

JAERI-M
82-012

NSRR 実験プログレス・レポート・12

(1981年1月～1981年6月)

1982年3月

反応度安全研究室・NSRR管理室

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

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

人手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1982

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 日立高速印刷株式会社

N S R R 実験プログレス・レポート・12

(1981年1月～1981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・N S R R 管理室

(1982年1月30日受理)

本報告書は、1981年1月から同年6月までにN S R Rにおいて実施した燃料破損実験の結果およびその考察等についてまとめたものである。

今期実施した実験は、標準燃料試験（高発熱量試験、標準燃料再現性確認試験）、燃料設計パラメータ試験（加圧燃料試験、ステンレス鋼被覆燃料試験、ギャップガスパラメータ試験、脆化被覆管燃料試験）、冷却条件パラメータ試験（強制対流試験、バンドル燃料試験）、欠陥燃料試験（浸水燃料試験、擦過腐食燃料試験）、破損伝播試験、ペレット破碎試験、水ループ試験、燃料破損可視試験の総計38回である。

執筆者

星 薫雄・石井 敏雄・大西 信秋・斎藤 伸三・藤城 俊夫
稻辺 輝雄・小林 晋昇・塩沢 周策・岩田 耕司・丹沢 貞光
柳原 敏・鶴田 隆治・吉村 富雄・落合 政昭・床井 博見^{*1}^{*2}
白川 典幸・植村 瞳^{*3}^{*4}

注)

- * 1 協力研究員：船舶技術研究所
- * 2 業務協力員：日立製作所エネルギー研究所
- * 3 業務協力員：NAIG総合研究所
- * 4 外来研究員：コンピューターサービス株式会社

Semiannual Progress Report on the NSRR
Experiments (12)
(January, 1981 to June, 1981)

Reactivity Accident Laboratory
and NSRR Operation Section
Division of Reactor Safety, Tokai Research
Establishment, JAERI

(Received January 30, 1982)

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

This report describes the results obtained from January, 1981 to June, 1981. A total of 38 tests were carried out during this period; those are 5 standard fuel rod tests (2 scoping tests and 3 high energy deposition tests), 10 fuel design parameter tests (4 pre-pressurized rod tests, 4 stainless steel cladding fuel rod tests, 1 gap gas composition parameter test and 1 embrittled cladding fuel test), 6 cooling condition parameter tests (5 forced convection tests and 1 bundle rod test), 10 defective fuel rod tests (7 waterlogged fuel rod tests and 3 fretting corroded fuel rod tests), 1 fuel behavior observation tests, 1 water loop test and 5 miscellaneous tests.

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

目 次

1. 今期の進捗	1
2. 大気圧カプセル実験	5
2.1 標準燃料試験	5
2.1.1 高発熱量試験	5
2.1.2 標準燃料再現性確認試験	6
2.2 燃料設計パラメータ試験	12
2.2.1 加圧燃料試験	12
2.2.2 ステンレス鋼被覆燃料試験	16
2.2.3 ギャップガスパラメータ試験	19
2.2.4 脆化被覆管燃料試験	20
2.3 冷却条件パラメータ試験	33
2.3.1 強制対流試験	33
2.3.2 バンドル燃料試験	35
2.4 欠陥燃料試験	46
2.4.1 浸水燃料試験	46
2.4.2 擦過腐食燃料試験	48
2.5 その他	52
2.5.1 破損伝播試験	52
2.5.2 ペレット破碎試験	53
3. 水ループ実験	68
4. 燃料破損可視実験	72
5. 今後の実験計画	79
参考文献	80
付 錄	86
A NSRR炉の概要	86
B 大気圧カプセル, 燃料挙動可視カプセル, 高温高圧カプセル, 水ループ及び 標準試験燃料	93
C NSRR実験概要一覧	97
D NSRRパルス運転記録	116

Contents

1. Progress in this period	1
2. Atmospheric pressure capsule tests	5
2.1 Standard fuel rod tests	5
2.1.1 High energy deposition tests	5
2.1.2 Confirmation tests	6
2.2 Fuel design parameter tests	12
2.2.1 Pre-pressurized fuel rod tests	12
2.2.2 Stainless steel clad fuel rod tests	16
2.2.3 Gap gas composition parameter tests	19
2.2.4 Embrittled cladding fuel tests	20
2.3 Cooling condition parameter tests	33
2.3.1 Forced convection tests	33
2.3.2 Bundle rod tests	35
2.4 Defective fuel rod tests	46
2.4.1 Waterlogged fuel rod tests	46
2.4.2 Fretting corroded fuel rod tests	48
2.5 Miscellaneous tests	52
2.5.1 Fuel failure propagation tests	52
2.5.2 Pellet fragmentation tests	53
3. Loop tests	68
4. Fuel behavior observation tests	72
5. Future plan of the NSRR experiments	79
References	80
Appendices	86
A. Description of NSRR facility	86
B. Description of atmospheric pressure capsule, fuel behavior observation capsule, high temperature high pressure capsule, loop and standard test fuel rod	93
C. Summary of NSRR experiments	97
D. Summary of NSRR pulsing operation data	116

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

This report summarizes the progress and the major results of the NSRR experiments conducted during a semianual period from January to June, 1981. A total of 38 tests, including one water loop test and one transient fuel behavior observation test, were performed in this period.

(1) Standard Fuel Rod Test Series

4 high energy deposition tests and 2 reproducibility confirmation tests were conducted. In the high energy deposition tests, data reproducibility of the mechanical energy conversion efficiency, and the influence of water subcooling and the mechanical restriction to the vapor expansion on the conversion efficiency were studied. The reproducibility was good and the lower subcooling and larger mechanical restriction decreased the conversion efficiency. In the reproducibility confirmation tests, the relation between the position of failure initiation and the axial distribution of the energy deposition were studied based on the detailed measurement of the axial distribution. The tests were conducted with new type standard rods which carry low enriched fuel pellets at the stack ends to decrease the end flux peaking. No measurable differences of the general fuel behavior were observed between the new and the old type of standard rods.

(2) Fuel Design Parameter Test Series

4 pre-pressurized rod tests, 5 stainless steel cladding rod tests, 1 gap gas parameter test and 1 embrittled cladding rod test were performed. The influence of azimuthal difference of cladding temperature, and that of fuel rod plenum volume on the ballooning behavior in the RIA transient were studied with the pre-pressurized test rods. The effects of the falling down of fragmented pellet on cladding ballooning were also examined. Although the azimuthal temperature difference of 50 to 100°C was observed during the period of temperature rise, the difference was almost disappeared after reaching the maximum temperature, and, consequently, a large ballooning was resulted in. A test in which the test fuel rod was irradiated at the off-centered position in the capsule in order to give a large artificial azimuthal temperature difference. However, no good results were obtained due to partial melting of the pellet at the hotter side.

Regarding the falling down of the fragmented pellet, the possibility of the additional heating of ballooned cladding by the crumbled pellet was suggested by the German researches. The transient change of fuel pellet stack length was measured by LVDT with the pre-pressurized rod in NSRR. The measurement revealed that the decrease of the fuel stack length is quite gradual, and that the crumbling of the fragmented fuel does not occur during the ballooning process of the cladding.

In the stainless steel clad fuel tests, pre-pressurized and non-pressurized FBR type rods were tested at the energy deposition around the failure threshold. It was confirmed that the failure threshold of the non-pressurized FBR type rods is between 317 and 341 cal/gUO₂, and that of pre-pressurized (5 MPa) rod was more than 290 cal/gUO₂. One test with a large diameter stainless steel clad rod for LWR use was also tested at a high energy deposition. Neither fuel fragmentation nor mechanical energy generation was observed at 304 cal/gUO₂, which proved that no substantial difference of the threshold for the mechanical energy generation exists between the zircaloy and the stainless steel clad fuel rods.

One gap gas parameter test was conducted to get the reference data of the former Xe filled rod test irradiated in the Aluminum Capsule, since the former data with the Aluminum Capsule were largely different from those with the standard Stainless Steel Capsule. Good data reproducibility was confirmed between the Stainless Steel Capsule test data, and the need to reevaluate the energy deposition of the Aluminum Capsule tests was pointed out. One test with embrittled cladding rods was conducted. Embrittlement of the cladding was attained by oxidizing in steam flow in the electric furnace. Four test rods made of differently oxidezed cladding and of different diameter pellets were irradiated in the same capsule simultaneously at 230 cal/gUO₂. At this energy deposition level, all of the four test rods were intact, and the influence of the embrittlement and the pellet diameter was not clearly seen.

(3) Cooling Condition Parameter Test Series

4 single rod tests and one bundled rod test both under forced convection condition were conducted.

In the single rod forced convection condition, one test for void ratio measurement, one at high energy deposition, one at high coolant velocity and one at low subcooling were performed.

The void ratio measurement was a preliminary test for the development of

the two phase flow measuring instruments at the test channel exit in the loop experiment. The useful data for the void ratio measurement were obtained. In the high energy deposition test, the observation of flow blockage by molten fuel was attempted. However, the blockage was not attained due to the melt-through of the zircaloy flow tube by the molten UO_2 . The reference data under ambient pressure for the loop experiment were obtained in the high coolant velocity test by realizing the same coolant velocity as the loop test. Based on the data obtained, the effects of system pressure to the fuel thermal behaviors were confirmed. In the low subcooling test, a single rod was tested at the coolant temperature of 80°C and the velocity of 1.8 m/s. The influence of lower subcooling to increase the maximum cladding temperature rise and film boiling duration was observed as it was under natural convection cooling condition.

The first forced convection test with a five rod bundle was conducted at ambient coolant pressure and temperature and at the coolant velocity of 1.0 m/s. The fuel rods did not fail at the energy deposition of 225 cal/g UO_2 for the center rod, and 240 cal/g UO_2 for the four outer rods, while the center rod did break at the same energy under natural convection cooling. The effects of the forced convection cooling to increase the failure threshold was thus confirmed. However, as the cladding deformation and the measured maximum cladding temperatures were not much different from those in the natural convection tests, the influence of coolant flow was not so distinct as observed in the single rod test conditions.

(4) Defective Fuel Rod Test Series

7 waterlogged rod tests and 3 fretting corroded cladding rod tests were conducted. In the waterlogged tests, leak tests of pressure sensor adaptor connection, gap pressure measuring test and a long sized rod test were conducted. It was found that a leak existed at the adaptor prevented the pressure accumulation in the rod, and that the leak was the cause of the poor reproducibility of some data group. Direct measurement of gap pressure transient was done with wide gapped test rod by a special pressure transducer attached on the cladding of active fuel region.

In the fretting corroded cladding rod tests, the behavior of pre-presurized rods with artificial defects and those with fretting corrosion defects were compared. Test rods with artificial defects of 0.3 to 0.5

mm depth formed by the foil were pre-pressurized to 12 kg/cm² and tested at the energy deposition of 168, 180 and 190 cal/gUO₂. The test result indicated that the behavior of the rod with the artificial defects is quite similar to the fretting corroded cladding rod, if the size and the shape of the defect are the same.

(5) Miscellaneous Tests

One fuel failure propagation test and one fuel pellet fragmentation test were performed. In the former test, the influence of the waterlogged rod failure to the surrounding rod and the internal construction was studied. A five rod bundle composed of one waterlogged rod at the center and four intact surrounding rods was subjected to a pulse irradiation. Data were obtained both on the mechanical influence of the pressure pulse and on the thermal influence due to coolant ejection out of the flow shroud. In the latter test, the fragmentation of wetted pellet of different water content was compared to get the information on the fuel fragmentation mechanism of waterlogged fuel.

(6) Water Loop Test

The influence of coolant forced convection was studied under rather high coolant flow conditions. A single test rod was irradiated three times at the energy deposition of 240 cal/gUO₂ under the coolant velocity of 3 m/s, 6 m/s and then 4 m/s, under the pressure of 1.1 MPa and the coolant temperature of 100°C (subcooling 80°C). The measurement of the cladding temperature confirmed a large enhancement of heat transfer coefficient at cladding surface with the coolant flow increase. At the velocity of 6 m/s, even DNB was not attained at 240 cal/gUO₂. Simultaneously, the increase of the areal variation of cladding temperature was observed by the increase of the coolant flow.

(7) Fuel Behavior Observation Test

The fuel meltdown in the air environment was observed by the in pile high speed photography. A single fuel rod was subject to the energy deposition of 300 cal/gUO₂ in air environment in a quartz cylinder. The ejection of the molten fuel rod from the lower end of the active region observed promptly after the pulse irradiation.

As summarized above, a total of 38 tests were conducted in this period, which makes 517 numbers of grand total tests since the first test in October, 1975. The classification and the number of the tests are presented in the following table.

Table Classification and Number of NSRR
Experiments (Jan. '81 ~ Jun. '81)

Test Item	Number of Tests		
	Oct. '75	Jan. '81	Total
	Dec. '80	Jun. '81	
1. Standard Fuel Rod Tests			
(i) Scoping tests	58	5	63
(ii) Fuel centerline temperature measurements	3	0	3
(iii) Fuel elongation measurements	17	0	17
(iv) Rod supporting effect tests	13	0	3
2. Fuel Design Parameter Tests			
(i) Gap width parameter tests	17	0	17
(ii) Enrichment tests	17	0	17
(iii) Pre-pressurized fuel tests	45	4	49
(iv) Cladding parameter tests	31	5	36
(v) Gap gas composition parameter tests	16	1	17
(vi) Others	20	0	20
3. Coolant Condition Parameter Tests			
(i) Coolant temperature parameter tests	19	0	19
(ii) Flow area simulation tests	22	0	22
(iii) Rod bundle tests	11	1	12
(iv) Forced convection tests	16	5	21
4. USNRC Fuel Rod Tests	21	0	21
5. Defective Fuel Rod Tests			
(i) Waterlogged fuel rod tests	79	7	86
(ii) Fretting corroded fuel rod tests	23	3	26
6. Fuel behavior Observation Tests	2	1	3
7. High Temperature High Pressure Capsule Tests	9	0	9
8. Water Loop Tests	5	1	6
9. Miscellaneous Tests	35	5	40
Total	479	38	517

1. 今期の進捗

(星 蔦雄, 石井敏雄)

本報告は、1981年1月から6月までの間に実施したNSRR実験について、その進捗と主な成果についてまとめたものである。この期間に実施した実験は、水ループ実験、可視カプセル実験各1回を含む計38回である。

標準燃料実験では高発熱量実験4回および再現性確認試験2回を実施した。高発熱量実験では機械エネルギー発生量の再現性を確認すると共に、冷却材のサブクール度や蒸気膨張に対する拘束条件が異なった場合の影響について調べた。この結果、再現性は良好であり、冷却材サブクール度が小さい程、また、拘束が大きい程機械エネルギーへの転換率が小さくなることがわかった。再現性確認試験では燃料棒の軸方向発熱分布を測定して発熱分布と破損発生個所との関連を調べ、また、燃料スタック端の出力ピーキングを抑制する目的で両端のペレットを低濃縮のものとした新型の標準燃料を用い、これと従来型の標準燃料との燃料挙動の比較検討を行った。

燃料設計パラメータ試験においては、加圧燃料実験(4回)、FBR型ステンレス鋼被覆燃料実験(5回)、ギャップガスパラメータ実験(1回)、および脆化被覆管燃料実験(1回)を実施した。加圧燃料実験では被覆管のふくれに及ぼす被覆管周方向温度分布の影響やプレナム体積の影響を調べる実験、および、被覆管のふくれに伴う燃料ペレットの崩れ落ちに関する実験を行った。この結果、周方向温度分布については、温度上昇の過程でペレットの偏心により50～100°Cの温度差が生じるが、被覆管のふくれが顕著になる最高温度到達時点以後においては温度は殆んど均一になることがわかり、この結果比較的大きなふくれを記録した。なお、人為的に大きな周方向温度を与えるため試験燃料をカプセルの中心からずらして照射する実験も試みたが、高温側でペレットの溶融が生じてしまつたため有為なデータは得られなかった。ふくれに伴う燃料ペレットの崩れ落ちについては、西独その他の実験において細かくなつた燃料ペレットがふくれ部に崩れ落ち、これがふくれ部の温度をさらに高めるおそれがあるとして注目されている。このため、NSRR実験において、LVDT等により燃料ペレットスタック長の過渡変化量の測定を行つた。この結果、ペレット細片の急激な崩れ落ちを示すようなスタック長の急激な減少は観察されず、少くとも被覆管がふくらむ時点ではペレットの崩れ落ちは無いことが判明した。

ステンレス鋼被覆燃料実験においては、FBR型の細径燃料について非加圧型の燃料破損しきい値の詳細を求める実験および加圧型燃料による実験を行つた。この結果、非加圧型細径燃料の破損しきい値は、317～341 cal/g UO₂であること、また、50 kg/cm²に加圧した燃料は290 cal/g UO₂でも破損せず、ジルカロイ被覆の軽水炉型燃料に較らべて破損しきい値はかなり高くなることが判つた。さらに、軽水炉用燃料を対象とした太径のステンレス鋼被覆燃料の実験を1回実施し、発熱量304 cal/g UO₂では燃料の微粒子化が生じず、機械エネルギー発生しきい値が300～330 cal/g UO₂であり、ジルカロイ被覆燃料棒の場合と変わらないことが確認された。

ギャップガス・パラメータ実験では、前期にアルミニウムカプセルを用いて行った実験結果が従来の結果と大きく異なつたため、同一発熱量条件でステンレス鋼カプセルを用いた比較実験を行つた。この結果、ステンレス鋼カプセルによる実験データ同志の再現性は良好であるが、アルミニウムカプセルによる実験結果はこれと明らかな差があることが分つた。この主な原因は発熱量の評価誤差によ

るものと考えられ、アルミニウムカプセル実験については、今後、発熱量の評価につき再検討を加えてゆく予定である。脆化被覆管燃料実験では、予め電気炉内で内外両面を酸化し脆化させた被覆管により試験燃料を製作し、脆化度および燃料ペレット径の異なる4本の試験燃料を同一カプセル内で同時照射することにより、脆化度およびペレット径の影響比較を行った。今回の実験は、脆化が比較的小なかったため、燃料破損は生じなかった。

冷却条件パラメータ試験においては、強制対流条件下での単一燃料実験およびバンドル燃料実験を行った。単一燃料実験ではボイド測定実験、高発熱量実験、高流速実験および低サブクール度実験を各1回実施した。ボイド測定実験はループ実験に備えて流路出口における二相流の流量およびボイド率を測定するための予備試験であったが、測定技術開発のために有意なデータが得られた。高発熱量実験は溶融燃料による流路閉塞状況を把握することを主目的として行ったものであるが、溶融燃料によりジルカロイ製の流路管が溶融貫通して破損してしまったため、目的とした実験にはならなかった。高流速実験は大気圧カプセル中でループ実験と同じ流速条件で行い比較データを収集した。また、低サブクール実験は強制対流冷却条件の下でのサブクール度の影響を調べるために、冷却水温80°C、流速1.8 m/sで行ったものであるが、自然対流条件の場合と同じく、サブクール度が下ることによる被覆管最高温度の上昇と膜沸騰継続時間の増大が観察された。バンドル燃料実験は、5本バンドル体系に対する初めての強制対流実験である。流速1.0 m/s条件で中心燃料に225 cal/g UO₂、周辺燃料に240 cal/g UO₂を与えた。この結果、自然対流条件では燃料破損が生じた発熱量では本実験では破損には至らず、強制対流による冷却条件の向上の影響が確認できた。しかし、被覆管の酸化、変形の状態や被覆材表面最高温度の比較では、自然対流条件の場合と大差なく、単一燃料強制対流実験で観測された程、強制対流の影響は大くはなかった。

欠陥燃料試験としては浸水燃料実験7回および擦過腐食燃料試験3回を行った。浸水燃料実験においては、燃料内圧測定用アダプター部の漏洩確認実験、燃料棒の発熱部被覆管に直接圧力計を取り付けてギャップ圧力を測定する実験および長尺燃料による実験を行った。漏洩確認実験では従来のアダプターでは燃料内圧が高くなった際に漏洩が生じ、この結果、燃料内圧上昇を妨げることが判明し、これまでの実験において再現性に疑問のあったデータの発生理由が明らかになった。ギャップ圧力測定実験では、前期に引続いてギャップ部の圧力の直接測定を試み、広幅ギャップ燃料等のギャップ部の過渡圧力挙動のデータを収集し、燃料棒端栓部の圧力計による測定結果と比較・検討を行った。擦過腐食燃料実験では、やすりにより人工摩耗欠陥をつけた加工燃料とオートクレーブ内で擦過腐食させた燃料との破損しきい値の相違を評価するため、欠陥部最大深さ0.3～0.5 mm、初期内圧12 kg/cm²の燃料棒を用い、発熱量168、180および190 cal/g UO₂の実験を行った。この結果、欠陥の大きさが等しければやすりにより加工した燃料も擦過腐食燃料と同じ挙動を示すことを確認した。

その他の大気圧カプセル実験としては、破損伝播実験およびペレット破碎実験を行った。前者は、浸水燃料破損時の隣接燃料及び周囲の構造物に与える影響を調べるための実験で、中心の浸水燃料1本を、4本の健全燃料で囲んだ5本バンドル燃料体系での実験を行った。この結果、燃料破損時の圧力波による機械的影響および発生した蒸気によって冷却材が排除されたための熱的影響について興味あるデータが得られた。また、後者の実験は、浸水燃料破損時の燃料ペレットの破碎メカニズムに関する知見を得るための実験であり、含水条件の異なるペレットを同時照射することにより、破碎状況の違いを観察した。

水ループ実験においては、冷却材の流速が比較的大きい条件で流れ影響を調べる実験を実施した。

すなわち、圧力 1.1 MPa、冷却材温度 100 °C（サブクール度 80 °C）の条件で流速を 3 m/s, 6 m/s および 4 m/s と変え、各流速条件の下で燃料に 240 cal/g UO₂ の発熱量を与えた。燃料温度データを収集した。この結果、流速増加に伴う被覆管表面熱伝達率の上昇は極めて大きく流速 6 m/s では 240 cal/g UO₂ の発熱量において DNB の発生にすら至らなかった。また、本実験のように燃料の熱除去が極めて良好な場合には、場所による被覆管温度挙動の偏差が大きくなることも確認された。

燃料破損可視実験では、空気雰囲気中で、比較的高い発熱量条件下での燃料の破損挙動の高速度写真撮影を行った。試験燃料を石英ガラス管の中に入れ、約 300 cal/g UO₂ の発熱量を与えたが、石英ガラス管の窓を通して、パルス照射直後に燃料棒の発熱部下部が破裂し、赤熱した溶融燃料が飛散する様子がカラーフィルムに収められた。

今期は以上合計 38 回の実験を実施し、昭和 50 年 10 月の実験開始以来、実験総数は 517 回となつたが、その内訳を Table 1.1 に示す。

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

Table 1.1 NSRR 実験の分類と実験回数

試験項目	目的	実験回数		
		50.10 ～55.12	56.1 ～56.6	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	58	5	63
(ii) 燃料中心温度測定試験	UO ₂ ペレットの中心温度を測定し燃料挙動について詳細を得る。	3	0	3
(iii) 燃料伸び測定試験	UO ₂ ペレットおよび被覆管の軸方向の伸び量を測定し、燃料挙動について詳細な情報を得る。	17	0	17
(iv) 燃料棒支持効果試験	燃料棒の拘束条件等が燃料挙動に与える影響を調べる。	13	0	13
2. 燃料パラメータ試験				
(i) ギャップ燃料試験	初期ギャップ幅が燃料の過渡温度挙動、破損に及ぼす影響	17	0	17
(ii) 濃縮度燃料試験	燃料内発熱密度の歪と破損しきい値との関係の究明	17	0	17
(iii) 加圧燃料試験	燃料棒内圧と燃料破損挙動との関係の究明	45	4	49
(iv) 特殊被覆材燃料試験	被覆材質、肉厚、熱処理条件等の燃料破損挙動に及ぼす影響	31	5	36
(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	16	1	17
(vi) その他		20	0	20
3. 冷却条件パラメータ試験				
(i) 冷却水温パラメータ試験	冷却水温度の燃料破損挙動に及ぼす影響	19	0	19
(ii) 流路模擬燃料試験	流路条件が燃料破損に及ぼす影響	22	0	22
(iii) バンドル燃料試験	バンドル(4～5本)状態での燃料破損しきい値、破損の伝播について究明	11	1	12
(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	16	5	21
4. USNRC 燃料試験	BWR型 Remedy 燃料の燃料挙動の究明	21	0	21
5. 欠陥燃料試験				
(i) 浸水燃料試験	欠陥燃料の破損しきい値、破損エネルギーの把握	79	7	86
(ii) 擦過腐食燃料試験	擦過腐食の燃料破損挙動に及ぼす影響	23	3	26
6. 可視カプセル実験	高速度撮影による 燃料挙動の可視化	2	1	3
7. 高圧カプセル実験	実炉の運転温度・圧力条件下における燃料挙動の究明	9	0	9
8. 水ループ試験	流動条件下における燃料挙動の究明	5	1	6
9. その他		35	5	40
合		計	479	38
				517

2. 大気圧カプセル実験

2.1 標準燃料試験

2.1.1 高発熱量試験 (床井博見, 岩田耕司, 星 蔦雄)

(1) 概要

前期の高発熱量試験では、大気圧水カプセル中の常温での燃料破損に伴って発生する機械エネルギーを評価すると共に、冷却水のサブクール度の影響についても検討した。今期は引き続いて、(i)サブクール度の影響を調べるサブクール度実験 (Test No.111-28) を実施すると共に、(ii)これまで評価してきた機械エネルギーの再現性を調べる再現性実験 (Test No.111-31, 30)、さらに(iii)体系の拘束条件の機械エネルギーへの影響を調べるスプリングによる拘束実験 (Test No.111-29) を実施した。

(2) 実験方法

サブクール度実験では標準水カプセルにヒータを設け水温を90°Cに上昇した。発熱量は他のサブクール度実験に合わせて527 cal/g UO₂とした。

再現性実験ではTest No.111-19と比較する意味で、パルス照射にあたっては、トランジェント棒の位置を同一とした。前回との実験条件の相異点は、Test No.111-30では燃料棒の有効発熱部の両端にCd箔を巻き、両端に生じる出力ピークを除去したことと水塊の飛び上りを計測する浮子の径を大きく（内径116mm）したことであり、Test No.111-31では浮子径を大きくしたのみである。

スプリングによる拘束実験ではFig.2.1.1に示すように、カプセル水上に従来の浮子に変ってピストンを設け、カプセル内壁とのギャップ部にOーリングを用いて気密な構造とし、ピストン上部にスプリングを設置した。スプリングの素線径は15mmでありバネ定数はk = 9.96 kg/mmである。

この実験では、発生した機械エネルギーをスプリングの弾性歪エネルギーに変換し評価した。

(3) 実験結果

(i) サブクール度実験 (Test No.111-28)

