

JAERI-M

8 7 7 9

NSRR実験プログレス・レポート・8

(1979年1月～1979年6月)

1980年3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GRESS・レポート・8

(1979年1月～1979年6月)

日本原子力研究所東海研究所安全工学部
反応度安全研究室・NSRR 管理室

(1980年2月12日受理)

本報告書は、1979年1月から同年6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、燃料パラメータ試験(特殊被覆材試験, ギャップガスパラメータ試験), 冷却材パラメータ試験(強制対流試験, 低サブクール強制対流試験), USNRC 燃料試験, 欠陥燃料試験(浸水燃料試験), 特殊燃料試験(燃料メルトダウン試験)および高温高压カプセル試験(特性測定および発熱量校正試験)の総計47回である。

執 筆 者

石川 迪夫, 石井 敏雄, 星 薫雄, 大西 信秋, 斎藤 伸三, 藤城 俊夫, 稲辺 輝雄,
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 in the NSRR Experiments (8)

January to June, 1979

Reactivity Accident Laboratory

and

NSRR Operation Section

Division of Reactor Safety, Tokai Research Establishment, JAERI

(Received February 12, 1980)

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

This report describes the results obtained from January to June 1979. Forty-seven tests were carried out during the period; which are 3 standard rod tests, 7 fuel design parameter tests (3 autoclaved cladding tests, 2 gap gas parameter tests and others), 3 cooling environment variation tests (forced convection tests), 16 USNRC fuel rod tests, 5 defective fuel rod tests (waterlogged rod tests), 2 high pressure capsule tests, and 11 miscellaneous tests (fuel rod melt-down test and others).

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

目 次

1. 今期の進捗	1
2. NSRR 実験	4
2.1 燃料パラメータ試験	4
2.1.1 特殊被覆材試験	4
2.1.2 ギャップガスパラメータ試験	5
2.2 冷却材パラメータ試験	13
2.2.1 強制対流試験	13
2.2.2 低サブクール強制対流試験	14
2.3 USNRC 燃料試験	20
2.4 欠陥燃料試験	29
2.4.1 浸水燃料試験	29
2.5 特殊燃料試験	36
2.5.1 燃料メルトダウン試験	36
3. 今後の実験計画	40
参考文献	41
付 録	46
A NSRR 炉の概要	46
B 大気圧カプセルおよび標準試験燃料	53
C NSRR 実験概要一覧	55
D NSRR パルス運転記録	72

Contents

Abstract	1
1. Progress in This Period	4
2. NSRR Experiments	4
2.1 Fuel Design Variation Tests	4
2.1.1 Autoclaved Cladding Rod Tests	5
2.1.2 Gap Gas Parameter Tests	13
2.2 Cooling Environment Variation Tests	13
2.2.1 Forced Convection Tests	14
2.2.2 Forced Convection Tests under Low Subcooling	20
2.3 USNRC Fuel Rod Tests	29
2.4 Defective Fuel Rod Tests	29
2.4.1 Waterlogged Fuel Rod Tests	36
2.5 Miscellaneous Tests	36
2.5.1 Fuel Rod Meltdown Tests	40
3. Future Plan of the NSRR Experiment	41
References	46
Appendix A Discription of NSRR Facility	46
Appendix B Discription of Standard Water Capsule and Standard Test Rod	53
Appendix C Summary of the NSRR Experiments	55
Appendix D Summary of the NSRR Pulsing Operation Data	72

Summary of the progress in this period

(M. Ishikawa and T. Ishii)

This report describes the major results of the NSRR experiments conducted during the semiannual period from January to June, 1979. As shown in Table 1, 47 tests were performed during this period, and in total 360 tests have been performed since the start of the NSRR experiments in October 1975. The tests during this reporting period consist of 3 standard fuel tests, 7 fuel design parameter tests, 4 cooling environmental variation tests, 16 USNRC fuel rod tests, 5 waterlogged tests, 2 high pressure capsule tests and 11 miscellaneous tests. The outline of the test results is summarized as follows.

(1) Standard Fuel Rod Tests:

Two additional tests were performed to measure the transient elongations of pellet stack and cladding by LVDT. Reasonable transient data were obtained by applying thermal insulators to LVDT pickup coils and at the interface between iron core and pellet stack end. A preliminary test was performed to examine the effects of mechanical constraint of a spacer grid on fuel behavior.

(2) Fuel Design Variation Tests:

As fuel design variation tests, tests with auto clave treated cladding rods and gap gas parameter tests were performed.

(2.1) Autoclave Treated Cladding Rod Tests:

Four irradiation tests were conducted with the standard type test rods fabricated with autoclave treated cladding. It had been anticipated that the autoclave treatment might have some influences on surface oxidation or deformation of the cladding. However, no measurable difference was observed between the autoclave treated rods and standard ones.

(2.2) Gap Gas Parameter Tests:

Two xenon gas filled rods were tested under low coolant subcooling conditions, i.e. in 90 °C water under ambient pressure. Influence of lower thermal conductivity of xenon gap gas was confirmed under low coolant subcooling condition. The maximum cladding temperatures decreased, and the film boiling duration increased compared with helium filled rods as were observed under high subcooling conditions. The influences of gap gas change on cladding thermal behaviors, however, were much smaller than those of the change of coolant subcooling.

(3) Coolant Condition Variation Tests:

Forced convection flow tests were conducted under both ambient and elevated coolant temperatures. Rod failure threshold was investigated at the flow velocity of 1.8 m/s under ambient coolant temperature and pressure condition. Fuel rod failure occurred at the energy deposition of 310 cal/g·UO₂, but did not at 290 cal/g·UO₂. Those results indicated that the enhanced film boiling heat transfer by forced convection suppressed the coolant temperature rise, and decreased failure threshold by about 30 cal/g·UO₂.

One forced convection flow test was performed under elevated coolant temperature. Energy of 190 cal/g·UO₂ was deposited to a single rod under the coolant temperature of 60 °C and the velocity of 1.8 m/sec. As the influence of low subcooling, maximum cladding temperature increased by about 50 °C and the film boiling duration extended by about 4.5 sec.

(4) USNRC Fuel Rod Tests:

RIA fuel behaviors of remedy fuel rods were studied in NSRR by request of United States Nuclear Regulatory Commission. Two types of remedy rods, i.e. zirconium-lined and copper-barrier cladding rods, and the conventional GE rods as the reference were irradiated in the NSRR standard capsules under ambient temperature and pressure condition. Total of 16 rods were tested so far.

The major test results are:

- 1 Failure threshold energy of BWR rods is equal to or a little higher than that of NSRR standard rods.
- 2 Zirconium-lining had no evident influences on thermal behavior, nor failure threshold energy.
- 3 Copper-barrier caused higher cladding temperatures at low energy depositions, but no evident influences on failure threshold.

(5) Defective Fuel Rod Tests:

Four waterlogged rod tests were conducted. Major objectives of the tests in this period are to investigate the effects of large power spikes at the fuel stuck ends on waterlogged rod failure. In order to reduce the end power spikes, end pellets of a standard rod was replaced by low enriched UO₂ pellets. Partially waterlogged, 40 % and 70 %, rods were tested at 150 and 200 cal/g·UO₂. One rod failed by cladding rupture at high temperature, and the other did not fail when tested at 150 cal/g·UO₂.

No mechanical energy was detected at this high temperature cladding rupture. At 200 cal/g·UO₂, however, cladding ruptured while it was cold at the early stage of the transient. Both the pressure pulse and water column ejection were detected at failure. Those transient behaviors and the post test appearances of the rods at higher energy deposition were quite similar to the former waterlogged rod tests with NSRR standard rods.

(6) Miscellaneous Tests:

Two fuel meltdown tests were performed. A single rod was tested in air environment of inner container at 380 cal/g·UO₂ to cause complete meltdown. In order to examining molten fuel behavior after rod melt down, a thick steel plate in one case and a shallow water pool in the other were accommodated at the bottom of the inner container. In the former case, molten fuel dropped on the steel plate as a lump, but did not cause the melting of the plate surface. In the latter case, the fuel dropped into the water was fragmented into small particles.

(7) High Pressure Capsule Tests:

High pressure capsule tests have started from this period. Two irradiation tests, one test by steady state operation and the other by pulse operation, were performed for the calibration of energy deposition in a single test rod under BWR conditions. The conversion factor to get the energy deposition based on the core integral power was obtained through the gamma ray measurements and the chemical analysis of the irradiated test rods. It is anticipated that 350 cal/g·UO₂ at maximum can be deposited to a 10 % enriched fuel rod under BWR conditions. Scoping tests of the high pressure capsule will start in the next reporting period.

Table 1 Classification and Number of NSRR Experiments
(Oct. '75 ~ June '79)

Test Items	Number of Tests		
	Jan. '79 ~ June '79	Oct. '75 ~ Dec. '78	Total
1. Standard Fuel Tests			
(i) Scoping tests		48	48
(ii) Fuel centerline temperature measurements		3	3
(iii) Fuel elongation measurements	2	11	13
(iv) Rod supporting effect tests	1	7	8
2. Fuel Design Variation Tests			
(i) Gap width parameter tests		16	16
(ii) Enrichment tests		17	17
(iii) Pre-pressurized fuel tests		37	37
(iv) Cladding parameter tests	5	19	24
(v) Gap gas composition parameter tests	2	8	10
(vi) Others		16	16
3. Cooling Environmental Variation Tests			
(i) Coolant temperature parameter tests		17	17
(ii) Flow area simulation tests		22	22
(iii) Rod bundle tests	1	9	10
(iv) Forced convection tests	2	6	8
4. USNRC Fuel Rod Tests	16		16
5. Defective Fuel Tests			
(i) Waterlogged fuel tests	5	54	59
(ii) Fretting corroded fuel tests		12	12
6. High Pressure Capsule Tests	2		2
7. Miscellaneous Tests	11	11	22
Total	47	313	360

1. 今期の進捗

(石川 迪夫, 石井 敏雄)

本報告書は、1979年1月より6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。この期間に実施した実験は47回に及び、その内訳は標準燃料試験3回、燃料パラメータ試験7回、冷却材パラメータ試験3回、USNRC燃料試験16回、欠陥燃料試験5回、高温高圧カプセル試験2回およびその他11回である。

標準燃料試験では前期に引続いてベレットおよび被覆管の伸びを測定する実験を行い、伸びの過渡挙動に関する良好なデータを収集した。

燃料パラメータ試験ではオートクレーブ処理被覆材を使った燃料による試験およびギャップガスパラメータ試験を行った。オートクレーブ被覆材燃料試験では、オートクレーブ処理により被覆材の酸化や変形挙動に差が現れると期待されたが、実験の結果、オートクレーブ処理によると思われる有意な差異は認められなかった。また、ギャップガスパラメータ試験では、ヘリウムの代わりにゼノンガスを封入した燃料の低サブクール条件での挙動を調べた。この結果、低サブクール条件下でもギャップガスの熱伝導率低下の影響が現れ、被覆材最高温度が低くなり、かつ、膜沸騰継続時間が長くなった。しかし、影響の大きさは、サブクール度の違いによる影響に比べはるかに小さなものであった。

冷却材パラメータ試験としては、室温条件での強制対流実験を引き続き行うと共に、冷却水温を60℃まで上昇させた強制対流試験も実施した。この結果、室温条件では、流速を1.8 m/sとした場合、破損しきい値が約300 cal/g・ UO_2 となり、自然対流条件下での標準実験に比べ30 cal/g UO_2 以上も高くなること、又、低サブクール条件下でも強制対流の効果の大きいことが確認された。

USNRC燃料試験は、米国原子炉規制局(USNRC)の依頼により、GE社により開発されたBWR用Remedy燃料について、反応度事故条件下での挙動を調べるために実施した実験である。PCI対策として設計されたジルコニウム内張被覆管燃料、銅バリア被覆管燃料およびこれら改良型燃料との比較のためにこれまでのBWRで使用されている在来型燃料の3種の燃料の照射試験を行った。この結果、破損しきい値に関しては在来型燃料および改良型燃料に顕著な差異は認められず、また、NSRR標準燃料ともほぼ同じ破損しきい値であった。破損の状態も、USNRC燃料の方が、被覆管表面のしわが若干少ない点を除き、NSRR標準燃料の破損状態と同様なものであった。又、発熱量約400 cal/g・ UO_2 の実験を行い、破壊力発生について調べたが、圧力パルス、水塊飛上り挙動ともにNSRR標準燃料による実験の結果と大差なかった。以上の所見から、BWR用Remedy燃料が、反応度事故条件下においても在来型の燃料より劣るものでない事が確認された。

欠陥燃料による実験としては浸水燃料試験を計4回行った。これまでに、試験燃料の両端部に生じる出力ピークが浸水燃料の破損挙動に大きな影響をもっている事が、燃料端にCd箔を巻いて出力ピークを抑えた実験等により分かってきているが、今期は、端部の出力ピークを抑えるために両端部のベレット1個を低濃縮度のものと置き換えた試験燃料を用いた部分浸水燃料試験を

行った。この結果、端部出力ピークの無い場合の破損は、浸水量の多小にはあまり影響されず、発熱量 150 cal/g UO_2 の時には高温バーストするか、又はふくれても破損には至らず、破壊力も殆んど発生しない事、発生量が 200 cal/g UO_2 になると低温バーストを生じて、破壊力を発生する浸水燃料特有の破損となることがわかった。

その他特殊な試験として、冷却材が欠除した場合の燃料のメルトダウン挙動を調べるため、空气中でのパルス照射実験を行った。発熱量 $380 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ を与えて燃料を完全に溶融落下させた所、鉄板上に落下した場合には全体が1つの塊となって固化し、鉄板との溶着あるいはメルトスルーは生じなかった。一方、同じ発熱量で溶融し水中に落下させた所、細片となって分散し、溶融燃料と水との接触が溶融燃料の微細化の要因である事がわかった。この他、燃料伸び測定試験、スぺーサ効果試験、ハンドル試験等も続けられている。

又、今期より高温高压カプセル試験を開始した。今期は、試験燃料の発熱量較正を行う事を目的として、定常運転での試験燃料照射およびパルス照射各1回実施した。又、これに併せて、カプセルのワースその他の原子炉運転上必要な各種データの収集を行った。照射後燃料の γ 線測定およびFP生成量分析による出力較正の結果、濃縮度10%の試験燃料を用いた場合、BWR条件下で最大 $350 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ までの発熱量を与えられる事が確認された。次期より高温高压カプセルによる本格的な実験を開始する予定である。

Table 1.1 NSRR 実験の分類と実験回数

試 験 項 目	目 的	実 験 回 数		
		54.1~54.6	50.10~53.12	合 計
1. 標準燃料試験				
(i) スコーピング試験	未照射健全燃料に関し、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。	2	11	13
(iii) 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。	1	7	8
2. 燃料パラメータ試験				
(i) ギャップ燃料試験	初期ギャップ幅が燃料の過渡温度挙動、破損に及ぼす影響		16	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		37	37
(iii) 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	5	19	24
(iv) 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	2	8	10
(v) その他			16	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		17	17
(ii) 流路模擬燃料試験	流路条件が燃料破損に及ぼす影響		22	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	9	10
(iii) 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	2	6	8
4. USNRC 燃料試験	BWR 型 Remedy 燃料の燃料挙動の究明	16		16
5. 欠陥燃料試験				
(i) 浸水燃料試験	欠陥燃料の破損しきい値、破損エネルギーの把握	6	54	60
(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		12	12
6. 高圧カプセル試験	実炉の運転温度・圧力条件下における燃料挙動の究明	2		2
7. その他		11	11	22
	合 計	47	313	360

2. NSRR実験

2.1 燃料パラメータ試験

2.1.1 特殊被覆材試験(オートクレーブ材)

(斎藤 伸三, 稲辺 輝雄, 柳原 敏, 星野 裕明)

(1) 実験目的

BWR 型燃料では被覆管の内外面を過熱蒸気にさらし薄い黒色酸化被膜を置く。これをオートクレーブ処理といているが、この処理による燃料の酸化、変形、破損に及ぼす影響がどの程度であるかを示すデータは不足している。現在までに行なわれたオートクレーブ被覆材を用いた NSRR 実験としては 2.6%濃縮 JPDR-II 型燃料実験がある。しかしながら低濃縮度であるため、標準燃料と直接比較できるものではない。そこで標準燃料の被覆管(ジルカロイ-4)をオートクレーブしたものを実験燃料とし、予め与えた酸化被膜が酸化挙動に及ぼす影響と破損しきい値を調べ、標準燃料との違いを明らかにすると共にデータを集積していく。

(2) 実験燃料

標準燃料の被覆材の内外面をオートクレーブ処理したものを実験燃料とする。

オートクレーブ処理条件は次のとおりである。

温度: $400^{\circ}\text{C} \pm 10^{\circ}\text{C}$

圧力: $88 \text{ kg/cm}^2\text{g} + 5 \text{ kg/cm}^2$
 $- 10 \text{ kg/cm}^2$

時間: 12時間 $\pm$ 0.5時間

(3) 実験結果

Table 2.1.1 にオートクレーブ被覆材燃料実験結果の要約を示す。実験は3回行ない、計測は被覆管表面温度、照射前及び照射後の全長、外径、曲りを測定し、さらに燃料棒外観の写真撮影を行なった。Fig. 2.1.1 に燃料棒外観の写真を示す。

Test No. 219-1 では発熱量 $234 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ を与えた結果、発熱部は全面黒色酸化し、ごく一部分に薄い酸化膜の剥離を生じた。照射による燃料棒の外径は最大で2.5%の増加がみられ、平均で0.9%の増加があった。燃料棒の曲りはすきまゲージで1.4 mmであった。被覆管表面温度は燃料棒下部で 1480°C 、同上部で 1380°C の最高温度を記録した。膜沸騰継続時間は燃料棒下部で約5.5秒、同上部で約7.5秒であった。

Test No. 219-2 では、標準燃料で破損に至った発熱量の中で最も低い発熱量 $264 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ を与えた。被覆管は発熱部下部でしわ状の変形が観察され、全面にわたって黒色の酸化が認められた。さらに長手方向に最大で約30 mmにわたる厚さ数 $10 \mu\text{m}$ の酸化膜の剥離がみられた。しかしながら標準燃料の破損しきい値近傍で特徴的な貫通クラックやその他の被覆管の欠損は認められず、この燃料棒は破損に至らなかった。被覆管表面最高温度及び膜沸騰継続時間は、燃料棒下部で 1710°C 、7秒、同上部で 1600°C 、9秒であった。

Test No. 219-3 では、さらに発熱量を上げ $271 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で照射した。燃料棒は下部熱電対の約5 mm 上方で周方向クラックを生じ内部まで貫通していた。また、写真に見られるように

縦方向クラックも周方向クラックに接して発生していた。発熱上部はやや灰白色の酸化を呈し、変形は小さく下部に比べ健全であった。一方発熱部下部は被覆管が大きく扁平化し、酸化膜の割れや剥離が多数みられた。この酸化膜は厚さ $100\ \mu\text{m}$ 程度であり被覆管肉厚の約 16 % を占めていた。被覆管表面最高温度は、燃料棒下部で $1780\ ^\circ\text{C}$ 、同上部で $1620\ ^\circ\text{C}$ であった。

(4) 考察

Test No. 219-1 では、同発熱量で照射した標準燃料 (Test No. 111-17, 発熱量 $229\ \text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$) と比較することにより、オートクレーブ被覆材の酸化挙動や変形に及ぼす影響を知ることが期待された。しかしながら Test No. 111-17 で測定された温度挙動や形状変化、外観の観察から比較すると両者のふるまいは非常によく似ている。実験に先立ちオートクレーブ被覆材の酸化被膜厚さを顕微鏡で観察したところ、400 倍でも酸化膜の存在が認められず、被膜は極めて薄いものと判断された。このことからオートクレーブの効果は小さいと推測され、両者のふるまいがほぼ一致していたことは妥当と思われる。

Test No. 219-2, 219-3 は、破損しきい値を究明しようとしたもので前述の理由から標準燃料の場合と同じしきい値になると思われる。しかし、照射後の外観に着目してみると $264\ \text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ で照射した燃料は標準燃料の $254\ \text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ の様子と類似し、 $271\ \text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ で照射した燃料は標準燃料の $264\ \text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ の場合や冷間加工被覆材燃料の $260\ \text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ の場合と似ていた。同発熱量におけるオートクレーブ被覆材燃料と標準燃料の温度挙動が同様であることから、この破損しきい値の違いにはオートクレーブ処理の影響があらわれていることも考えられる。しかしこの違いは数 $\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ であり、縦方向クラックもあるが、破損機構も同じ周方向貫通クラックが主体であることから本質的に破損しきい値、及び破損機構に違いはないと判断される。

2.1.2 ギャップガスパラメータ試験

(藤城 俊夫, 小林 晋昇, 丹沢 貞光, 吉田 博之)

(1) 実験目的

NSRR 実験の標準燃料にはギャップガスとして純ヘリウムが封入してある。しかしながら、実際の原子炉の条件では、バーンアップの進行に伴って燃料中に生じた FP ガスがギャップ部に放出され、ギャップガスの組成が変化する。ギャップ部に放出される FP ガスは、ゼノン、クリプトン等の不活性ガスが主成分で、これらは、いずれもヘリウムに比べ熱伝導率が大幅に低く、ギャップ熱伝達率を悪くする効果を持っている。

