401-5	319	131	4.90	Standard	10.0	S		
401-6	342	246(103)	2.28	Standard	10.0	S		○
401-7	549	291	1.85	Standard	10.0	S		○
402-1	168	47	5.58	JP-II	2.6	S		
402-2	169	104	2.27	JP-II	2.6	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
402-3	174	154	1.56	JP-II	2.6	S		
402-4	343	165(109)	3.72	Standard	10.0	S		O
402-4B	615	160(105)	3.82	Standard	10.0	S		O
402-5	355	219(81)	2.32	Standard	10.0	S		O
402-5B	659	238(85)	2.19	Standard	10.0	S		O
402-6	414	131(90)	5.41	Standard	10.0	S		O
402-7	472	118	5.21	Standard	10.0	S		
402-8	644	159(118)	3.62	Standard	10.0	S		O
402-9	667	157(96)	3.62	Standard	10.0	S		O
402-10	670	156	3.78	Standard	10.0	S		
402-11	688	153(132)	3.78	Standard	10.0	S		
402-12	697	158(103)	3.62	Standard	10.0	S		O
402-13	709	157(131)	3.78	Standard	10.0	S		O
402-23*	757	152	3.78	Standard	10.0	S		
402-24*	764	152	3.78	Standard	10.0	S		O
402-25*	777	152	3.62	Standard	10.0	S		
402-26*	788	151	3.78	Standard	10.0	S		O
403-1	365	161(128)	3.93	Standard	10.0	S		O
403-2	381	247(111)	2.42	Standard	10.0	S		O
403-3	383	153(116)	1.44	Standard	10.0	S		O
404-1	400	129	3.65	Standard	10.0	S		
404-2	405	243(138)	2.39	Standard	10.0	S		O
404-2B	481	236(134)	2.28	Standard	10.0	S		O
411-3	265	152(123)	1.53	JP-II	2.6	S		O
412-1	393	155	3.78	Standard	10.0	S		O
413-1	454	154(108)	3.89	Standard	10.0	S		
413-2	466	158(99)	3.62	Standard	10.0	S		O
421-3	264	152	1.53	JP-II	2.6	S		O
431-1	470	155(115)	3.78	Standard	10.0	S		O
432-1	402	160(92)	3.93	Standard	10.0	S		O
432-1B	457	165	3.82	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
432-2	442	233(143)	2.44	Standard	10.0	S		O
433-1	406	155	4.00	Standard	10.0	S		
433-2	445	237(172)	2.42	Standard	10.0	S		O
441-1	484	161(98)	3.62	Standard	10.0	S		O
452-1	417	154(107)	4.00	Standard	10.0	S		O
462-1	550	103(*4)	3.82	Narrow-Gap	10.0	S		O
465-3-1	519	84	8.35	Standard	10.0	S		
465-3-2	528	164	3.82	Standard	10.0	S		O
472-1	505	139	2.68	Standard	5.0	S		O
482-1	689	180(65)	3.01	SUS	10.0	S		O
482-2	606	165	3.82	Thin-Wall	10.0	S		O
482-3	578	167	3.82	Cold-worked	10.0	S		O
501-1*	767	205	2.50	GE	10	S		
600-1*	773	232	2.42	Cold-worked	10	S		O
900-1*	775	(*6)	4.16					
900-2*	776	(*6)	4.63					
HTR1-1*	787	101	10.43	HTR	4, 8, 12, 20			

(*) 今期 (53.1 ~ 53.6) 照射した Test No である。

(*1) 投入反応度から評価すると約 400 cal/g·UO₂ である。

(*2) 出力較正実験

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

(*4) NV のピーク付近で原子炉のスクラムが発生した。

(*5) 標準燃料と寸法、形状が異なるため計算により補正した値である。

(*6) SUS, アルミカプセルの特性試験である。

付録D. NSRRパルス運転記録

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

Table D Summary data of pulsing operation

A Pulse No.	B Date	C*1 Capsule		D*2 $\Delta k/\beta$ (\$)	E*4 Bank rod position		F Transient rod position			G*4 Peak NV (MW)	H*4 NVT till 1.0 sec (MW-sec)	I Test No.
		Yes	No		Initial	Pulse	TA	TB	TC			
715	Jul./24		O	3.13	225	459	100	DN	UP	6552	62.2	
716	25		O	1.5	226	354	898	DN	UP	534	21.8	
717	25		O	2.0	226	388	650	DN	UP	1673	34.4	
718	25		O	3.25	226	472	840	DN	DN	7728	67.2	
719	25		O	4.5	226	556	425	DN	DN	17136	102.5	
720	Aug./ 9		O	2.0	225	388	650	DN	UP	1698	33.6	
721	9		O	3.0	225	458	100	DN	UP	6535	62.2	
722	9		O	4.5	225	554	425	DN	DN	17640	104.2	
723	10		O	2.0	226	388	650	DN	UP	1668	33.6	
724	10		O	3.06	226	459	100	DN	UP	6552	62.2	
725	10		O	4.5	226	556	425	DN	DN	17388	104.2	
726	30	O		3.15	226	570	836	DN	DN	6048	58.0	320-3
727	30	O		2.47	226	531	386	DN	UP	3704	45.4	103-7
728	31	O		2.81	227	558	171	DN	UP	5118	52.9	218-2
729	31	O		3.09	227	580	775	DN	DN	6779	63.0	235-6
730	Sep./ 6	O		2.98	226	568	100	UP	DN	5897	56.7	217-2
731	6	O		2.8	226	558	180	DN	UP	50954	52.9	233-20
732	7	O		1.38	227	466	190	UP	UP	743	16.4	206-8-1
733	7	O		2.28	227	524	475	DN	UP	2699	41.3	-2
734	7	O		2.7	227	554	250	DN	UP	4778	51.7	-3
735	14	O		2.69	226	554	260	DN	UP	4695	51.7	320-4
736	14	O		2.2	226	508	500	DN	UP	2434	39.1	103-21
737	20	O		3.22	228	576	796	DN	DN	6426	63.0	320-5
738	21	O		2.22	228	520	495	DN	UP	2465	40.3	209-2-6
739	21		O	3.13	228	458	100	DN	UP	6502	62.2	
740	22	O		3.55	228	581	665	DN	DN	8820	70.6	312-10-2
741	22	O		1.93	228	503	600	DN	UP	1487	31.5	232-11
742	27	O		2.32	229	529	455	DN	UP	2805	40.3	240-1
243	27	O		2.62	229	551	305	DN	UP	4324	49.1	231-35
744	Oct./ 5	O		3.02	227	567	100	UP	DN	5821	58.0	235-7
745	5	O		3.15	227	560	836	DN	DN	6098	60.5	234-6