今回のサブクール度10°Cの実験では、エネルギー転換率が0.65%と前回のサブクール度15°Cの実験 (Test No.111-25) の0.45%に比べ幾分高くなった。しかし全体の傾向としては、サブクール度が小さくなると発生する機械エネルギーが単調に増加するのではなく、サブクール度がほぼ25°Cより小さくなると機械エネルギーも減少する傾向にあることが明らかとなった。サブクール度が小さくなると水の沸騰に要するエンタルピーの増加量が減少するにもかかわらず機械エネルギー転換率が低下するのは、燃料の微粒子化がサブクール度の減少に伴ない抑制されたためと考えられる。

(ii) 再現性実験 (Test No.111-30, 31)

機械エネルギー転換率の評価に影響を与えると考えられる実験結果を、Test No.111-19と共にTable 2.1.1に示した。Test No.111-31と111-19の結果については燃料破損時の発熱量や浮子の最高速度など良く一致しており、使用した浮子の大小に関係なくほぼ一致したエネルギー転換率が得られることを実証できた。

Test No. 111-30については、前者の実験に比べ、破損時の発熱量が高く、その時のカプセル底部で観測される衝撃的な圧力も高くなかった。これに反して浮子の最高速度は遅くなりエネルギー転換率も0.36%と低くなかった。エネルギー転換率が低下した原因については、溶融燃料の絶対量の減少すなわち両端出力ピークを除去するためCd箔を巻いたために有効発熱部の長さが減少し、パルス照射によって溶融した燃料が70%ほどに減少した影響と考えられるが今後検討の要がある。また破損までの発熱量が高くなかったのは燃料破損の主因と考えられる燃料の溶融による体積膨張や蒸気圧の上昇による内圧の上昇が、上述したように両端出力ピークの除去と溶融燃料の減少により抑制されたためではないかと考えられるが、これらについてはさらに今後検討の要がある。

(iii) スプリングによる拘束実験 (Test No. 111-29)

燃料の破損時に発生する衝撃的な圧力や被覆管表面温度などは、スプリングなしのTest No. 111-21実験とほぼ一致しており、スプリングの拘束の影響は認められなかった。一方、スプリングの最大圧縮距離は2.8cmであり、これから歪エネルギーとカバーガスの圧縮によるエンタルピー増加とを考慮すると機械エネルギーは74Jとなる。従ってエネルギー転換率は0.05%となりスプリングなしの実験に比べると1/3程小さな値である。エネルギー転換率の低下は、スプリングの拘束によりカプセル内の水の圧力が上昇し蒸気発生を抑制するためと考えられるが、さらに今後バネ定数を変えて検討を進める予定である。

2.1.2 標準燃料再現性確認試験

2.1.2.1 試験燃料棒の軸方向出力分布の詳細測定 (Test No. 200-5D)

(稻辺輝雄、岩田耕司、柳原敏、吉村富雄)

(1) 実験目的

NSRR標準燃料試験においては、試験燃料棒の軸方向において発熱分布に相違が生じていることが分っている。この発熱分布は、(i)制御棒位置の影響による中性子束分布の相異、と(ii)試験燃料棒の燃料スタック部両端のエッヂ効果の2つの影響により生じ、これらの影響により、試験燃料は軸方向において、下方部ほど発熱が高く、かつ、燃料スタック部両端で発熱ピークを生じている。

このような発熱分布は照射実験時における燃料挙動にも影響しており、試験燃料棒の初期破損における破損位置が常に燃料棒の下方部に集中している現象もその一つに挙げることが出来る。しかし、この発熱分布が燃料挙動に及ぼす影響については十分に検討されていない。ここでは、この発熱分布の影響を調べるための実験の一つとして、破損しきい値である約260cal/g·UO₂の発熱量を投入する実験を行ない、照射後燃料棒から軸方向の発熱分布を求めると共に、破損位置と発熱分布との関係について検討した。

(2) 実験方法

NSRR標準燃料(両端エッヂの出力ピークを低下させるために燃料スタック両端部を天然ウランペレットに置きかえた10%濃縮型)を破損しきい値の発熱量で照射した。照射後、約1ヶ月後にカプセルから試験燃料棒を取り出して、外観の観察、寸法測定、X線撮影を行なうと共に、燃料棒の軸方向について、その表面のγ線強度分布を測定した。検出器にはNaIシンチレーションカウンターを用いた。

(3) 実験結果及び考察

Fig.2.1.2に、燃料棒の軸方向におけるγ線強度分布とX線撮影の結果を示す。本図において、γ

線強度分布は燃料スタック部中心における値を基準に規格化してある。燃料棒表面の γ 線強度は UO_2 ペレットの発熱量に比例していると考えることが出来るため、この γ 線強度分布は燃料棒の軸方向における発熱分布を表わしていると言える。本実験において炉心の出力より換算した燃料棒の中心における発熱量は $258\text{ cal/g}\cdot UO_2$ であった。本図では、燃料スタック部の下部ほど発熱が高い。また燃料スタック部両端において天然ウランペレットを装荷したが、10%濃縮ペレットスタック部のエッチ効果のために発熱量は急激に増加していることが分る。なお、 UO_2 ペレットの境界部では γ 線強度が低下しているが、これはペレット一ペレット境界部で隙間が生じたことによる。また、被覆管の破損部でも γ 線強度が極端に低下していることが分る。X線写真と比較してみると、この部分で UO_2 ペレット境界に大きな間隔が生じており、この影響によることが分る。

以上の γ 線強度の測定結果に基づいて、発熱分布の回帰曲（直）線を求めた。発熱分布は、既に述べた様に、(i) 刷御棒位置の影響による中性子束分布の相異、と(ii) 試験燃料棒の燃料スタック部両端のエッチ効果、の2つの影響を受けるものと考えられ、このため、(i)の影響が強い部分（燃料スタック部両端を除く部分）と(ii)の影響が強い部分、（燃料スタック部両端）の名々について回帰曲線を求めた。以下に結果を示す。

$$\text{part A} ; y = 1.0 - 6.113 \times 10^{-4} x$$

$$\text{part B} ; y = 0.002 (|x| - 47.5)^{1.93} + 1.029$$

$$\text{part C} ; y = 0.011 (|x| - 47.5)^{1.07} + 0.971$$

ここで、

y ; γ 線強度（燃料スタック中心部を基準に規格化した場合）

x ; 燃料スタック中心部からの距離 (mm)

上述した結果より評価すると、燃料スタック下端部（天然ウランペレット部を除く）では、発熱量は中心部に対して1.20であり、又、被覆管の破損部では1.03である。これらの値は、燃料棒の中心部に対して、発熱量が各々 $52.8\text{ cal/g}\cdot UO_2$ の高いことを表わしている。すなわち、燃料棒は発熱量 $266\text{ cal/g}\cdot UO_2$ の部分において破損している。

なお、燃料棒の破損は、最も発熱量が高い燃料スタック部下端（天然ウランペレット部を除く）ではなく、それより約10mm上方で生じている。これは、軸方向における熱量の移動があり破損部近傍で被覆管の温度は最高に達したものと考えられる。今後、酸化量の測定等により、これらの点について検討を進める必要がある。

2.1.2.2 両端低濃縮型標準試験燃料試験（大西信秋、植村睦、落合政昭）

(1) 概要

標準型試験燃料棒において両端の UO_2 ペレットを低濃縮ペレットに置き換えた両端低濃縮型標準試験燃料棒を用いてスコーピング試験を前期に2回行なった。(A-11) (Test No. 207-11 では発熱量 162 cal/g·UO₂, Test No. 207-12 では発熱量 258 cal/g·UO₂)

そのシリーズの一環として、今期は発熱量 $230\text{ cal/g}\cdot UO_2$ の条件下で実験（Test No. 207-13）を行ない、被覆管表面温度等について標準型試験燃料棒実験結果との比較検討を行なった。

(2) 実験条件

本試験で使用した試験燃料棒は、10%濃縮標準型試験燃料棒において両端それぞれ1個のペレットを天然ウラン（濃縮度0.71%）に置き換えたものを用いた。

パルス照射に際し、トランジェント棒の位置は、本試験 Test No. 207-13 は標準型試験燃料棒実

験 Test No 200-4, Test No 200-4B と同様とした。

被覆管表面温度測定用の熱電対の取付け位置を Fig. 2.1.3 に示す。

(3) 実験結果及び検討

Table 2.1.2 に被覆管表面最高温度、クエンチ温度及び膜沸騰継続時間の結果を示す。また、同表に標準型試験燃料棒実験 Test No 200-4, Test No 200-4B の被覆管表面最高温度結果を載せた。発熱量に対して被覆管表面最高漢度を、標準型試験燃料棒実験結果と比較して示したのが Fig. 2.1.4 である。

被覆管表面温度に関しては、Test No 207-11 (発熱量 $162 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$)、Test No 207-12 (発熱量 $258 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$)^(A-11) と同様に、今回の実験結果 Test No 207-13 (発熱量 $222 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$) から、両端低濃縮型試験燃料棒と標準型試験燃料棒の間には違いがみられないことがわかった。

Table 2.1.1 Reproducibility of mechanical energy conversion ratio in high energy deposition tests

Items	Test No.	111-19	111-31	111-30*
Total energy deposition (cal/gUO ₂)		526	527	522
Energy deposition at failure (cal/gUO ₂)		360	369	416
Energy deposition at max. velocity of float (cal/gUO ₂)		471	468	463
Maximum float velocity (m/s)		27	27	19
Water pressure at the capsule bottom (MPa)		2.0	1.5	4.5
Cover gas pressure (MPa)		—	0.9	0.7
Energy conversion ratio (%)		0.55	0.47	0.36

* without end flux peak

Table 2.1.2 Maximum cladding surface temperature, quenching temperature and film boiling duration

	200-4 ¹⁾	200-4B ¹⁾	207-13*		
Energy Deposition (Cal/g.UO ₂)	233	232	222		
T/C Positions ²⁾	Max. Clad. Surface Temp. °C	Max. Clad. Surface Temp. °C	Max. Clad. Surface Temp. °C	Quenching Temperature °C	Film Boiling Duration sec
#1	1625	1385	1410	920	4.8
#2	1505	1395	1360	840	5.6
#3		1415	1290	850	6.4
#4	1345	1325	1480	540	4.2
#5		1345	1400	930	4.9
#6		1340			
#7			120		

* present experiment

1) JAERI-M 9755

2) T/C positions are shown in Fig. 2.1.3

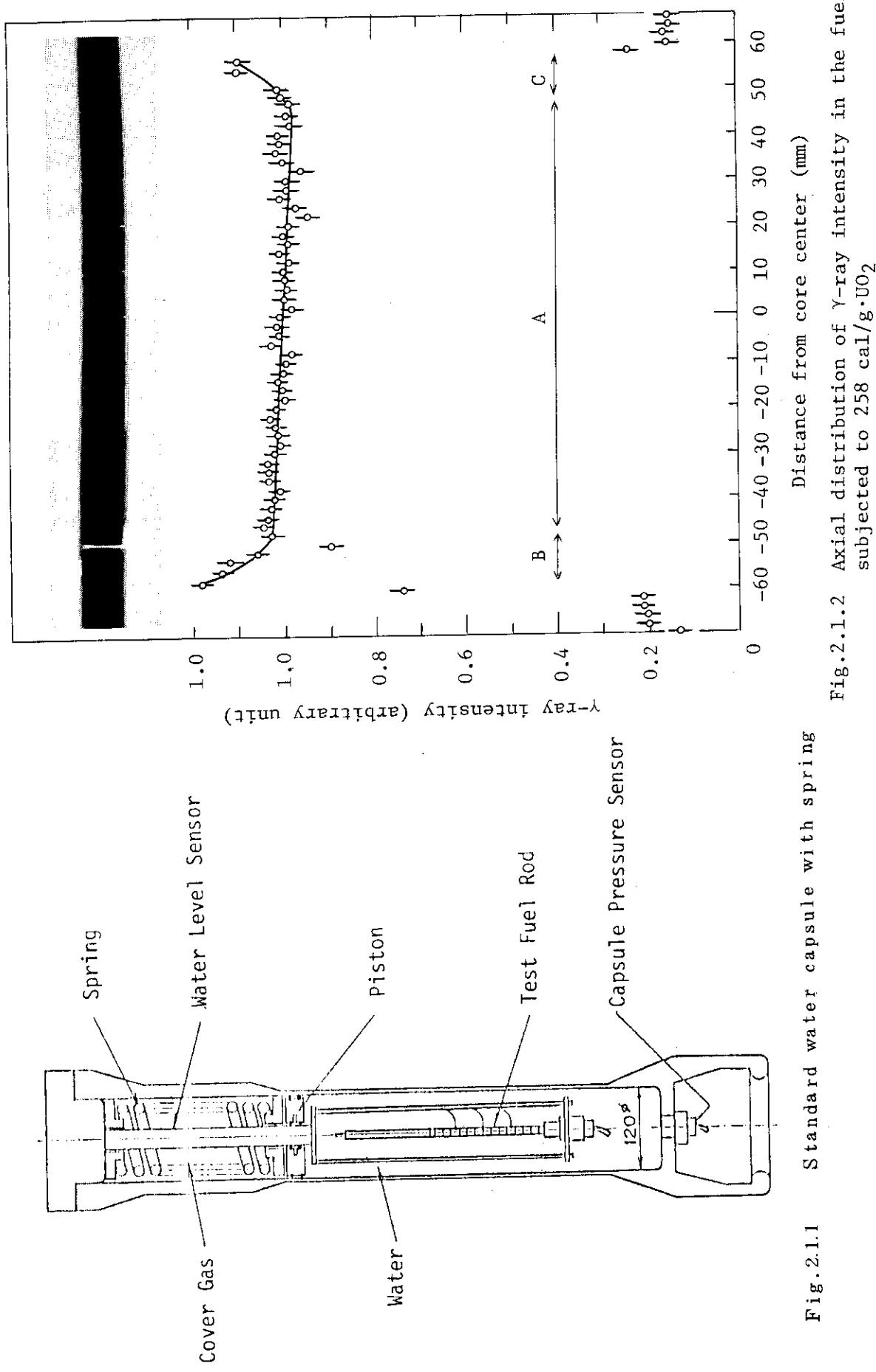


Fig. 2.1.1 Standard water capsule with spring

Fig. 2.1.2 Axial distribution of γ-ray intensity in the fuel rod subjected to 258 cal/g·UO₂

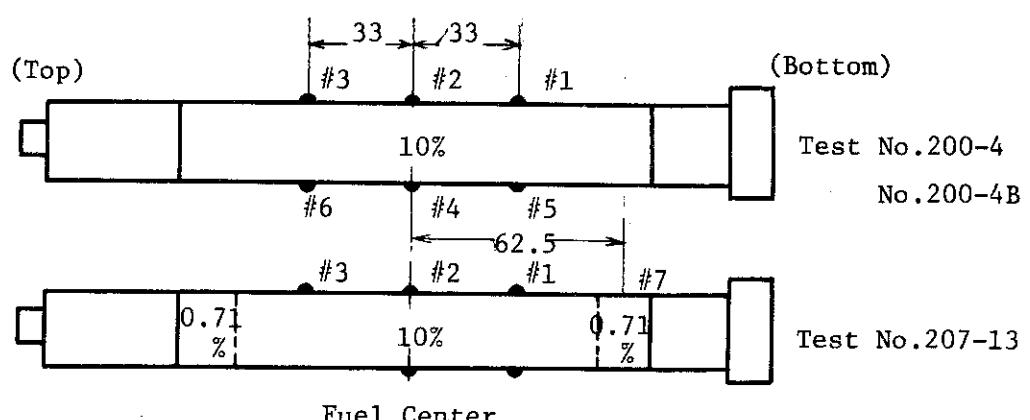


Fig. 2.1.3 T/C positions

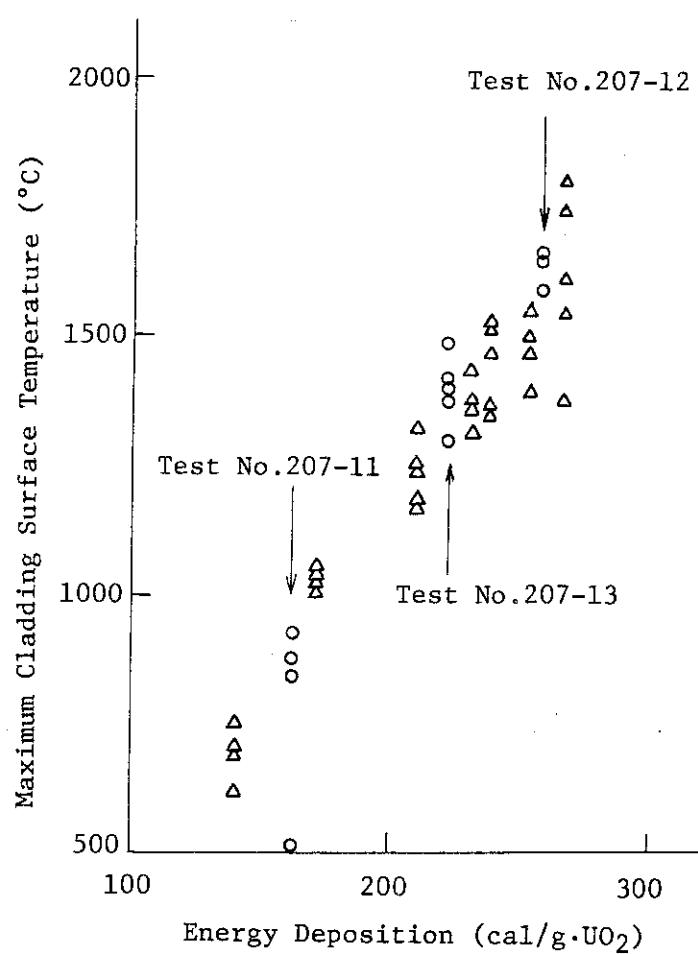


Fig. 2.1.4 Maximum Cladding Surface Temperatures as a Function of Energy Deposition

2.2 燃料設計パラメータ試験

2.2.1 加圧燃料実験 (斎藤伸三, 稲辺輝雄, 塩沢周策, 柳原 敏)

(1) 目的

今期実施した試験は、

(i) 過渡的周方向被覆管温度分布の詳細を知るための実験 (Test No. 231-45) 及びこれに関連して、試験燃料をカプセル中心からずらし、大きな周方向被覆管温度勾配下での歪量を調べるための実験 (Test No. 231-49)

(ii) 燃料ペレット細片の崩れ落ちの時期及びその機構を知るための実験 (Test No. 231-47) そして

(iii) 燃料プレナム体積を縮小した時の圧力挙動を調べるための実験 (Test No. 231-48)

であり、各々 1 回合計 4 回実施した。

燃料棒が膨れ破裂する場合、流路閉塞の可能性があるため、燃料棒の膨らみ量は原子炉の安全性上の観点からも重要な研究項目の一つである。そして、一般にはこの膨らみ量は周方向温度勾配に敏感であると理解されている。そして実際の炉内条件では周方向温度勾配が容易に生じ易く、膨らみ量は限定されたものになるであろうという主張が米・西独などでなされている。そこでこの主張の是非を確認するための加圧燃料実験を NSRR で行ってきた。前期は、1.2 MPa 加圧燃料を用いた実験を行い (Test No. 231-44)，被覆管周方向温度分布は、温度上昇過程即ち有意な変形 (ballooning) を生じる以前では必ずしも大きいとは限らず、均一な膨らみを生じて破裂したという結果を得ている。そこで、今期は従来の結果から膨らみ量が小さいことが分っている初期加圧量 3.0 MPa の燃料を用いて、同様詳細な被覆管表面温度の過渡測定を行った (Test No. 231-45)。また、本目的に関連して燃料棒をカプセル中心位置からずらし、燃料ペレット内発熱分布を周方向に不均一とし、これによって大きな周方向被覆管温度差をつけ、この場合の被覆管膨らみ量を調べ、温度差が少ない通常の試験との比較を目的とした実験 (Test No. 231-49) も実施した。

一方、従来の NSRR における加圧燃料実験や LOCA を対象とした諸外国の実験において、燃料棒が大きく膨らんだ時、細かくなったり (fragmented) 燃料ペレットが膨らみ部に崩れ落ちて、大きく膨らんだ部分のギャップ部を埋めてしまう現象が認められている。そして、この燃料ペレットの細粒化や崩れ落ちの時間を知ることは、その後の破裂部の被覆管温度を評価する上で重要である。そこで、NSRR 加圧燃料実験において、LVDT (Linear Variable Differential Transformer) により燃料ペレットスタック長さの過渡測定を行い、上記現象の解明を進めている。前期は、大きな膨らみは生じるもの破裂には至らない条件下で実験 (Test No. 231-46) を行い、細片ペレットの崩れ落ちは照射後 15 分間以内には生じなかったであろうとの結果を得ている。そこで、今期は燃料が大きく膨れて破裂する条件での実験 (Test No. 231-47) を実施した。

次に、プレナム体積縮小型燃料棒を使用した実験も今期行った。一般に燃料棒内圧の上昇はプレナム体積 (自由空間) の関数である。現在 NSRR で使用している標準燃料棒に比較して約 70 % の全プレナム体積を有する燃料棒での実験が以前 3 回実施され (Test No. 231-31, -32, -33) 圧力上昇挙動に対して有意な差が生じなかった。^(A-10) そこで今回は、プレナム体積を 50 % 減らした燃料棒を用いて、内圧上昇挙動及び燃料破損に及ぼすプレナム体積の影響を調べた (Test No. 231-48)。

(2) 実験方法

(i) 詳細温度測定実験 (Test No. 231-45)

一般に加圧燃料実験において、熱電対を取付けると熱電対のフィン効果のためその部分での温度が低くなり、熱電対近傍の膨らみ量は他の部分に比べて小さくなっている。このため、通常の燃料棒を用いた実験では、最大膨らみ部或はその近傍での温度測定が不可能となってくる。そこで、本実験においては、燃料有効長 3 cm の短尺燃料棒を製作し、そこに Fig. 2.2.1 に示すように熱電対を合計 10 点取付けて、大きな膨らみを生じる近傍での温度測定が可能なようにした。

本実験では、あくまでも最大膨らみ部（破裂部）近傍での被覆管温度分布の過渡測定を目的としたもので、短尺燃料（有効長 3 cm）のため従来の標準燃料（有効長 13.5 cm）と必ずしも膨らみ量の絶対値において比較し得るものではない。その他の計測としては、燃料棒内圧、カプセル内圧の測定を行った。初期燃料棒内圧は 3.0 MPa（冷却水圧力との差圧、以下同じ）発熱量は 156 cal/g・UO₂ であった。本条件は従来の結果では、燃料棒が 20 %程度膨らんで、破損するかしないかの境界の条件である。

(ii) 大きな被覆管周方向温度勾配下での膨れ挙動を調べる実験 (Test No. 231-49)

燃料ペレットの発熱分布を周方向で不均一にし、大きな被覆管周方向温度勾配をつけるために、燃料棒中心をカプセル中心から 3 cm ずらした。核計算によると周方向の平均に対する peaking factor は 10 % になる。換言すればカプセル壁面に近い側 (0°-orientation, 最も低い発熱密度側) でカプセル壁面から遠い側 (180°-orientation, 最も高い発熱密度側) に対する発熱密度比は 0.80 と計算できる。また、中心からずらしたため全体の平均発熱量は中心位置において場合と比較して約 70 % になると見積られた。目標発熱量は平均で 225 cal/g・UO₂ であったが、実際には、300 cal/g・UO₂ 近く入ったものと思われる。初期加圧量は 1.2 MPa、計装は被覆管表面温度及び燃料棒内圧である。

(iii) ペレット崩れ落ち時間測定実験 (Test No. 231-47)

燃料棒が大きく膨らんでその部分にペレット細片が崩れ落ちる場合、従来の結果では 5 mm 以上スタッツ長さが短くなってしまい、LVDT で測定すれば十分検知できる量である。本実験では従来から NSRR で使用されている LVDT を用いてスタッツ長の過渡的測定を行った。但し LVDT の温度上昇による特性変化を防ぐため、ペレット上端部にアルミナ模擬ペレットを入れ、LVDT の温度上昇がないようにした。照射条件は、初期加圧 1.24 MPa、発熱量 214 cal/g・UO₂ であり、従来の結果からすると燃料棒は大きく膨れて破裂する条件である。計装としては、LVDT 以外に燃料内圧、カプセル内圧、被覆管表面温度の測定を行った。

(iv) プレナム体積縮小燃料実験 (Test No. 231-48)

本実験に使用した燃料棒は、上部プレナム部において充填棒を入れ、スプリングを短くし、更にスプリングの内径部にも充填棒を延長することによって、上部プレナム体積を標準型燃料棒の 2.45 cm³ から約 1 cm³ に迄少なくしている。また、下部プレナム部に関しても圧力センサ取付用アダプタ部に鋼線を差し込むこと等によって、約 3.5 cm³ から 2 cm³ に減少させた。最終的にギャップ部も含んだ全プレナム体積は従来型の約半分になっている。本燃料棒を初期圧 1.1 MPa に加圧し、発熱量 201 cal/g・UO₂ で照射した。過渡計測として、燃料棒内圧、被覆管表面温度の測定を行った。

(3) 実験結果及び考察

(i) 詳細温度測定実験 (Test No. 231-45)

照射後燃料棒の外観を Fig. 2.2.2 に示す。図に見られるよう、燃料棒は最大～45 % 膨らんで内

圧破裂した。破裂位置は、T/C #4と#8の中間位置で、軸方向燃料スタック中心より上側5mm, 30°(Fig.2.2.1参照)であった。温度測定の結果をTable 2.2.1に示す。周方向温度分布について論じると、温度上昇過程において僅かな差が認められたが、T/C #6を除けば最高温度はほど同程度で、被覆管破裂口に近い0, +10mmの高さ位置では、890~900°Cであった。前回のTest No. 231-44においては、最高温度に達する迄の約0.6秒間、周方向温度差は最大でも10°C程度であったのに対し、本試験では上昇過程において50~100°Cの温度差が生じた。これは恐らく、ペレットの偏心によるものと考えられるが、温度が高くなると、被覆管は膨張変形するのでペレットと被覆管間のギャップ幅が増すため温度上昇は少なくなり、最終的には同じ最高温度を示したと思われる。最高温度到達後は、不安定破壊(変形)領域に入る所以、変形量は極端に急激に大きくなり、それに伴って周方向温度差も大きくなる。一般に、破裂口近辺では変形量は大きくなるので、最高温度到達後の温度減少は大きくなり、破裂時の温度は低く、クエンチ(急冷)する迄の時間も速くなるが、本実験の結果も例外ではない。

本実験では、破裂した(或は最も大きく膨らんだ)近傍での温度挙動を対象としているので、破裂口から離れた燃料中心位置より10mm下側と180°位置での温度挙動を除外して考えると、前回(Test No. 231-44)の結果も併せて以下の結論が導き出せる。