本実験の目的は、以上述べた FP 放出によるギャップガスの熱伝導率低下の影響を知る事であり、標準燃料のギャップガスを熱伝導率がヘリウムに比べ約 $1/25 \sim 1/8$ のゼノンあるいはアルゴンに置換し、燃料の温度挙動、破損しきい値等に及ぼす影響を調べてきた。前期までは、ゼノンあるいはアルゴン封入燃料に関し、冷却材が室温 ($25\ ^\circ\text{C}$) 条件での試験を行ってきたが、今期は、さらに低サブクール条件でのギャップガス組成の影響を知るため、冷却材温度が $90\ ^\circ\text{C}$ の条件でゼノン封入燃料についての試験を実施した。

(2) 実験方法

試験燃料のギャップガスの置換は、ヘリウムガスが充填された標準燃料棒の下部端栓の密封を破り、内部ガスを真空引きして除いた後、ゼノンガスを封入する方法で行った。真空引き・封入を数回繰り返してガス置換を行ったので、ギャップガスはほぼ 100 % 置換されている。

また、冷却材温度を 90°C に設定するため、標準カプセル内に電気ヒータを装荷し、実験に先立って、十分に時間をかけて昇温した後、電気ヒータを切ってパルス照射実験を行った。したがって、実験の初期においては、冷却材、燃料ともにほぼ均一に 90°C の温度となり、かつ、自然対流もごく少ない状態なので、初期温度以外は大気圧、室温での標準実験と違うところはない。

(3) 実験結果および考察

ゼノンガスを $1\text{ kg/cm}^2\text{ a}$ の圧力で封入した燃料を用い、冷却材および燃料初期温度を 90°C とし、発熱量を $177\text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ および $232\text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ 与える実験を各 1 回行った。温度測定の結果を Table 2.1.1 に示す。

Fig. 2.1.2 に発熱量 $177\text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ のときの被覆材表面温度ヒストリーと、同一発熱量及び冷却材サブクール度のヘリウム封入燃料（標準燃料）の場合の結果とを比較した。温度の上昇及び下降過程のいずれも、ゼノン封入燃料の方が応答が遅れ、かつ、冷却曲線の勾配もゆるやかであり、ギャップコンダクタンスの低下の影響が明らかに観察された。また、冷却速度が低いために、クエンチ開始までの時間も約 20 秒近く延びている。発熱量が $232\text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ の場合には、被覆材表面熱電対は 1 本を除き、 1700°C 以上を指示した時点で断線し、被覆材温度が融点に達した事を示した。被覆材表面の酸化膜は部分的に剥離を生じ、燃料有効長のほぼ中央に、周方向の貫通クラックが生じた。Fig. 2.1.3 に、ほぼ同じ発熱量で、同じ冷却材サブクール度条件で行った標準燃料の実験結果と今回のゼノン封入燃料の破損の状況を比較した。ヘリウム封入の標準燃料の場合は被覆材がしわしわになり、かつ燃料が分断して燃料ペレット片が 1 部外部に出ているのに対して、ゼノン封入燃料では被覆材のしわは認められず、破損はクラックが 1 ケ所入っただけに止まっている。したがって、燃料破損しきい値を越える発熱量でもギャップガスの熱伝導率の影響が現れていると言える。

Fig. 2.1.4 に被覆材表面最高温度の比較を示した。大きな印のプロットがゼノンガス封入燃料による実験結果である。冷却材サブクール度が 75°C および 10°C のいずれの場合でもゼノン封入の方がヘリウム封入燃料よりも $100\sim 200^{\circ}\text{C}$ 低くなる傾向にあるが、冷却材サブクール度を変えた場合に比べ影響が小さい事がわかった。

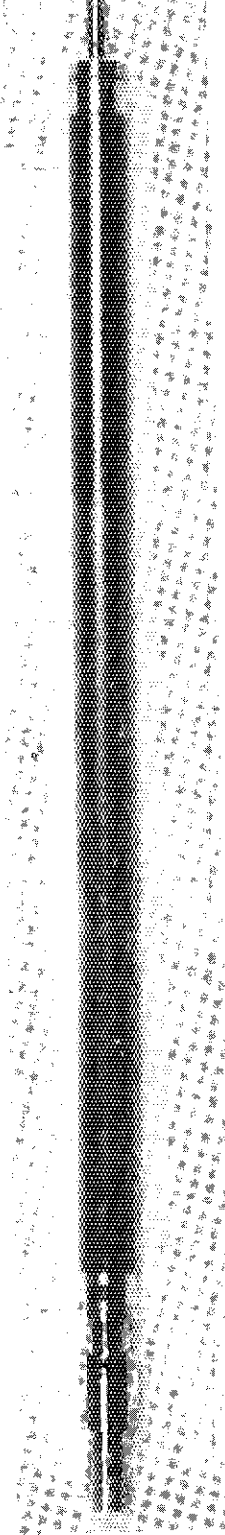
Table 2.1.1.1 Summary of autoclaved cladding fuel tests

Test No.	Objectives	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Maximum cladding surface temperature (°C)						Diametral deformation (mm)			Post-irradiation observation
			#1	#2	#3	#4	#5	#6	Average	Direction A	Direction B	
219-1	Behavior of oxidation and deformation	234	1400	1340	1250	1300	1480	1380	0.9	0.7	2.5	Slight oxide flake. Discolored in black.
219-2	Failure threshold	264	1660	-	1600	-	1710	1550	2.3	4.9	2.4	Oxide flake. Discolored in black.
219-3	ditto	271	1770	1660	1620	1790	1780	1610	2.2	10.9	1.2	Discolored in black and gray. Thick oxide flake and many cracks.
111-17*	-	229	1400	1350	-	1380	1430	-	0.7	1.0	0.7	Same as Test No. 219-1

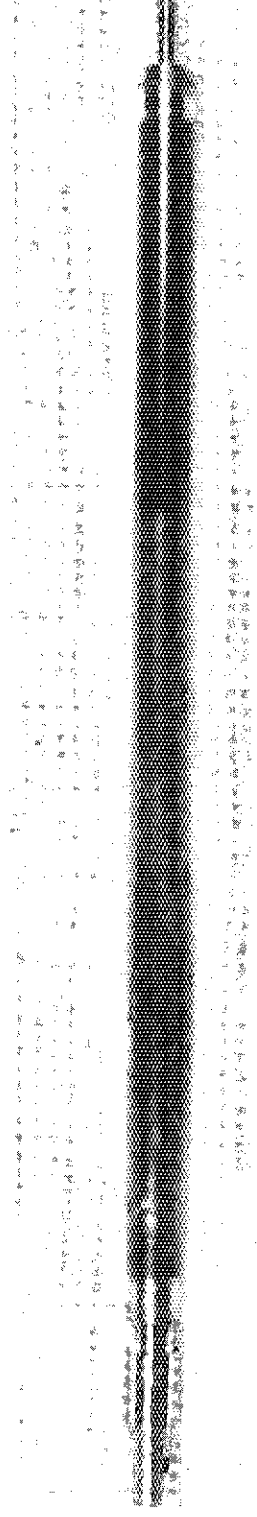
*) Reference



Test No. 219-1 (234 cal/g·UO₂) No failure



Test No. 219-2 (264 cal/g·UO₂) No failure



Test No. 219-3 (271 cal/g·UO₂) Failure

Fig. 2.1.1.1 Photos of autoclaved cladding fuels after irradiation

Table 2.1.2 Summary of xenon filled rod tests under low coolant subcooling conditions

Test No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Initial coolant temperature (°C)	Maximum cladding surface temperature (°C)	Quenching temperature (°C)	Duration time of film boiling (sec)	Maximum coolant temperature rise (°C)	
235-9	177	90	1280 ~ 1400	300 ~ 400	45 ~ 60	6 ~ 19	No failure Oxidized uniformly
235-10	232	90	>1700*	600	>17*	15 ~ 32	Circumferential crack at 1 cm lower from the center of active region

* Most of the cladding surface temperatures but one were not measured due to thermocouple failure.

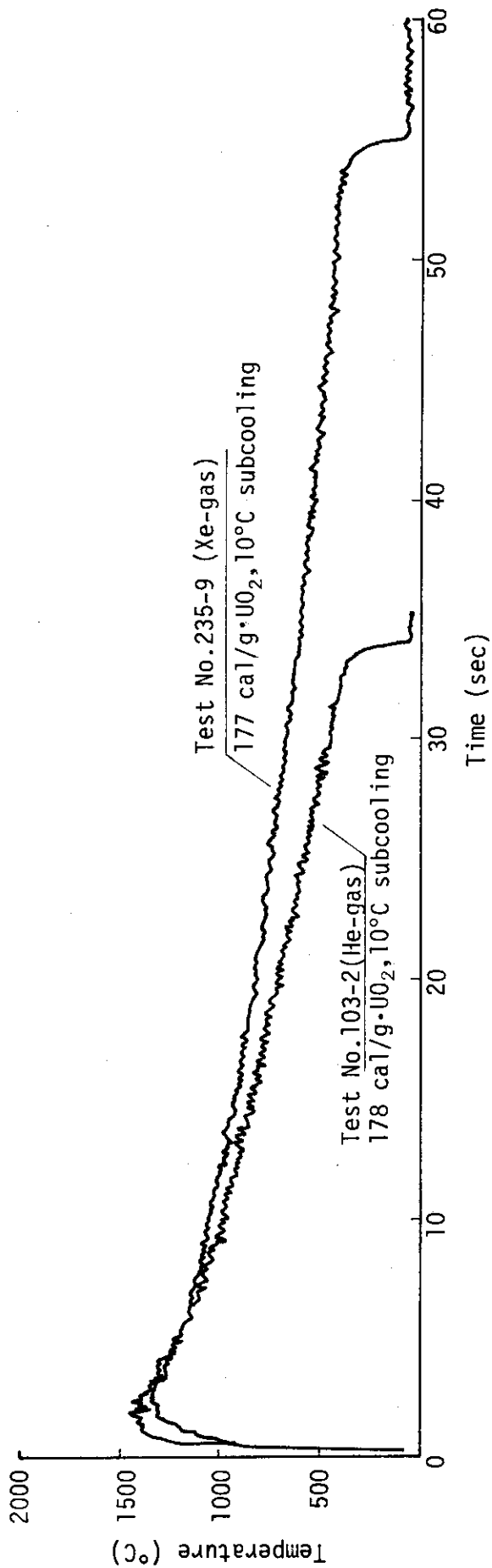


Fig. 2.1.2 Comparison of transient cladding surface temperature histories of xenon and helium filled fuel rods

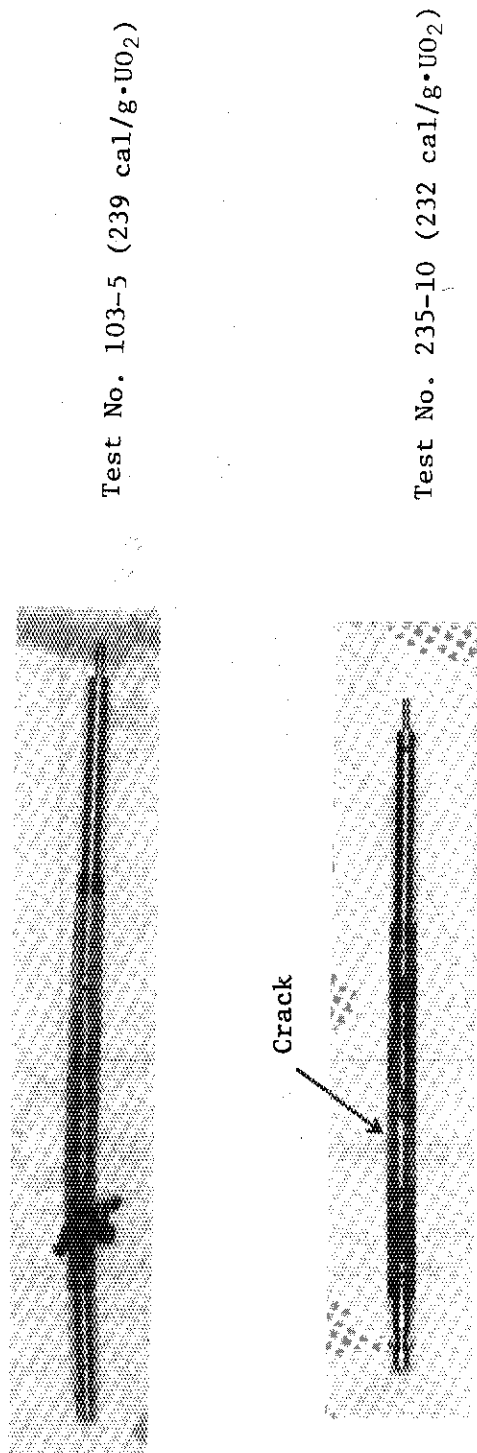


Fig. 2.1.3 Comparison of post test appearances of helium (std.) and xenon gas filled rods

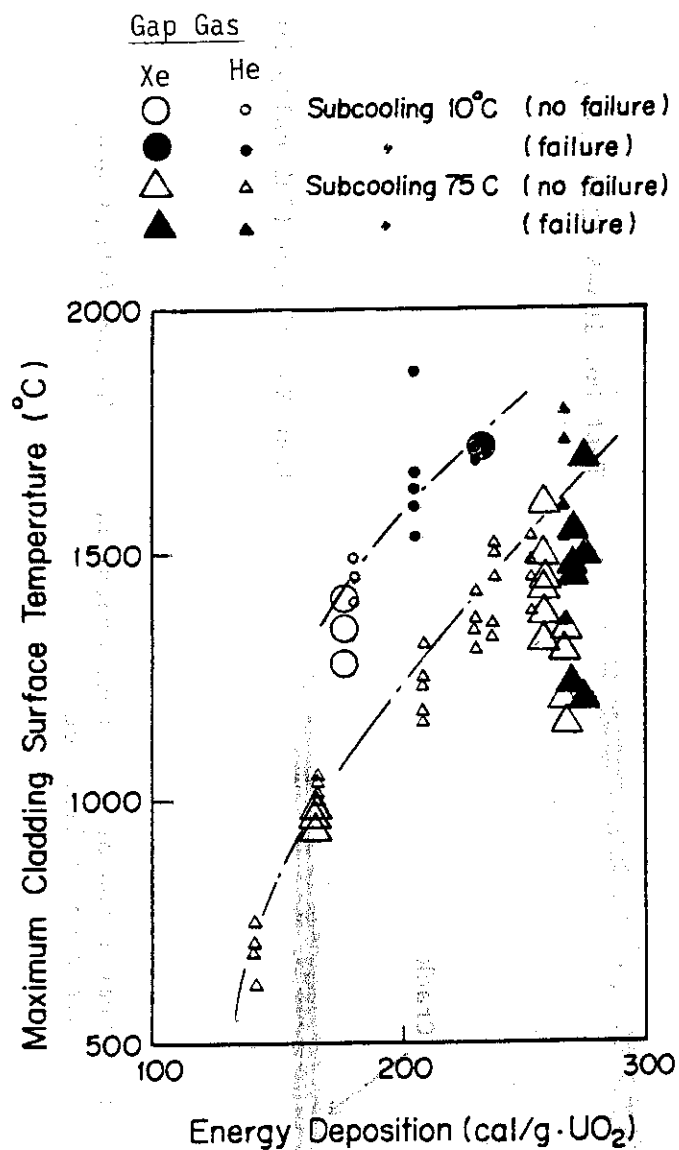


Fig. 2.1.4 Maximum cladding surface temperatures as a function of energy deposition

2.2 冷却材パラメータ試験

2.2.1 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

冷却材の強制対流条件が燃料挙動に与える影響を調べるために, 前期に引き続き, 今期は2回の実験を行った。前期は, 破損しきい値以下の発熱量で冷却材の流速をパラメータとして主として燃料温度挙動を調べたが, 今期は破損しきい値を求める事を主目的として実験を行った。

実験条件は, 冷却材温度を室温, 流速を 1.8 m/sec とし, 燃料に与える発熱量を $290 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ とした。この結果, 破損しきい値が, 上記の2つの発熱量の間にある事がわかり, 標準燃料実験に比べ約 $30 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 上まわる事となり, 強制対流による冷却能力の増加が破損しきい値に対しても影響を及ぼす事が確認された。

(2) 実験結果

(a) 照射後燃料の外観と破損しきい値

Fig. 2.2.1 に照射後の燃料の外観写真を示す。発熱量 $290 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で照射した試験燃料 (Test No. 240-7) は破損しなかった。しかし, 被覆管表面に, 内面溶融を示す大きな凹凸の発生が認められる所から, $290 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ が破損しきい値近傍であると考えられる。

さらに, 発熱量を $20 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 上昇した $310 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で照射した試験燃料 (Test No. 240-8) は, 発熱部の上端より約 10 mm 下の位置で2つに分断した。また, 発熱部の中央の1部で, 被覆管が溶融し冷却材中に飛散したと思われる被覆管の欠損が生じていた。

以上の所見から, 冷却材流速を 1.8 m/sec とした場合の破損しきい値は, $290 \sim 310 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ であることが確認され, 標準燃料実験における破損しきい値の $260 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ に比べ約 $30 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 上がることが確認された。

(b) 被覆材表面温度

Fig. 2.2.2 は, 今期の実験結果も含め, これまでに実施した流速 1.8 m/sec の強制対流実験全ての被覆材表面最高温度を発熱量に対してプロットし, 標準燃料実験の結果と比較したものである。このような比較から, 発熱量が $190 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ から $310 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ までの広い範囲にわたり標準燃料実験に比べ被覆材表面温度は約 $300 \sim 400^\circ\text{C}$ 低くなる事がわかる。発熱量が $310 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ にもなると燃料ペレットの大部分が溶融する事になるが, 以上の実験結果は, 強制対流による膜沸騰熱伝達率の増大の効果が, ペレット溶融が生じるような高い発熱量条件でも顕著である事を示している。同じ図には, プロットの白・黒により燃料破損の発生の有無を示してある。燃料破損は, 強制対流実験の場合においても, 標準燃料実験とほぼ同じく被覆材表面最高温度が約 1600°C を越えた所で生じており, 除熱能力向上による被覆材温度上昇の抑制が, 強制対流実験における破損しきい値上昇の第1の要因である事を示唆している。

(c) 冷却材流速の過渡挙動

強制対流実験においては, 試験燃料部入口流量をドラッグディスク型流量計により応答良く測定した。

Fig. 2.2.3 はこれまで実施した初期流速 1.8 m/sec の実験における冷却材入口流速 (燃料部

環状流路における流速)の変化および被覆材表面温度履歴を比較したものである。まず、沸騰開始と共に第1段目の流速低下があるが、発熱量が $270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 以上の場合には、さらに約 1.5 秒後に第2段目の流速低下があり、 $310 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の場合には、さらに 4 秒から 5.5 秒にかけて流速が完全に零になってしまった。第1段目の変化は主として試験燃料部の蒸気発生に伴う加速損失および二相流抵抗の付加に起因するものと思われるが、第2段以降の変化については明確な解釈はまだ出来ず、原因を検討中である。

Table 2.2.1 に、初期流速 1.8 m/sec の条件で行った強制対流実験結果のまとめを示す。これまでに実施した実験の結果得られた結論をまとめると次のようになる。

- ① 強制対流条件は、膜沸騰熱伝達率の向上に大きく寄与し、発熱量 $190 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ から $310 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ までの全域にわたって被覆材表面最高温度を標準燃料実験より 300°C 程度 (流速 1.8 m/sec の場合) 引き下げた。
- ② 冷却能力向上の結果、破損しきい値は上昇し、室温で冷却材流速 1.8 m/sec の場合、標準燃料実験より約 $30 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 上昇して $290 \sim 310 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ となった。
- ③ 冷却材入口流速は沸騰開始と共に低下し、低下の割合は発熱量の増加に伴い大きくなる。発熱量が $270 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 以上では、約 1.5 秒以降にさらに大きな流速低下が認められたが、その理由はまだ明確でない。

2.2.2 低サブクール強制対流試験

(藤城 俊夫, 小林 晋昇, 丹沢 貞光)

(1) 概要

冷却材温度が室温の条件で実施した強制対流実験においては、自然対流冷却条件の標準燃料実験に比べて飛躍的に膜沸騰熱伝達が向上し、被覆材温度および膜沸騰継続時間を引き下げ、その結果、破損しきい値が上昇した。一方、冷却水温パラメータ実験の結果、自然対流冷却条件による試験において冷却材のサブクール度が膜沸騰熱伝達に大きく影響を与え、サブクール度の低下が除熱能力の大幅な低下をもたらし、破損しきい値を引き下げる事がわかっている。したがって、強制対流条件下においても、サブクール度の影響が大なるものと思われ、サブクール度が低くなった場合には、上述の強制対流による熱伝達の向上がキャンセルされる事も考えられる。そこで、強制対流条件下における冷却材サブクール度の影響を調べるため、低サブクール強制対流実験を今期より開始した。今期は、冷却材温度を 60°C とした実験を 1 回行った。