Table D Summary data of pulsing operation (Continued)

A	B	C*1		D*2	E*3		F			G*4	H*4		I
		Yes	No		Bank rod position	Initial	Pulse	Transient rod position			Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW-sec)	
Pulse No.	Date			$\Delta k/\beta$ (\$)			TA	TB	TC				
746	Oct./ 6			2.22	228	521	495	DN	UP	2427	37.8	232-21	
747	11	O		3.44	227	591	710	DN	DN	7862	68.0	320-6	
748	11	O		2.08	227	499	545	DN	UP	2003	35.3	103-22	
749	12	O		3.03	227	569	100	UP	DN	5771	58.0	240-2	
750	12	O		4.67	227	697	359	DN	DN	18220	105.8	212-8	
751	18	O		2.09	227	522	545	DN	UP	2041	34.0	400-4	
752	19	O		4.44	228	673	435	DN	DN	16103	98.3	216-5	
753	20	O		2.32	227	530	455	DN	UP	2850	40.3	240-3	
754	26	O		3.15	227	570	836	DN	DN	5998	58.0	320-7	
755	26	O		2.83	227	560	150	DN	UP	5133	52.9	218-3	
756	27	O		3.4	228	569	720	DN	DN	7686	65.5	312-21	
757	27	O		2.09	228	515	545	DN	UP	1971	35.3	402-23	
758	Nov./ 1	O		3.03	228	571	100	UP	DN	5771	55.4	240-4	
759	1	O		3.37	228	580	730	DN	DN	7812	65.5	103-15	
760	2	O		2.04	228	509	565	DN	UP	1814	32.8	206-9-1	
761	2	O		2.04	228	509	565	DN	UP	1918	32.8	-2	
762	2	O		2.04	228	509	565	DN	UP	1940	34.0	-3	
763	2	O		2.8	228	558	180	DN	UP	5103	52.9	-4	
764	10	O		2.09	227	515	545	DN	UP	1968	34.0	402-24	
765	10	O		2.71	227	557	245	DN	UP	4763	50.4	231-36	
766	15	O		1.95	231	504	600	DN	UP	1487	30.2	232-22	
767	15	O		2.58	231	548	325	DN	UP	4234	47.9	501-1	
768	16	O		2.8	229	569	180	DN	UP	5050	52.9	206-10-1	
769	16	O		2.4	229	509	565	DN	UP	1827	34.0	-2	
770	16	O		3.17	229	575	822	DN	DN	6653	63.0	-3	
771	20	O	O	3.13	229	459	100	DN	UP	6552	62.2		
772	21	O		3.16	228	571	830	EN	DN	6098	60.5	235-8	
773	22	O		2.72	228	557	239	DN	UP	4838	52.9	600-1	
774	22	O		2.32	228	532	455	DN	UP	5393	42.8	240-5	
775	24	O		2.0	228	516	575	DN	UP	1719	32.8	900-1	
776	24	O		1.9	228	430	665	DN	UP	1129	28.0	900-2	

Table D Summary data of pulsing operation (Continued)

A Pulse No.	B Date	C*1 Capsule		D*2 $\Delta k/\beta$ ($\$$)	E*3 Bank rod position		F Transient rod position			G*4 Peak NV (MW)	H*4 NVT till 1.0 sec (MW-sec)	I Test No.
		Yes	No		Initial	Pulse	TA	TB	TC			
777	Nov./29	O		2.09	228	515	545	DN	UP	1991	34.0	402-25
778	29	O		2.83	228	560	150	DN	UP	5141	56.7	217-3
779	30	O		2.04	228	509	565	DN	UP	1812	32.8	206-11-1
780	30	O		2.04	228	509	565	DN	UP	1840	34.0	-2
781	30	O		2.8	228	558	180	DN	UP	5065	52.9	-3
782	30	O		3.33	228	588	750	DN	DN	7308	63.0	-4
783	Dec./14	O		2.09	228	511	545	DN	UP	1991	34.0	400-5
784	14	O		3.60	228	600	645	DN	DN	9450	70.6	103-16
785	15	O		2.09	228	510	545	DN	UP	1966	35.3	330-1
786	15	O		2.98	228	570	100	UP	DN	5544	58.0	231-37
787	20	O		1.40	229	476	100	UP	UP	302	16.4	HTRI-1
788	22	O		2.09	228	514	545	DN	UP	1973	34.0	402-26
789	22	O		2.67	228	555	257	DN	UP	4574	50.4	240-6
790	25		O	3.13	228	457	275	DN	UP	6418	60.5	
791	25		O	3.13	228	457	100	DN	UP	6348	60.5	

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 #1, which were indicated on the control console.
The initiation of scram action is 1.0 seconds after the withdrawal of the transient rods.