被覆管周方向温度分布は、温度上昇の過程ではペレットが偏心している場合50~100°Cの差(偏心の程度によってはそれ以上)が生じるが、最高温度にはほとんど差がない。これは、被覆管の膨張変形によって温度上昇が抑えられ、最終的に均一な温度分布に移行するためと考えられる。被覆管が最高温度に達する時刻は燃料棒内圧力が減少しはじめる時刻と一致している事実から考えて、大きな変形は最高温度到達後から始まり、不安定変形し破裂する。従って、最高温度到達後は周方向温度差は大きくなり、破裂口(最大膨らみ部)近傍では破裂時刻において温度減少は大きくなり易い。二度行った詳細温度測定結果からいえることは、炉内実験において、しかも加熱速度がLOCAを対象としたものより遙かに速い場合でも、有意な変形を生じる直前(既に最高温度時)では必ずしも周方向温度差があるとは限らないことである。そして短尺燃料ではあるが結果として大きな膨らみ量を記録している。従って、本結果は流路閉塞の可能性の問題として安全性上留意すべきであるといえる。

しかし、米・独の主張する周方向温度差の生じる理由としては、 α -ジルカロイの異方性をもった結晶形(六方晶系)とその集合組織(texture)に関連しており、 α 領域では管が薄くならず膨らむ(それ故軸方向に縮む)ため大きな周方向温度差は燃料棒の曲がりに起因しているものである。NSRR実験では、被覆管破裂温度は $\alpha+\beta$ か β 相領域であるので、本結果は必ずしも米・独の主張の是非を直接確めたものではない。今後、何回かの実験を行って詳細を明らかにしていく予定である。

(ii) 大きな被覆管周方向温度勾配下での膨れ挙動を調べる実験 (Test No. 231-49)

本実験は、(i)で述べた詳細温度測定実験結果から、周方向温度差は最高温度においてほとんど存在しないことが明らかになったので、燃料棒位置をカプセル中心からずらして、大きな周方向温度差をつけ、その時の変形挙動を調べることを目的としたものである。しかし、投入発熱量を低く見積りすぎたため、高い発熱量が入りすぎ目的は達成されなかった。燃料棒はパルス照射後0.05sec以内に内圧破裂したが、その後温度が更に上昇し、最終的には3つに分断してしまった。外観から判断すると、周方向平均発熱量は~300cal/g•UO₂である。燃料内圧はパルス照射後40msec以内

に～0.6 MPa (50%) 上昇し, ～200 msec 後から除々に減少し, ～6 sec で大気圧迄下がった。急激な圧力降下は認められなかった。これは照射後検査から溶融したペレットが被覆管に完全に固着しているのが認められたので、被覆管破裂の際に圧力センサ部（燃料下部プレナム領域）からの圧力の逃げが制限されたためであると考えられる。従って、被覆管破裂の時刻は正確には求められなかったが、照射後明確な破裂口は認められた。熱電対も全て 1,550 °C 以上を記録して破損したので、最高温度や破裂時温度も知ることが出来なかったが、温度の立上がり速度において 0° 側（低出力側）と 180° 側（高出力側）で比較した場合、180° 側の方が速く加熱されている傾向にあった。また、膨らみ量についても UO₂ ペレットや被覆管の溶融のため求まらなかった。

(iii) ペレット崩れ落ち時間測定実験 (Test No. 231-47)

実験の結果、燃料棒は大きく膨らんで（最大膨らみ量～100%）内圧破裂した。照射後の燃料外観を Fig. 2.2.3 に示す。燃料スタック長さは、照射後燃料ペレットの熱膨張のため最大 1.5 mm 伸びたが、その後除々に減少し 3 分後に -0.09 mm, 15 分後に -0.12 mm を記録した。途中ペレット細片の急激な崩れ落ちを示唆するスタック長の急激な減少は測定されなかった。また、照射後燃料棒において、ペレットは細粒化し、燃料棒内で容易に移動しているのが確認された。従って、本実験の結果、ペレット細片の崩れ落ちは照射中でなく、実験孔からの輸送の時か或は解体時の燃料取扱中であると推定できる。前回の大きく膨らんだが破裂しなかった実験 (Test No. 231-46) 結果とも併せて考えると、LVDT を信じる限り、燃料棒が膨らむ過程或は破裂時にペレットの崩れ落ちはないと結論できる。しかし、振動等によって容易に崩れ落ち、膨らみ部のギャップを埋めることは十分あり得るので、実炉において熱水力的振動がある場合にはペレットの崩れ落ちはその後の被覆管温度を計算する上で必要となってくるであろう。本実験シリーズは今回の実験をもって一応終了したと考えている。

(iv) プレナム体積縮小燃料実験 (Test No. 231-48)

前に行った 3 回の実験において、プレナム体積を約 30% 縮小した実験で圧力挙動において有意な差が認められなかったが、今回行った 50% 縮少した燃料棒でも有意な差が認められないどころか、逆に燃料棒内圧の圧力増加は低かった。標準燃料棒では通常初期圧に対し 15 ~ 25%, 平均 20% の圧力上昇であるのに対し、本実験のプレナム体積縮小燃料棒での圧力上昇は 10% であった。更に理解できないことには、同じ初期圧力、同じ発熱量で標準燃料が破損したにも拘らず、本実験では破損しなかった。破裂温度と破裂圧力の従来の NSRR で求められた関係から見ると、本実験の最大圧力 1.25 MPa, その時の被覆管温度 1,100 °C は破損するかしないかの境界線上にある。また、被覆管の最大膨らみ量は、直径増加で約 50% であった。これは初期加圧量 1.2 MPa で燃料が破損しなかった時の通常の値と変わりない。

パルス照射 25 分後の燃料内圧は 0.55 MPa で 50% 圧力が減少している。この時刻では燃料は十分冷えているので、プレナム体積は約 2 倍に増加していることになる。しかし、照射後の寸法測定結果を Fig. 2.2.4 に示すが、本図からプレナム体積の増加を推定すると約 0.63 cm³ で初期値に対する割合は約 20% であり、圧力測定の結果とは大きく離れている。尚、軸方向の変形量は無視できる程小さい。従って、一連の結果を説明できる唯一の可能性は、圧力センサ部（或は取付アダプタ部）からの圧力の洩れである。圧力の洩れがあれば圧力の増加量は少なくなるし、それ故破裂しなかったのも理解できる。何故本実験のみにおいて圧力が洩れたのかは現在のところ不明であり、今後検討を加えていく予定である。

2.2.2 ステンレス鋼被覆燃料試験（斎藤伸三，稻辺輝雄，塙沢周策，柳原 敏）

2.2.2.1 ステンレス鋼被覆細径（FBR型）燃料実験

(1) 概 要

SUS被覆燃料に対する実験の一環として、FBR型細径燃料の破損挙動を調べる実験を実施してきた。前期までには、非加圧型のFBR型燃料に対して6回の実験を行い、破損しきい値が293～341 cal/g・UO₂^(A-10)の範囲にあることを確認した。すなわち、FBR型の非加圧燃料は、293 cal/g・UO₂以下での発熱量を与えても破損せず、341 cal/g・UO₂以上の発熱量を与えたところ、被覆管の溶融による破損が生じた。

今回は、さらに非加圧型燃料の破損しきい値を詳細につめるために、FBR型非加圧燃料に対して2回の実験（実験No.212-58及び212-59）を実施し、いずれの場合にも、上記破損しきい値の中間的な発熱量（317 cal/g・UO₂）を与えた。このうち、実験No.212-59においては、これまでに行った実験と同一仕様の燃料（被覆材肉厚0.45mm）を用いたが、燃料は破損せず、健全であった。これにより、従来からの実験結果と併せると、非加圧のFBR型燃料の破損しきい値は、317～341cal/g・UO₂の範囲にあることが明らかとなった。なお、実験No.212-58においては、被覆材肉厚の影響を調べるために、これまでの燃料の場合より肉厚が0.1mm薄い被覆管（被覆材肉厚0.35mm）を用いたが、この場合には、上と同じ317 cal/g・UO₂の発熱量を与えた結果、被覆管は溶融被損し、肉厚の減少の影響が認められた。

また、以上の実験に加えて、今期は、燃料棒初期内圧を50 kg/cm²に加圧したFBR型燃料（被覆材肉厚0.45mm）に対して、292 cal/g・UO₂の発熱量を与える実験を実施した（実験No.212-57）。この結果、被覆管にはふくれが生じたものの、破損には至らなかった。

(2) 実験方法

常温・常圧水を満たした大気圧カプセルに、試験燃料1本を装填し、NSRRのパルス出力照射に供した。今期実施した実験は、212-57～212-59の3回であるが、実験No.212-57においては、50 kg/cm²に加圧したFBR型燃料に対して、292 cal/g・UO₂の発熱量を与えた。また、実験No.212-58及び212-59においては、非加圧のFBR型燃料に対して、それぞれ317 cal/g・UO₂の発熱量を与えた。Table 2.2.2には、使用した試験燃料の特徴を示す。

(3) 実験結果及び検討

Figs. 2.2.5～2.2.7には、照射後の燃料の外観写真を示す。また、Table 2.2.3には、各実験での照射条件、被覆管表面温度の最高値、被覆管径方向塑性歪の最高値、及び照射後の燃料棒の特徴を、これまでのFBR型燃料に対する実験結果と併せて示す。

(3.1) 加圧型燃料について

50 kg/cm²に加圧したFBR型燃料に、292 cal/g・UO₂の発熱量を与えた実験No.212-57の結果では、被覆管表面温度は最高1250 °Cに達し、被覆管は高い内圧のためにふくれて、最大20%の径方向塑性歪を残したものの、破損には至らなかった。なお、被覆管のふくれは、Fig.2.2.5に見られるように、熱電対取付部では比較的小さく、他の部分で大きくなっている。これは、熱電対取付部の被覆管温度が、フィン効果によって、他の部分よりも低かったことによる影響であり、従来のジルカロイ被覆加圧型燃料の場合にも見られている現象である。

今回の実験によって、50 kg/cm²に加圧したFBR型燃料の破損しきい値は、290 cal/g・UO₂を越える値であることが明らかとなった。従って次に述べる非加圧型のFBR型燃料の破損しきい

値（317～341 cal/g•UO₂）との差は、50 cal/g•UO₂ を下回る値となる。なお、燃料棒内圧を50 kg/cm²とした場合の、FBR型燃料被覆管（内半径2.80 mm, 肉厚0.45 mm）の周方向応力は3.1 kg/mm²となる。これは、Fig.2.2.8に示すSUS304の温度一極限強さの関係において、約1200～1300 °Cでの極限強さに近い値であり、Fig.2.2.8のデータに基けば、今回の実験で与えた発熱量は、50 kg/cm²に加圧したFBR型燃料の破損しきい値に極めて近いものであったと推定される。なお、今後はさらに、FBR型燃料の内圧及び発熱量をパラメータとした実験を行い、SUS被覆燃料の破損に及ぼす燃料内圧の影響を検討してゆく予定である。

（3.2）非加圧型燃料の破損しきい値

これまでの実験の場合と同様に、肉厚0.45 mmのSUS被覆管を有するFBR型燃料に、317 cal/g•UO₂ の発熱量を与えた実験No.212-59の結果では、被覆管表面温度の最高値は、融点（約1400 °C）を下回る1300 °Cであり、燃料は破損に至らなかった。Table 2.2.3に整理して示すように、これまでの実験でFBR型燃料が破損した場合の最小の発熱量は341 cal/g•UO₂ であるので（実験No.212-56），今回の実験結果とあわせると、非加圧型FBR型燃料の破損しきい値は、317 cal/g•UO₂ から341 cal/g•UO₂ の間の発熱量であることが明らかとなった。

なお、これまでの被覆管よりも薄肉の、0.35 mmの肉厚を有する燃料に、上と同じ317 cal/g•UO₂ の発熱量を与えた実験No.212-58の結果では、被覆管温度はSUSの融点を越え（最高検出温度1480 °C），Fig. 2.2.6に示すように、被覆管は溶融して破損した。実験No.212-58において、同一発熱量を与えた実験No.212-59に比べて、被覆管温度が高く、燃料が破損した原因については、被覆材の肉厚が相対的に小さかったことによるものと考えられ^{*}。現在計算コードを用いて、FBR型燃料の温度挙動を解析するとともに、被覆材肉厚の影響の定量的な検討を進めている。

2.2.2.2 ステンレス鋼被覆太径燃料試験

（1）概要

NSRRでは上述した高速炉用燃料棒以外に、水冷却用燃料を対象としたステンレス鋼被覆太径燃料試験も行ってきた。本実験の主目的はステンレス鋼被覆太径燃料棒の一般的な挙動を把握することにあるが、同時にジルカロイ被覆燃料棒との比較によって、被覆材質が燃料挙動に及ぼす影響についても知ることができる。また、高速炉用細径燃料棒試験との比較により、燃料棒外径の影響を究明する目的も有する。

本項では、今期行った太径燃料棒を用いた実験Test No.212-10について記載する。本実験は、燃料微粒子化（fragmentation）のしきい値及び破損に伴う機械エネルギー発生のしきい値を求める目的としたものである。前期実施したTest No.231-9では、^(A-11) 333 cal/g•UO₂ の発熱量で燃料棒は分断（fracture）し一部微粒子化した。そして、破壊力と呼べる程のものではないが、僅かな機械エネルギーが発生した。一方、発熱量288 cal/g•UO₂ のTest No.212-3では^(A-5) 燃料は溶融したが、微粒子化せず機械エネルギーの発生もなかった。そこで今期は、この中間の発熱量での実験を行った。

（2）実験方法

燃料棒の主要設計特性は文献A-5に示してある。発熱量は、原子炉出力との対応により予め算出されている換算係数4.0 cal/g•UO₂/MW•Sを用いて求め、304 cal/g•UO₂ であった。

* ジルカロイ被覆管を用いた実験の場合にも、被覆材肉厚の相違により、同様の傾向が観察されている。
-(JAERI-M 8758)

実験計装は、被覆管表面温度 6 点、水塊速度計、カプセル内圧計であり、一部被覆管表面温度測定用の熱電対が溶融によって破損したがその他は正常に作動した。

(3) 結果及び考察

実験の結果、水塊速度及びカプセル圧力のいずれからも多少の水面の揺らぎはあるものの、破壊力の発生は当然、機械エネルギーの発生はなかったと結論できる。また照射後燃料棒は Fig. 2.2.9 に示すようにいくつかに分断したが微粒子化には至らなかった。写真中に見られる微粒子片は燃料取扱い中に本体から剥離したものである。

以上の結果より本実験の目的に対して、一部微粒子化及び機械エネルギー発生のしきい値は 300～330 cal/g・UO₂ の間にすることが分った。そして、微粒子化しなければ破損に伴う機械エネルギーの発生はなく、これはジルカロイ被覆燃料棒実験と同じであることから考えて、機械エネルギー発生のメカニズムは両者で同じあることを示唆している。即ち、ステンレス鋼被覆燃料における破損に伴う機械エネルギーの発生も溶融燃料と冷却水の接触による急激な水蒸気の発生に起因したものであると考えられる。

また、本実験の直接の目的ではないが、本実験において燃料が分断し、発熱量 280 cal/g・UO₂ の実験では分断しなかったので、燃料分断のしきい値は、280～300 cal/g・UO₂ の間にすることも分った。この分断のしきい値は、初期破損しきい値より 30 cal/g・UO₂ 以上高い。これは、ジルカロイ被覆燃料では破損しきい値と分断のしきい値がほど同じであることと比べると大きく異なる。その理由として、破損機構の相違と脆化度の違いによるものと考えられる。即ち、ジルカロイ被覆燃料では、初期破損であるクラックの発生も、分断も同一機構である被覆管の脆性破損である。従って、ある程度クラックが生じれば、次の段階の分断は容易に生じる。このため、初期破損しきい値と分断しきい値に明瞭な差が現われない。一方、ステンレス鋼被覆燃料では、初期破損は局所的な被覆管の溶融であり、この時点では完全に脆化していない。分断の機構は現在はっきりしていないが脆化か、全周完全溶融が必要である。それゆえ、初期破損のしきい値よりは、ある程度高くなることは容易に想像できる。

その他、本実験で観察された特徴的なことを以下に述べる。Fig. 2.2.9 に見られるように、外観から判断すると被覆管の大部分は溶融しペレットに付着していた。また、燃料ペレットもかなりの部分溶融したと考えられる。にも拘らず微粒子化しなかったのは、表面酸化膜が「るつぼ」の役割をして、多量の溶融燃料と冷却水の直接の接触を妨げたためであろう。また、300 cal/g・UO₂ の発熱量では、いわゆる内圧破裂によって溶融燃料が噴出することがないことも実験結果は示している。また写真から被覆管の偏肉或いは“candling”が生じているのも分かる。“candling”は明らかに溶融によるものである。偏肉の特徴はジルカロイ管と同じであり、偏肉がジルカロイの固有の物性（例えば、超塑性、異方性、変態など）に基づくものではないことを示唆している。恐らく、本実験の場合は溶融が支配的なものであろう。

温度測定の結果としては、測定した全熱電対が被覆管の溶融を示し、その後あるものは破損したが、燃料スタック中央位置で最高 1,570 °C を記録した。温度測定結果例を Fig. 2.2.10 に示す。温度上昇過程において、溶融潜熱による影響を示す温度のプラトーリー領域が明瞭に認められる。このプラトーリーは被覆管が溶融する場合、例外なく常に現われるが、この温度は NSRR 実験では常に 1350 ± 10 °C である。一般に急速加熱するとこのプラトーリー温度は実際の融点より若干高くなるのが通常である。ステンレス鋼の融点は組成にもよるが普通は 1400 °C 以上で、最低でも筆者の知る限り 1380 °C である。この相違は、単なる測定誤差なのか、熱電対の信頼性の問題か、共晶反応などで融点が下がるためか、

本実験に使用したステンレス鋼の真の融点が 1350°C なのか不明である。しかし、実験の再現性の良さから考えて単なる誤差ではないと思われる。

2.2.3 ギャップガス・パラメータ実験（藤城俊夫, 丹沢貞光, 白川典幸）

(1) 概 要

前期までに行われたギャップガス・パラメータ実験から、ギャップガス成分の影響は燃料破損しきい値付近の発熱量ではあまり顕著ではないが、より低い発熱量では影響が明らかに生じ、熱伝導率の低いゼノンあるいはアルゴンを封入した燃料では被覆材の温度上昇が抑制されることがわかった。しかしながら、これらの実験のうち、ゼノンガスを封入した燃料の実験において、同程度の発熱量の実験であるにもかかわらず極めて大きな違いがある実験データが得られ、データの再現性が問題となつた。

今回実施した実験は、データの差が最も大きく生じた発熱量 $170 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 付近の場合（Test No. 235-1 と Test No. 235-16）に対し、問題とされたデータの再現性を確認するとともに、両者が異なった種類の実験カプセルを用いて行われているので、このことの影響をも調べることを目的として行われた Test No. 235-17 の 1 回である。

(2) 実験方法

実験は、従来のギャップガス・パラメータ実験と同じく、ステンレス鋼製の大気圧カプセルを用い、室温・大気圧条件の静水中で試験燃料 1 本を照射した。試験燃料には標準燃料のギャップガスを 0.1 MPa のゼノンガスに置換したものを使用した。発熱量としてはアルミニウム製カプセルを用いて行った Test No. 235-16 との比較を考慮してこれとほぼ同じ $177 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ を燃料に与えた。

(3) 実験結果および考察

Fig. 2.2.11 に今回の実験で得られた被覆材表面温度履歴をこれまで行われた実験の結果と比較して示した。実線が今回の実験の結果、点線が同じステンレス鋼製カプセルにより行われたほぼ同じ発熱量のゼノン封入及びヘリウム封入燃料の実験結果、鎖線がアルミニウム製カプセルを用いて行った同じ発熱量の実験結果である。比較はいずれも燃料スタック部の中央における実測値で行ってあるが、他の個所のデータもこれと大差ない値である。なお、同図の上方に、各実験の発熱量、原子炉積分出力、挿入反応度量等の実験条件も併記した。

以上の比較から、まず、同じステンレス鋼製カプセルで行った実験データについては、ゼノン封入の場合のデータ同志の一貫性は良好であり、ヘリウム封入の場合に比べ最高温度で約 200°C の差があること、次にアルミニウム製カプセル実験データとの比較では、同じゼノン封入燃料の実験であるにもかかわらず、結果に極めて大きな違いが生じたことがわかる。これから、同じステンレス鋼カプセルで行った実験データについては比較的良い再現性があることが確認されたが、異なるカプセルによる実験との比較にはまだ検討の余地が残されていることが判明した。異なるカプセルによる実験の実験条件の間には、燃料条件や冷却条件には違いは無く、カプセル寸法も内径が少し異なる(120 mm に対し 100 mm) だけで実質的には違いが無い。したがって、燃料に与えられる発熱量の評価の違いが最も大きな原因と考えられる。すなわち、燃料の発熱量は通常は原子炉の積分出力に変換係数を乗じて評価されるが、この変換係数はカプセルの種類によって異なるので、異なるカプセルによる結果の比較を行う場合には変換係数の算定誤差が発熱量の評価誤差に直接反映されてしまうことになる。この他、Fig. 2.2.11 の実験条件の表に示されているように Test No. 235-16 では他の場合に比べ

原子炉に印加された反応度が小さく、このため仮りに同じ発熱量が与えられたとしても、最初のパルス部分で急速に与えられる発熱量は少なくなつており、このための影響も無視できないものと考えられる。いずれも今後の検討課題である。

2.2.4 脆化被覆管燃料試験（岩田耕司，星 蔭雄）

(1) 概 要

本実験は (Test No 214-5)，被覆管脆化度およびギャップ幅と燃料破損の関係を調べることを目的とした実験である。電気炉内の水蒸気と反応させて作った酸素脆化被覆管（内外両面酸化）に燃料ペレットを封入して試験燃料を製作した。2種類の脆化度の被覆管および2種類の径のペレットを用いて、4つの条件を有する4本の試験燃料を製作し、4本を同一カプセル内で同時照射した。

(2) 実験方法

4本の燃料（標準ギャップ燃料2本、狭幅ギャップ燃料2本）をFig. 2.2.12に示すように、相互干渉が生じないような位置に配置し、各燃料に約 $230 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を与える照射を行った。計装として、被覆管表面に歪ゲージおよび熱電対、燃料下部端栓に燃料破損時刻検出のための燃料内圧計を取り付けた。なお、燃料は破損時刻検出を目的として、予め2気圧程度に加圧しておいた。

(3) 実験結果

いづれの燃料も破損しなかった。被覆管の円周方向残留変形は、いづれの燃料についても約4%であった。脆化度が低く十分な延性があったために、 $230 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量では被覆管は破損しなかった。ギャップ幅の違いによると思われる被覆管温度挙動、被覆管変形の相違も観察されなかった。照射後の燃料外観写真を Fig. 2.2.13 に示す。

今後変形量の詳細な測定を行い比較検討する予定である。

Table 2.2.1 Summary of Cladding Surface Temperatures

T/C No.	Elevation ¹⁾ (mm)	Orientation ²⁾ (degree)	Peak Temperature	At Rupture ³⁾	Temperature Drop at Rupture	Quenched at
# 1	-10	0	840°C at 0.17 sec ⁴⁾	Cooled down	—	0.5 sec
# 2	120	120	860°C at 0.23 sec	Cooled down	—	0.5 sec
# 3	240	240	870°C at 0.27~0.6 sec	840°C	50°C	0.88 sec
# 4	0	0	900°C at 0.38~0.56 sec	860°C	70°C	0.85 sec
# 5	90	90	900°C at 0.29~0.5 sec	840°C	90°C	0.9 sec
# 6	180	180	860°C at 0.17 sec	Cooled down	—	0.5 sec
# 7	270	270	890°C at 0.4~0.6 sec	880°C	90°C	0.87 sec
# 8	10	60	900°C at 0.33~0.4 sec	850°C	90°C	0.84 sec
# 9	180	180	890°C at 0.5~0.6 sec	890°C	80°C	1.14 sec
#10	300	300	900°C at 0.4~0.6 sec	900°C	70°C	0.98 sec

- 1) Distance from the center of fuel stack.
- 2) The orientation is clockwise as viewed from the bottom of the fuel rod.
- 3) Ruptured at 0.6 sec after the initiation of the power burst.
- 4) Time after the initiation of the power burst.

Table 2.2.2 Design characteristics of stainless steel clad FBR type fuel rods employed in tests 212-57, 212-58 and 212-59.

	<u>Test Number</u>		
	<u>212-57</u>	<u>212-58</u>	<u>212-59</u>
<u>UO₂ Pellet</u>			
Diameter (mm)	5.41	5.41	5.41
Length (mm)	10.0	10.0	10.0
Density (%T.D.)	95	95	95
Enrichment in ²³⁵ U (%)	10	10	10
End Configuration	Chamfered	Chamfered	Chamfered
<u>Cladding</u>			
Material	SST 304	SST 316	SST 304
Outside Diameter (mm)	6.5	6.3	6.5
Wall Thickness (mm)	0.45	0.35	0.45
<u>Fuel Element</u>			
Overall Length (mm)	279	216	216
Fuel Stack Length (mm)	135	101	101
Filler Gas	Helium	Helium	Helium
Initial Gas Pressure (MPa)	5.0	0.1	0.1

Note: The test fuel rod employed in Test 212-57 has the same design characteristics as those employed in previous tests (Tests 212-51 through 212-56) except for initial rod pressure.

Table 2.2.3 Summary of the test conditions and test results for stainless steel clad FBR type fuel rods

Test No.	Reactivity Insertion (\$)	Reactor Period (ms)	Core Energy Release (MW.S)	Energy Deposition in Test Fuel (cal/g-UO ₂)	Maximum Cladding Surface Temperature (°C)	Cladding Diametral Strain (%)	Post-Test Fuel Rod	
							160	0.00
212-51	1.15	27.0	11.5	80	1040	0.15	No fuel failure. Most of the cladding active region discolored in brown.	No visible change.
212-52	1.94	4.43	31.4	218	—	—	—	—
212-53	2.06	3.93	34.3	238	600	0.00	No fuel failure. The cladding active region was spotted with blue and brown discolorations.	No fuel failure. Scattered discolorations in brown over the cladding active region.
212-54	2.35	3.08	42.2	293	700	0.00	Fuel rod broke into 4 pieces with melting of the cladding.	Fuel rod broke into 4 pieces with melting of the cladding.
212-55	2.95	2.13	53.7	373	1600	—	Conspicuous cladding melting, uncovering part of the pellets. The rod, however, did not fracture.	Conspicuous cladding melting, uncovering part of the pellets. The rod, however, did not fracture.
212-56	2.55	2.68	49.0	341	1500	—	No fuel failure. Cladding ballooning.	No fuel failure. Cladding ballooning.
212-57(1)	2.35	3.08	42.0	292	1250	20	Fuel rod broke into pieces with melting of the cladding.	Fuel rod broke into pieces with melting of the cladding.
212-58(2)	2.50	2.77	45.6	317	1480	—	No fuel failure. Partial discoloration of the cladding. Conspicuous rod bowing (4mm).	No fuel failure. Partial discoloration of the cladding. Conspicuous rod bowing (4mm).
212-59	2.50	2.77	45.6	317	1300	3.8	—	—

Note: (1) The fuel rod for Test 212-57 had an initial rod pressure of 5 MPa. The fuel rods for other tests were not pressurized.