(2) 実験方法

Fig. 2.2.4 に低サブクール強制対流実験における試験燃料、循環ポンプ、流量計、ヒータ等のカプセル内の配置を示す。図のように、カプセル底部に冷却材昇温用の電気ヒータを付加した事以外は、室温での強制対流実験の実験方法と変らず、冷却材の循環系は全く同じである。

実験は、冷却材温度 60°C 、流速 1.8 m/sec として、発熱量 $190 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の実験を 1 回実施した。

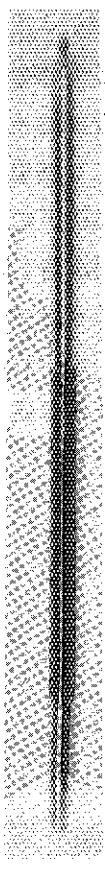
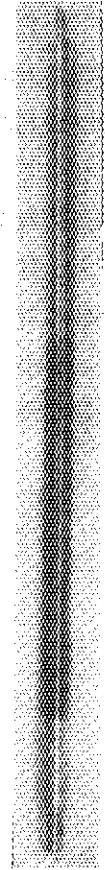
(3) 実験結果

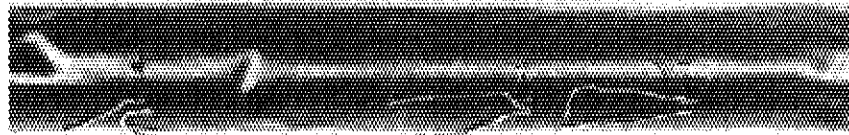
Fig. 2.2.5 は、本実験で得られた被覆材表面温度履歴と、これと同じ発熱量を与え、流速も同じ 1.8 m/sec とした室温条件の強制対流実験、自然対流条件の室温および 60°C での標準燃料実験

の結果を比較したものである。同じ強制対流条件でも、冷却水サブクール度を 80 °C(室温条件) から 40 °C に下げる事により、被覆材最高温度は約 50 °C 高くなり、又、冷却過程での温度降下速度およびクエンチ開始温度が低くなって、この結果、膜沸騰の継続時間は約 4.5 秒長くなった。以上の傾向は、いずれも定性的には自然対流条件下におけるサブクール度低下によって生じる結果と同じであり、強制対流条件下でも、自然対流時と同様のサブクール度の影響がある事が確認された。しかしながら、自然対流条件下におけるサブクール度低下の影響と比べると、最高温度、膜沸騰継続時間ともに影響の程度はより小さい事がわかり、サブクール度が低下しても、強制対流による熱除去能力の向上が、相当量期待できる見通しが得られた。

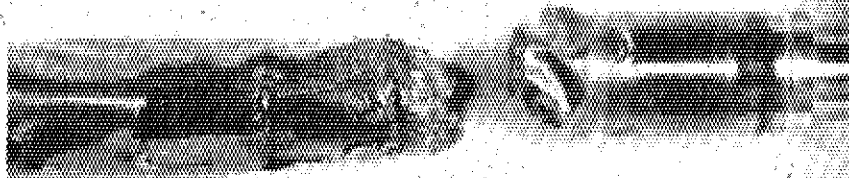
Table 2.2.1 Summary of forced convection tests

Flow velocity : 1.8 m/s Shroud : 16 mm I.D. (Zry)

Test No.	Energy deposition (cal/g.UO ₂)	Maximum cladding surface temperature (°C)	Post-test observation	Post-test photoes
240-3	190	1000	No failure Oxidation Max. bowing; 1.0 mm	
240-6	230	1200	No failure Oxidation in whole active region	
240-4	270	1300	No failure Oxidation in whole active region	
240-7	290	1450	No failure Oxidation and wrinkled in whole active region	
240-8	310	1600 (T/C failed)	Loss of structural integrity	



Test No. 240-7 (290 cal/g·UO₂)



Test No. 240-8 (310 cal/g·UO₂)

Fig. 2.2.1 Post test photographs of NSRR standard rods tested under forced flow condition

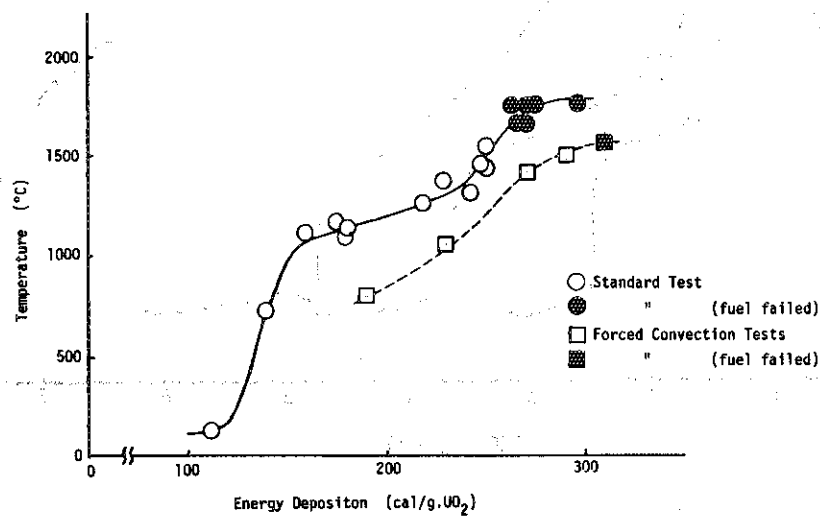


Fig. 2.2.2 Comparison of maximum cladding surface temperatures between the standard fuel rod tests and the forced convection tests

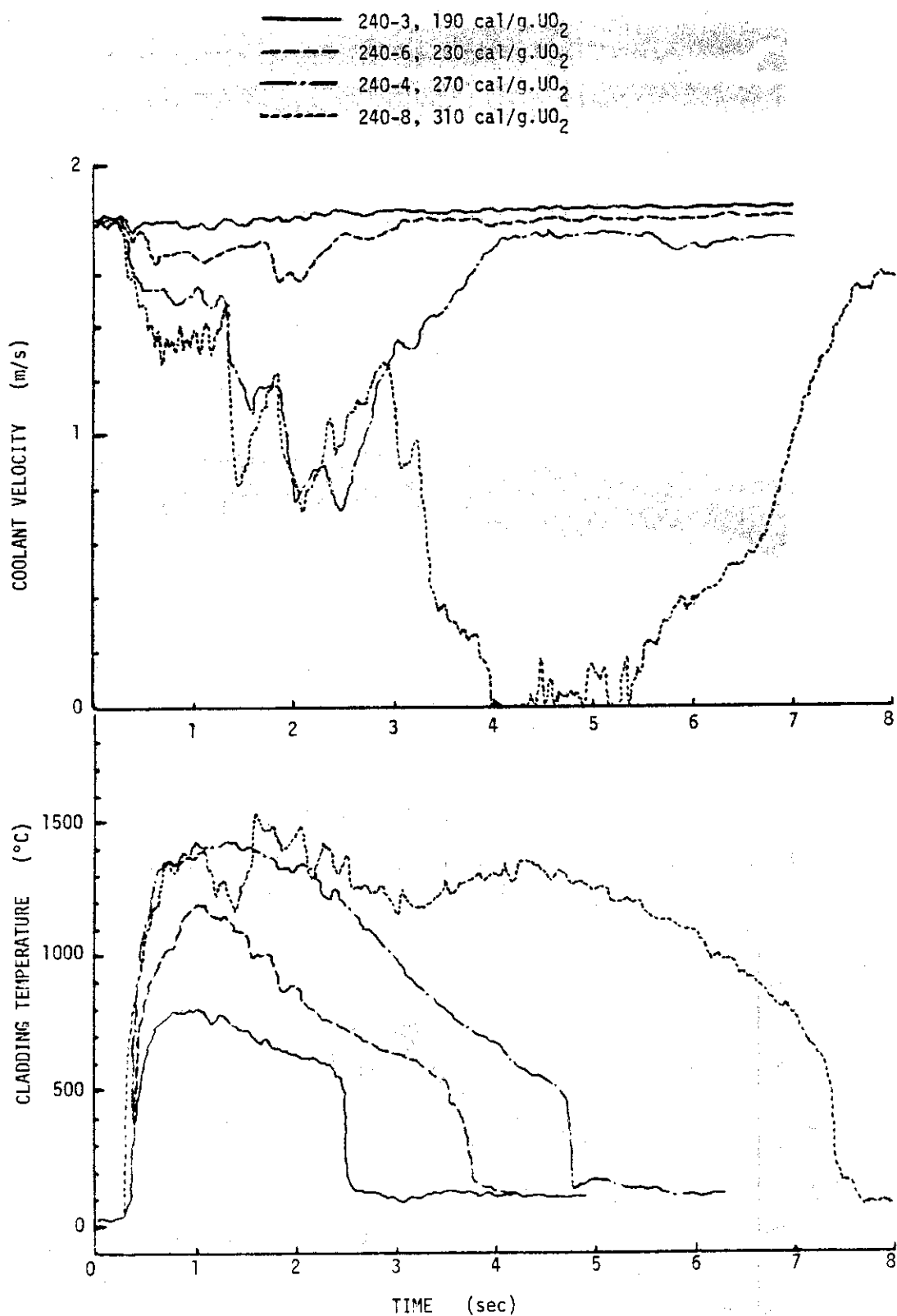


Fig. 2.2.3 Transient histories of coolant inlet velocity and cladding surface temperature

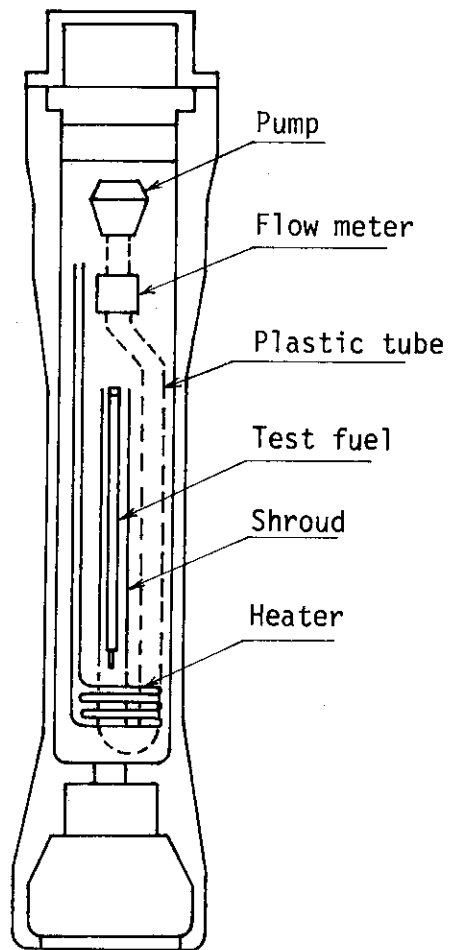


Fig. 2.2.4 Testing rig for forced convection test under low subcooling

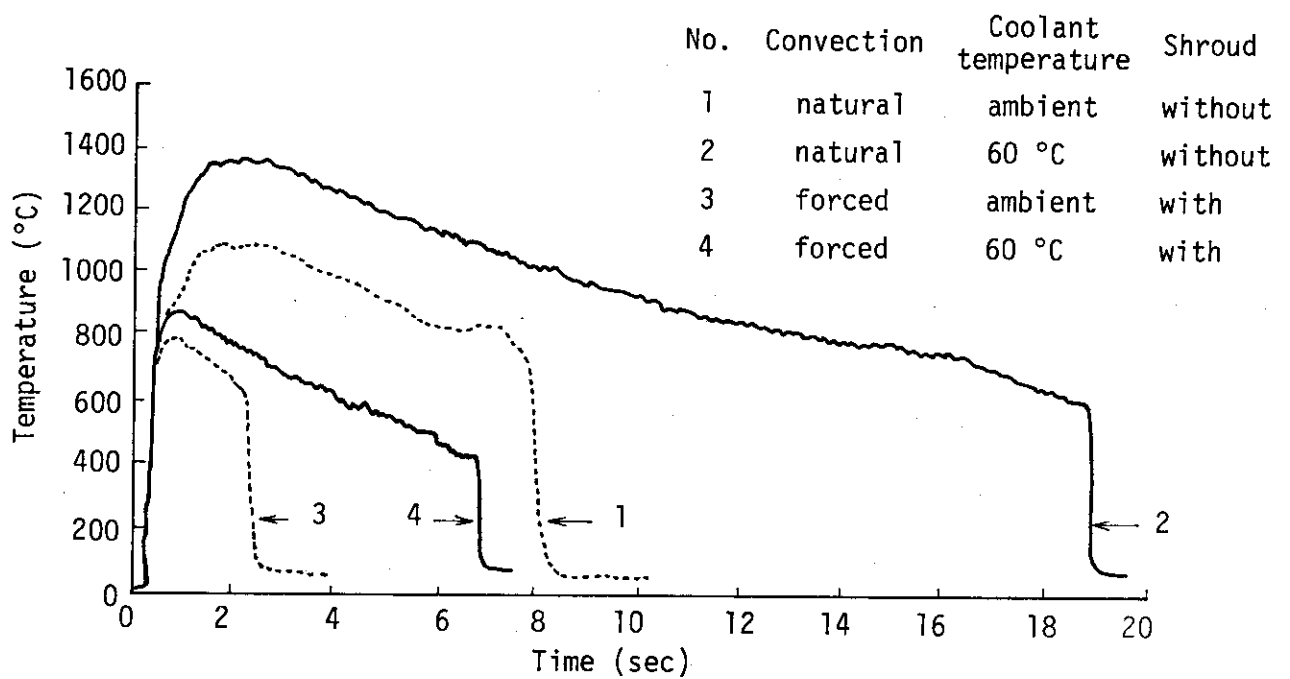


Fig. 2.2.5 Comparison of cladding surface temperature histories in different convection conditions

2.3 USNRC 燃料試験

(星 薦雄, 岩田 耕司, 吉村 富雄)

(1) まえがき

本試験は, U.S. NRC の依頼により, GE 社によって開発された PCI* Remedy 燃料について, 反応度事故条件下での挙動を調べるために, NSRR において照射を行なったものである。

PCI 対策燃料は, 軽水炉に使用されるジルカロイ被覆燃料の通常運転時の破損が, 大きな出力変動がある場合には PCI に基づく SCC** 破損によることが明らかとなってきたことから, この対策として開発されたものである。SCC の要因としては, ペレットの熱膨張によって被覆管に生ずる応力と FP (とくにヨウ素) による機械的かつ化学的な相互作用によるものと考えられるようになってきた。従って, GE 社ではこれらの相互作用を防止する目的で, 二種類の被覆管すなわちジルコニウム内張り被覆管と銅バリヤ被覆管を開発し, PCI 対策を施した改良型燃料として今後軽水炉で使用していく計画を立てている。

これらの PCI 対策燃料の出力変動における特性試験は GETR 等において行われており, PCI-SCC に対する有効性が報告されている。しかし, 実用化に当たって, U.S. NRC は反応度事故等の事故条件における挙動の確認の必要性を認識し, この確認のために PBF-NSRR 研究協力協定の一環として NSRR での照射を依頼してきたものである。

実験に至る迄の経緯について簡単にふれると, 上述燃料の NSRR での照射依頼については昭和 51 年 11 月に開かれた第 1 回 NSRR 計画レビュー会議において U.S. NRC よりその意向が表示され, これに対して原研にて実験計画書(案)を作成して(昭和 52 年 4 月) U.S. NRC とその内容について討議し, 大気圧カプセル実験 18 回, 高温高压カプセル実験 13 回の計画を立てた。この計画に基づき, 米国では試験燃料の製作を行ない, これらの燃料は昭和 53 年 9 月 NSRR に移送された。大気圧カプセル実験は, 昭和 53 年 11 月に発熱量校正のための第 1 回目の実験が実施されて以来, 昭和 54 年 6 月末までに 16 回の実験が完了した。

実験結果の詳細は別途報告されるので,*1,*2 ここではこれまでの結果の概要について述べる。

(2) 試験燃料

ジルコニウムの内張り被覆管燃料ならびに銅バリヤ被覆管燃料の他に, これらの改良型燃料との比較のためにこれまでの BWR で使用されている在来型燃料の三種を照射した。ジルコニウム内張り型被覆管燃料は, ジルカロイ-2 被覆管の内面に肉厚の約 10% を純ジルコニウムでライニングした被覆管を使用したもの, 銅バリヤ被覆管燃料は, ジルカロイ-2 被覆管内面に銅を約 10 μm の厚さにメッキした被覆管を使用した燃料棒である。燃料棒の寸法は, いずれも 8 $\times$ 8 型 BWR

* PCI ; Pellet-cladding interaction

** SCC ; Stress corrosion cracking

1* J. H. Davies, et al.; "Power Ramp Tests of Potential PCI Remedies", Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, Portland, Oregon, Apr. 29 - May 2, 1979

2* T. Hoshi, et al.; "The Response of PCI-Remedy Fuel Rods under the RIA Condition", JAERI-M (to be published)

燃料棒のもので、燃料スタック長のみ NSRR 標準型燃料棒と同様に 13.5 cm としたものである。燃料棒の仕様の概要を Table 2.3.1 に、構造を Fig. 2.3.1 に示す。

(3) 照射条件

試験燃料 1 本を NSRR 標準水カプセル（常温，大気圧）に装荷し，発熱量をパラメータに発熱量 170 ～ 400 cal/g・UO₂ の範囲で照射した。照射に当っては，被覆管表面温度計，燃料分断計，カプセル内圧計，水塊速度計等の計測器を実験目的に応じて取り付け，照射時の過渡挙動を測定した。

(4) 試験結果

照射は，在来型燃料棒について 6 回，ジルコニウム内張り被覆管燃料および銅バリヤ被覆管燃料についてはそれぞれ 5 回の計 16 回行なわれた。

(i) 燃料挙動と破損しきい値

Photo 2.3.1, ～ 3 に照射後燃料の外観を示す。この写真にみられるように，170 cal/g・UO₂ の照射ではいずれの燃料にも被覆管表面は酸化による変化がみられ，DNB が発生したことがわかる。この酸化の状態を三種類の燃料について比較すると，銅バリヤの燃料は燃料の発熱部全域に酸化膜の生成が認められるが，在来型およびジルコニウム内張りの燃料はしま模様状の部分的な酸化である。後述のように熱電対によって計測された被覆管表面最高温度の測定結果は銅バリヤ燃料が若干高い。従って，銅バリヤ燃料の被覆管表面の酸化が厳しいのは，銅バリヤ燃料の被覆管温度が，他の二種類の燃料よりも高くなった結果によるものと言える。

燃料の破損は，在来型および銅バリヤ燃料では約 280 cal/g・UO₂ の照射で，ジルコニウム内張り燃料では約 310 cal/g・UO₂ 照射で認められた。^{*} 破損の状況は写真にみられるように，在来型燃料では燃料発熱部下端で被覆管溶融による被覆管の破損が認められ，ジルコニウム内張り及び銅バリヤ燃料では分断が生じた（在来型燃料でも 305 cal/g・UO₂ では分断を生じた）。Fig. 2.3.2 は燃料破損しきい値を比較した図である。本図にはその後実施したジルコニウム内張り燃料の 287 cal/g・UO₂ の照射実験（Test No. 502-6）の結果も示しているが，本図から判断すると 3 種の燃料の破損しきい値に大きな差異はない。破損しきい値は 260 ～ 280 cal/g・UO₂ と考えられる。

約 400 cal/g・UO₂ の照射では，いずれの燃料でも燃料の微粒化が認められた。しかし，NSRR 標準燃料実験の結果と比較して特徴的なことは，被覆管自身は内面溶融をしているが比較的健全な状態であり，UO₂ ペレットのみが溶融して燃料下端部から冷却材中に放出されている。この原因は，燃料スタック端部での出力ピーキングのために UO₂ の蒸発が起り，^{**} GE 燃料棒の燃料下端部ではガスプレナムが無いために，燃料下端部で圧力上昇が生じて被覆管が破損して UO₂ が早めに放出されたために，被覆管の温度上昇が少なかったことによると考えられる。燃料下端部で内圧上昇の大きいことは，未破損燃料の被覆管のプロファイル測定の結果で下部に大きな膨れが認められていることから裏づけられるが詳細な検討は今後の課題である。

^{*} ジルコニウム内張り燃料についてその後実施した 287 cal/g・UO₂ の照射実験（Test No. 502-6）では燃料は分断した。

^{**} 半径方向ピーキング係数 1.23，軸方向ピーキング係数 1.25 とすると，UO₂ の蒸発（550 cal/g・UO₂）が生じる平均発熱量は $\frac{550}{1.23 \times 1.25} = 358 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ である。

(ii) 被覆管表面温度挙動

Fig. 2.3.3は被覆表面最高温度を整理した図である。銅バリヤ燃料の温度は他の2種類の燃料に比べて被覆管表面温度が高い。これは、被覆管内面に内張りした銅が溶融してペレット-被覆管間のギャップコンダクタンスを良くしたことによるものと考えられる。