(2) The fuel cladding for Test 212-58 had a wall thickness of 0.35 mm. The fuel cladding for other tests had a wall thickness of 0.45 mm.

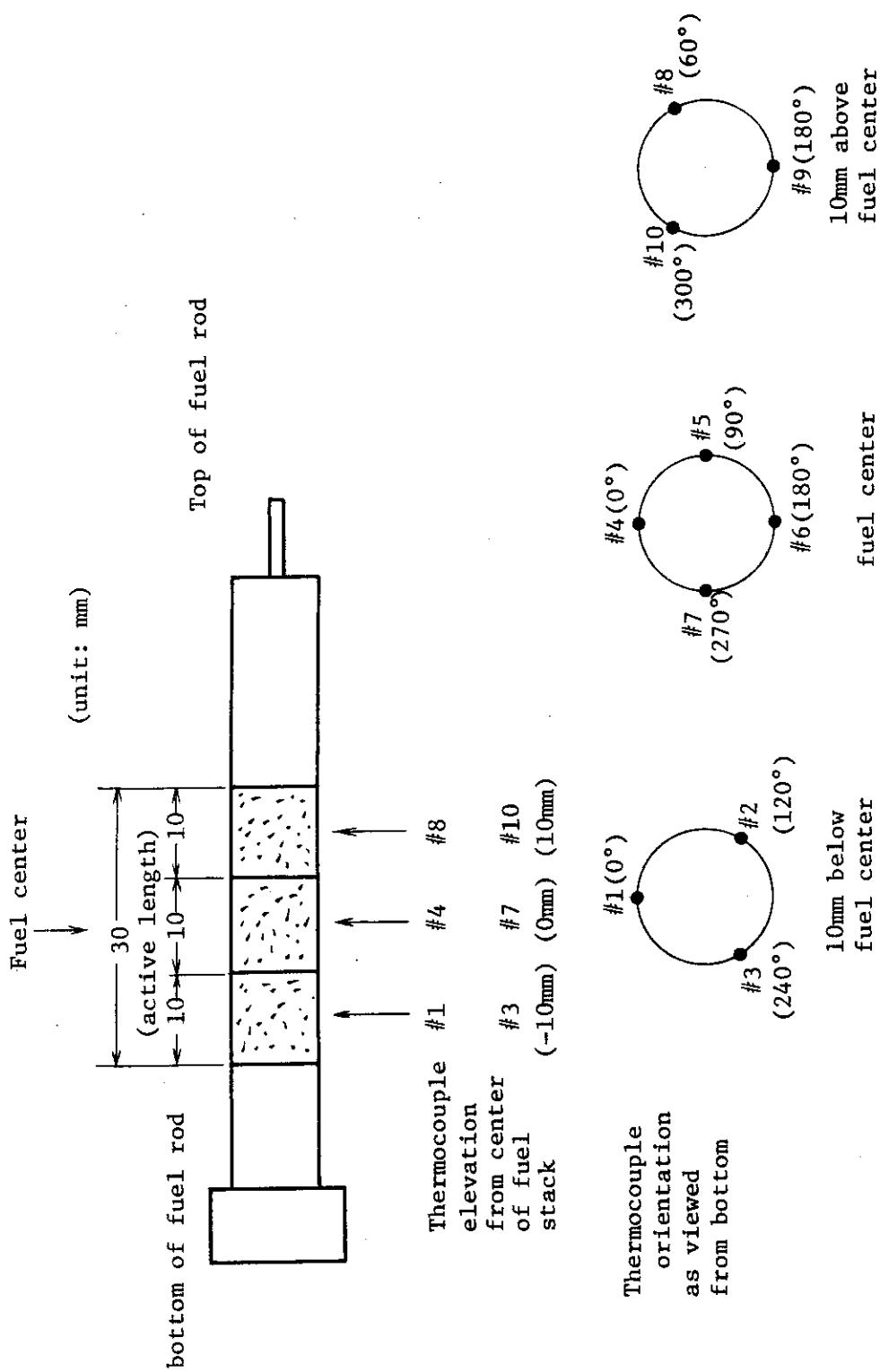


Fig.2.2.1 Thermocouple locations in Test No.231-45

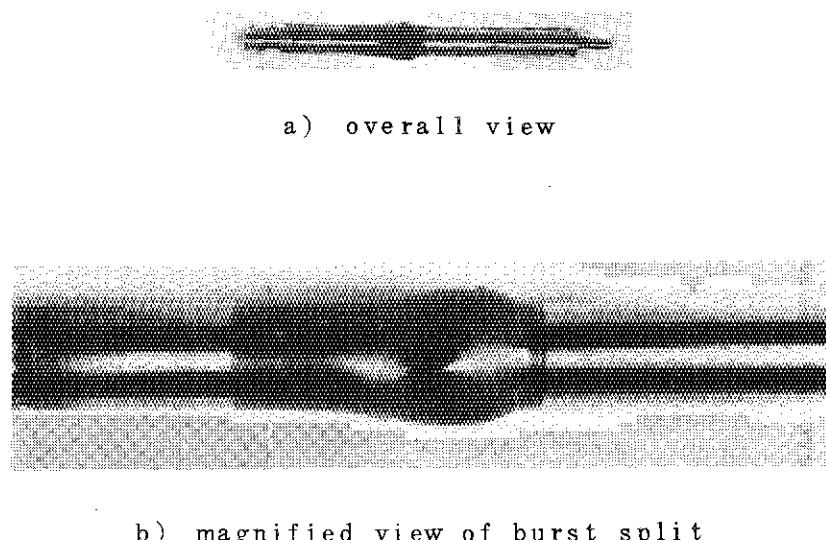


Fig. 2.2.2 Test fuel rod after irradiation in Test No.231-45

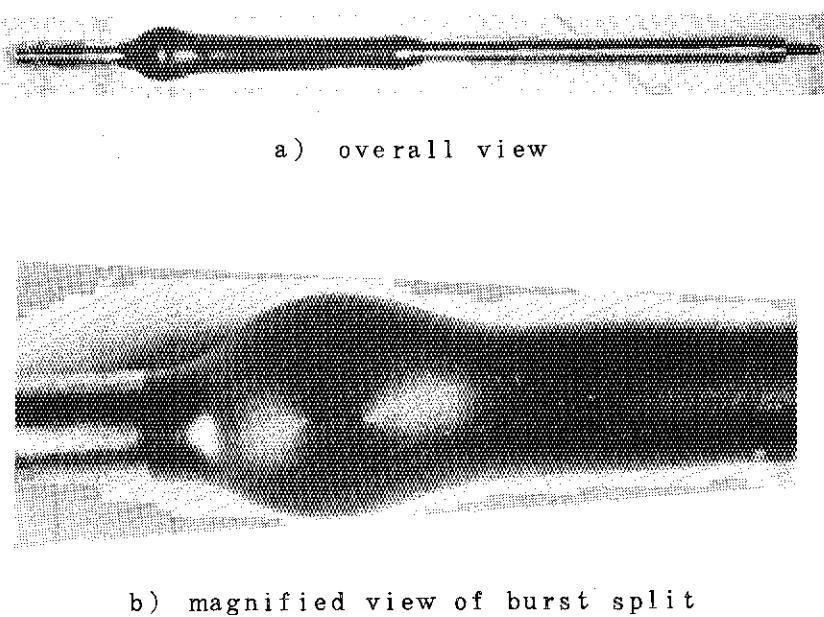


Fig. 2.2.3 Test fuel rod after irradiation in Test No.231-47

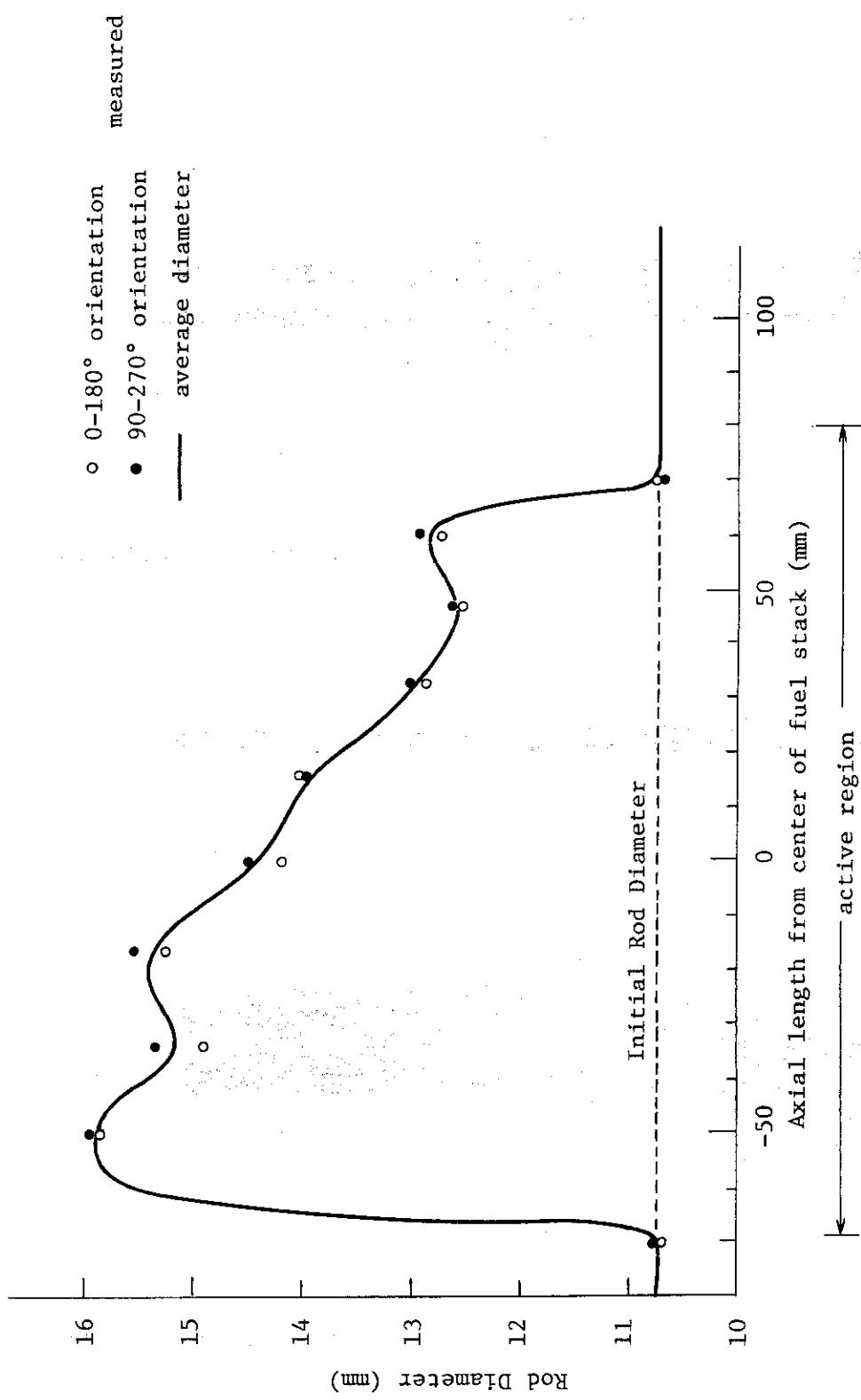


Fig. 2.2.4 Outer diameter profile of post-test fuel rod in Test No. 231-48

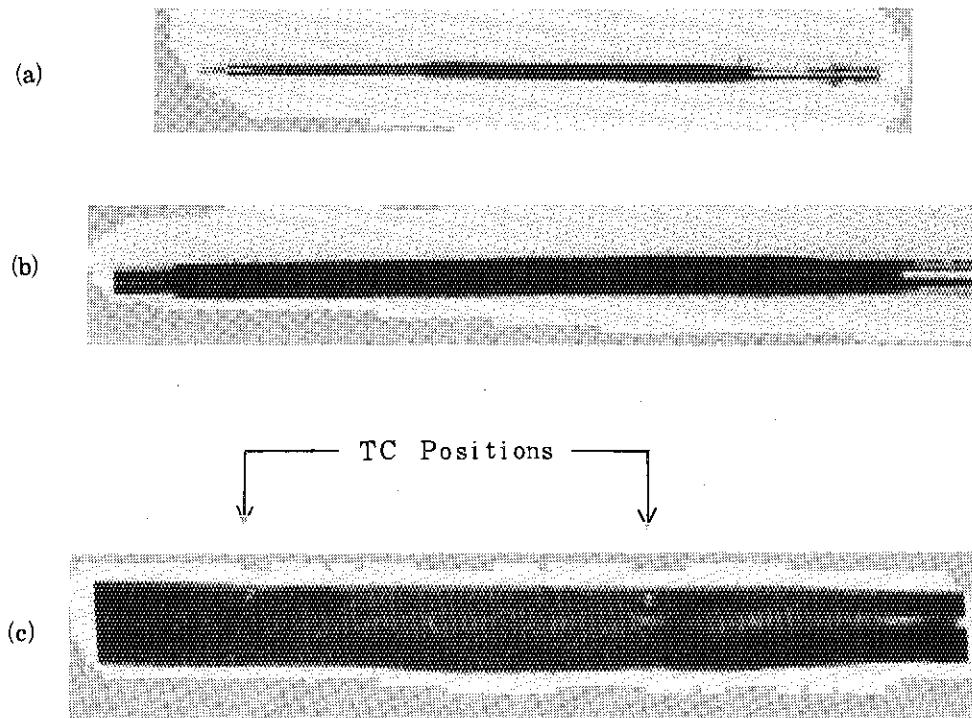


Fig. 2.25 Pressurized FBR type fuel rod subjected to 292 cal/g·UO₂ in Test 212-57, showing
(a) overall view, (b) active region, and (c) lower half of the active region.

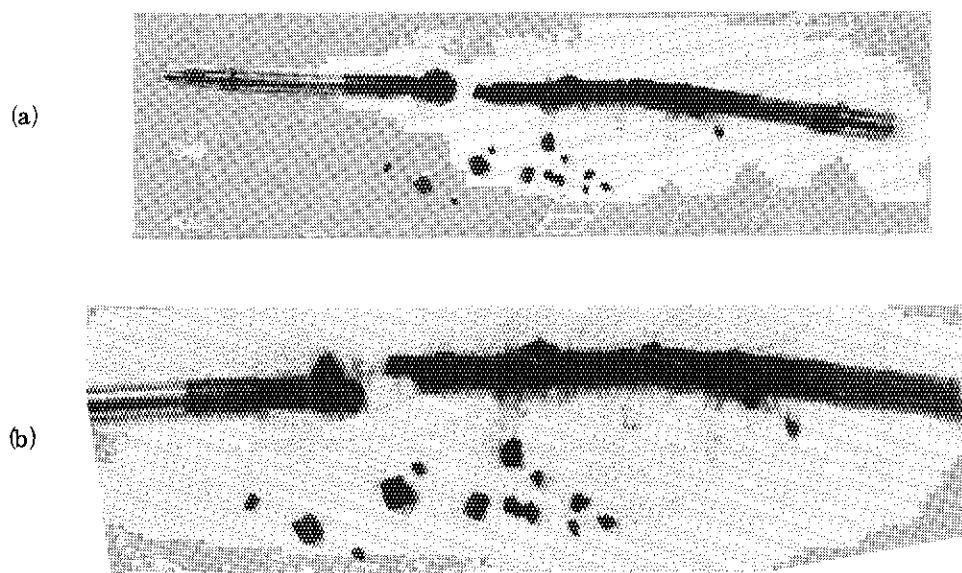


Fig. 2.26 Unpressurized FBR type fuel rod subjected to 317 cal/g·UO₂ in Test 212-58, showing
(a) overall view and (b) magnified view of the broken portion.

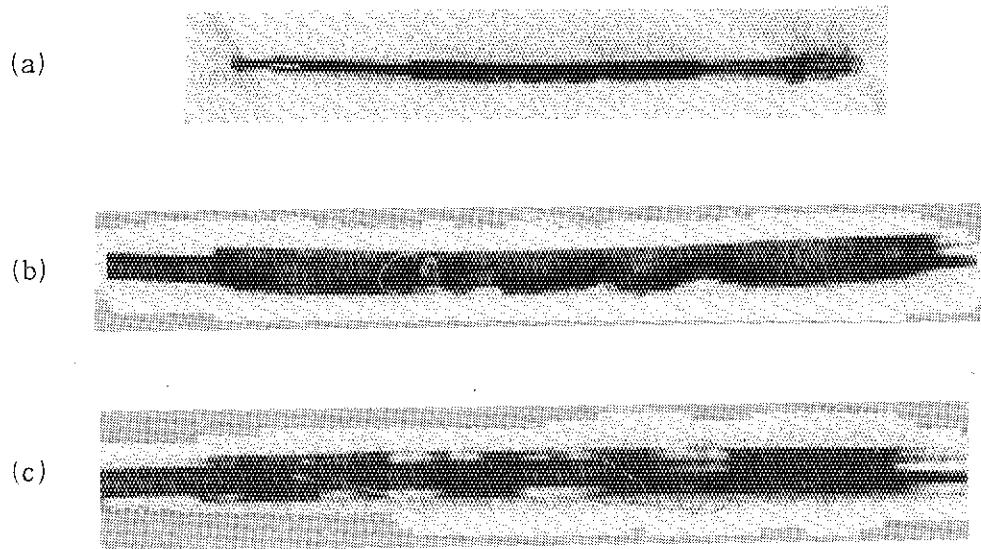


Fig. 2.2.7 Unpressurized FBR type fuel rod subjected to 317 cal/g·UO₂ in Test 212-59, showing (a) overall view, (b) active region, and (c) another side of active region.

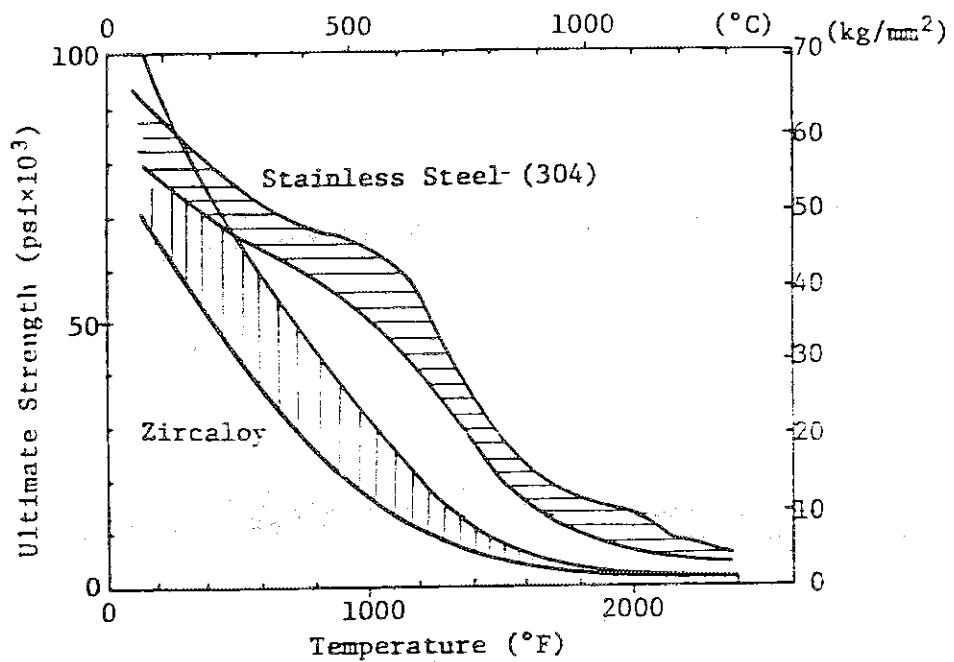
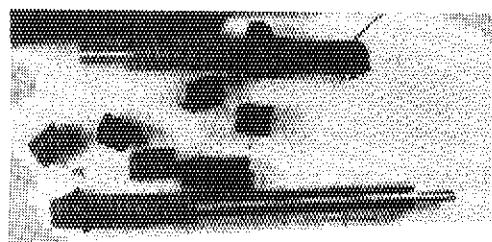
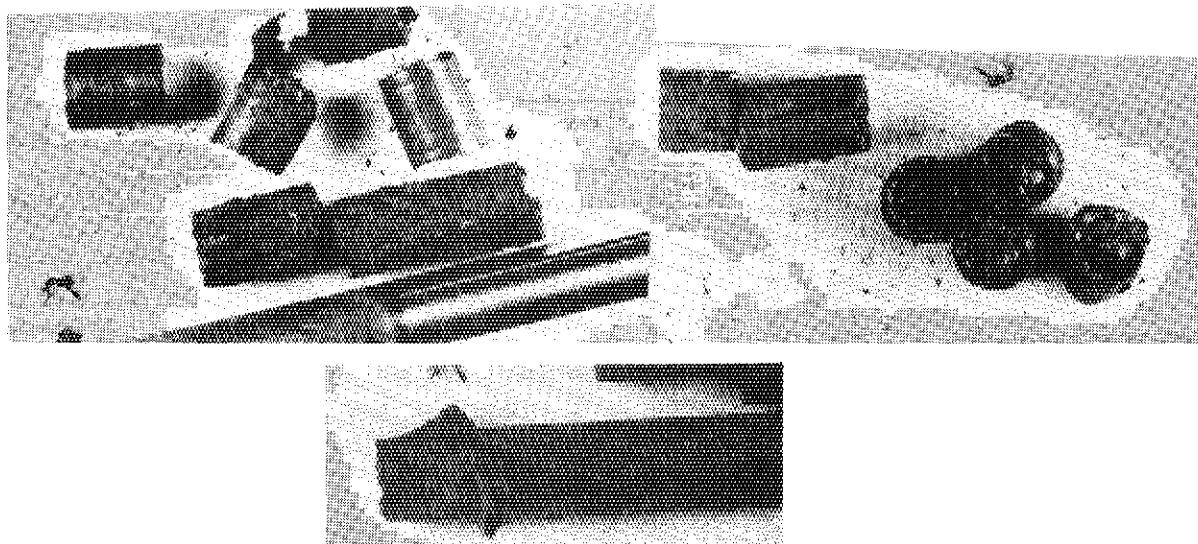
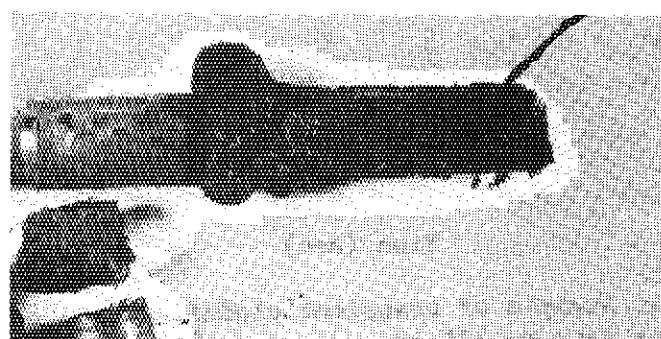


Fig. 2.2.8 Temperature Dependence of Ultimate Strengths of Zircaloy and Stainless Steel (from GEMP-482)



(a) overall view



(b) magnified view

Fig. 2.2.9 Test fuel after irradiation in Test No 212-10

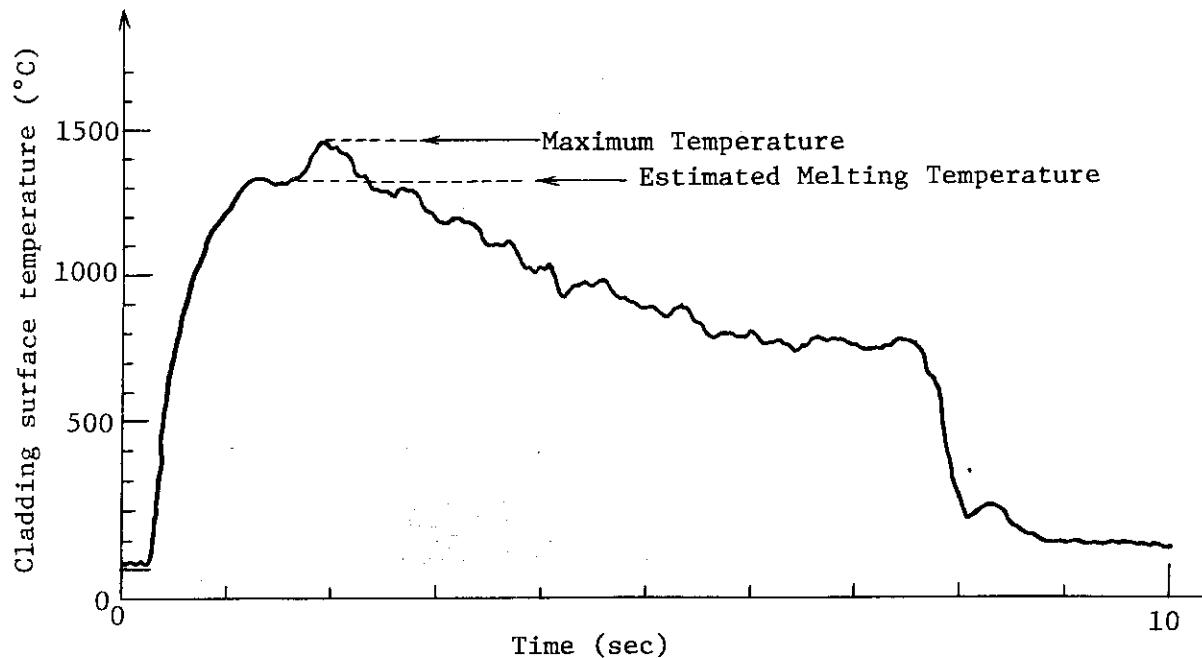


Fig.2.2.10 An example of transient cladding surface temperature in Test No.231-10

Gap Gas	Energy Deposition (cal/g.UO ₂)	Reactor Power (MW·S) ^{*1}	Reactivity Insertion ^{*2}	Test Number	Test Capsule
He	165	37.7	2.12	111-14	SUS-Capsule
	177	40.5	2.35	235-17	"
	165	37.7	2.20	235-1	"
	176	40.0	2.08	235-16	Al-Capsule

*1 Average of the measured value of γ chamber #1 and #2
 *2 Evaluated from transient rod position

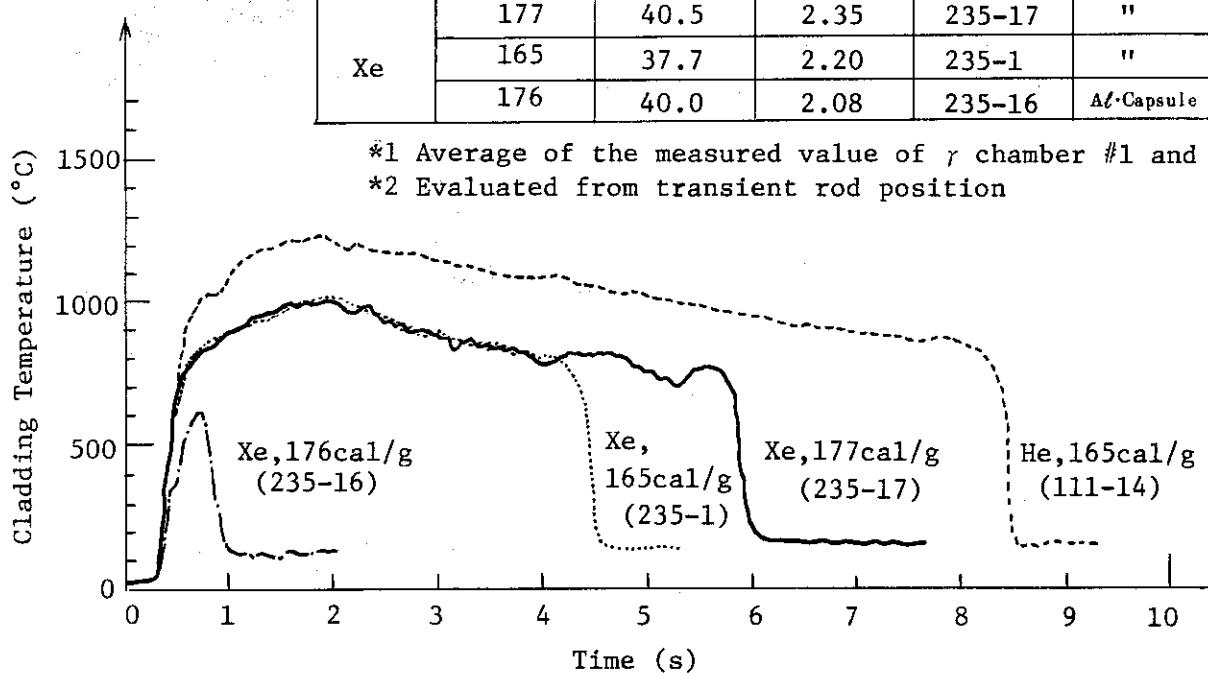
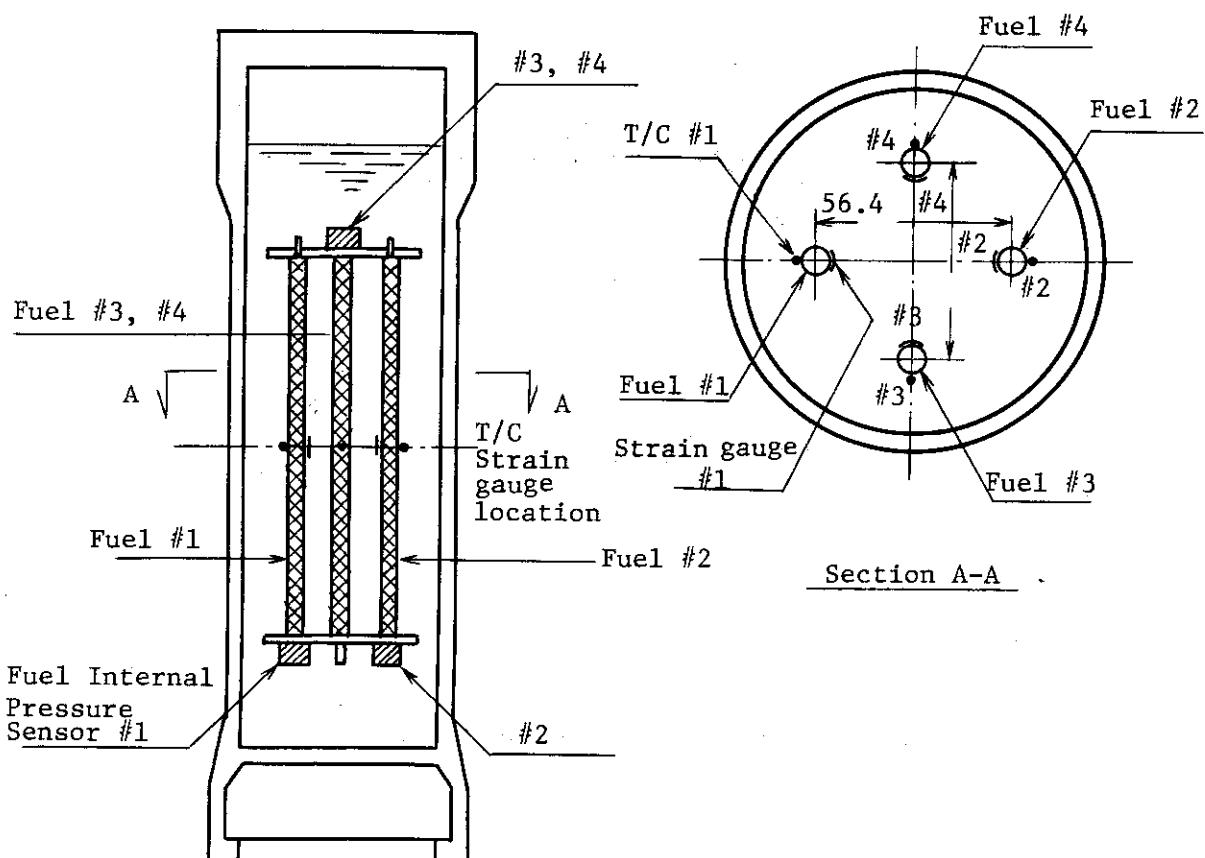
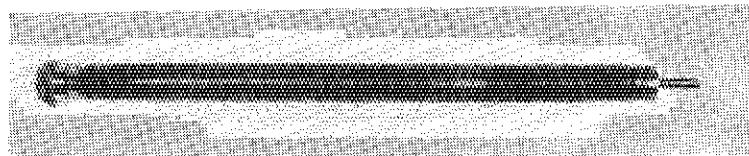


Fig.2.2.11 Comparison of cladding surface temperature histories at the energy deposition of about 170 cal/g.UO₂

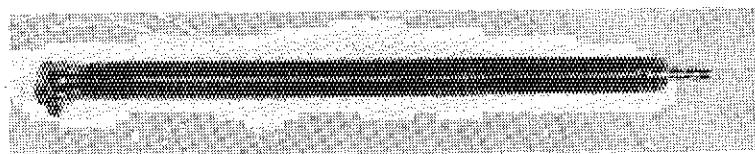
Arrangement for Test No. 214-5Test Fuel Type

Fuel No.	Gap Width	Amount of Oxidation
#1	STD	0.53 mg/cm ²
#2	STD	3.16
#3	Narrow	0.58
#4	Narrow	2.97

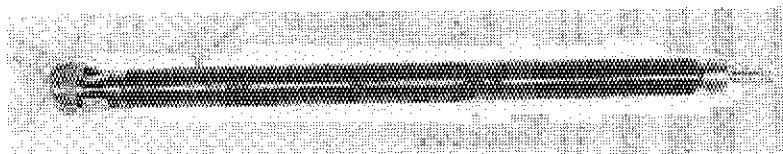
Fig.2.2.12 Test arrangement



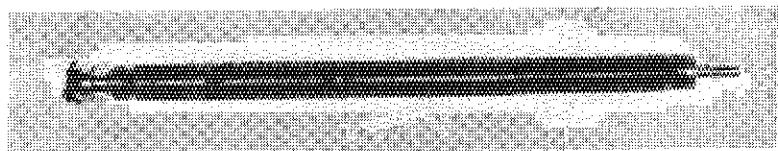
Fuel No.1



Fuel No.2



Fuel No.3



Fuel No.4

Fig. 2.2.13 Fuel Rods after Irradiation in Test No.214-5

2.3 冷却条件パラメータ試験（藤城俊夫，丹沢貞光，白川典幸）

2.3.1 強制対流試験

(1) 概要

冷却条件として冷却材温度及び冷却材流速をパラメータとした実験を4回行った。常温で流速の影響を調べる実験はほぼ終了しているが、今期行ったTest No 240-12はこれまでの結果の確認と、過渡時の冷却材のボイド挙動を調べるためにある。流速は1.8m/s、発熱量は約280 cal/g UO₂を与えた。Test No 240-20は冷却材流速1.8 m/sで高発熱量(420 cal/g UO₂)を与えて、燃料の破損で流路閉塞を起したときの冷却材挙動を調べることを目的としたが燃料とともにシラウドまで分断したため有意なデータは得られなかった。Test No 240-14は大気圧カプセル強制対流実験と水ループ実験の結果を比較するために行ったものである。水ループ実験は、3～6 m/sの流速で、10 atmの圧力をかけて行われるので、本実験は装置を改良して3.2 m/sの流速で250及び280 cal/g UO₂の発熱量で繰返し照射を行った。本実験によりシステム圧力の影響を見ることができる。最後のTest No 241-46は流速とともに冷却材サブクール度の影響を調べるための実験である。発熱量は260 cal/g UO₂を与え、流速は1.8 m/sとし、冷却材を80 °Cまで加熱した。これは前回の実験(Test No. 241-4)では実験中に循環ポンプの性能が落ちたので、その再実験である。

(2) 実験方法

冷却条件をパラメータとした実験シリーズは、基本的に次のような装置と計装から構成されている。大気圧カプセル内に装荷された1本の燃料ピン(10%濃縮)は16 mm内径のジルカロイ製流路シラウドに納められ、小型の循環ポンプにより約1.8 m/sの流速で冷却される。計測は熱電対による冷却材温度、燃料被覆管表面温度、ドラグ・ディスク型流量計による冷却材流速、及び圧力センサによるカプセル内圧等に関して行われる。

今期の実験は、以上の基本装置(Test No 240-20)に加えて、カプセル内の冷却材温度を上昇させるためにヒータを備えたもの(Test No 241-4b)，或いはボイド挙動測定のためシラウド出口にドラグディスク型流量計と振動ベーン型密度計を備えたもの(Test No 240-12)，及び約3 m/sの流速を得るためポンプを2台並列したもの(Test No 241-14)である。例としてTest No 241-4 bの概念図をFig. 2.3.1に示す。

(3) 実験結果及び考察

今期の4回の実験はそれぞれ少しずつ異った目的で実施されているので、以下に個別に結果と考察を述べ、最後に本シリーズとしての考察をまとめる。

(i) Test No 240-20

照射後の概観をFig. 2.3.2に示す。燃料は溶融して飛散し、流路シラウドも燃料発熱部の70%にわたって溶融し、中央部分は欠落した。このため流路閉塞の効果は測定できなかった。過渡挙動は次のようである。燃料はパルス直後に破損し、入口流量計も-0.3 m/sの指示値で破損した。これは流路内の冷却材が上下に噴出したためである。また流路出入口の冷却材温度がパルス直後に約200°Cまで上昇していることから燃料溶融片が分散したものと考えられる。燃料中心部では被覆管表面の熱電対が破損したのち0.2秒の遅れで同位置のシラウド表面熱電対が破損している。照射後の概観も考慮すると、シラウドは燃料溶融片の付着によるメルトスルーデ破損したと推測される。

カプセル内の水塊は最高 1.5 m/s の速度に達し、カプセル底部の圧力計は約 4 atg を記録した。

(ii) Test No 240-12

本実験は流路シラウド内のボイド挙動を調べるために 280 cal/g UO_2 の発熱量を与えて行われた。Fig.2.3.3に過渡挙動を示す。同図(a)は流路シラウドの出入口での流速である。(b)は流路シラウド出入口におけるバルク冷却材温度を、また(c)は出口での冷却材密度挙動を示す。(d)は燃料発熱部上方の熱電対による被覆管表面温度である。

Fig.2.3.3(a)のシラウド入口における流速挙動は、これまでの実験結果と殆ど同じで、被覆管温度が上昇する過程で 1.5 m/s まで減少し、3秒程度で初期設定値 1.8 m/s に落着く。逆に出口流速は最初に約 2.2 m/s まで増加し、3秒程度で 1.6 m/s に落着く。最初の、入口での減少と出口での増大は急激な沸騰の開始と、それに伴う流動抵抗の増大により流路内の冷却材が上下に加速されるためであると考えられる。冷却材は約1秒で安定膜沸騰に移行し、1.5秒程度の時間遅れで密度は0.65に減少する。1秒から2秒の間はジルカロイ一水反応による水素ガスの生成がボイド発生に大きく寄与している。本実験のエネルギーでは水素ガス発生量は約 500 Ncc であると評価されている。この寄与が1.8秒における密度の減少であると推測される。2秒以後は水素ガス発生が終了し、安定膜沸騰の効果のみになり、密度計の指示では4秒で0.6まで減少し、15秒で0.75まで漸近的に回復している。この減少の原因については検討中である。

冷却材密度を計測したのはこの一例のみであるため、今後炉外実験でボイド挙動を確認する必要がある。

照射後の燃料は発熱部中央で 4 cm 長さにわたって片側に深いしづわが見られたが破損は無い。なお発熱部全長で酸化し、一部に酸化膜の剥離が見られた。

(iii) Test No 240-14

本実験は系の圧力条件の影響を調べるために、水ループ実験と比較できる流速(約 3 m/s)で、 250 及び 280 cal/g UO_2 の発熱量を与えて連続照射を行ったものである。

第1回の照射での被覆管表面温度の過渡挙動の比較をFig.2.3.4に示す。冷却材のサブクール度は大気圧実験とループ実験でほぼ同じ(20°C)である。同図から分るように定性的には明確な特徴が現われている。即ち系の圧力が高い場合には、はっきりしたクエンチが現われず膜沸騰継続時間が長いが、大気圧条件の場合には約2秒膜沸騰が継続して明確なクエンチが起こる。また被覆管温度は系の圧力が低い方が数 100°C 高い結果が得られた。第2回目の照射後の燃料は酸化膜が随所で剥離し、局所溶融による小さなクラックが燃料中心付近に生じた。今後は、流れと圧力の影響について解析計算を進める予定である。

(iv) Test No 241-4 b

本実験は発熱量 260 cal/g UO_2 で流速 1.8 m/s 、冷却材温度 80°C (サブクール度 20°C) の条件で行われた。

サブクール度の影響を見るため、Fig.2.3.5に常温の実験(Test No 240-4)と比較した被覆管温度挙動を示す。低サブクール度の影響で一般的に言えることは、膜沸騰継続時間が長くなること、及び被覆管最高温度が高くなることである。同図に示した2つの実験では約 60°C の冷却材温度差があるが、被覆管最高温度で約 200°C 、膜沸騰継続時間で約6秒の相異が現われている。

(v) 強制対流およびサブクール度の影響に関する考察

Fig.2.3.6に示したのは、これまでに行われた強制対流及びサブクール実験で得られた被覆管最

高温度の分布である。同図から、常温体系の場合には、流速の増加と被覆管最高温度の減少は明確に対応していることが分る。また同一流速(1.8 m/s)では冷却材温度が高くなる程、被覆管温度は高くなる。なお同図で(1.0 m/s, 20 °C)のカーブと(1.8 m/s, 80 °C)のそれを比較してみると、絶対値についてどちらの被覆管温度が高いかは明らかでない。この点については、今後冷却条件パラメータ解析によりその影響を明らかにしていく予定である。

Fig.2.3.7 は膜沸騰継続時間(Film Boiling Duration)をまとめたものである。常温、自然対流条件で行われる標準実験の場合には、FBDの発熱量依存性は明らかでなかったが、流れが存在する場合にはこの依存性が現われている。即ち、同図において常温で流速1.0 m/sの場合にはFBDのカーブはほぼ平坦になるが、流速が1.8 m/sになるとFBDは発熱量の増加関数になる。これら2つのカーブは発熱量 220 cal/g UO₂ の近傍で交わるようである。自然対流条件の場合には明らかでなかったFBDの発熱量依存性が、流速の増加とともに徐々に顕著になるようである。FBDにはジルカロイ-水反応による水素ガスの発生も含めて非常に複雑な因子が関与しているため、この現象の原因はよく分っていない。

2.3.2 バンドル燃料試験(藤城俊夫, 丹沢貞光, 白川典幸)

(1) 概要

今期は、5本バンドル体系での強制対流実験 Test No. 312-41 を1回実施した。これまで実施してきた自然対流条件下でのバンドル燃料実験に対し、これと比較して強制対流冷却条件の影響を調べるために、従来と同じバンドル構成、すなわち、中心に20%濃縮燃料、周辺に10%濃縮燃料4本をPWRピッチ(14 mm)に配置したものを34 mm角のアルミニウム製チャンネルボックスに収めた構成で試験を行った。冷却水の強制循環はチャンネルボックス下端に循環ポンプユニットを取り付けて行い、この方法により室温、大気圧条件下で燃料部での最大流速1.0 m/sを実現できた。今回行った実験は、以上の最大流速条件で燃料破損しきい値近傍の発熱量を中心燃料に与えたものである。

(2) 実験方法

Fig.2.3.8 にカプセルに収納した試験燃料バンドルおよび計装の配置を示す。カプセル内の冷却水は矢印で示したようにチャンネルボックスの外側を下り、カプセル底部から、小型の循環ポンプ4台から成る循環ユニットで上向流としてチャンネルボックス内に送られる。循環流量は、循環ユニット出口(燃料バンドル入口)部に取付けたドラッグディスク式の流量計で計測した。又、被覆管表面温度測定のため、図に示すように中心燃料について発熱部中央および33 mm上方で計3点、周辺燃料について内側と外側の各1点にCA熱電対素線をスポット溶接し、また、水温測定用に、チャンネルボックス入口、中央および出口にシース型CA熱電対を取付けた。

実験は、室温、大気圧の初期条件下でチャンネルボックス内の冷却材流速が1.0 m/sとなるように循環ポンプ駆動電圧を設定した後、パルス照射を行い、中心燃料に225 cal/g·UO₂、周辺燃料に240 cal/g UO₂の発熱量を与えた。

(3) 実験結果および考察

Fig.2.3.9 にTest No. 312-41で計測された被覆管表面温度および冷却材入口、出口温度の0~10秒間の変化を示す。また、比較のため、自然対流条件の下で同じバンドル構成でほぼ同じ発熱量を与えた場合のTest No. 312-4の結果をFig.2.3.10に示す。

まず、Fig.2.3.10の冷却材温度挙動はバンドル全体の平均的な伝熱挙動に関する情報を与えてく

れる。すなわち、冷却材流量は一定であるので出入口温度差はバンドル全体の平均熱流束に比例しており、流量との積から平均熱流束が 1 ~ 2 秒後で $4.0 \times 10^5 \text{ kcal/m}^2 \text{ hr}$ 、5 ~ 6 秒後で $9.3 \times 10^5 \text{ kcal/m}^2 \text{ hr}$ と概算できる。また、約 5 秒後から 7 秒後にかけての出口温度の上昇は被覆管温度との比較からも分るようにクエンチ開始時点での熱流束の急増に対応している。このクエンチ期間が 3 秒間も持続していることから、強制対流条件下でもクエンチの進行は比較的緩慢であることがわかった。

次に、被覆管温度の計測では取付けた 5 本の熱電対のうち、3 本が最高温度に達する前に断線してしまい、図に示した中心燃料に取付けた 2 本のみが良好な結果を与えた。この温度記録のうち、#5 の熱電対の指示は通常良く観察される温度挙動とは異なり、一度下った後再び上昇し約 4 秒後に最高温度に達している。これに似た変化は Fig. 2.3.10 に示した自然対流条件下でも現れており、バンドル燃料の隣接燃料棒に面した部分の被覆管温度挙動に出現する特徴的な現象といえる。この温度変化を、同じ周方向位置で 33mm 上流の熱電対 #2 の指示と比較すると変化の周期が 180° ずれた形となっており、これから、上流で発生した大気泡による乱れが一時的に下流側の伝熱を促進するが、大気泡が下流に進むに従って逆に伝熱を害するという局所的な伝熱挙動の変化が示唆されて興味深い。

また、被覆管温度についての Fig. 2.3.9 と Fig. 2.3.10 の比較から分るように、最高温度は大差ないが膜沸騰継続時間には約 3 倍の差があり、強制対流条件による影響が特に最高温度に達した後の冷却時点に強く現われることがわかった。このような温度挙動の相違は燃料破損挙動にも影響した。Fig. 3.2.11 に Test No. 312-4 と 312-41 の照射後の燃料棒外観写真を示す。このように自然対流条件下では中心燃料の分断が生じた発熱量において、流速 1.0 m/s の強制対流条件下では燃料破損には至らず、強制対流条件が破損しきい値を上昇させる方向に影響することがバンドル燃料実験でも確認される。

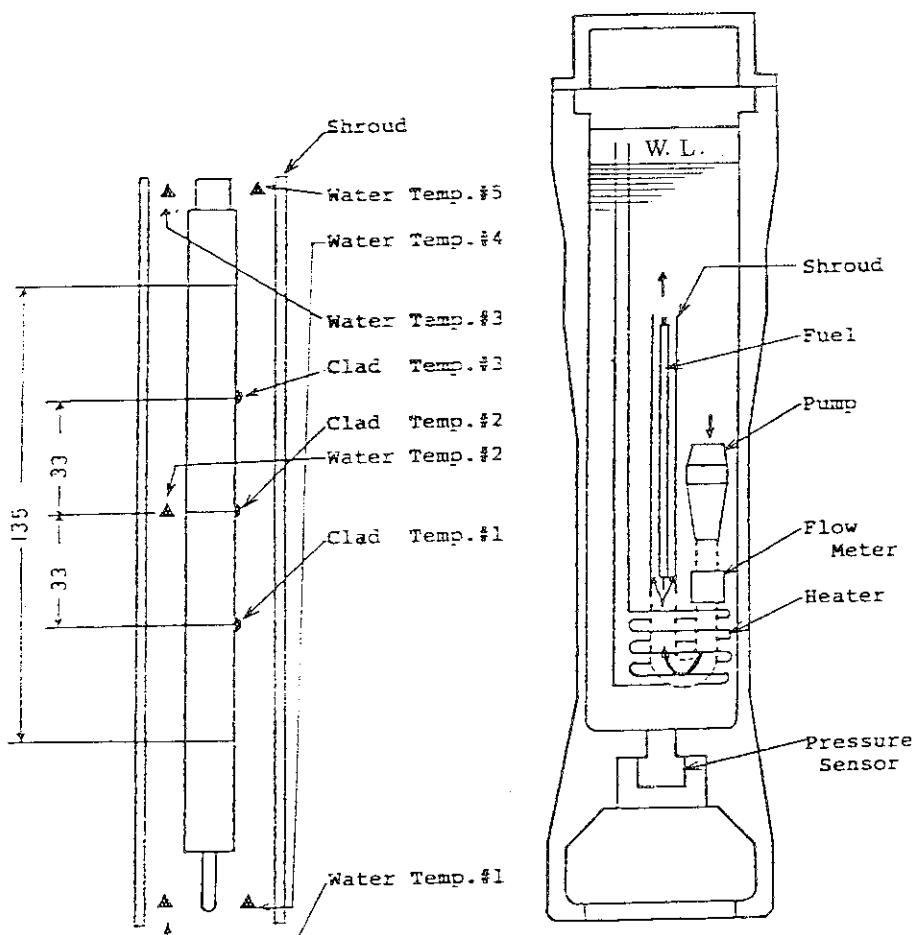
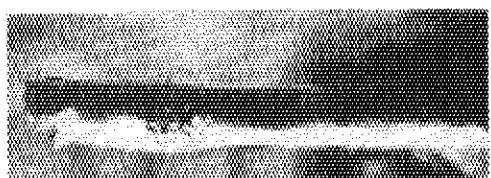
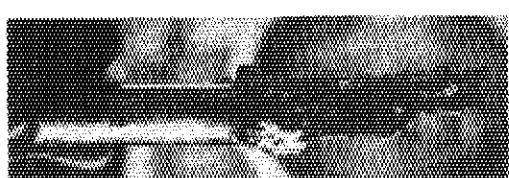