(iii) 破壊力

Fig. 2.3.4は、カプセル内圧と水塊の飛び上り速度をNSRR標準燃料実験と比較して整理した図である。本図にみられるように、約400 cal/g・UO₂照射におけるカプセル圧力の最大値は1.3～3.4 kg/cm²、水塊速度は2.2～5 m/secであった。これらの値は3種類の燃料間で有意な差はみとめられず、また、NSRRにおける実験の結果とほぼ同じであった。

(5) まとめ及び今後の計画

これまでの実験の結果から、PCI対策のGE改良型燃料の反応度事故条件下に対する挙動として、以下のことが言えよう。

① 燃料破損しきい値に関して在来型燃料および改良型燃料に顕著な差異は認められなかった。破損しきい値は260～280 cal/g・UO₂であり、この値はNSRR標準燃料の破損しきい値とほぼ同様であった。また、燃料破損の状態は被覆管表面のしわが若干少い点を除き、NSRR標準燃料の破損状態と同様なものであった。

② 破壊力の大きさもNSRR実験の結果と同様なものであった。

結論として反応度事故時のジルコニウム内張り燃料および銅バリヤ燃料の挙動は在来型の燃料棒より劣るものではないと言えよう。今後、これまでの照射条件と同条件で数例の照射を行い再現性の確認を行うとともに、照射後試験を行う予定である。

Table 2.3.1 Characteristics of GE Fuel Rods

Type of fuel rods tested	
CC	GE standard type(8x8) fuel rod
DC 1	Zr lined fuel rod
DC 2	Cu barrier fuel rod
Cladding material	
Zr-2	
Fuel pellets	
Enrichment	10% U-235
Density	95% T.D.
Geometry	
Dimension	
Pellet O.D.	10.57 mm
Cladding O.D.	12.52 mm
Cladding wall thickness	0.86 mm
Gap width	0.115 mm
Zr-liner thickness	~10 % of wall thickness
Cu-barrier thickness	~0.01 mm

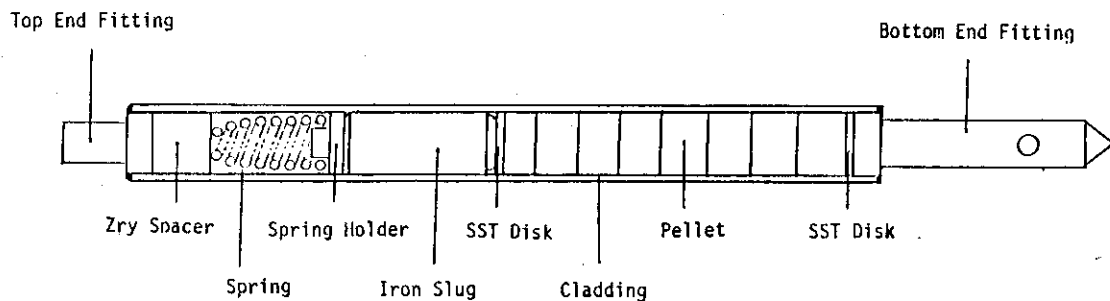


Fig. 2.3.1 GE fuel element

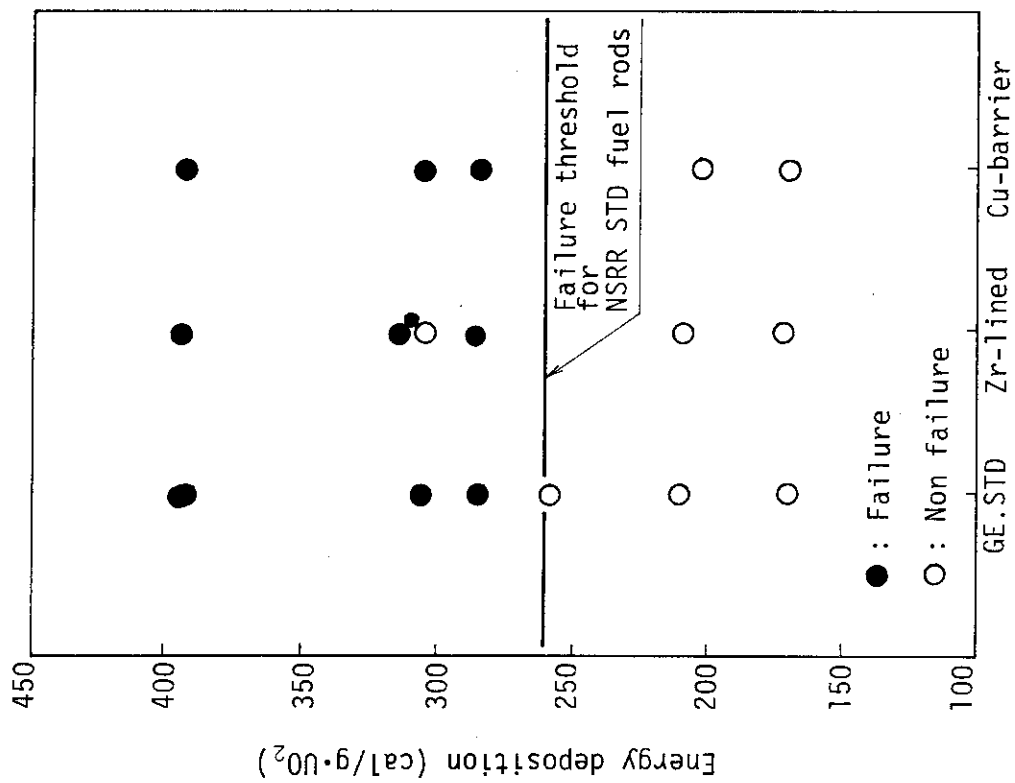


Fig. 2.3.2 Comparison of failure threshold for GE fuel rods

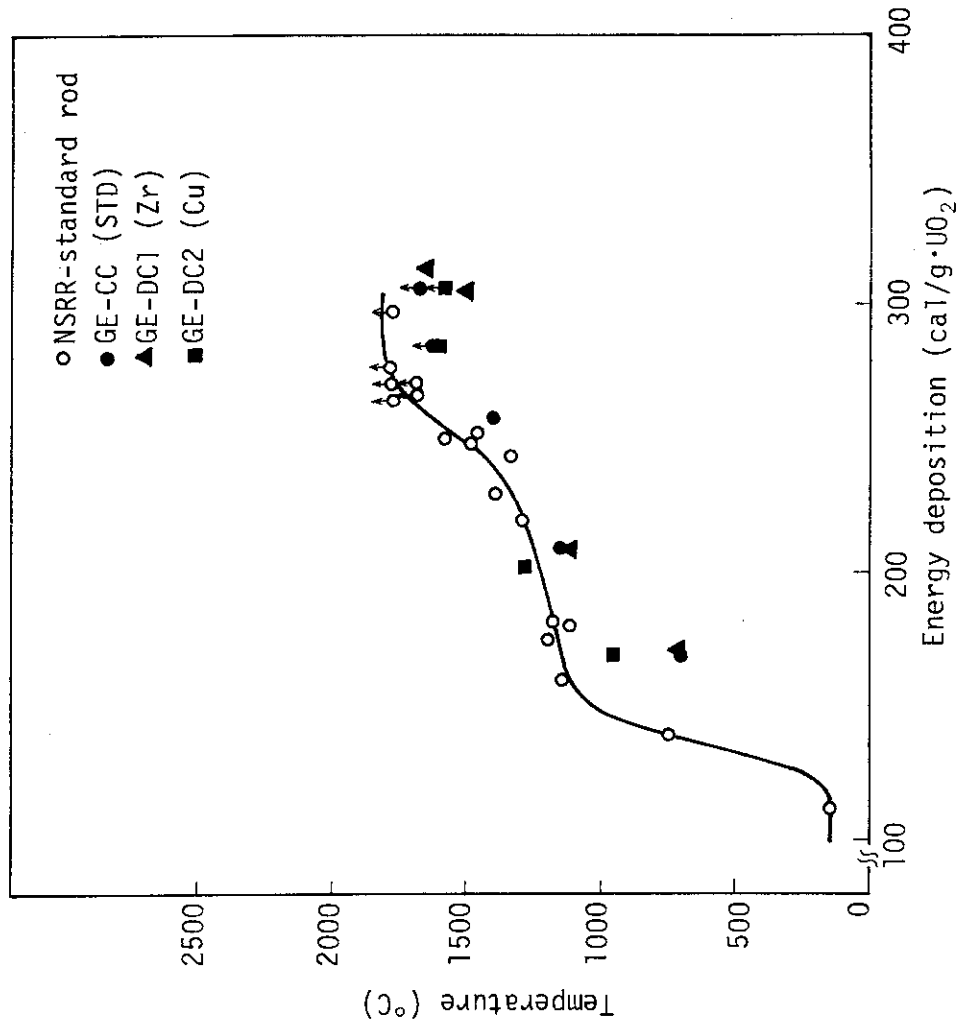


Fig. 2.3.3 Max. cladding surface temperature at axial center

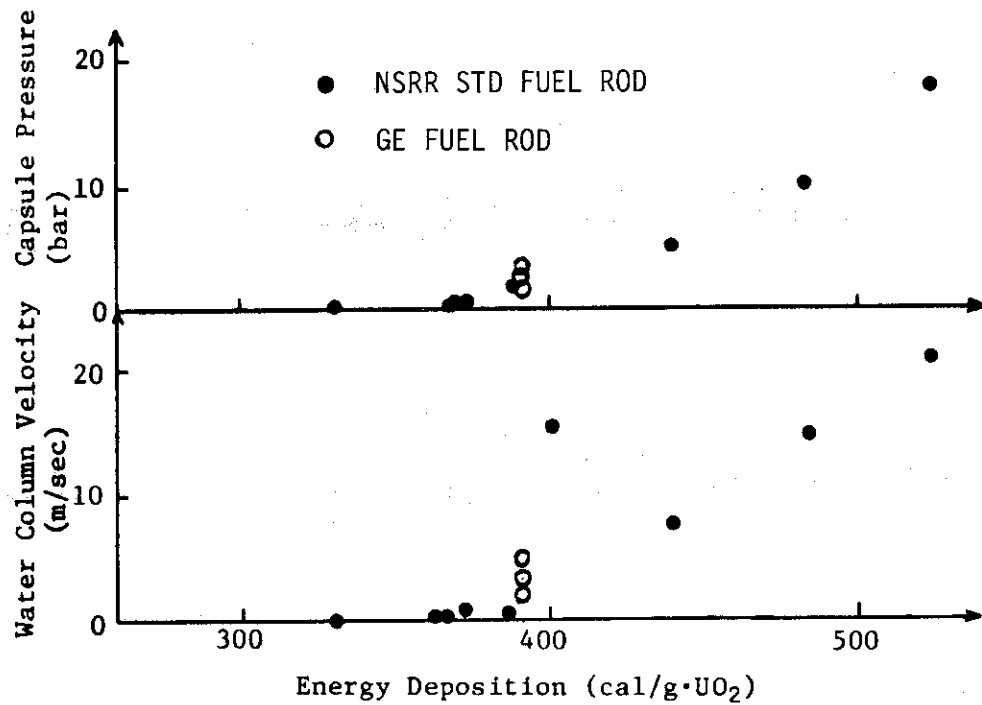


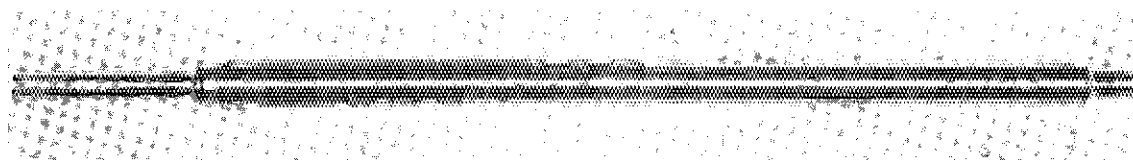
Fig. 2.3.4 Energy deposition vs. average water column velocity and max. capsule pressure

Test No.
(Fuel Type)

Energy
Deposition
(cal/g.UO₂)

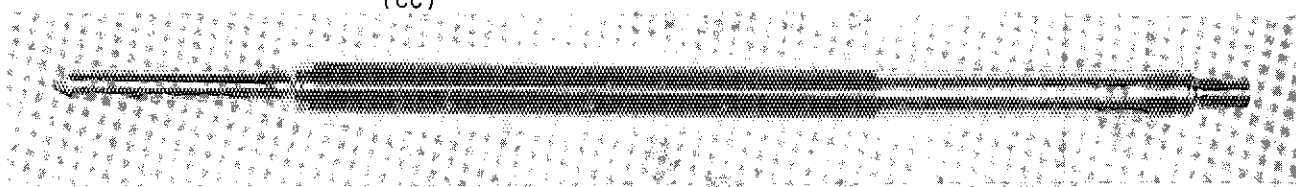
501-2
(CC)

169



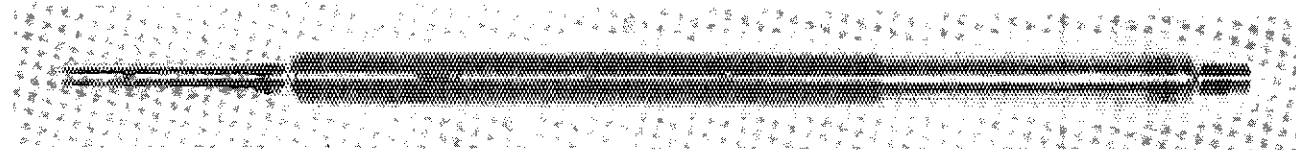
501-1
(CC)

209



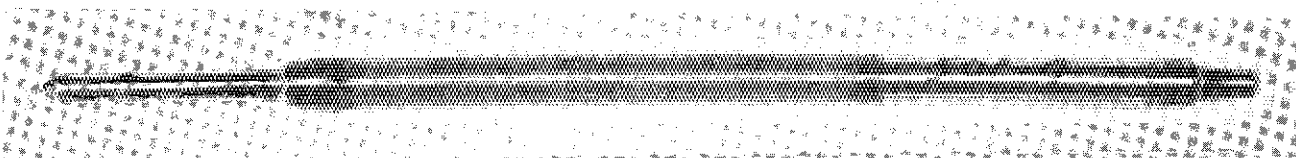
501-3
(CC)

257



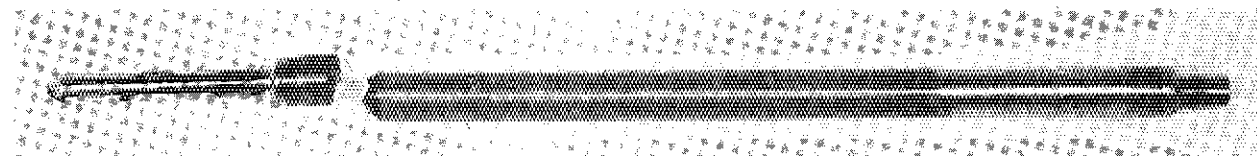
501-4
(CC)

284



501-7
(CC)

305



501-8
(CC)

393

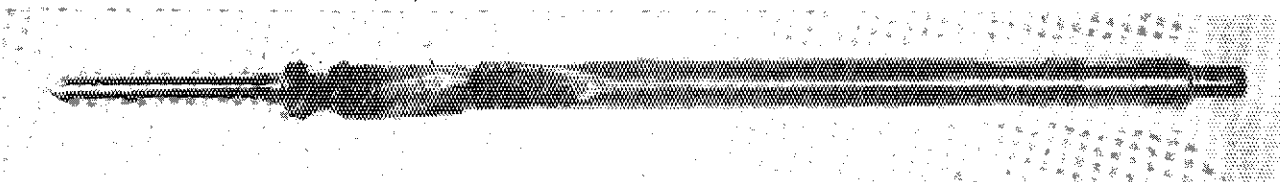


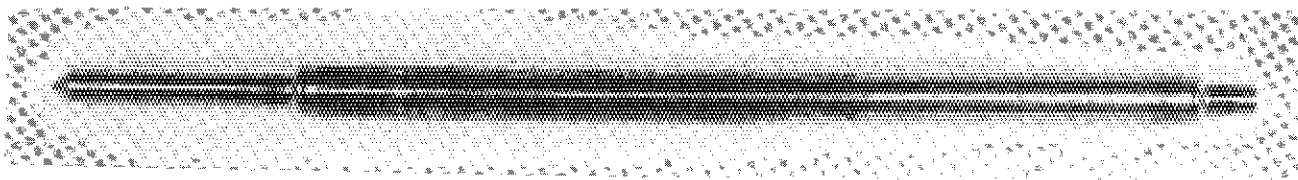
Photo. 2.3.1 Post-test photographs of GE-STD fuel rods

Test No.
(Fuel Type)

Energy
Deposition
(cal/g.UO₂)

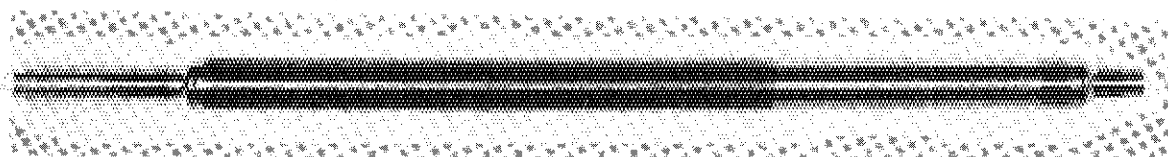
502-2
(DC1)

171



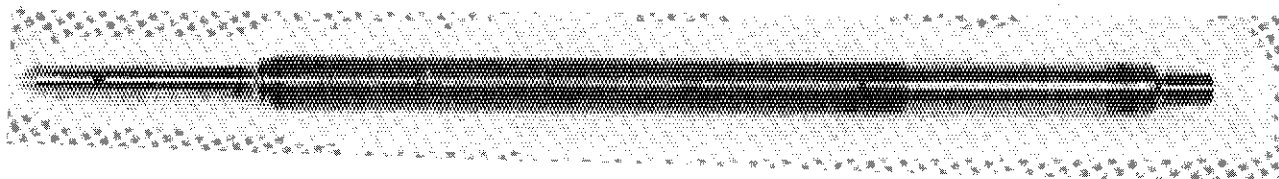
502-1
(DC1)

208



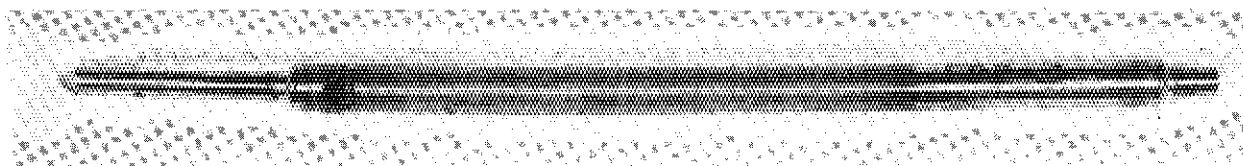
502-4
(DC1)

304



502-3
(DC1)

313



502-5
(DC1)

394

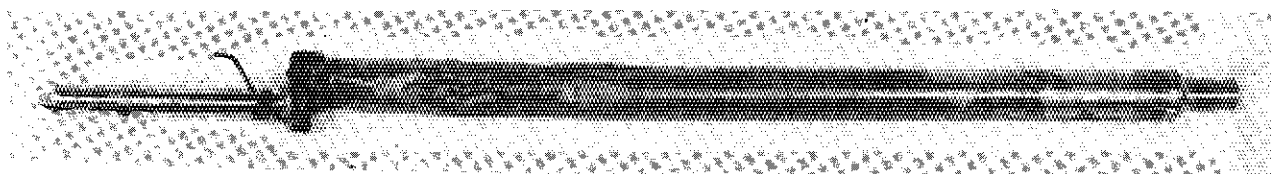


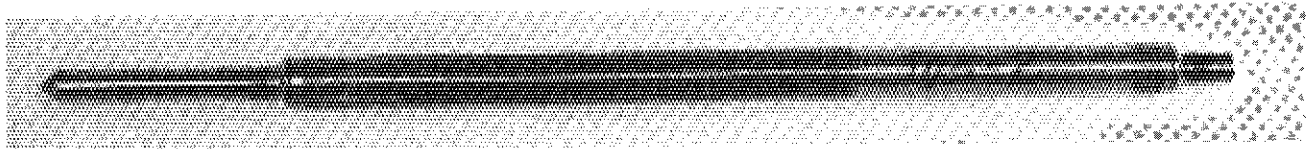
Photo. 2.3.2 Post-test photographs of Zr-lined fuel rod

Test No.
(Fuel Type)

Energy
Deposition
(cal/g UO₂)

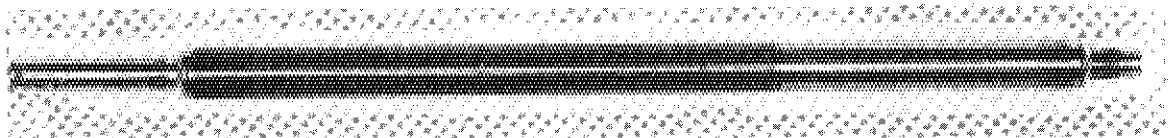
503-2
(DC2)