Fig. 2.3.1 Measuring instruments for Test No 241-46



Test Section



Shroud



Fuel

Fig. 2.3.2 Post test photographs of Test No 240-20

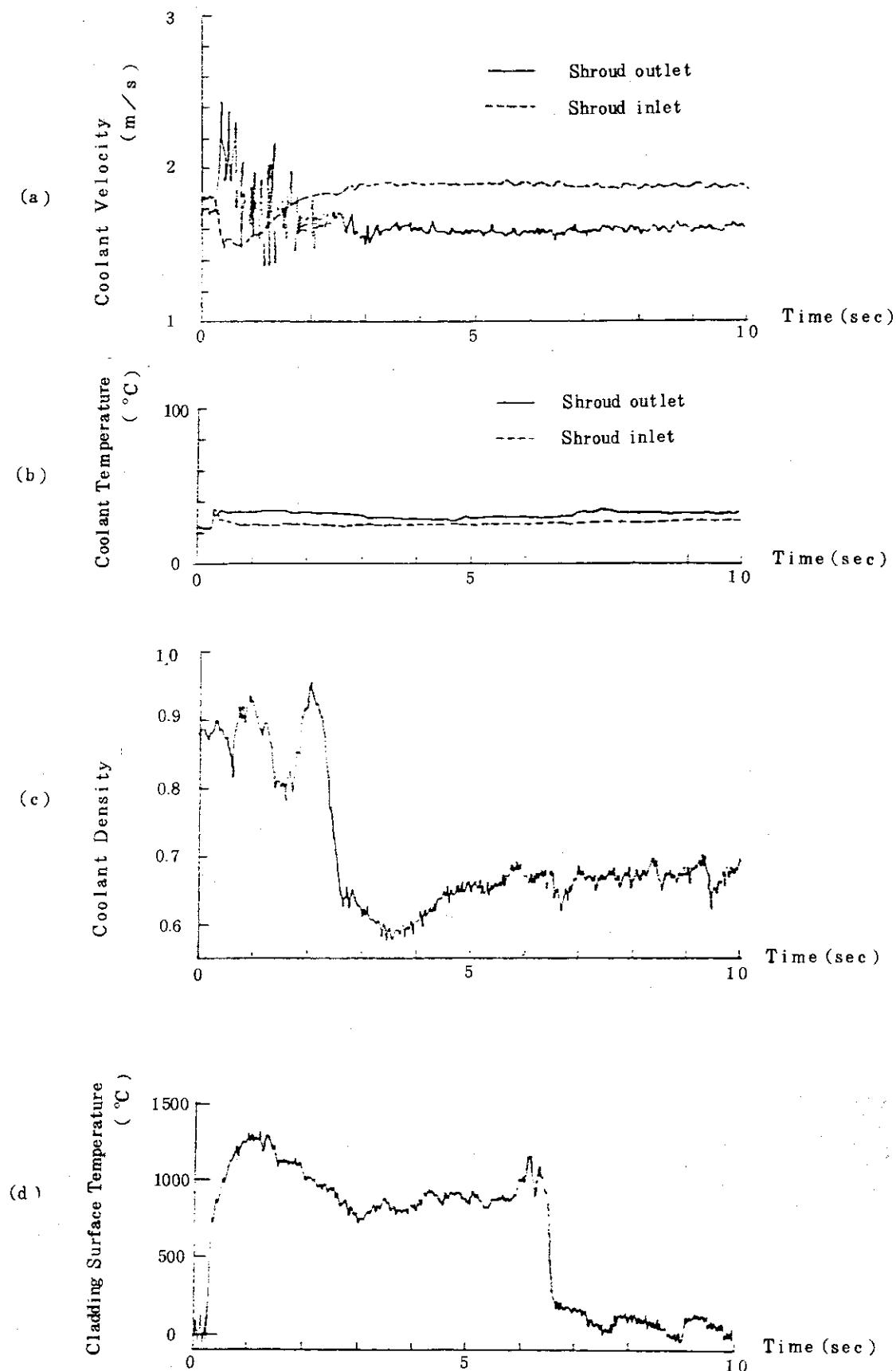


Fig. 2.3.3 Coolant behavior and cladding temperature vs. time in Test No 240-12

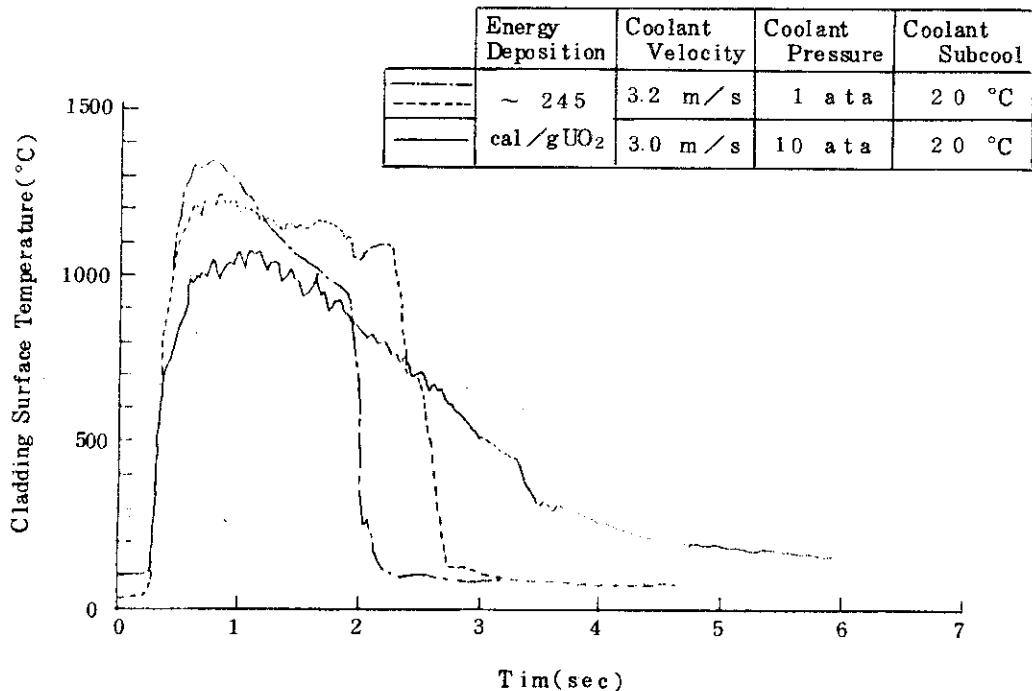


Fig. 2.3.4 The effect of coolant pressure on the transient behavior of cladding temperature at the same subcooling.
(Comparison between standard fuel test 240-14 and loop test 2111-6)

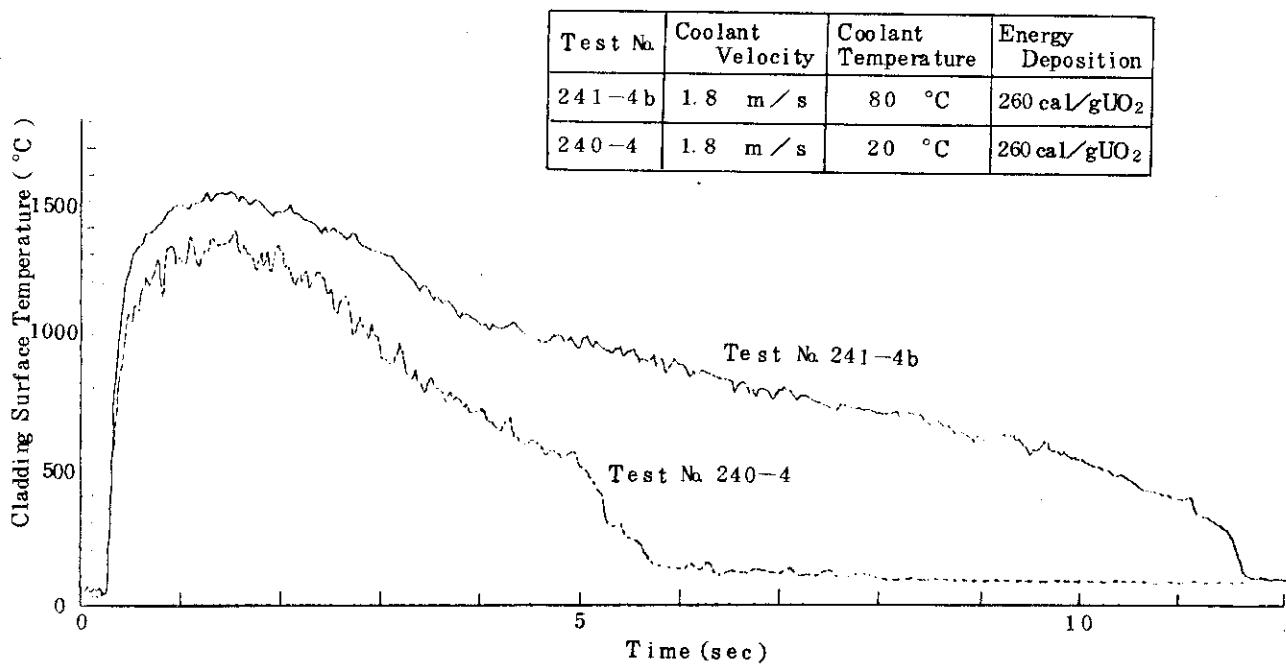


Fig. 2.3.5 The effect of coolant temperature on the transient behavior of cladding surface temperature

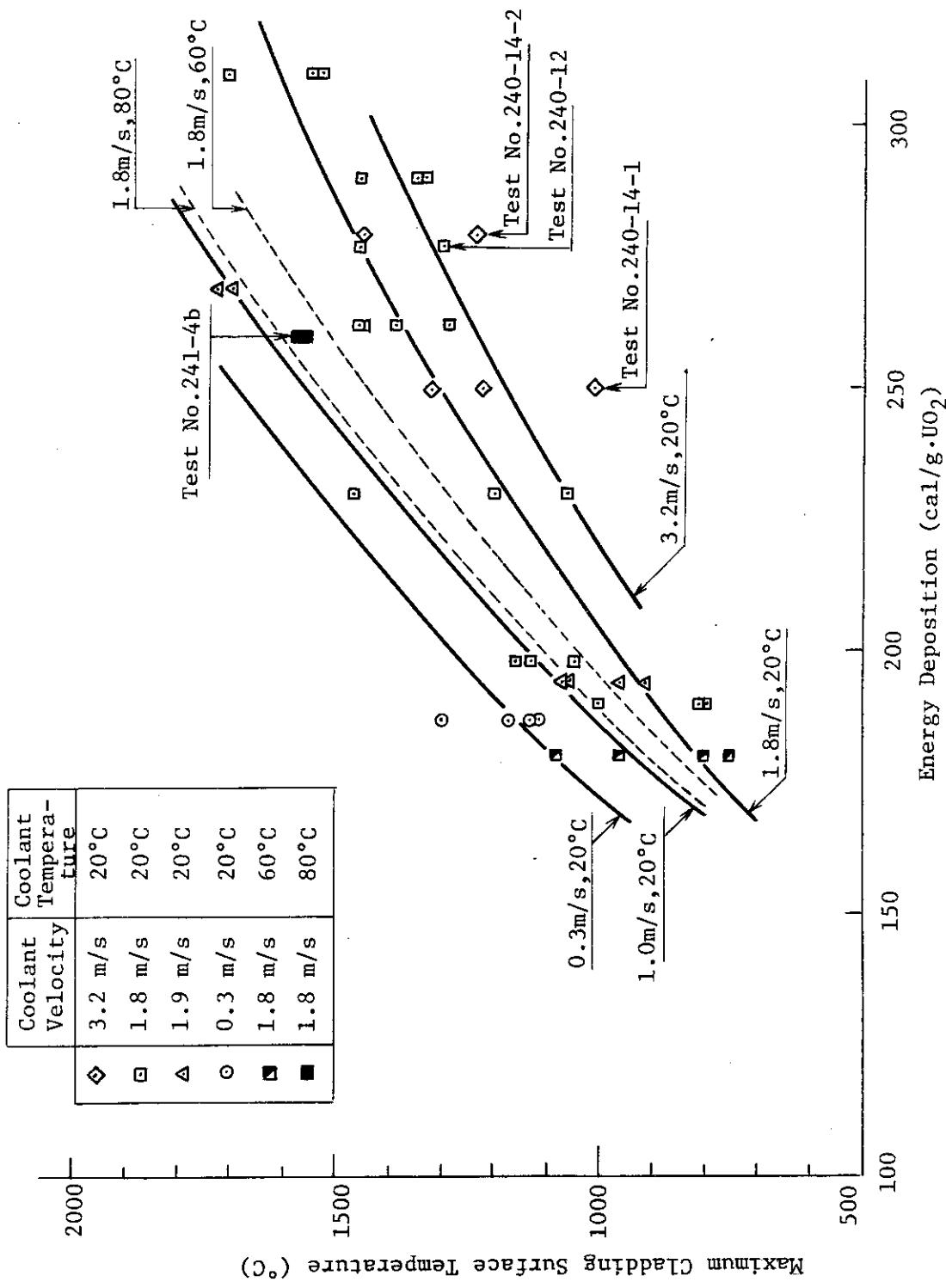


Fig.2.3.6 Maximum cladding surface temperature vs. energy deposition in cooling condition tests

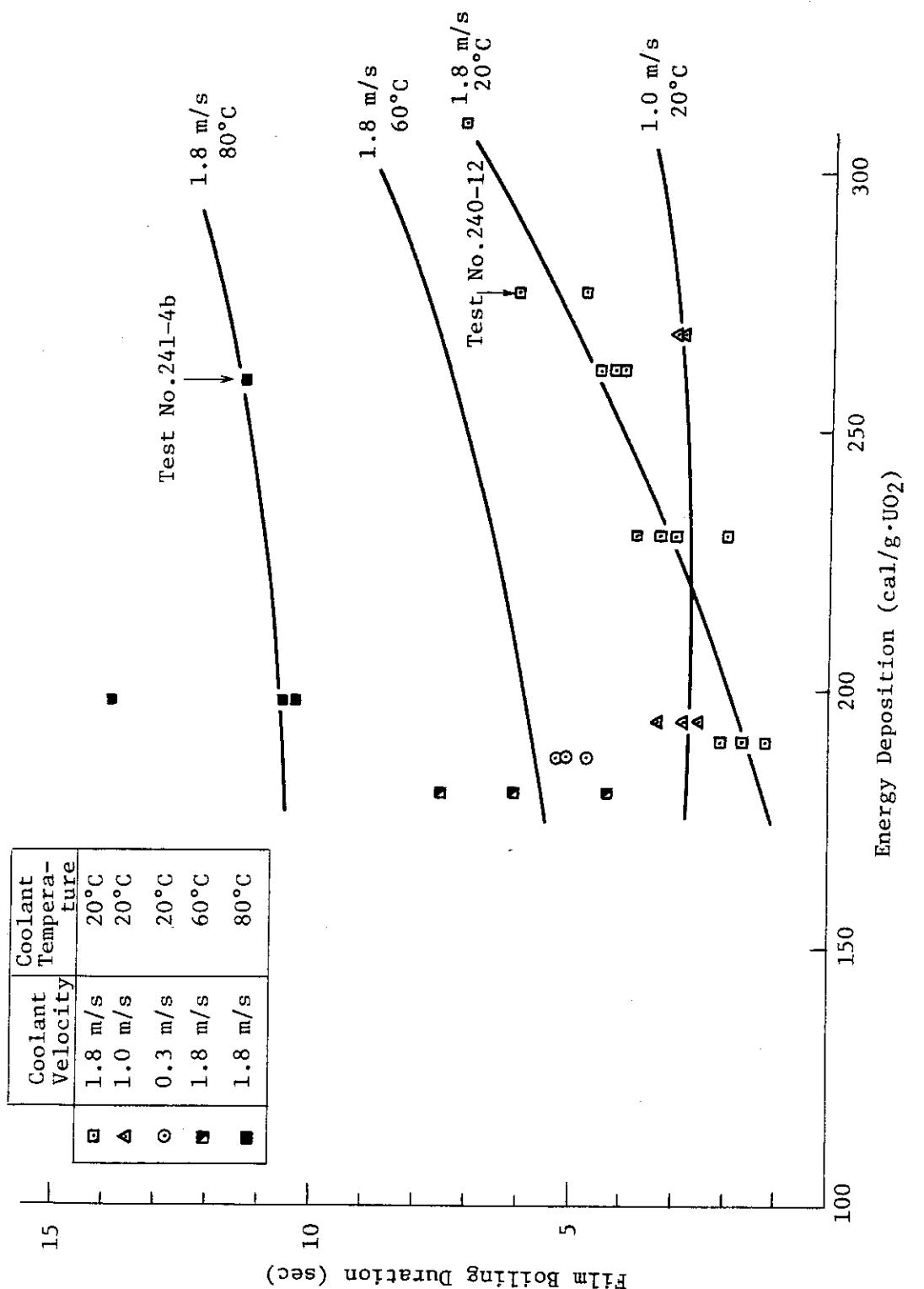
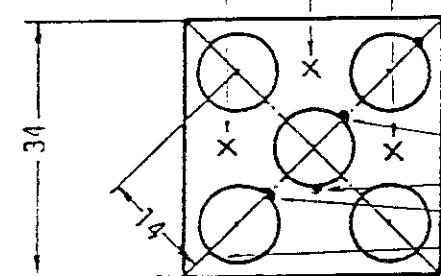


Fig. 2.3.7 Film boiling duration vs. energy deposition in cooling condition tests.

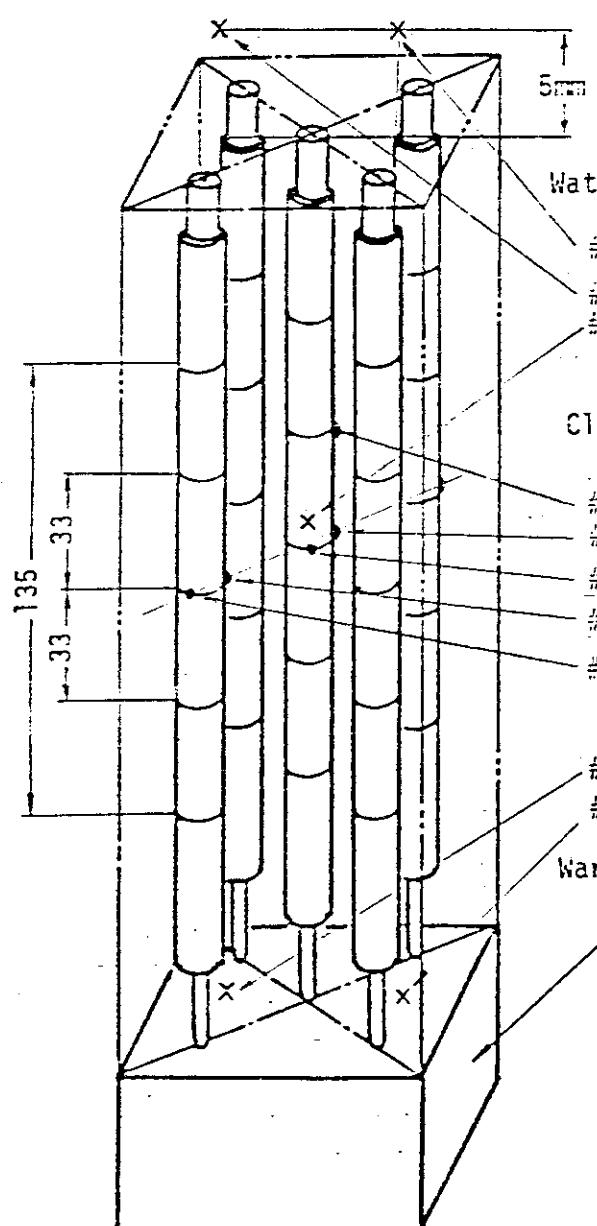
Water Temp. #1, #4 #3 #2, #5



Clad.Temp
#5
#2
#1
#3
#4

5 Rod Cluster

Center : 20 %E
Outer : 10 %E



Water Temp

#5
#4
#3

Clad.Temp

#5
#2
#1
#3
#4

Warter Temp

#1
#2

Flow Meter

Pumps (x4)

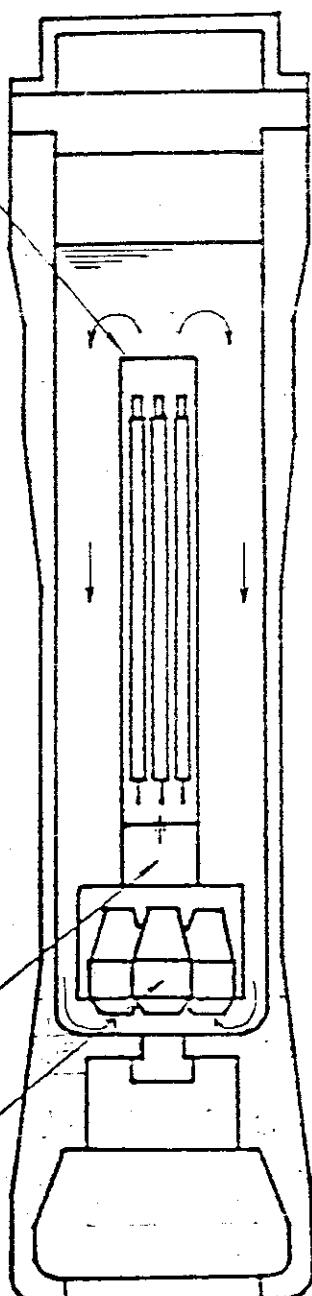


Fig. 2.3.8 Test rig arrangement and measuring points in Test No 312-41

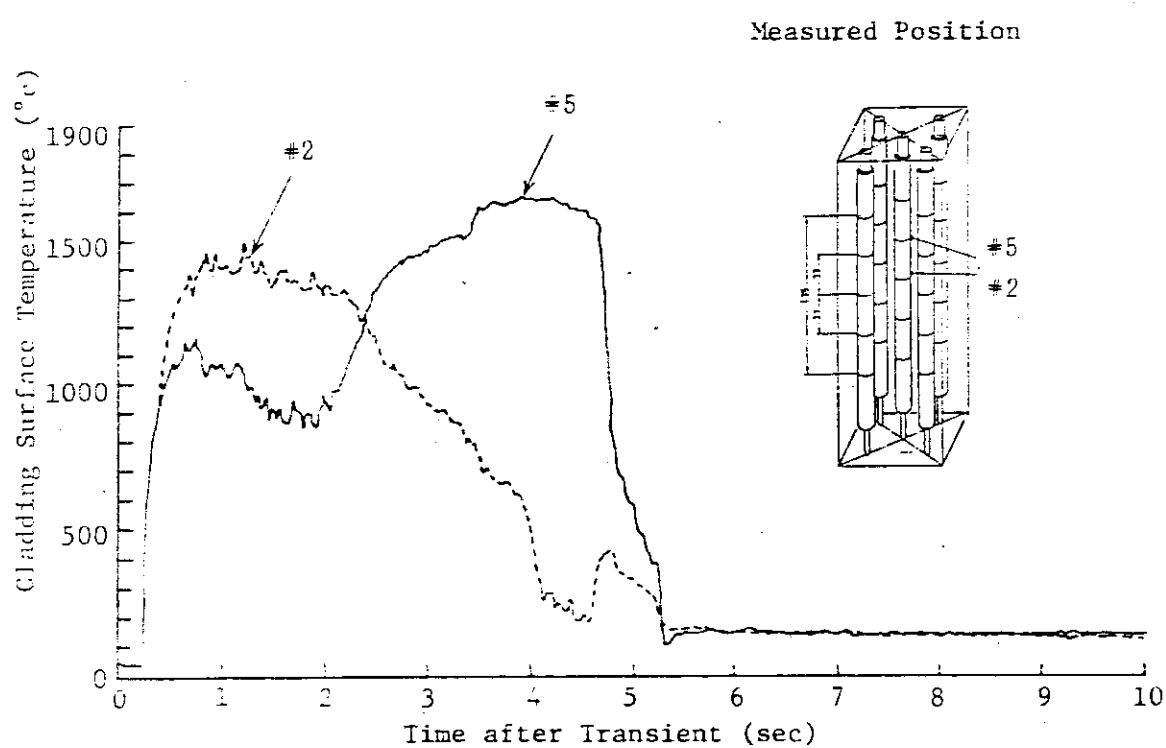
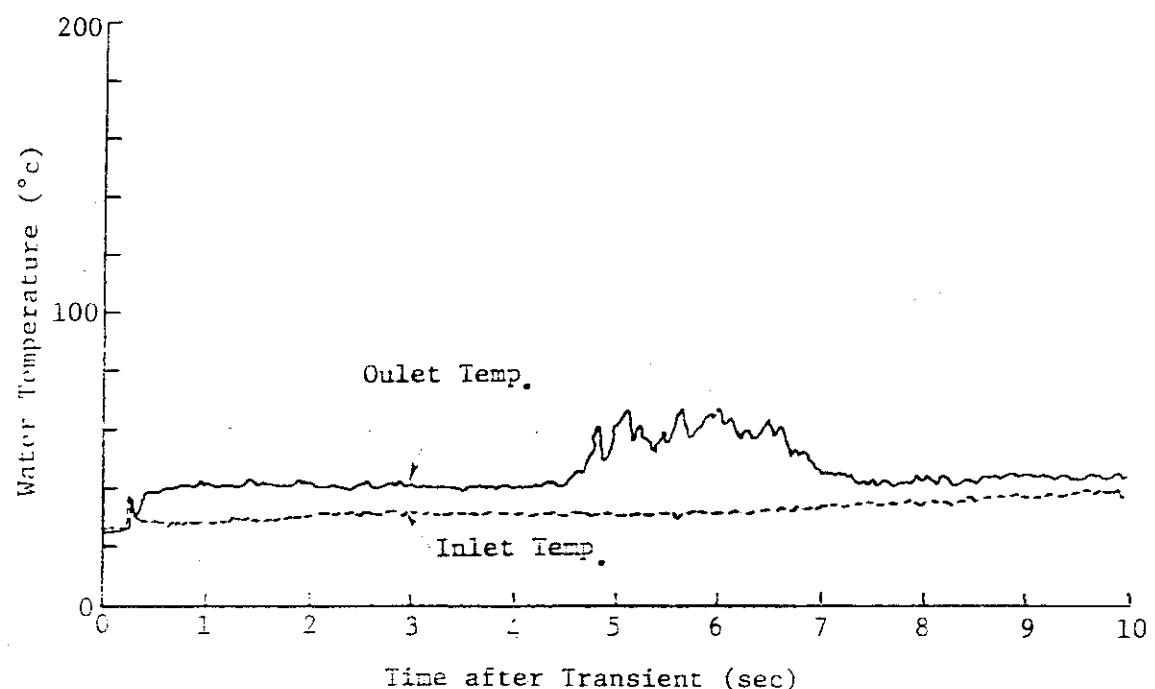