169



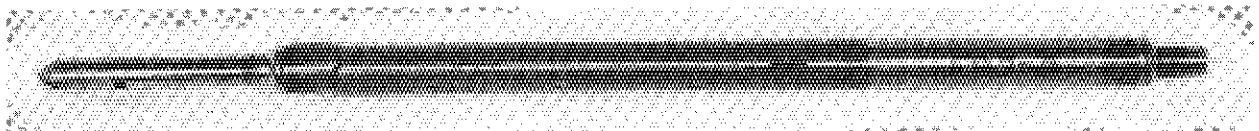
503-1
(DC2)

201



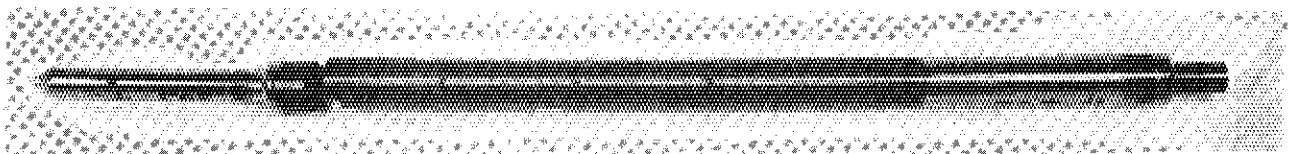
503-3
(DC2)

283



503-4
(DC2)

304



503-5
(DC2)

392

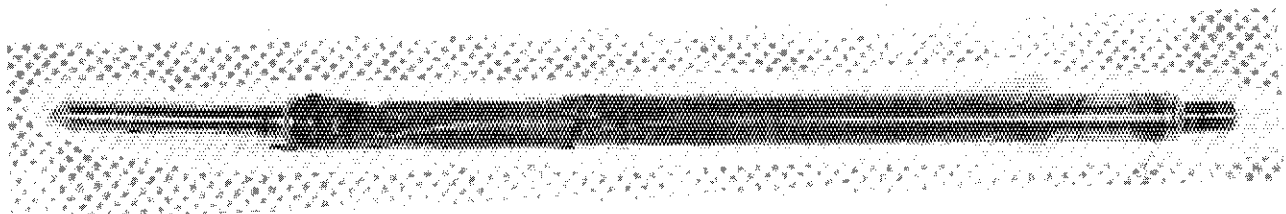


Photo. 2.3.3 Post-test photographs of Cu-barrier fuel rods

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. 実験目的

NSRR 標準試験燃料棒の軸方向の発熱分布は, Fig. 2.4.1 に示すように, 全体的にはほぼ均一分布であるものの, その上下両端部に鋭いピークが認められる。Cd 箔 (厚さ 0.5 mm) によってその出力ピークを除去した状態での実験を行ない, 出力ピークのある場合の実験結果と比べたところ, 部分浸水燃料の破損挙動は出力ピークの有無によって大きく影響されることが確認された。軽水炉燃料の軸方向の発熱分布は両端部で出力レベルが低いので, 実炉での浸水燃料破損挙動をより実態的条件で模擬するためには, 端部出力ピークを除去した条件で実験を行なう必要がある。Cd 箔によって出力ピークを除去する方法は, Cd 箔の取り付け作業等の再現性が疑わしく, そのため標準実験燃料の両端部のペレット各 1 個を低濃縮度 (2.6 %) ペレットと置き換えた両端低濃縮度型実験燃料を特に製作し, 再現性良く端部出力ピークを除去できるようにした。今回はこの実験燃料を用いて端部出力ピークの無い場合の浸水燃料破損挙動を調べることを目的として 4 回の部分浸水燃料実験を行なった。

2. 実験条件

主要実験パラメータは総発熱量と浸水量である。総発熱量は約 $150 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$, および $200 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ とし, それぞれの発熱量において, (1) 浸水条件が 70 ~ 80 vol % と (2) 浸水条件が 30 ~ 40 vol % とで各 2 回の実験を行なった。

使用した実験燃料は両端低濃縮型実験燃料であり, その軸方向発熱分布は Fig. 2.4.2 に示すように 10 % 濃縮領域の端部に僅かな出力ピークが認められるものの, Fig. 2.4.1 に示した標準実験燃料と比べれば, ほぼ均一分布と言えよう。

3. 実験結果

今回の実験の結果を, Table 2.4.1 にまとめて示す。同表で明らかのように, 端部出力ピークのない場合の部分浸水燃料の破損挙動は浸水量の多少にはほとんど影響されず, 主として総発熱量の多少によって強く支配されることが明らかになった。すなわち, 総発熱量約 $200 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の 2 回の実験では, 浸水量が 40 % (Test No. 402 - 29) と少ない場合も, 70 % (Test No. 402 - 30) と多い場合もともに, 被覆管温度が上昇する以前に低温バーストで破損した。この際, 比較的大きな圧力パルスの発生がみられた。一方, 総発熱量約 $150 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の 2 回の実験では, 高温バーストを呈したり (Test No. 402 - 27) 破損に至らなかったり (Test No. 402 - 28) した。当然のことながら, 圧力パルスは発生しなかった。照射後の燃料棒の様相も Photo. 2.4.1 に示す様に, 総発熱量約 $200 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の場合は被覆管が大破し, 燃料ペレットの大半が冷却水中に微粒子状で散在していたのに対して, 約 $150 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の場合は, 被覆管の大部分は酸化してはいるものの健全であった。破損した場合でも破損孔が小さく, 燃料の大部分は被覆管内に保たれていた。なお, 詳細に Table 2.4.1 を見ると, 総発熱量約 $200 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の 2 実験は, 浸水量が多い場合 (Test No. 402 - 30) の方がより低い発熱量 ($159 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) で破損しており, 浸水量の多少がわずかに破損しきい値に影響を及ぼしている可能性があるが, その差は, $17 \text{ cal/g} \cdot$

UO₂とそれ程大きくはなく、明確なことは言えない。この点については、今後のデータの蓄積をまって確認する予定である。

Fig. 2. 4. 3に破損に随伴する冷却水中の圧力パルスのピーク値と破損時の被覆管温度との関係を示す。同図には今回の実験結果とともに、Cd箔によって端部出力ピークを除いた場合の実験結果も併せて示す。同図から破損時の被覆管温度が高い場合は、圧力パルスがほとんど発生しないことがわかる。すなわち、前報で述べたように高温バースト時には機械エネルギーへの転換量がほとんどなく、一方低温バースト時には高い圧力パルスが発生していることがわかる。

Fig. 2. 4. 4に破損時の燃料内圧（試験燃料棒の下部プレナムにて測定）と被覆管温度の関係を示す。本図にも、今回の実験結果とともに、Cd箔付き実験の結果も比較して示す。同図において、高温バーストの場合、本実験の結果も、Cd箔付き実験の結果も破損時の被覆管温度が高い場合ほど低い燃料内圧で破損することを示している。これは温度上昇による被覆管の耐圧強度の劣化によるものと解釈できる現象である。一方低温バーストした今回の2回の実験では、燃料内圧がほとんど上昇していないにもかかわらず、燃料被覆管が大破しており、測定位置と破損位置とでは圧力が一致していないことが明らかである。なお、同図中で低温バースト時に1,000気圧もの高い燃料内圧を示している実験例が見られるが、その例は完全浸水条件の場合である。また、これまでの端部出力ピークの有る場合の実験結果でも、完全浸水条件の場合のみ高い燃料内圧が実測されている。このことは、完全浸水条件の場合には、低温バースト時の燃料内圧が、測定位置（下部プレナム部）と破断箇所（ギャップ部）とで同程度の圧力になっていることを示唆している。部分浸水燃料における燃料内圧の挙動については、今後さらに検討を加える必要があると考えている。

Table 2.4.1 両端低濃縮度型浸水燃料実験結果

Test No.	Energy deposition (cal/g.UO ₂)		Amount of water (g/vol.%)	Cladding temperature at failure (°C)	Rod pressure at failure (°C)	Maximum capsule pressure (bar)
	Total	at failure				
402-27	154.5	145.8	1.03/31	730	92	0
402-28	151.1	-	2.92/88	No failure		
402-29	213.4	176.0	1.30/39	50	0	38
402-30	208.4	159.1	2.22/67	50	0	53.4

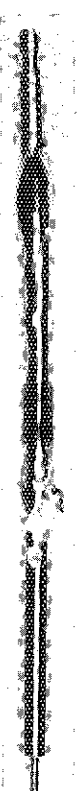
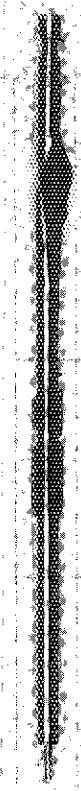
	~ 1 5 0 cal / g • UO ₂	~ 2 0 0 cal / g • UO ₂
浸 水 量 7 0 ~ 8 0 %	 100-70 1002.4 1001.3 100-70 1002.4 1001.3 100-70 1002.4 1001.3	 100-70 1002.4 1001.3 100-70 1002.4 1001.3 100-70 1002.4 1001.3
浸 水 量 3 0 ~ 4 0 %	 100-70 1002.4 1001.3 100-70 1002.4 1001.3 100-70 1002.4 1001.3	 100-70 1002.4 1001.3 100-70 1002.4 1001.3 100-70 1002.4 1001.3

Photo 2.4.1 両端低濃縮度浸水燃料照射後写真

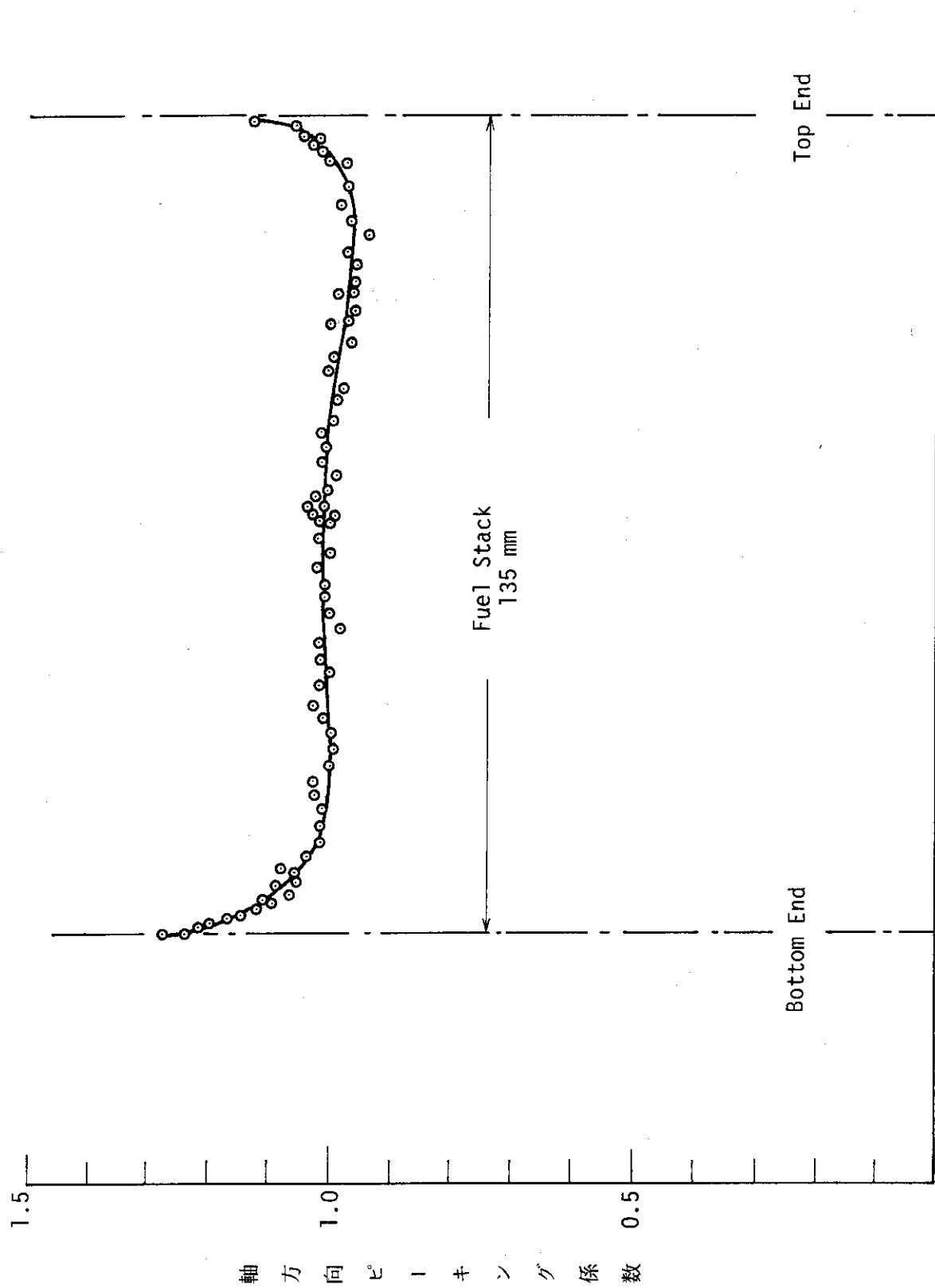


Fig. 2.4.1 NSRR 標準試験燃料棒の軸方向発熱分布

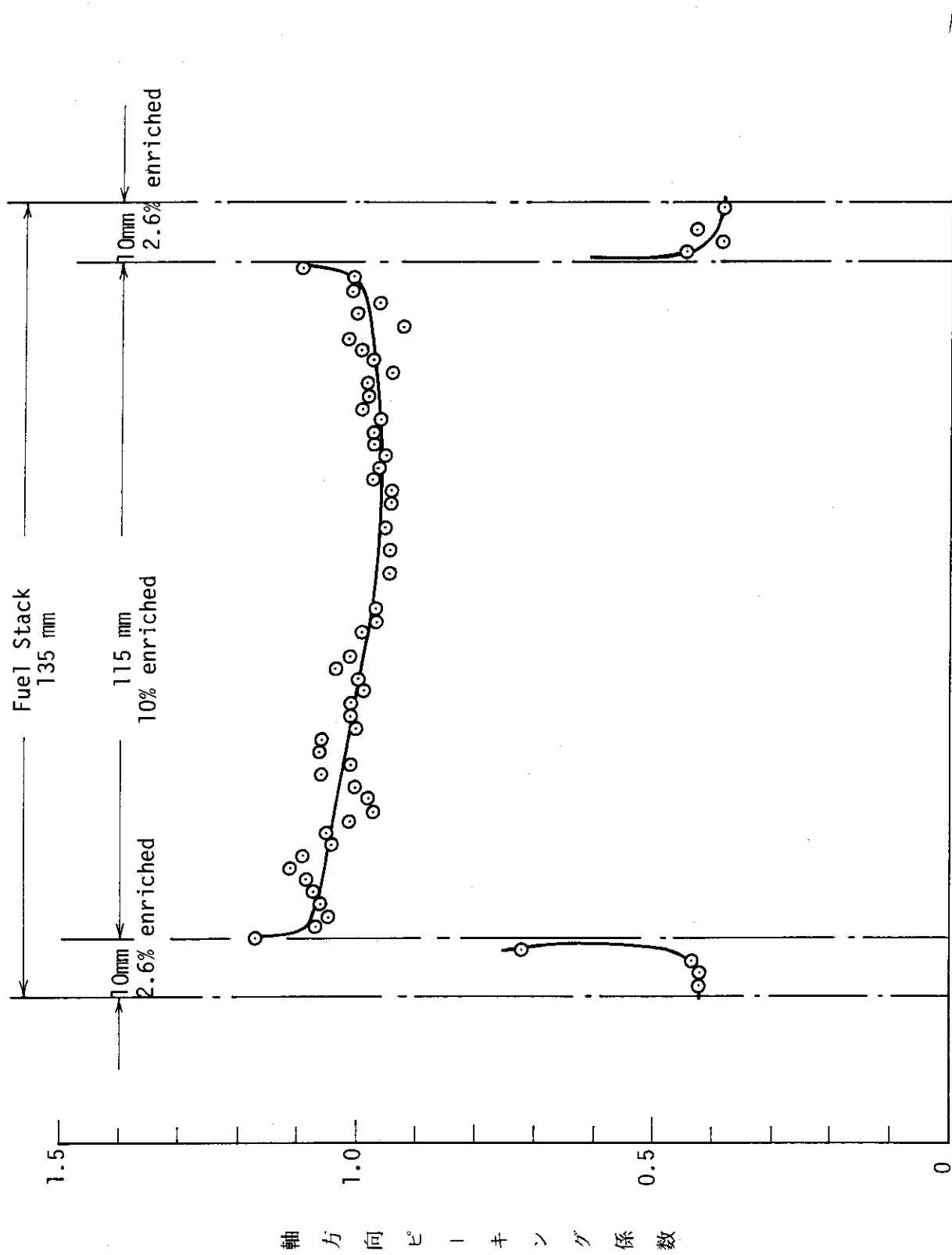


Fig. 2.4.2 両端部低濃縮度 NSRR 試験燃料棒の軸方向発熱分布

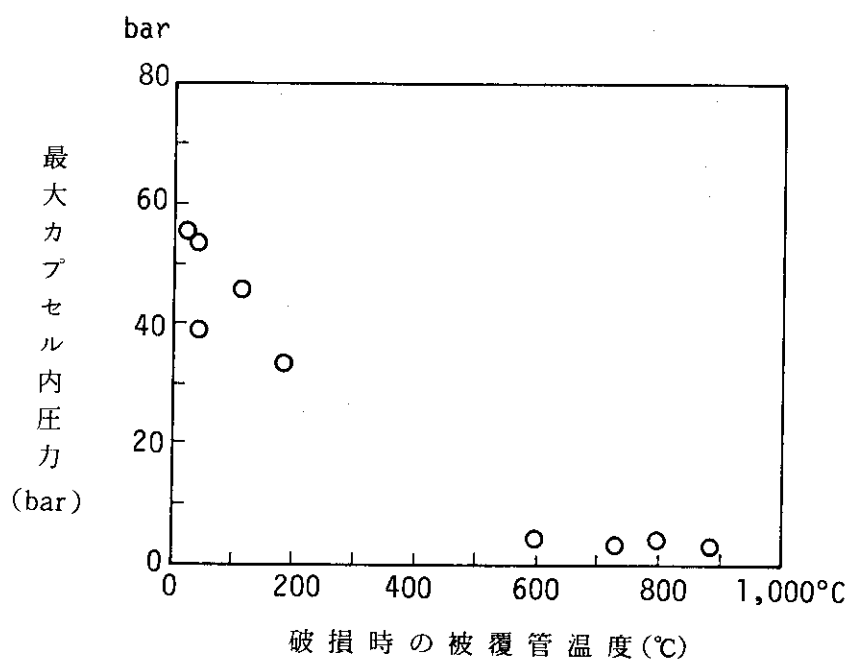


Fig. 2. 4. 3 破損時の被覆管温度とカプセル内圧力との関係

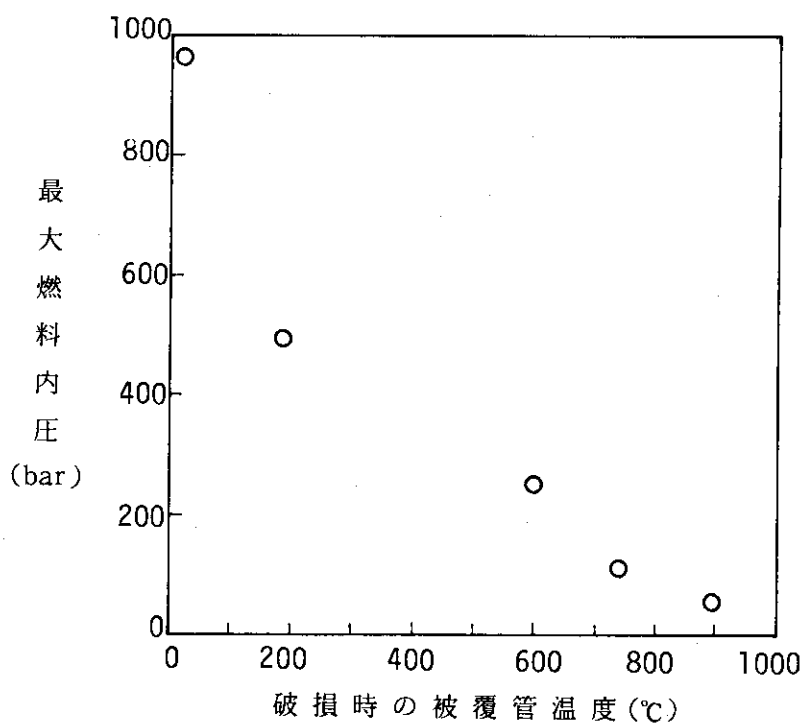


Fig. 2. 4. 4 破損時の被覆管温度と燃料内圧との関係

2.5 特殊燃料試験

2.5.1 燃料メルトダウン試験

(星 篤雄, 岩田 耕司, 吉村 富雄)

(1) 概要

原子炉において冷却材が喪失し燃料が溶融すると、溶融した燃料は落下の過程で冷却材、炉心構造物等と接触・反応すると考えられる。本試験は、このような過程についての基礎的知見を得ることを目的としている。本試験では、試験燃料を気体雰囲気中でパルス照射することにより溶融させ、その後、水又は金属と接触させて水の有無が溶融燃料挙動に及ぼす影響、溶融燃料と金属との反応について調べた。

(2) 実験方法

Fig. 2.5.1 に示すように、内部がガス雰囲気のアルミニウム製容器に試験燃料を収納してパルス照射を行った。また、溶融し落下した燃料が接触した際の挙動を調べるために燃料下方に水又は鉄板を置いた。

(3) 実験結果

Test No. 104-1 は、本実験シリーズ体系における燃料の発熱量校正試験である。炉出力 27.0 Mw・s で照射した燃料の γ 線強度を測定した結果、Table 2.5.1 に示すように試験燃料の発熱量は平均 $4.16 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2 / \text{Mw} \cdot \text{s}$ であることが判った。

Test No. 104-2 では、発熱量約 $380 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で燃料を溶融させ、容器底に溜めておいた水と接触させた実験である。

ペレットおよび有効発熱部の被覆管は Photo 2.5.1 に示すように溶融して落下し、落下したペレットおよび被覆管は水中で細分化されていた。細分化の状況は比較的大きな塊りも認められたが、非常に細い粒子になっているものもあった。非常に細い粒子は、高発熱量実験で見られた粒子よりも細く、球状であった。また、Photo. 2.5.1 に見られるように、残った燃料棒上部側の被覆管は溶融している。この部分はプレナム部のため燃料は無いので、溶融は UO_2 が蒸発しプレナム部に移動して管内壁に付着したため起ったものと思われる。

Test No. 104-3 は、Test No. 103-2 と同じ発熱量約 $380 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で燃料を溶融させた後、鉄板と接触させた実験である。照射後の燃料の状況は、Photo. 2.5.2 に示すように微粒子となって容器底部に落ちているものもあったが殆んど燃料は支持具および鉄板に溶着していた。燃料と鉄板との結合は弱く、燃料塊を鉄板より容易にはがすことができ、はがした場所の鉄板表面に溶融等の特別な変化は見られなかった。このように、燃料と鉄板の反応は非常に弱いものであった。

以上 2 つの実験から燃料の溶融後の挙動について考えてみると、燃料の一部は破損時点で粒子化するが、大部分は塊りとなって落下し、水と接触すると粒子化するものと思われる。今後、発熱量を変化させて燃料溶融挙動を詳細に調べる予定である。

Table 2.5.1 Result of Energy Deposition Calibration

Reactor Power (MW · S)	Nuclide	Result of γ ray measurement	
		cal/g. UO_2	cal/g. UO_2 MW · S
27.0	Zr^{95} (0.724 MeV)	131.15	4.86
	La^{140} (1.596 MeV)	93.44	3.46
Average		112.30	4.16

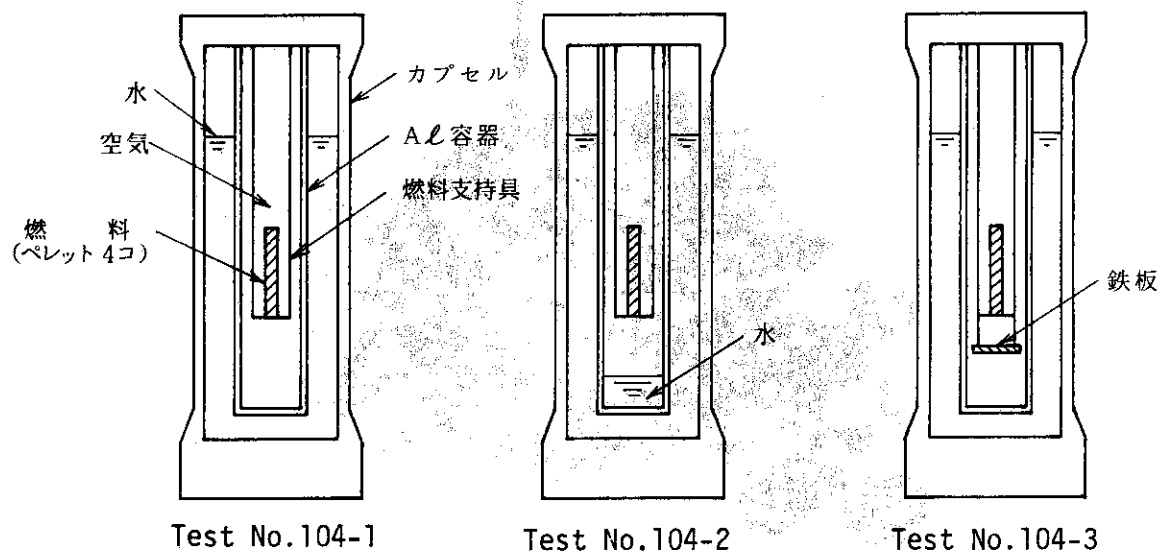


Fig. 2.5.1 燃料メルトダウン実験カプセル

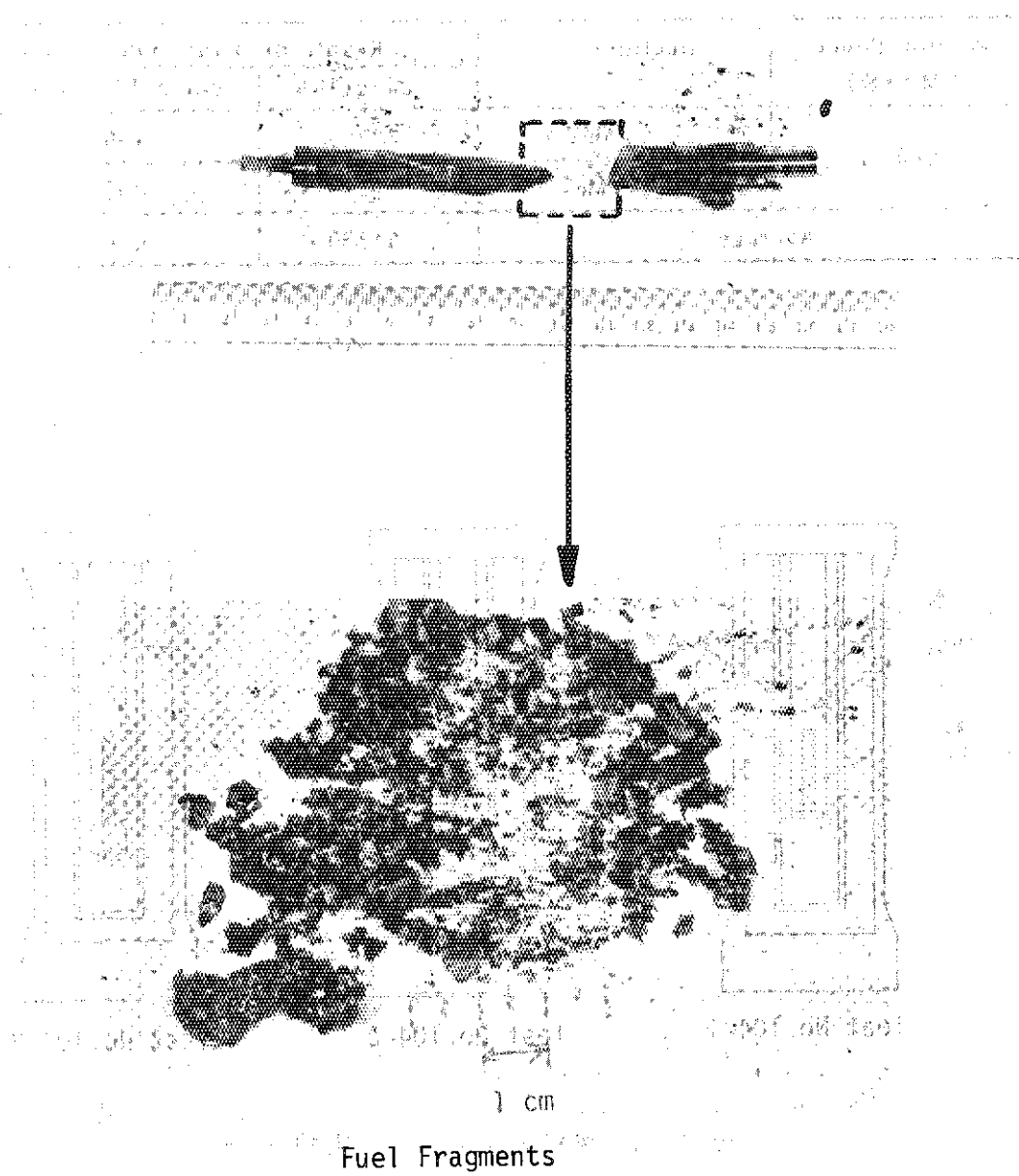


Photo 2.5.1 Post-test appearance of Test No. 104-2 fuel
(380 cal/g·UO₂)

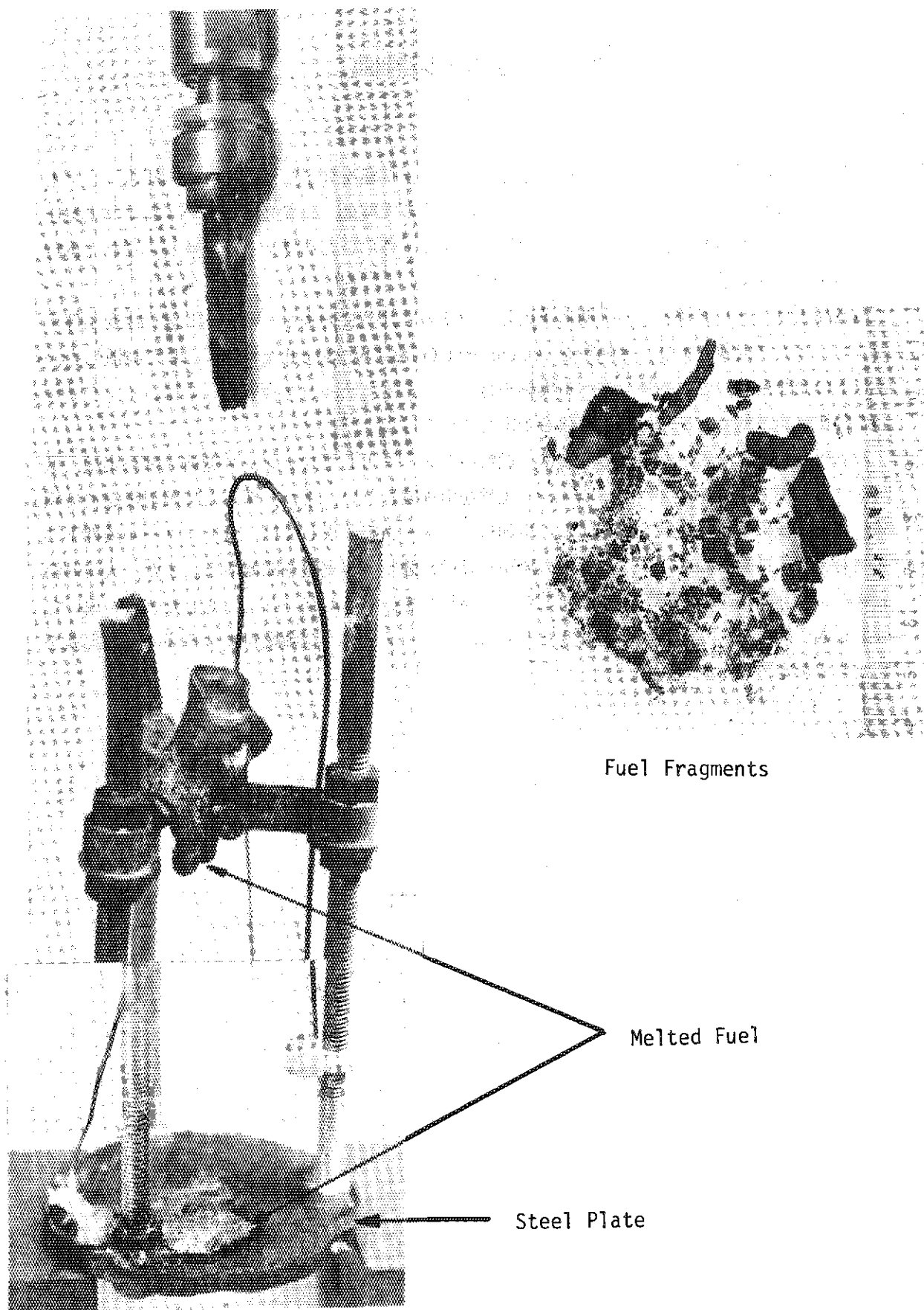


Photo 2.5.2 Post-test appearance of Test No. 104-3 fuel
(380 cal/g·UO₂)

3. 今後の実験計画

今期から高温高压カプセルが稼動を開始し、出力校正試験を終了した。又、大気圧水ループも完成し最終調整に入っている。したがって、次期以降の実験は、高温高压カプセルおよび大気圧ループを用いた実験を中心として進め、大気圧カプセルを用いたパラメータ実験も、これと併行して実施してゆく予定である。

高温高压カプセル実験として次期に予定しているのは、BWR および PWR の圧力・温度条件下のスコーピング実験であり、発熱量を $180 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ および $230 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ として破損しきい値以下の発熱量での燃料挙動を調べる実験を行う。又、大気圧ループ実験としては、インパイルでの各種機能試験および出力校正試験を予定している。

大気圧カプセルを用いた実験としては、燃料パラメータとしてステンレス鋼被覆燃料実験、低サブクール下でのギャップガスパラメータ実験を引き続き行い、また、新たに照射後燃料を模擬した脆化被覆材燃料実験を実施する。冷却材パラメータ実験としては、低サブクール条件下の強制対流実験を続け、さらに、バイパス流路を設けた強制対流実験を開始する。また、欠陥燃料実験として、燃料端出力ピークを抑えるために燃料端を低濃縮 UO_2 ペレットとした燃料を用いて、破損しきい値を求める詳細試験を行うとともに、フレットング腐蝕燃料による高発熱量実験を開始する予定である。

参 考 文 献

A プログレス・レポート等

- A - 1 石川, 富井監修 : NSRR 実験プログレス・レポート・1 (1975 年 10 月~1976 年 3 月) " JAERI-M 6635 (1976)
 - A - 2 石川, 富井監修 : NSRR 実験プログレス・レポート・2 (1976 年 4 月~1976 年 6 月) " JAERI-M 6790 (1976)
 - A - 3 反応度安全研究室, 他 : " NSRR 実験プログレス・レポート・3 (1976 年 7 月~1976 年 12 月)", JAERI-M 7051 (1977)
 - A - 4 反応度安全研究室, 他 : " NSRR 実験プログレス・レポート・4 (1977 年 1 月~1977 年 6 月)", JAERI-M 7304 (1977)
 - A - 5 反応度安全研究室, 他 : " NSRR 実験プログレス・レポート・5 (1977 年 7 月~1977 年 12 月)", JAERI-M 7554 (1978)
 - A - 6 反応度安全研究室, 他 : " NSRR 実験プログレス・レポート・6 (1978 年 1 月~1978 年 6 月)", JAERI-M 7977 (1978)
 - A - 7 反応度安全研究室, 他 : " NSRR 実験プログレス・レポート・7 (1978 年 7 月~1978 年 12 月)", JAERI-M 8259 (1979)
- その他, NSRR 実験結果速報 (1) ~ (37)

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 Sofiy Research Reactor (NSRR) Experiments ", 4th LWR Safety Information Meeting, Washington (1976)
- B - 3 S. Saito, et al. : " Some Experiences and Inpile Experimental Programme on Fuel Coolant Interaction in NSRR ", Proceedings of 3rd Specialists' Meeting on the Sodium Fuel Interaction in Fast Reactors (NEA-CSNI), Tokyo, (1976)
- B - 4 石川迪夫 : " NSRR 実験に現われた燃料破損挙動 ", 火力原子力発電, vol. 28, No. 5 (1976)
- B - 5 A. Morishima, et al. : " Safety of Light Water Reactor Fuel ", Nuclear Power and its Fuel Cycle vol. 2, International Atomic Energy Agency, Vienna (1977)

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

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

- B - 23 M. Ishikawa, et al.: " A Study on Fuel Failure Mechanism for Unirradiated Fuel Rods under a Reactivity Initiated Accident Condition", International Colloquim on Irradiation Tests for Reactor Safety Programme, Petten, Netherland (1979)
- B - 24 M. Ishikawa: " JAERI RIA Test Results ", Fourth German-Japan - US Fuel Specialist Meeting, Idaho Falls, USA (1979)
- B - 25 塩沢周策, 他: " NSRR 実験における UO_2 - ジルカロイ反応 ", JAERI-M 8267 (1979)
- B - 26 M. Mori, et al.: " Study on the Transient Cooling Process of a Fuel Rod in a Reactivity Initiated Accident", J. of Nuclear Science and Technology, to be published.
- B - 27 M. Ishikawa, et al.: " Recent Results From the NSRR Experiments", Seventh Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, USA (1979)
- B - 28 斎藤伸三, 他: " サブクール水中におけるクエンチング現象と熱伝達 ", JAERI-M 8570 (1979)
- B - 29 斎藤伸三, 他: " 冷間加工および完全焼鈍被覆材の燃料破損挙動に及ぼす影響 ", JAERI-M 8586 (1979)
- B - 30 落合政昭, 他: " 反応度事故条件下における燃料挙動に及ぼすラン・アウト出力の影響 ", JAERI-M 8285 (1979)

C 計算コード, 解析結果等

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

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

D NSRR 炉特性, カプセル, 実験計装等

- D - 1 伊勢武治, 他 : " NSRR の制御棒効果の解析 (NSRR の炉物理と核設計・ 3) ",
JAERI - M 5361 (1973)
- D - 2 伊勢武治, 他 : " NSRR の試験燃料 1 本ピンの発熱計算 (NSRR の炉物理と核設計・
4) ", JAERI - M 5613 (1974)
- D - 3 伊勢武治, 他 : " NSRR の熱中性子スペクトラム, 温度係数および動特性パラメータ
(NSRR の炉物理と核設計・ 1) ", JAERI - M 5730 (1974)
- D - 4 藤城俊夫, 他 : " NSRR カプセルの耐爆実験 ", JAERI - M 5861 (1974)
- D - 5 斎藤伸三, 他 : " NSRR 炉心燃料の機械的および熱的健全性確認試験 ",
JAERI - M 6021 (1975)
- D - 6 藤城俊夫, 他 : " 熔融金属の水中落下実験 (熔融金属, 水相互作用における金属の微
粒子化発生条件) ", JAERI - M 6281 (1975)
- D - 7 NSRR 管理室, 反応度安全研究室 : " NSRR 臨界および特性試験報告 ",
JAERI - M 6791 (1976)
- D - 8 S.Saito, 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実状",
JAERI-M 7683 (1978)
- D - 12 柳原 敏, 他 : "カロリメトリ法によるNSRR試験燃料の発熱量の較正",
JAERI-M 8457 (1979)
- D - 13 斎藤伸三, 他 : "NSRR実験炉内中性子束および γ 線量率の評価",
JAERI-M 8474 (1979)
- D - 14 小林晋昇, 他 : "NSRR高温高圧水カプセルの試作開発", JAERI-M 8274
(1979)

E NSRR 計画, 解説等

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

付録A NSRR炉の概要

(1) NSRR の構成

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

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

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

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

(2) 炉心構成

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

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

燃料は、Fig. A-2に示すように、内径22cmの六角形の中空実験孔の周囲に稠密に配列され炉心を構成する。炉心内の燃料本数は149本であり、炉心は約 $\beta 8.5$ 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_4C の中性子吸収体に空気フォロアのついた制御棒で、3本のトランジェント棒のうち2本は、圧縮空気によ

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

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

(3) パルス特性

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

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

(4) 実験能力

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

Fig. A-6 は、各投入反応度のパルス運転によって試験燃料に与える断熱的な最大発熱量を示す。同図から分るように、例えば最大投入反応度によるパルスが 5% 濃縮の PWR 型試験燃料に与え発熱量は約 $340 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ でこれは UO_2 の溶融エンタルピを十分に上まわるものである。

Table A-1 Characteristics of NSRR

- (1) Reactor Type; Modified TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor)
- (2) Reactor Vessel; 3.6^m (wide) $\times$ 4.5^m (long) $\times$ 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 μ sec |
- (7) Experiment Tube;
- | | |
|-----------------|-------|
| Inside diameter | 22 cm |
|-----------------|-------|