Fig. 2.3.9 Coolant and cladding surface temperatures in Test No 312-41

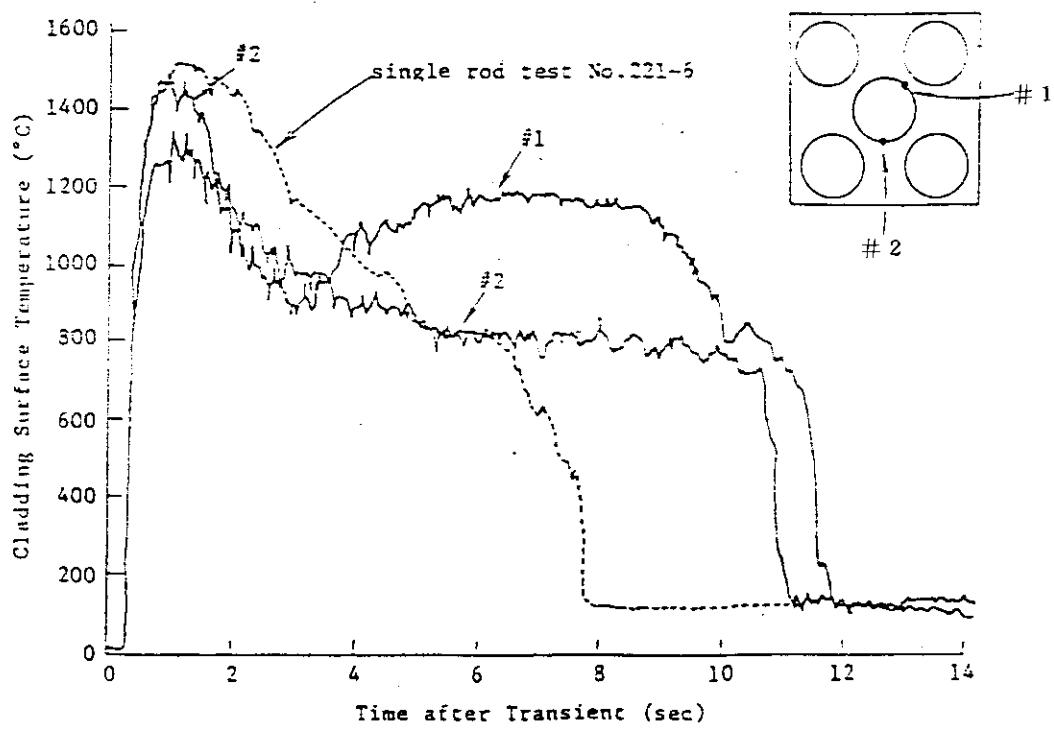
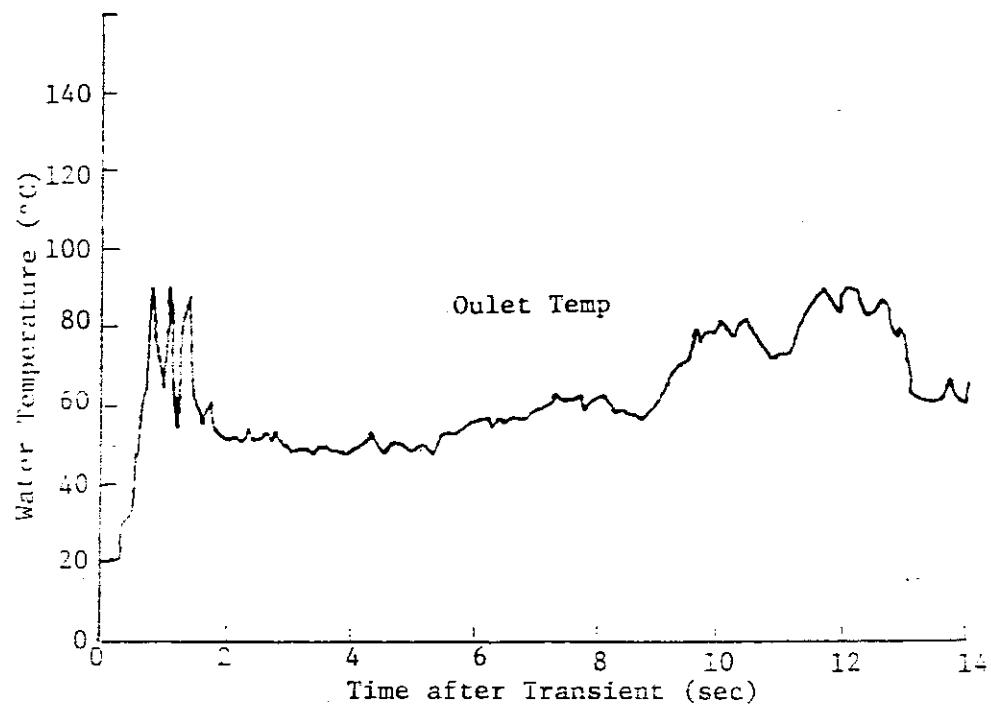
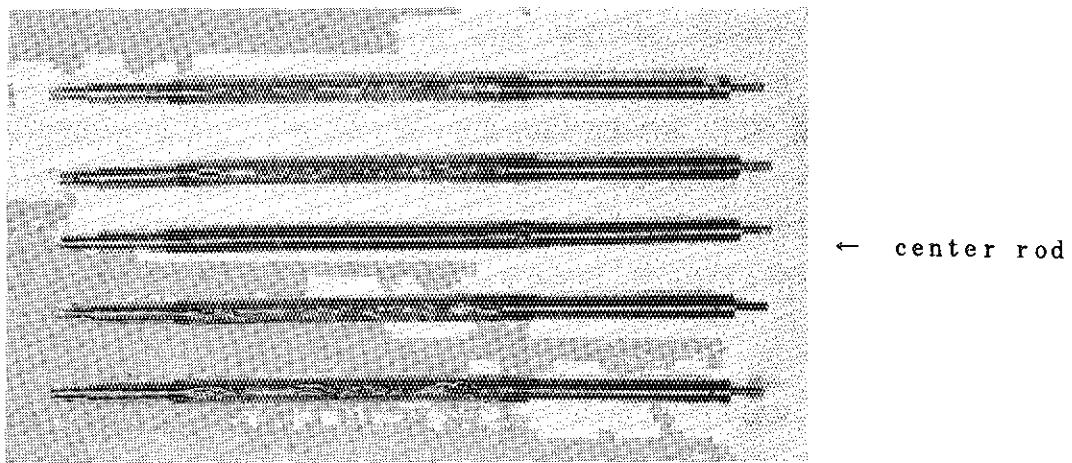
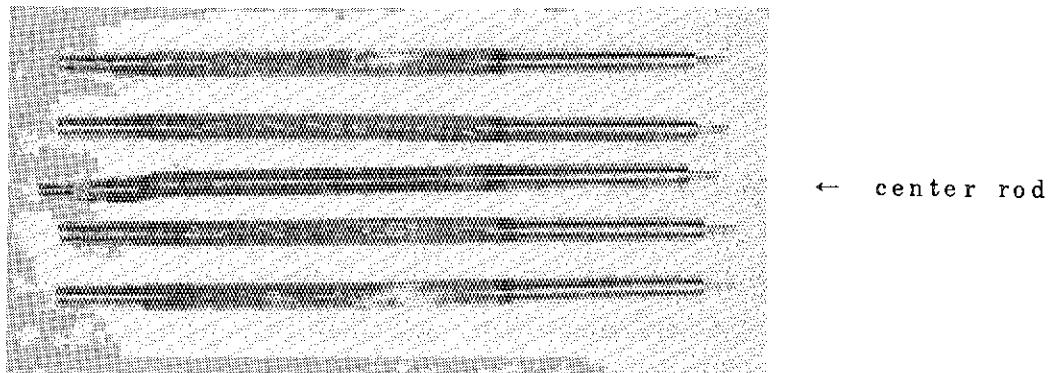


Fig. 2.3.10 Outlet coolant and cladding surface temperatures in
Test No. 312-4



a. Test No.312-41, 225/240 cal/gUO₂ deposited to center/outer rods under coolant flow of 1.0m/s



b. Test No.312-4, 214/228 cal/gUO₂ deposited to center/outer rods under natural convection cooling

Fig. 2.3.11 Comparison of post-test appearance of fuel rods

2.4 欠陥燃料試験

2.4.1 浸水燃料試験（大西信秋，落合政昭，植村 瞳）

今期実施した実験は、燃料内圧計用アダプタと試験燃料棒との接合部からの水漏洩の有無を確認することを目的とした実験（以下、漏洩確認実験と記す）が3回、ギャップ部での燃料内圧測定を目的とした実験（以下、ギャップ圧測定実験と記す）が3回、燃料スタック長を270 mmと標準試験燃料棒の2倍にした長尺試験燃料棒を用い、スタック長と浸水燃料破損挙動の相関を調べることを目的とした実験（以下、長尺実験と記す）が1回である。

(1) 漏洩確認実験

(i) 実験目的

これまでの幾つかの実験に於て、燃料内圧の測定値が燃料破損以前にゆるやかに降下し、かつ、
 それと同時に冷却水々位計が僅かな波立ちを示すことがあった。^(A-10) すなわち、燃料棒内部の水が
 漏洩したものと考えられる。漏洩個所としては、試験燃料棒と内圧計用アダプタとの接合部（ネオ
^(D-9)
 プレン製Oリングによるシール）及びアダプタと内圧計との接合部（Al製板パッキンによるシー
^(D-9)
 ル）の2個所しか考えられない。今回は、前者を溶接構造として同部からの水漏洩を防止した型式
 の試験燃料棒を用い、従来の方法による実験結果と比較することによって、これまでのアダプタ取
 付法を検討することを目的として実施した。

(ii) 実験条件

3回の実験（Test No. 402-39, 40, 41）の実験条件をTable 2.4.1に示すが、いずれの場合も試験燃料棒の下部端栓に燃料内圧計用アダプタを電子ビーム溶接により取り付けた。

この表に見られる様に、Test No. 402-41はTest No. 402-39の再実験である。

(iii) 結果及び考察

Fig. 2.4.1に示す様に、Test No. 402-41の実験では、燃料内圧の降下や冷却水々位の波立ち等の水漏洩を示唆する現象が認められた。Test No. 402-40の実験でも、Fig. 2.4.2に示す様に、冷却水々位の波立ちは顕著ではないが、燃料内圧挙動に見られる様に水漏洩が発生したものと思われる。一方、Test No. 402-39では、燃料内圧の測定値は全過渡挙動を通してノイズレベルであったし、冷却水々位計の信号にも、燃料破損以前には、何等の異変も認められなかった。また、破損時までの発熱量^{*}に関しても、水漏洩があったと考えられるTest No. 402-40, 41の両実験では各々 159 cal/g・UO₂, 168 cal/g・UO₂と端部出力ピークの無い場合の部分浸水燃料と同程度の発熱量で破損しているのに対して、水漏洩の生じなかったTest No. 402-39の実験では102 cal/g・UO₂と端部出力ピークの有る場合とは一一致した。すなわち、この実験では端部出力ピークの抑制が十分ではなく、発熱端でのギャップ閉塞が生じたのであろう。そのため、下部プレナム部は昇圧せず、従って水漏洩も発生しなかったと考えられる。

一方、水漏洩が生じた実験では、はじめは完全浸水条件（Test No. 402-40）であっても部分浸水の場合と同様な発熱量で破損したのであろう。その漏洩個所はアダプタと圧力計との接合部であ

* Test No. 402-39, 40の両実験での燃料破損の様相は、被覆管が大破しているばかりでなく、溶接部でもギロチン破断が見られた。しかしながら、カプセル圧力や冷却水々位の信号から、溶接部での分断は被覆管の破裂以前には発生しなかったことが確認できたので、両実験での破損以前の過渡挙動は有意なデータであると判断した。

り、今後改良しなければならない。

(2) ギャップ圧測定実験

(i) 実験目的

^(A-11)

本実験は前報からの継続であって、これまでの実験により、下部プレナム部で測定した燃料内圧が必ずしも破損個所の圧力を代表するものではないことが明らかになったため、ギャップ部に直接圧力タップを設けた試験燃料棒を用いて、ギャップ部の圧力挙動を測定することを目的とした実験である。

(ii) 実験条件

3回の実験 (Test No. 480-5, 6, 7) の条件を Table 2.4.2 に示す。

すなわち、今回の実験は完全浸水燃料 (480-5) 広幅ギャップ型浸水燃料 (480-6) 及び発熱部貫通孔付き浸水燃料 (480-7) のギャップ部圧力挙動の測定を目的としたものである。

(iii) 結果及び考察

広幅ギャップ型浸水燃料の場合、これまでの実験の結果、全発熱量が約 250 cal/g・UO₂ の場合は低温破裂型の破損を呈すこと、及び約 150 cal/g・UO₂ の場合は破損しないことが分っている。今回の実験 (Test No. 480-6) の目的は、全発熱量を約 200 cal/g・UO₂ とした時の破損挙動の究明、及びその時の燃料内圧挙動の把握にある。本実験の結果を、全発熱量約 250 cal/g・UO₂ の場合と比較して Table 2.4.3 に示す。

この表に見られる様に、本実験では 179 cal/g・UO₂ の発熱量が与えられた時点で破損し、その時の被覆管表面温度は 147°C にまで達していた。全発熱量約 250 cal/g・UO₂ の実験と比べると、破損時までの発熱量はやゝ高く、被覆管表面温度も破損までにより長い時間を要しているために高くなっている。これに対して、カプセル圧力や冷却水々位に見られるように、破損時に発生する機械的エネルギーは小量であった。この場合の燃料内圧挙動を Fig. 2.4.3 に示すが、下部プレナム部の圧力もギャップ部の圧力もほど同様な挙動を呈している。しかし、燃料破損後の圧力挙動を比較すると、下部プレナム部の圧力の方がより急速に降下している。これは、燃料破損口が小さく（長さ 5 mm 幅 0.5 mm）また破損位置が発熱部下端であって、下部プレナム部に近かったためである。

なお、完全浸水燃料に対する実験 (Test No. 480-5) 及び貫通孔付き浸水燃料に対する実験 (Test No. 480-7) ではいずれも有意な圧力挙動を測定できなかった。実験後の試験燃料棒の様相を観察したところ、ギャップ部圧力計用の銅製パッキンが変形し、かつ一致がずれていたことが分った。

(3) 長尺実験

本実験 (Test No. 481-1) の試験燃料はペレットスタック長を 270 mm と標準型試験燃料の 2 倍にしたものである。本実験は浸水燃料の破損挙動とスタック長との関係を調べることを目的として計算され、浸水量 70 % 全発熱量 183 cal/g・UO₂ の条件で実施された。しかしながら、発熱量が僅かに 52 cal/g・UO₂ しか投入されない時点での燃料は破損してしまった。実験後の燃料観察によると破損位置は上部端栓の溶接個所であって、溶接不良のため破損が生じたものと考えられる。

* NSRR 大気圧力カプセルの使用限界値を選んだ

2.4.2 擦過腐食燃料試験（吉村富雄，落合政昭，星 蔦雄）

本実験の目的は、被覆管にフレッティング腐食等の摩耗欠陥をもつ燃料棒の破損しきい値や破損挙動が、健全燃料の場合とどのように異なるかを明らかにすることがあり、今期は被覆管にヤスリによる摩耗欠陥をもつ加圧燃料の大気圧水カプセル実験を3回（Test No.115-33, 34, 35）実施した。

Test No.115-35の実験は、摩耗欠陥燃料の初期燃料内圧加圧時の破損挙動を、振動によるフレッティング腐食欠陥燃料の場合と比較し、同一性を確認するため行ったものである。欠陥部の最大深さ0.5 mmの摩耗欠陥燃料を初期燃料内圧 $12 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ 、発熱量 $190 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で照射したところ、燃料はパルスの約0.5秒後に破損した。破損時の被覆管表面温度は 1100°C 、燃料内圧は $13.5 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ で、欠陥部中央に小さなワレを生じていた。これらの破損挙動はTest No.115-8の場合とはほぼ同様であり、これらの比較から摩耗欠陥燃料の破損挙動は、振動によるフレッティング腐食欠陥燃料の場合と同一とみなしえることが確認できた。

Test No.115-33の実験は、最大深さ0.5 mmの摩耗欠陥燃料を初期燃料内圧 $12 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ 、発熱量 $180 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で実験したもので、燃料はパルスの約0.6秒後に欠陥部中央に小さなワレを生じて破損した。Test No.115-34は、最大深さ0.3 mmの摩耗欠陥燃料を初期燃料内圧 $12 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ 、発熱量 $168 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ で実験したもので、燃料は破損しなかった。今後は、実験・解析の両面から、摩耗被覆管加圧燃料の破損しきい値の明確化をはかる。

Table 2.4.1 Test conditions for Test No. 402-39, -40 and -41

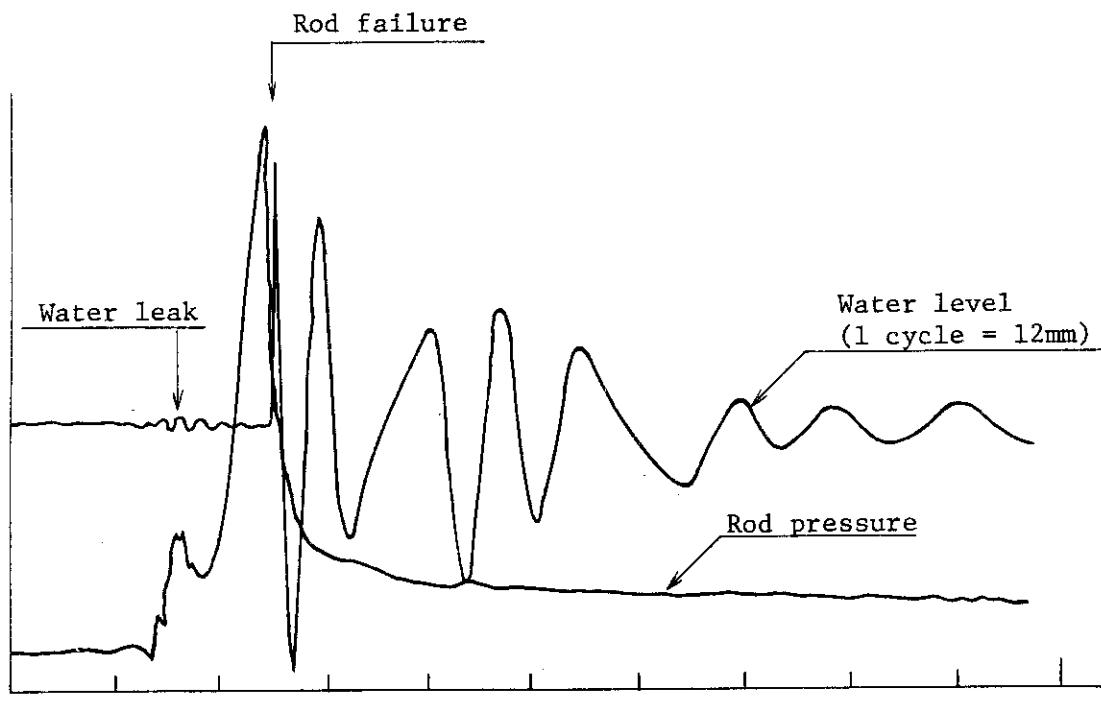
Test No.	Energy Deposition (cal/g.UO ₂)	Quantity of Water		Remarks on a Test Rod
		(g)	(Vol.%)	
402-39	206	2.11	65	Fuel enrichment is 10%. A foil of Cd covers the bottom end of fuel region.
402-40	206	3.40	100	Fuel enrichment of the both end pellets is 2.6% and that of the others 10%.
402-41	202	2.40	70	Fuel enrichment is 10%. A foil of Cd covers the bottom end of fuel region.

Table 2.4.2 Test conditions for Test No. 480-5, -6 and -7

Test No.	Energy Deposition (cal/g.UO ₂)	Volumetric Fraction of Water (%)	Remarks on a Test Rod	
			Gap	Plenum
480-5	202	100	Standard type	
480-6	203	~70	Radial gap width is almost twice of that of a standard test rod.	
480-7	199	~40	A pin hole in the cladding tube of the fuel region.	

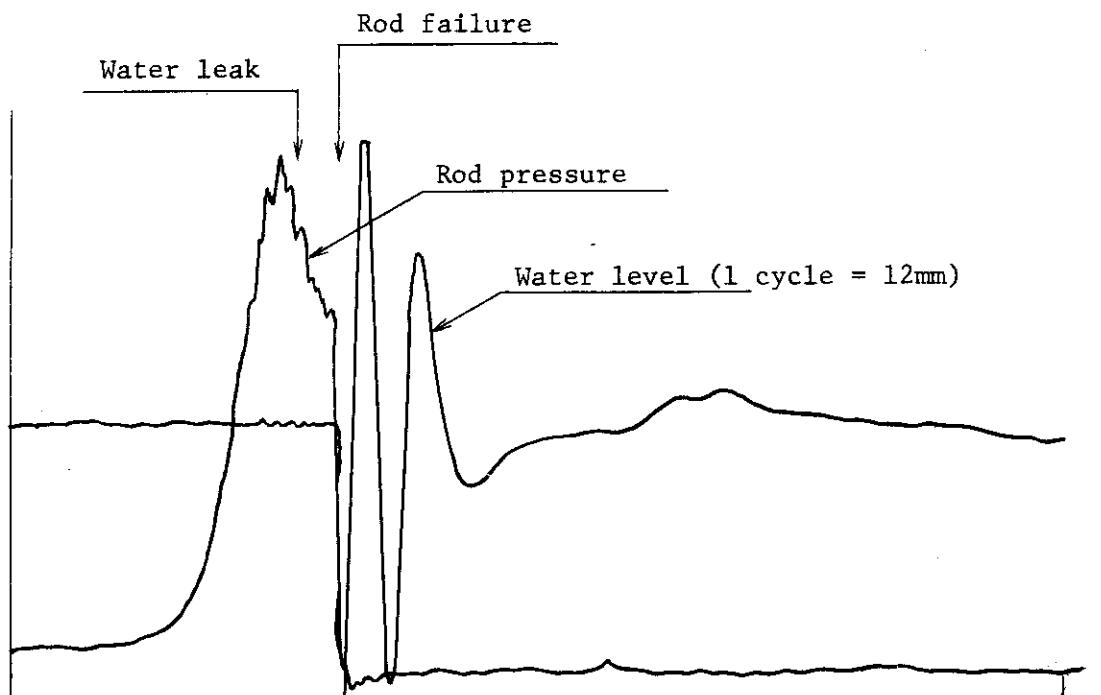
Table 2.4.3 Comparison between the two waterlogged rod tests (Test No. 480-6, 432-2)

Test No.	Energy Deposition (cal/g.UO ₂)		Surface Temp. of Cladding at Failure (°C)	Rod Pressure at Failure (MPa)		Max. Capsule Pressure (MPa)	Max. Velocity of Cooling Water Level (m/sec)
	Total	at Failure		Gap	Plenum		
480-6	203	179	147	33.0	45.0	45.0	A little ripple was recorded.
432-2	236	144	51	—	~0	9.2	2.9



Time (1 div. = 10 msec)

Fig.2.4.1 Transient rod pressure and water level during Test 402-41.



Time (1 div. = 10 msec)

Fig.2.4.2 Transient rod pressure and water level during Test 402-40

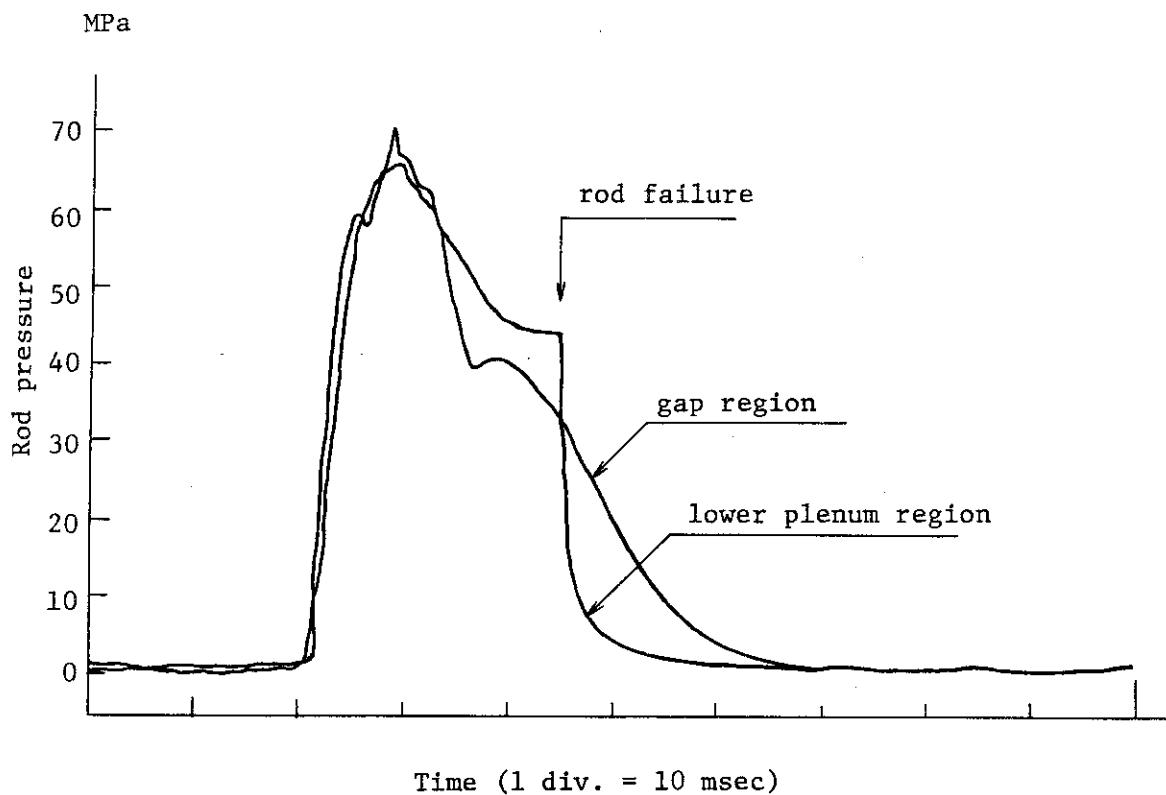


Fig. 2.4.3 Transient rod pressure during Test 480-6

2.5 その他

2.5.1 破損伝播試験（藤城俊夫, 丹沢貞光, 白川典幸）

(1) 概 要

本シリーズの実験は、燃料の破損により破壊力が生じた場合に、隣接する燃料棒あるいは炉内構造物の破損を引き起すかどうか、あるいは、どの程度の影響を与えるかを調べるための実験である。前報までに、浸水燃料の周囲にダミー燃料あるいは実燃料を配置したバンドル体系において実験を行った。その結果、中心の浸水燃料の破損により生じた破壊力による周辺燃料に対する破損の伝播は生じないが、バンドルの外側に取り付けられたシュラウドに変形を与えることが明らかになった。また、中心燃料の破損によって生ずる蒸気塊によって、シュラウド内の冷却水がシュラウド外に押し出されてしまうため、周辺燃料は冷却材が除去された事による熱的な影響も受けることが明らかになった。

そこで今期は、浸水燃料を実燃料で囲い、かつ、シュラウドを取り付けた前回と同じ体系（Test No. 330-11）で、発熱量を上昇して実験を行ない、周辺燃料およびシュラウドの受ける損傷の程度を調べた。

(2) 実験方法

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

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

(3) 実験結果

投入反応度 4.1\$ で照射を行い、中心燃料に $243 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 、周辺燃料に $259 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ の発熱量を与えた。中心燃料の内圧は照射と同時に上昇を始め最高約 460 Bar に達した時点で中心燃料は破損した。中心燃料の破損部は有孔発熱部下端付近であり、 UO_2 ペレットはほとんどすべて被覆管外に放出されていた。中心燃料破損時に計測された各部での圧力の最大値は、シュラウド内の破損部近傍（圧力計 #2）で 64 Bar、軸方向中心位置で 53 Bar、またカプセル底部では 38 Bar であった。

照射後の燃料棒外観を Fig. 2.5.3、またシュラウド外観を Fig. 2.5.4 に示す。4 本の周辺燃料のうち 1 本は有効発熱部両端付近で、1 本は有効発熱部および上部の 2 個所で、また他の 2 本については有効発熱部上端付近で分断しており、分断部分の UO_2 ペレットは一部微粒子化していた。表面の外観は、これまでのシュラウド付バンドル燃料実験と比較して酸化が著しく、特に内側の軸方向中央部より上方では灰白色になっていた。また外側はシュラウドの角部に押し付けられたように方形に変形しており、下部では被覆材の一部が溶融して落下してしまい UO_2 ペレットが露出していた。この溶融した被覆材は燃料の非発熱部に付着していた。また、シュラウドの下部はふくれて円形に近くなり、シ

シュラウド下端に取り付けられた燃料取付用プレートも変形していた。

シュラウドの中心燃料破損部近傍の軸方向歪は、圧力上昇と同時に増加した。この時の最大歪量は增幅器が飽和してしまったために測定することができなかった。また中心位置での軸方向歪は同様に増加を示し、最高約 $7000\mu\text{strain}$ に達した後減少し約 $6000\mu\text{strain}$ の残留歪が残った。

また、被覆管の表面温度は、下方の内側に取り付けた熱電対以外は照射後1秒以内にこわれてしまつたために最高温度等は測定できなかったが、外観から考えて融点以上に達していた。冷却水の温度は、シュラウド内部では照射直後に最高約 200°C に達し、その後約 400°C 程度の温度をシュラウド下部で約3秒間、中央部で約8秒間持続していた。シュラウド上部の温度は熱電対がこわれてしまつたため測定できなかった。また、シュラウド外の上方の温度は約 30°C と約 100°C の間で振動していた。