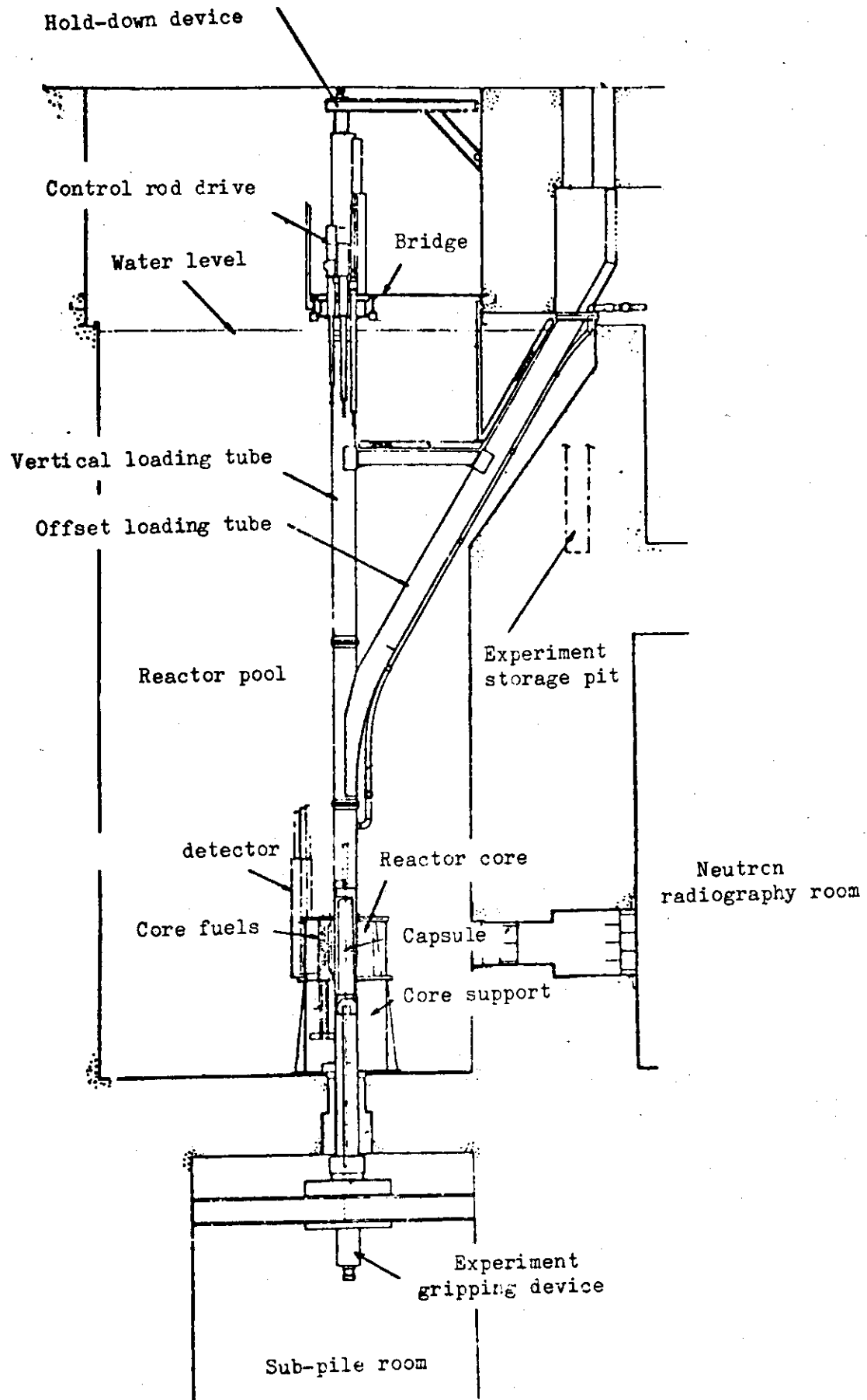
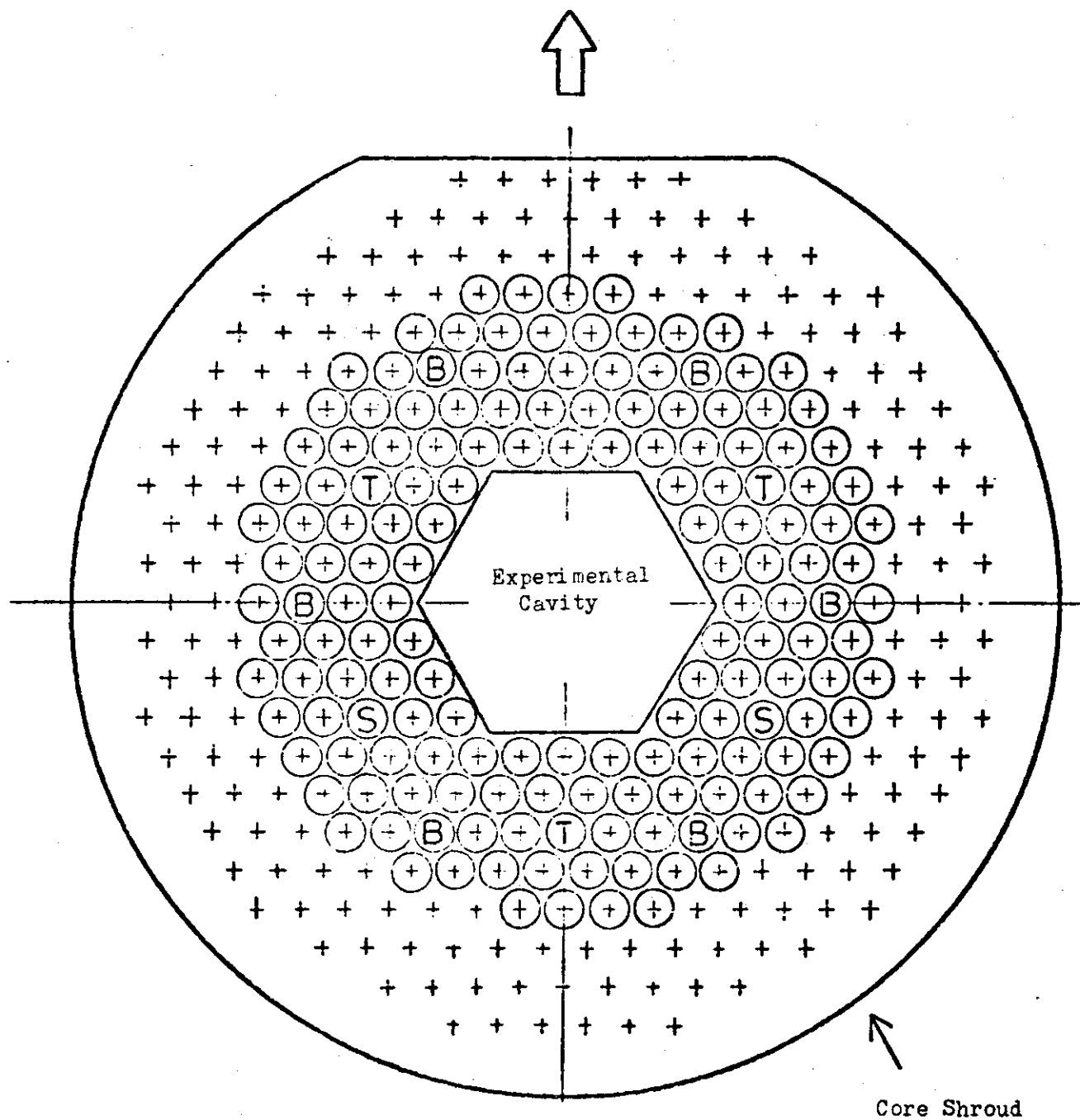


Fig. A-1 General arrangement of NSRR

Off-set Loading Tube Direction



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

Fig. A-2 Operational core configuration

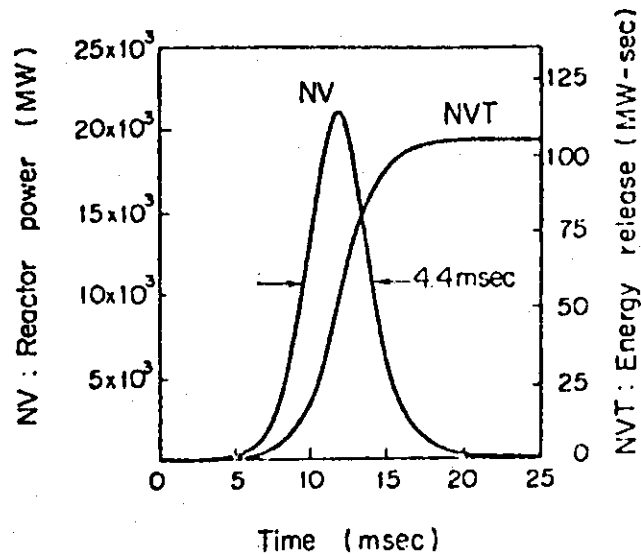


Fig. A-3 Reactor Power and Core Energy Release given by $\$4.67$ Pulse

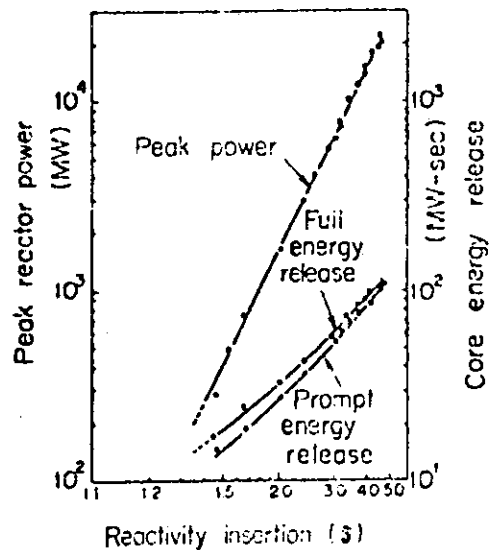


Fig. A-4 Peak Reactor Power and Core Energy Release Versus Reactivity Insertion

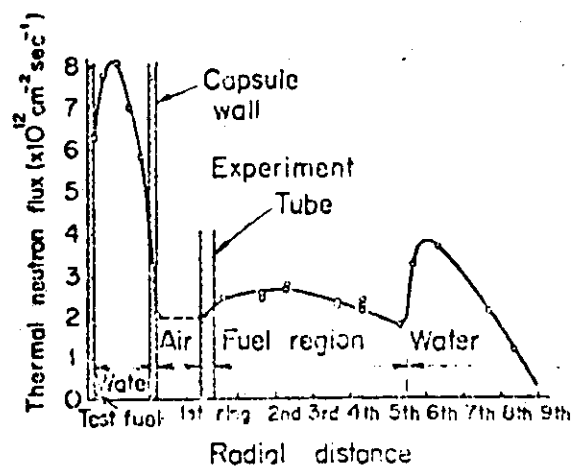


Fig. A-5 Radial thermal neutron flux distribution in the core and capsule

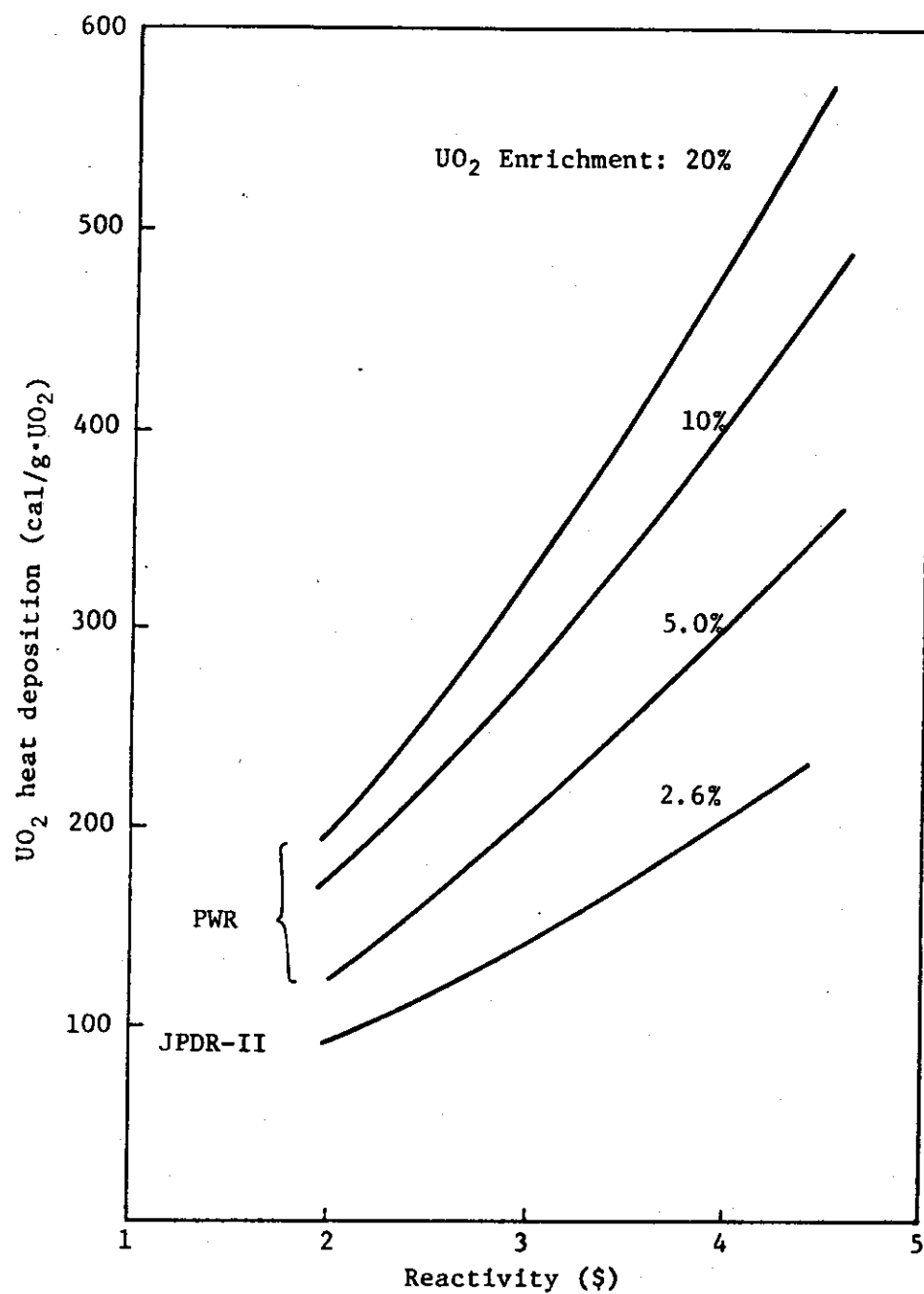


Fig. A-6 Heat deposition in a LWR size test fuel rod contained in a capsule with water as a function of inserted reactivity in pulsing operation

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。

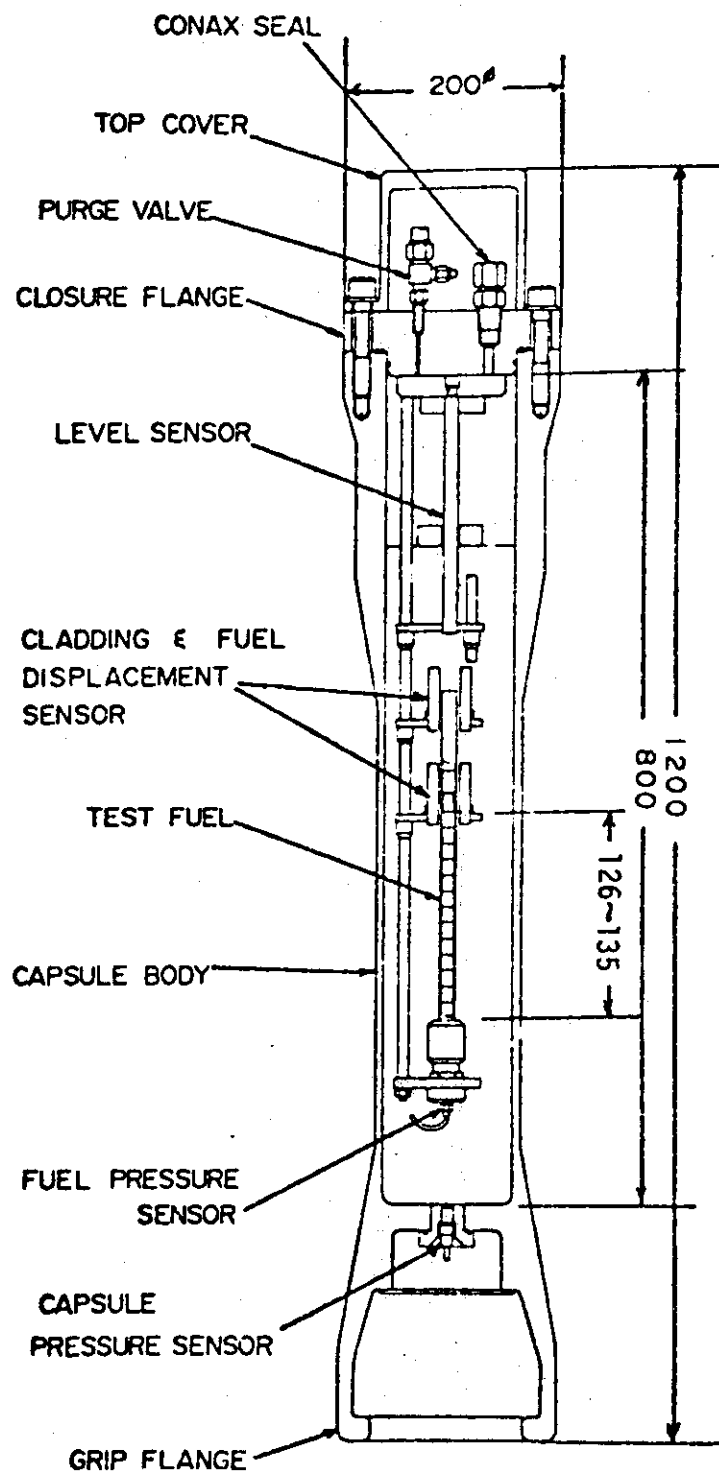


Fig. B-1 Standard water capsule

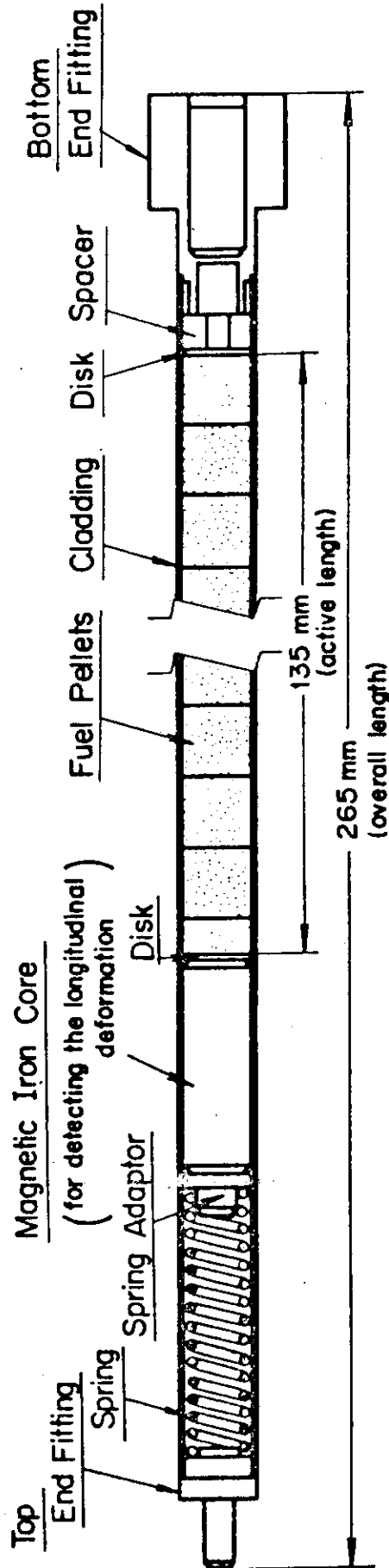


Fig. B-2 Standard type test fuel element

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 - June, '79)

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
101-4*	-							
101-5*	863							
103-1	441	267	2.16	Standard	10.0	S		O
103-2	455	180	3.36	Standard	10.0	S	O	
103-3	467	219	2.72	Standard	10.0	S		
103-4	482	364	1.48	Standard	10.0	S		O
103-5	532	239	2.26	Standard	10.0	S		O
103-6	704	230	2.31	Standard	10.0	S		O
103-7	727	205	2.61	Standard	10.0	S		
103-15	759	215	1.73	Standard	5.0	S		
103-16	784	234	1.54	Standard	5.0	S	O	
103-21	736	206	3.33	Standard	20.0	S	O	
103-22	748	192	3.78	Standard	20.0	S		
103-9	573	246	2.10	Standard	10.0	S	O	
103-10	587	186	3.15	Standard	10.0	S		
103-11-1	624	179	3.20	Standard	10.0	S		
103-11-2	625	178	3.20	Standard	10.0	S		
103-11-3	626	175	3.20	Standard	10.0	S		
103-11-4	627	174	3.20	Standard	10.0	S		
103-11-5	628	173	3.20	Standard	10.0	S		
103-11-6	629	170	3.53	Standard	10.0	S		
103-12-1	650	229	2.19	Standard	10.0	S		
103-12-2	651	232	2.19	Standard	10.0	S		
103-12-3	652	232	2.19	Standard	10.0	S		
103-12-4	653	232	2.31	Standard	10.0	S		
103-12-5	654	260	2.19	Standard	10.0	S		
103-12-6	655	230	2.03	Standard	10.0	S		O
103-14	520	175	2.33	Standard	5.0	S		
103-20	679	178	4.04	Standard	20.0	S		
104-1*	831	112	6.13	Short size	10.0	S		
104-2*	848	380	1.34	Short size	10.0	S		O
104-3*	861	380	1.34	Short size	10.0	S		O

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
111-1	123	44	9.14	JP-II	2.6	S		
111-2	126	112	2.29	JP-II	2.6	S		
111-3	127	181	3.29	Standard	10.0	S		
111-4	135	244	2.41	Standard	10.0	S		
111-5	136	270	1.91	Standard	10.0	S	O	
111-6	140	333	1.61	Standard	10.0	S		O
111-7	175	376	1.43	Standard	10.0	S		O
111-8	268	433	1.32	Standard	10.0	S		O
111-9	236	158	1.59	JP-II	2.6	S		
111-10	237	204	1.23	JP-II	2.6	S		
111-12	299	179	2.23	Standard	10.0	S		
111-13	340	140	4.48	Standard	10.0	S		
111-14	362	161	3.82	Standard	10.0	S		
111-16	351	221	2.77	Standard	10.0	S		
111-17	363	229	2.57	Standard	10.0	S	O	
111-18	547	485	1.39	Standard	20.0	S		O
111-19	553	526	1.28	Standard	20.0	S		O
111-20	671	402	1.28	Standard	10.0	S		O
111-20B	681	388	1.28	Standard	10.0	S		O
111-21	575	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	O	
113-2	304	264	2.06	Standard	10.0	S		O
113-3	305	481(*1)	1.41	Standard	10.0	S		
115-1	439	214	2.81	Standard	10.0	S		
115-2	440	210	2.77	Standard	10.0	S		
115-3	450	240	2.42	Standard	10.0	S		O
115-4	503	262	2.05	Standard	10.0	S	O	
115-5	514	239	2.42	Standard	10.0	S		
115-6	527	342	1.56	Standard	10.0	S		O
115-7	521	221	2.66	Standard	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

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

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
203-4	341	380	1.50	Standard	10.0	S		O
203-5	367	241	1.62	Standard	10.0	S		O
205-1-1	533	36	20.62	Standard	10.0	S		
205-1-2	534	36	20.62	Standard	10.0	S		
205-1-3	535	70	10.98	Standard	10.0	S		
205-1-4	536	148	4.00	Standard	10.0	S		
205-1-5	537	209	2.77	Standard	10.0	S		
205-1-6	538	231	2.52	Standard	10.0	S	O	
205-2-1	558	151	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-2	559	154	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-3	560	155	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-4	561	234	2.31	Standard	10.0	S		
205-5-1	601	147	4.00	Standard	10.0	S		
205-5-2	602	177	3.25	Standard	10.0	S		
205-5-3	603	208	2.77	Standard	10.0	S		
205-5-4	604	228	2.44	Standard	10.0	S		
205-5-5	605	242	2.19	Standard	10.0	S		
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
206-12-1*	798	146	3.96	Standard	10.0	S		
206-12-2*	799	146	3.96	Standard	10.0	S		
206-12-3*	800	150	3.96	Standard	10.0	S		
206-12-4*	801	238	2.22	Standard	10.0	S		
206-13-1*	853	37	20.62	Standard	10.0	S		
206-13-2*	854	74	9.94	Standard	10.0	S		
206-13-3*	855	111	6.13	Standard	10.0	S		
206-13-4*	856	158	3.50	Standard	10.0	S		
206-13-5*	857	241	2.14	Standard	10.0	S		
207-1	(*)2	0.1	-	Standard	5.0, 10.0	S		
207-2	507	263	2.02	Standard	5.0, 10.0	S		
207-3	523	282	1.87	Standard	5.0, 10.0	S		
207-4	574	274	1.87	Standard	10.0	S		
207-5	592	210	2.77	Standard	10.0	S		
209-1	238	177	3.38	Standard	10.0	S		
209-2	239	179	3.38	Standard	10.0	S		
209-3	240	179	3.38	Standard	10.0	S		
209-4	241	180	3.38	Standard	10.0	S		
209-5	242	183	3.38	Standard	10.0	S		
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	265	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		

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
212-51*	829	93	27.0	FBR Size	10.0	S		
214-1*	859	230	2.19	Oxidized Cladding	10.0	S	O	
214-2*	862	259	2.16	Oxidized Cladding	10.0	S		O
216-1	646	200	2.68	Thin-Wall	10.0	S		
216-2	582	255	2.00	Thin-Wall	10.0	S		O
216-3	593	231	2.35	Thin-Wall	10.0	S		O
216-4	630	220	2.35	Thin-Wall	10.0	S	O	
216-5	752	449	1.21	Thin-Wall	10.0	S		O
217-1	612	185	2.73	Cold-worked	10.0	S		
217-2	730	260	2.10	Cold-worked	10.0	S		O
217-3	778	243	2.27	Cold-worked	10.0	S		
218-1	682	262	2.02	Full-annealed	10.0	S	O	
218-2	728	240	2.30	Full-annealed	10.0	S		
218-3	755	237	2.27	Full-annealed	10.0	S		
219-1*	834	234	2.43	Autoclaved	10.0	S		
219-2*	860	264	2.04	Autoclaved	10.0	S		
220-1	293	53	13.44	Standard	5.0	S		
220-2	294	110	3.96	Standard	5.0	S		
220-3	295	49	62.46	Standard	20.0	S		
220-4	296	113	8.35	Standard	20.0	S		
220-5	322	66	15.98	Standard	10.0	S		
221-1	349	239	1.58	Standard	5.0	S		
221-2	372	245	1.48	Standard	5.0	S		
221-3	384	242	1.44	Standard	5.0	S		
221-4	350	274	2.50	Standard	20.0	S		O
221-5	373	189	3.89	Standard	20.0	S	O	
221-6	391	232	3.25	Standard	20.0	S	O	
222-1	396	264	1.39	Standard	5.0	S		O

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

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	O	
231-19	508	177	3.28	Pressurized	10.0	S		
231-20	517	200	2.77	Pressurized	10.0	S	O	
231-21	623	270	1.98	Pressurized	10.0	S	O	
231-22	456	279	1.89	Pressurized	10.0	S		O
231-23	471	353	1.43	Pressurized	10.0	S		O
231-24	515	195	2.81	Pressurized	10.0	S		
231-25	518	209	2.70	Pressurized	10.0	S	O	
231-26	522	260	1.98	Pressurized	10.0	S	O	
231-27	649	193	3.01	Pressurized	10.0	S		
231-28	695	195	2.87	Pressurized	10.0	S		
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	O	
231-71	657	195	2.77	Pressurized	10.0	S		
231-72	676	203	2.81	Pressurized	10.0	S	O	
231-81	672	219	2.19	Pressurized	10.0	S	O	
231-82	691	238	2.19	Pressurized	10.0	S	O	
232-1	155	181	3.46	Wide-Gap	10.0	S		
232-2	186	236	2.50	Wide-Gap	10.0	S		
232-3	188	261	2.22	Wide-Gap	10.0	S		
232-4	184	274	2.00	Wide-Gap	10.0	S	O	
232-5	194	326	1.68	Wide-Gap	10.0	S		O
232-6	195	294	1.83	Wide-Gap	10.0	S	O	
232-7	329	218	2.60	Wide-Gap	10.0	S		
232-8	364	198	2.93	Wide-Gap	10.0	S		
232-11	741	140	4.48	Narrow-Gap	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

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

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	(*)	0.1	-	Standard	10.0	S		
234-2	(*)	0.1	-	Standard	10.0	S		
234-3	511	288	1.87	Standard	10.0	S		O
234-4	525	280	1.87	Standard	10.0	S	O	
234-5	658	272	1.89	Standard	10.0	S		O
234-6	745	269	1.93	Standard	10.0	S		
235-1	586	167	3.56	Standard	10.0	S		
235-2	591	274	1.83	Standard	10.0	S		O
235-3	645	273	1.85	Standard	10.0	S		
235-4	680	165	3.62	Standard	10.0	S		
235-5	694	270	1.85	Standard	10.0	S		
235-6	729	275	1.99	Standard	10.0	S		O
235-7	744	258	2.06	Standard	10.0	S		
235-8	772	260	1.92	Standard	10.0	S		
235-9*	832	177	3.01	Standard	10.0	S		
235-10*	852	232	2.22	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		
200-7*	826	290	1.77	Standard	10.0	S		
241-1*	839	183	3.20	Standard	10.0	S		
311-1	197	44(55)(*)	5.37	JP-II	2.6	B(5)		
312-1	348	177(188)(*)	1.72	Standard	10.20	B(5)		
312-2	419	188(200)(*)	1.71	Standard	10.20	B(5)		
312-3	451	225(240)(*)	1.46	Standard	10.20	B(5)		O
312-4	576	228	1.46	Standard	10.20	B(5)	O	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
312-10-1	633	50	5.96	Standard	5,10	B(5)		
312-10-2	740	210(170) (*5)	1.52	Standard	5,10	B(5)		
312-11 *	797	250(215) (*5)	1.24	Standard	5,10	B(5)		
312-20	647	162	2.03	Standard	5,20	B(5)		
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	O	
320-2-1	692	126	4.63	Standard	10.0	S		
320-2-2	693	237	2.19	Standard	10.0	S		
320-3	726	260	1.93	Standard	10.0	S	O	
320-4	735	235	2.46	Standard	10.0	S		
320-5	737	270	1.87	Standard	10.0	S	O	
320-6	747	304	1.70	Standard	10.0	S	O	
320-7	754	266	1.93	Standard	10.0	S	O	
320-8*	836	183	2.33	Standard	10.0	S		
330-1	785	154	3.82	Standard	10.0	S		O
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		O	
400-5	783	150	3.82	Only pellet	5,10,20		O	
400-6*	828	153	3.82	Water cooled tained pellets	10.0	S		
401-1	159	53	5.24	JP-II	2.6	S		
401-2	160	106	2.32	JP-II	2.6	S		
401-3	171	154(115)	1.56	JP-II	2.6	S		O
401-3B	252	150(142)	1.53	JP-II	2.6	S		O
401-4	313	166(136)	3.62	Standard	10.0	S		O
401-4B	317	168(125)	3.78	Standard	10.0	S		O
401-4C	394	155(129)	3.78	Standard	10.0	S		O

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
401-5	319	131	4.90	Standard	10.0	S		
401-6	342	246(103)	2.28	Standard	10.0	S		O
401-7	549	291	1.85	Standard	10.0	S		O
402-1	168	47	5.58	JP-II	2.6	S		
402-2	169	104	2.27	JP-II	2.6	S		
402-3	174	154	1.56	JP-II	2.6	S		
402-4	343	165(109)	3.72	Standard	10.0	S		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	O	
402-12	697	158(103)	3.62	Standard	10.0	S		O
402-13	709	157(131)	3.78	Standard	10.0	S	O	
402-23	757	152	3.78	Standard	10.0	S		
402-24	764	152	3.78	Standard	10.0	S	O	
402-25	777	152	3.62	Standard	10.0	S		
402-26	788	151	3.78	Standard	10.0	S	O	
402-27*	833	155	3.62	Standard	10.0(2.6)	S	O	
402-28*	851	151	3.62	Standard	10.0(2.6)	S		
402-29*	864	123	2.55	Standard	10.0(2.6)	S		O
402-30*	858	208	2.52	Standard	10.0(2.6)	S		O
403-1	365	161(128)	3.93	Standard	10.0	S		O
403-2	381	147(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

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
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		
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
490-1-1*	837	166	3.20	Standard	10.0	S		
490-1-2*	838	237	2.01	Standard	10.0	S	O	
501-1	767	205	2.50	GE-ref	10.0	S		
501-2*	802	169	3.25	GE-ref	10.0	S		
501-3*	806	257	1.90	GE-ref	10.0	S		
501-4*	816	284	1.80	GE-ref	10.0	S	O	
501-7*	807	305	1.63	GE-ref	10.0	S		O
501-8*	821	393	1.28	GE-ref	10.0	S		O
501-9*	849	394	1.28	GE-ref	10.0	S		O

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity
502-1*	804	208	2.63	GE-Zr lined	10.0	S		
502-2*	817	171	3.25	GE-Zr lined	10.0	S		
502-3*	819	313	1.61	GE-Zr lined	10.0	S		O
502-4*	808	304	1.63	GE-Zr lined	10.0	S		
502-5*	822	394	1.28	GE-Zr lined	10.0	S		O
503-1*	805	201	2.63	GE-Cu barrier	10.0	S		
503-2*	818	169	3.25	GE-Cu barrier	10.0	S		
503-3*	823	283	1.80	GE-Cu barrier	10.0	S		O
503-4*	809	304	1.63	GE-Cu barrier	10.0	S		O
503-5*	824	392	1.28	GE-Cu barrier	10.0	S		O
600-1	773	232	2.42	Cold-worked	10.0	S		O
600-2*	796	505	1.28	Standard	20.0	S		O
700-1*	-	0	-	No fuel	-	-		
700-2*	825	161	3.72	Standard	20.0	S		
710-1*	850	540	1.46	Special	19.97	S		O
900-1	775	(*6)	4.16					
900-2	776	(*6)	4.63					
900-3-1*	840	0	-	No fuel	-	-		
900-3-2*	841	0	-	No fuel	-	-		
900-3-3*	842	0	-	No fuel	-	-		
900-3-4*	843	0	-	No fuel	-	-		
900-3-5*	844	0	-	No fuel	-	-		
900-3-6*	845	0	-	No fuel	-	-		
900-3-7*	846	0	-	No fuel	-	-		
900-3-8*	847	0	-	No fuel	-	-		

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
HTR1-1	787	101	10.43	HTR	4, 8, 12, 20	S		
HTR1-2*	827	207	4.25	HTR	4, 8, 12, 20	S		
1111-1*	-	96		Standard	10.0	S		
1111-2*	835	101(94.5)	4.48	Standard	10.0	S		

(*) 今期 (54.1 ~ 54.6) 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) 出力校正実験

(*3) ADR のデータが得られず、発熱量は Console Date 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 of pulsing operation

('79.1 ~ '79.6)

A	B	C*1	D*2	E*3		F			G*4	H*4	I	
Pulse No.	Date	Capsule		$\Delta k/\beta$ (\$)	Bank rod position	Transient rod position			Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW-sec)	Test No.	
		Yes	No			Initial	Pulse	TA				TB
792	Jan./12		O	2.0	227	385	650	DN	UP	1638	33.6	
793	"		O	3.13	227	457	100	DN	UP	6535.2	62.16	
794	"		O	3.5	227	483	740	DN	DN	8988	73.92	
795	16		O	3.13	226	456	100	DN	UP	6552	60.48	
796	17	O		4.25	226	649	488	DN	DN	14112	90.72	600-2
797	17	O		4.20	226	629	500	DN	DN	13734	88.2	312-11
798	18	O		2.04	226	509	565	DN	UP	1814.4	32.76	206-12-1
799	"	O		"	226	509	"	DN	UP	1839.6	34.02	206-12-2
800	"	O		"	226	509	"	DN	UP	1852.2	34.02	206-12-3
801	"	O		2.8	226	559	180	DN	UP	5080.32	52.92	206-12-4
802	23	O		2.28	222	519	475	DN	UP	2661.12	39.06	501-2
803	"	O		3.13	222	455	100	DN	UP	6468	60.48	
804	24	O		2.58	223	543	325	DN	UP	4082.4	47.88	502-1
805	"	O		2.58	223	542	325	DN	UP	4158	45.36	503-1
806	31	O		3.18	222	569	815	DN	DN	6350.4	60.48	501-3
807	"	O		3.55	222	599	665	DN	DN	9072	70.56	501-7
808	Feb./ 8	O		3.55	222	596	665	DN	DN	8820	69.3	502-4
809	11	O		3.55	222	598	665	DN	DN	8870.4	69.3	503-4
810	Mar./ 8		O	2.0	231	390	650	DN	UP	1663	32.8	
811	"		O	3.13	231	461	100	DN	UP	6602	61.3	
812	"		O	3.5	231	487	740	DN	DN	9072	71.4	
813	"		O	3.13	231	463	100	DN	UP	6636	62.2	
814	"		O	3.13	231	463	100	DN	UP	6552	61.3	
815	9		O	3.13	226	457	100	DN	UP	6518	60.5	
816	14	O		3.31	223	588	718	DN	DN	7812	65.5	501-4
817	"	O		2.28	223	522	475	DN	UP	2722	40.3	502-2
Steady	15	O		Capsule worth measurement								700-1
818	16	O		2.28	223	521	475	DN	UP	2676	40.3	503-2
Steady	20	O		Rod worth measurement								101-4
"	23	O										1111-1

Table D Summary of pulsing operation (continued)

A	B	C*1	D*2	E*3	F			G*4	H*5	I	
Pulse No.	Date	Capsule		$\Delta k/\beta$ (\$)	Bank rod position	Transient rod position			Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW-sec)	Test No.
		Yes	No			T _A	T _B	T _C			
819	Apr. / 5	O	3.58	223	606	638	DN	DN	9576	70.6	502-3
820	"		3.13	223	457	100	DN	UP	6468	60.5	
821	6	O	4.23	225	653	490	DN	DN	14112	93.2	501-8
822	"	O	4.23	225	654	490	DN	DN	14112	90.7	502-5
823	12	O	3.31	223	587	718	DN	DN	7812	65.5	503-3
824	"	O	4.23	223	654	490	DN	DN	14137	90.7	503-5
825	13	O	2.08	223	508	549	DN	UP	1993	34.0	700-2
826	"	O	3.35	223	588	740	DN	DN	7308	63.0	240-7
827	19	O	2.12	224	521	535	DN	UP	2019	34.0	HTRI-2
828	"	O	2.09	224	517	545	DN	UP	2016	34.0	400-6
829	20	O	1.26	225	461	325	UP	UP	1386	12.6	212-51
830	"	O	3.13	225	457	100	DN	UP	6468	60.5	NRG
831	25	O	1.68	228	465	685	DN	UP	1033	27.7	104-1
832	"	O	2.24	228	514	487	DN	UP	2646	40.3	235-9
833	26	O	2.09	227	516	545	DN	UP	2029	35.3	402-27
834	"	O	2.71	227	558	245	DN	UP	4914	52.9	219-1
835	May / 9	O	1.9	226	436	663	DN	UP	1169	26.5	1111-2
836	17	O	2.78	227	389	195	DN	UP	5027	52.9	320-8
837	"	O	2.09	227	449	545	DN	UP	2344	37.8	490-1-1
838	18	O	2.75	227	492	220	DN	UP	5544	55.4	490-1-2
839	"	O	2.32	227	527	455	DN	UP	2873	40.3	241-1
840	22	O	1.05	229	379	450	UP	UP	272	0	900-3-1
841	"	O	1.28	229	399	300	UP	UP	204	14.8	-2
842	"	O	1.38	229	407	900	DN	UP	363	18.2	-3
843	"	O	1.42	229	408	100	UP	UP	375	18.2	-4
844	"	O	2.20	229	463	500	DN	UP	2622	40.9	-5
845	"	O	2.90	229	504	100	DN	UP	5516	56.8	-6
846	"	O	3.06	229	511	900	DN	DN	6061	59.0	-7
847	"	O	3.45	229	535	700	DN	DN	8513	70.4	-8
848	24	O	4.1	229	619	520	DN	DN	13381	88.2	104-2
849	"	O	4.23	229	665	490	DN	DN	14263	98.3	501-9
850	25	O	3.85	229	540	575	DN	DN	11542	80.6	710-1

Table D Summary of pulsing operation (continued)

A	B	C* ¹		D* ²	E* ³		F			G* ⁴	H* ⁵	I
Pulse No.	Date	Capsule		$\Delta k/\beta$ (\$)	Band rod position		Transient rod position			Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW-sec)	Test No.
		Yes	No		Initial	Pulse	T _A	T _B	T _C			
851	May/ 31	O		2.09	227	516	545	DN	UP	1991	34.0	402-28
852	"	O		2.7	227	547	250	DN	UP	4884	51.7	235-10
853	June/ 1	O		1.2	227	454	365	UP	UP	101	10.1	206-13-1
854	"	O		1.46	227	472	825	DN	UP	428	18.9	-2
855	"	O		1.69	227	487	700	DN	UP	869	25.2	-3
856	"	O		2.1	227	514	540	DN	UP	2061	35.3	-4
857	"	O		2.85	227	560	140	DN	UP	5216	54.2	-5
858	7	O		2.5	228	546	370	DN	UP	3856	47.9	402-30
859	"	O		2.8	228	564	175	DN	UP	5171	54.2	214-1
860	8	O		3.04	229	569	100	UP	DN	5922	60.5	219-2
861	13	O		4.1	229	617	520	DN	DN	13356	90.7	104-3
862	"	O		2.8	229	564	175	DN	UP	5519	59.2	214-2
863	14	O		1.72	228	400	790	DN	UP	627	22.7	101-5
864	"	O		2.5	228	546	370	DN	UP	3825	47.9	402-29

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.