(4) 考 察

照射後燃料の外観の観察により、今回の実験でも前回（Test No.330-12）と同様、中心の浸水燃料の破損時に発生した圧力波や噴出した燃料片による周辺燃料の損傷は見られなかった。しかしながら、冷却水の温度挙動から考えて、シュラウド内の軸方向中央部より下方で、かつ、周辺燃料の内側は、長時間蒸気霧囲気となっていたと考えられ、周辺燃料の内側は被覆材の変形等の外観より融点以上の高温になっていたと考えられる。また、周辺燃料の外側および溶け落ちて固まった被覆材の様子から、周辺燃料はシュラウド内に発生した蒸気塊の圧力によってシュラウド内面の角部に押し付けられていたと予想される。さらに、周辺燃料は2～3個に分断しており、この破損の形態はNSRRの標準実験の約 300 cal/g UO_2 の発熱量を与えた場合の実験結果と対応している。したがって、前回の実験結果（周辺燃料 228 cal/g UO_2 でクラックが発生）と合わせて、中心燃料の浸水燃料型の破損によって周辺の燃料の破損のしきい値は $30 \sim 40\text{ cal/g UO}_2$ 低下すると考えられる。

また、今回測定された各部の圧力の最大値は前回と比較して、ほぼ同様でありシュラウドの変形量もこれに対応して同程度であった。

2.5.2 ペレット破損試験（岩田耕司、星 薫雄）

(1) 概 要

本実験シリーズは、浸水燃料破損の際に生じるペレットの破碎現象の発生メカニズムに関する知見を得ることを目的としており、前期までに6回の実験が行われ、本期においては、2回の実験（Test No.400-7,-8）が行われた。Test No.400-7では、強制的に含水させた種々の形状のペレットをZry-4被覆管に封入し燃料棒の形状にしたもの、(400-7(a))、さらに、非含水の被覆なしペレット(400-7(b))を照射し、ペレット破碎に対するペレット径形状および被覆管等の影響について調べた。Test No.400-8では、含水および非含水ペレットを封入して作った燃料棒を照射し、ペレット破碎と被覆管温度、被覆管歪の関係を調べた。

(2) 実験方法

(i) Test No.400-7(a) (ペレット径、形状のペレット破碎に及ぼす影響を調べる実験)

ペレット破碎に対するペレットの径、形状および被覆管の影響を調べるために、上から順に、含水させた大径、標準径、小径および中空標準径の4種類のペレットをZry-4被覆管内に封入した燃料棒を作製した。ペレットは、真空に曝らした後に水に浸けることにより含水させた。各ペレットの含水量は、Fig.2.5.5に示すように、体積比でペレットの2～3%である。ただし、標準径ペレットは殆んど含水しなかった。照射時点での含水量は、蒸発のため、測定時点より少いものと思

われる。

(ii) Test No. 400-7(b) (カプセル真空引きのペレット破碎に及ぼす影響を調べる実験)

上記燃料棒の他に、水を含まないペレットも同時に照射した。Test No. 400-3において、水を含まないペレットを、常温常圧条件下で、水中に浸した状態で照射したところ、ペレットが細く破碎した。この理由は、カプセル組立時にカプセル内部が真空に引かれたことにより、ペレットが含水したためであると考えられた。これを確認るために、初め水を含まないペレットを、Fig. 2.5.5に示すように、密封容器と非密封容器に入れ、カプセル組立時にカプセル内部を真空引きすることにより、真空に曝されたものと曝されなかったものの2つのペレット条件を作り、照射を行った。

(iii) Test No. 400-8 (ペレット破碎の被覆管温度、歪に及ぼす影響を調べる実験)

含水ペレットが被覆管内で破碎する時の被覆管温度、被覆管歪およびペレット伸び挙動を調べるために、含水させたペレットを封入した燃料棒に、Fig. 2.5.6に示すように、熱電対、歪ゲージおよび伸び計を取り付けた。なお、比較のために、水を含まないペレットも同燃料棒に封入した。

(3) 実験結果

(i) Test No. 400-7(a)

発熱条件として、燃料棒に $147 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ を与えた。アルミ容器に入れたペレットについては、正確な値は不明であるが、同程度の発熱量が与えられたものと思われる。

燃料棒は、被覆管の内圧破裂により破損した。Fig. 2.5.7に示すように、被覆管は3箇所で約14～30%膨れており、発熱部上部にある最大膨れ位置で破裂していた。また、一部酸化されない領域を残し、表面は酸化により黒化していた。X線写真をとって燃料棒内部を観察すると、被覆管の膨れは、大径ペレット部、大径一標準径ペレット境界付近および小径一穴あきペレット境界付近で生じており、上部および下部膨れ位置では、それぞれ大径ペレットおよび穴あきペレットが破碎していることが判った。標準径ペレット部から小径ペレット部にかけては、被覆管は膨れておらず、また、被覆管が酸化しなかった部分は、この位置に対応している。X線写真では、標準径ペレットおよび小径ペレットが破碎しているか否かは判別できないが、ペレットを被覆管から取り出したところ、小径ペレットは破碎していた。標準径ペレットは割れてしまっているが、小径ペレットの様に細かく破碎していなかった。

Fig. 2.5.8に照射後のペレットの写真を、又、Fig. 2.5.12に篩分により求めた粒子サイズの分布を示す。大径、小径および穴あきペレットは、全重量の90%が1～4 mmの粒子の破碎しているが、標準径ペレットは、80%が4 mm以上の、ペレット形状を保った大きな塊りに割れている。この相違は水の吸収の有無によりもたらされたものである。大径、小径および穴あきペレットは2～3%（体積）の水を吸収したが、標準径ペレットは全く水を吸収しなかった。標準径ペレットが水を吸収しなかった理由を調べたところ、標準径ペレットと他のペレットの製造時期に違いがあり、標準径ペレットは他よりも新しく造られたことが判った。そして、初期に造られたペレットは水を吸収するが、最近造られたペレットは水を吸収しないことが明かとなった。新旧ペレットの相違はペレットの製造工程、例えば、表面加工において、ある時期に変更が加えられたために生じたのかかもしれない。

破損した燃料棒の外観は浸水燃料の高温バーストに似ている。照射前に燃料棒が浸水していなかったとすれば、ペレットに吸収されていた極微量の水がバースト圧力の発生原因であったことになる。本実験と同様な実験であるTest No. 400-6において、ペレットは破碎したが、被覆管には何

の変化も生じなかった。被覆管表面の酸化の有無から、Test No. 400-6においては被覆管温度が殆んど上昇しなかったが、今回の実験では DNB 点を超えて高温に達したことが判かる。したがって、被覆管温度挙動の違いが被覆管破裂の有無をもたらしたのかもしれない。

(ii) Test No. 400-7(b)

アルミ容器に入れた照射したペレットについて、密封したペレットも密封しなかったペレットも共に破碎しなかった。Fig. 2.5.9 に示すように、両者とも割れの程度は、熱応力により生じる割れと同じである。粒子サイズをみると (Fig. 2.5.13)，密封しなかったペレット、すなわち、真空に引かれたペレットについては全重量の 60 % が 4 mm 以上の粒子に割れたのに対して、真空に引かれなかったペレットについては 90 % 以上が 4 mm 以上であり、前者の方が若干割れが細かい。

(iii) Test No. 400-8

148 cal/g・UO₂ の発熱量を燃料に与えた。Fig. 2.5.10 に示すように、照射後の燃料に酸化して黒化した部分と酸化しなかった部分の 2 つの領域が生じた。X 線写真で燃料内部を見ると、酸化領域に対応する無含水ペレットは破碎しておらず、一方、非酸化領域に対応する含水ペレットは破碎している。Fig. 2.5.11 に示すように、非含水ペレットと含水ペレットの割れ方に顕著な差がみられる。Fig. 2.5.14 に示すように、含水ペレットは 90 % 以上が 1 ~ 4 mm の粒子になっているのに対して、非含水ペレットは 60 % が 4 mm 以上の大きな粒子となっている。

Fig. 2.5.15 に過渡記録データを示す。被覆管表面温度挙動は、含水ペレット部と非含水ペレット部の間に顕著な差を示している。温度は、エネルギーが約 80 % 投入された時点から上昇を開始し、非含水ペレット部 (#1) では、その後上昇を続けて上昇開始後約 1 sec の時点で最高 1100 °C に達しているが、含水ペレット部では、約 60 msec で最高約 130 °C にしか達していない。一方、ペレット伸び計の信号を見ると、エネルギーが約 20 % 投入された時点で、ペレットスタック長が急激な伸びを示している。伸びは約 6 mm と大きいので、単なるペレットの熱膨張によるものではなくペレット破碎の結果体積が極端に増大したことによるものである。上記のような温度差が生じたのは、含水ペレットが破碎した結果、ペレットと被覆管の接触密度、圧力が減少したためである。伸び計の信号からパルス投入後間もない時点でペレットは破碎したものと考えられる。被覆管の周方向歪について、含水ペレット部の歪 (#2) は非含水ペレット部の歪 (#1) よりも早く現われているが、最高値は若干低く、また、その時点は遅れている。

これまでの実験結果から、ペレットが含水するとパルス照射によりペレットは細く破碎することが明らかになった。今後は、これまで得られたデータを基に、破碎のメカニズムを明らかにして行く予定である。

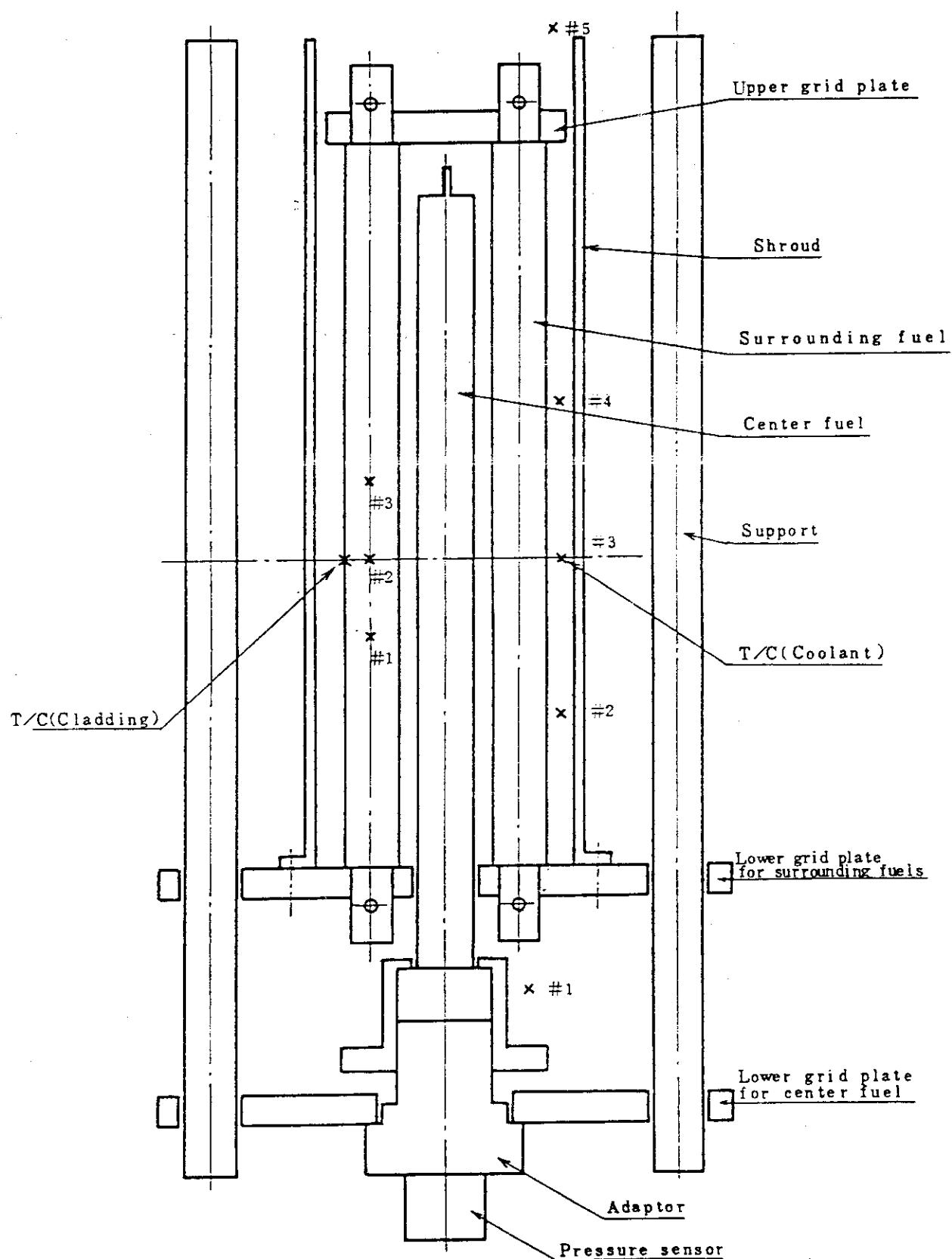


Fig. 2.5.1 Measuring Instruments for Test No 330-12(1)

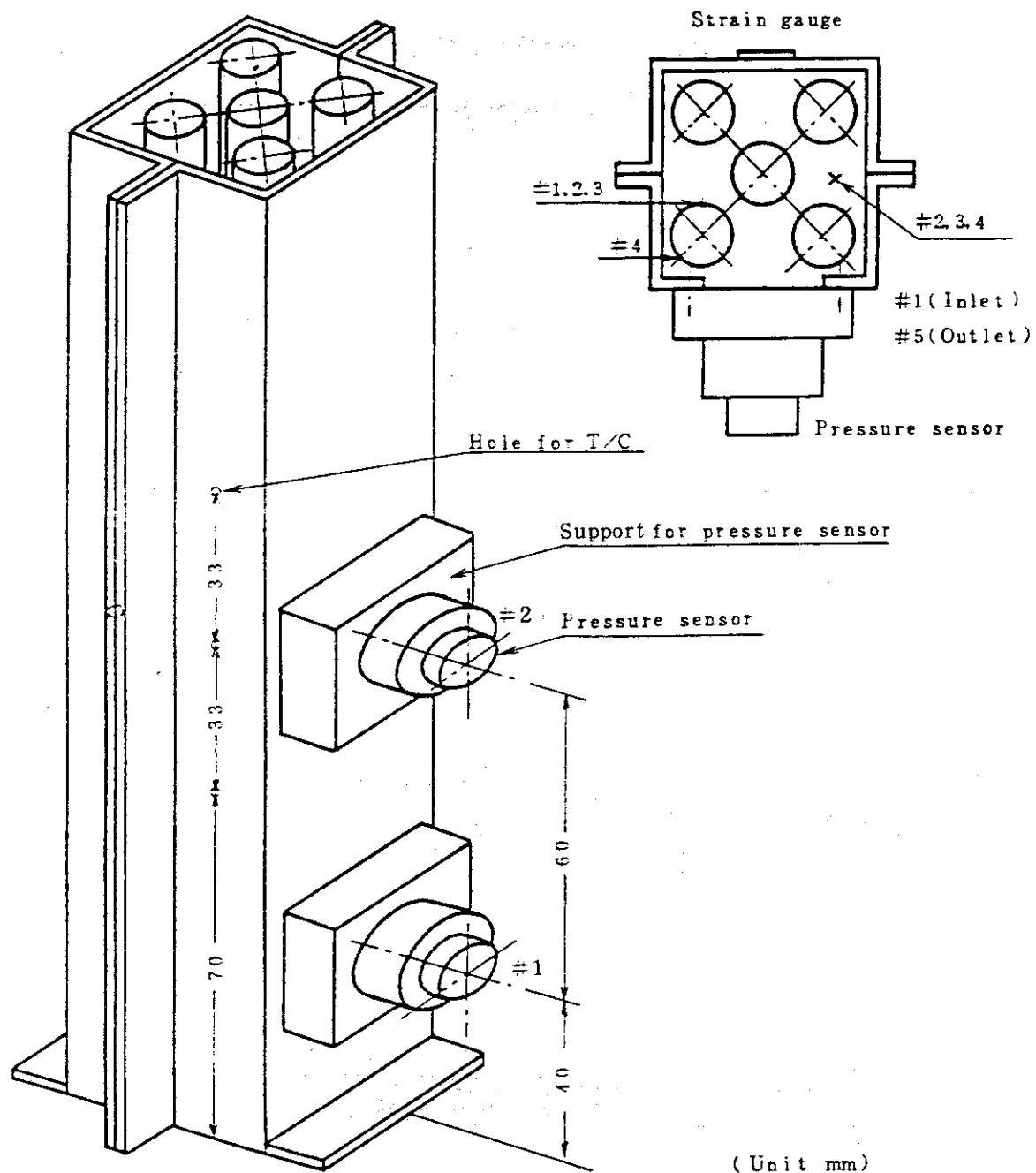
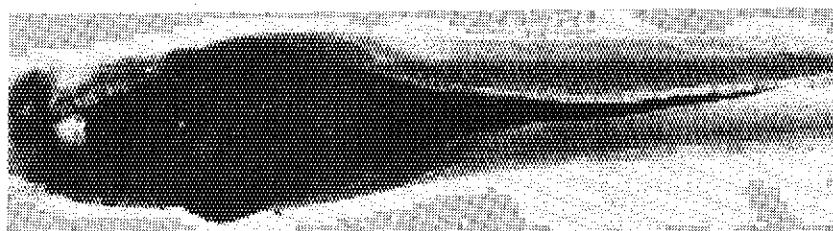
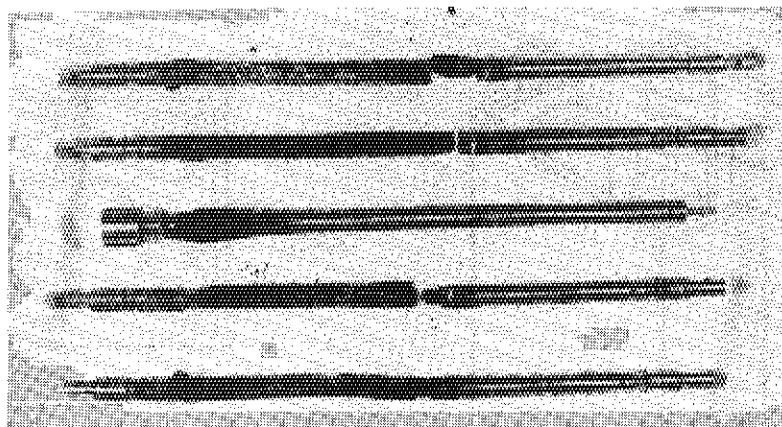
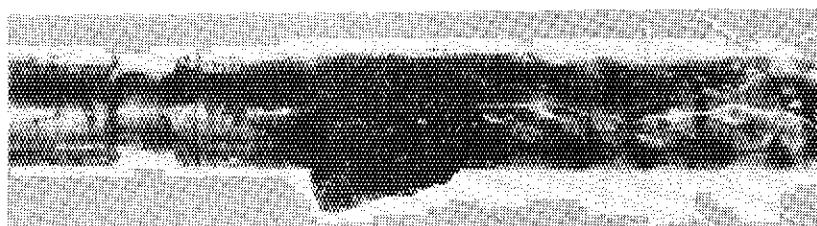


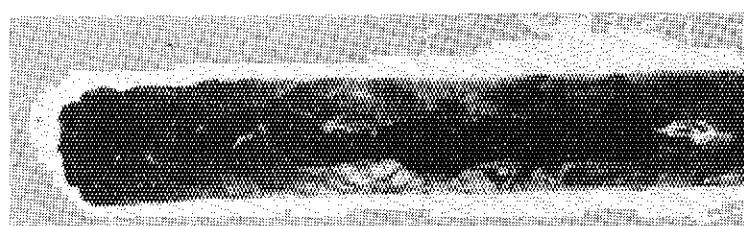
Fig. 2.5.2 Measuring Instruments for Test No 330-12(2)



Opening mouth
(center rod)



Molten cladding
(surrounding rod No.1)



Area of cladding melt-down
(surrounding rod No.2)



High oxidized cladding
(surrounding rod No.4)

Fig. 2.5.3 Test fuel rods after irradiation in Test №330-12

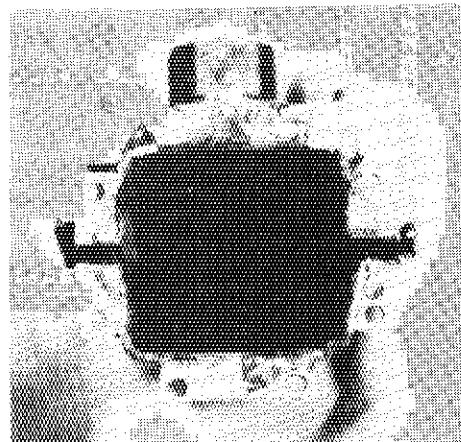
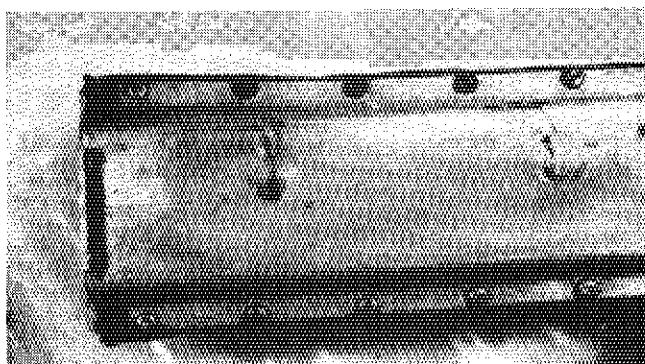
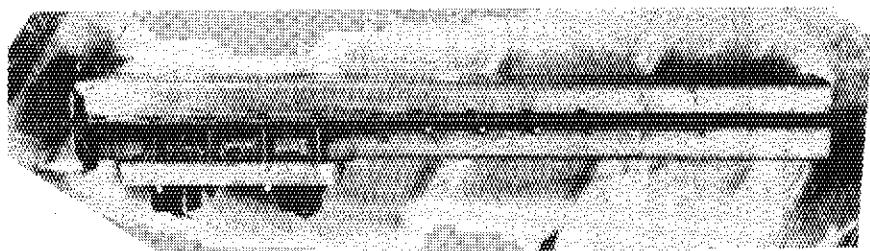
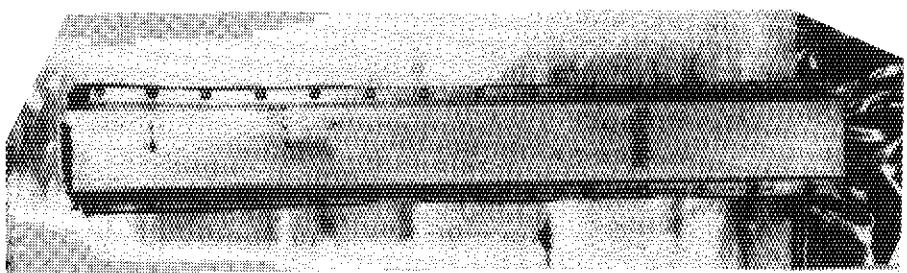


Fig. 2.5.4 Flow shroud after irradiation in Test №330-12

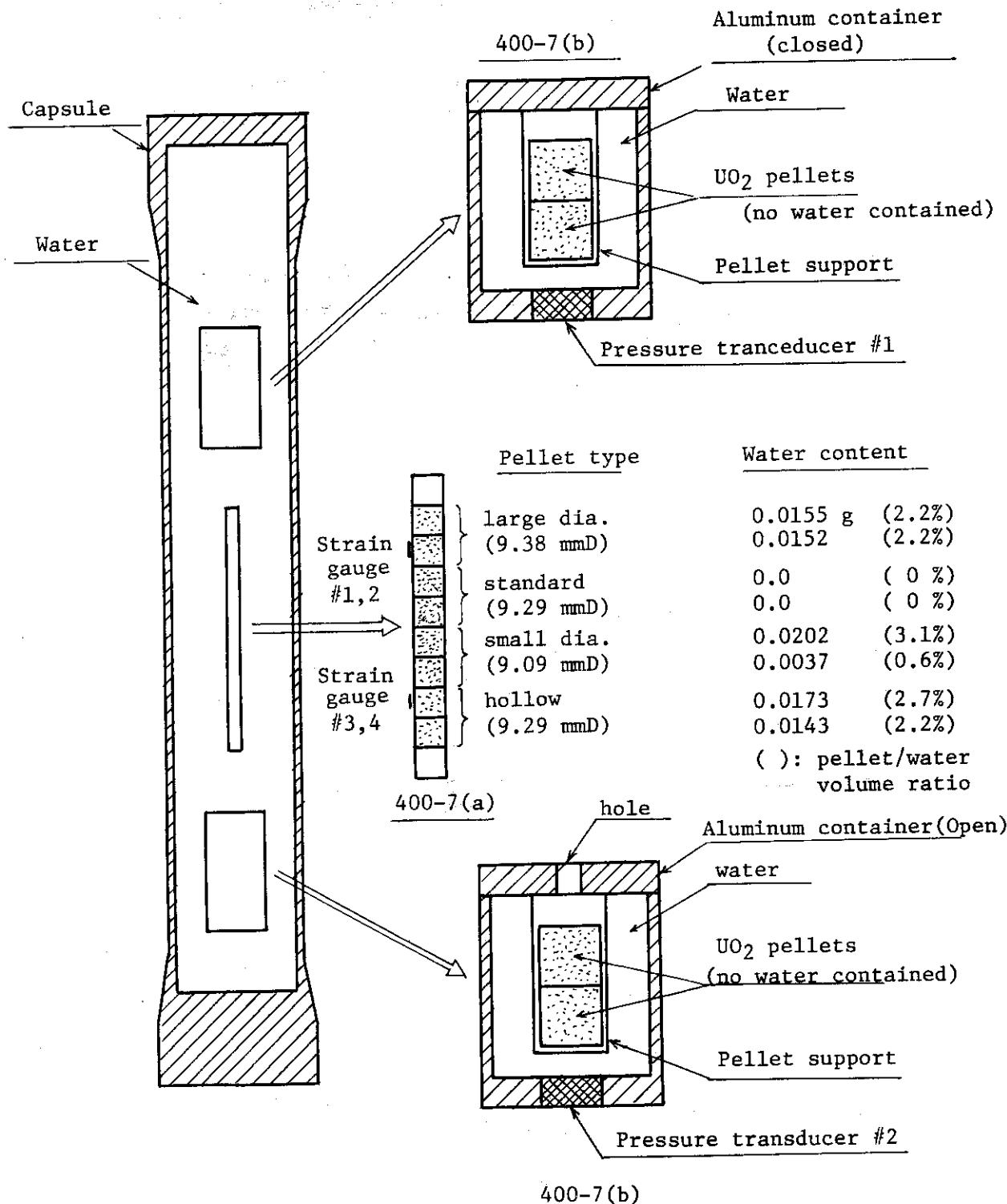


Fig.2.5.5 Arrangements for Test No.400-7

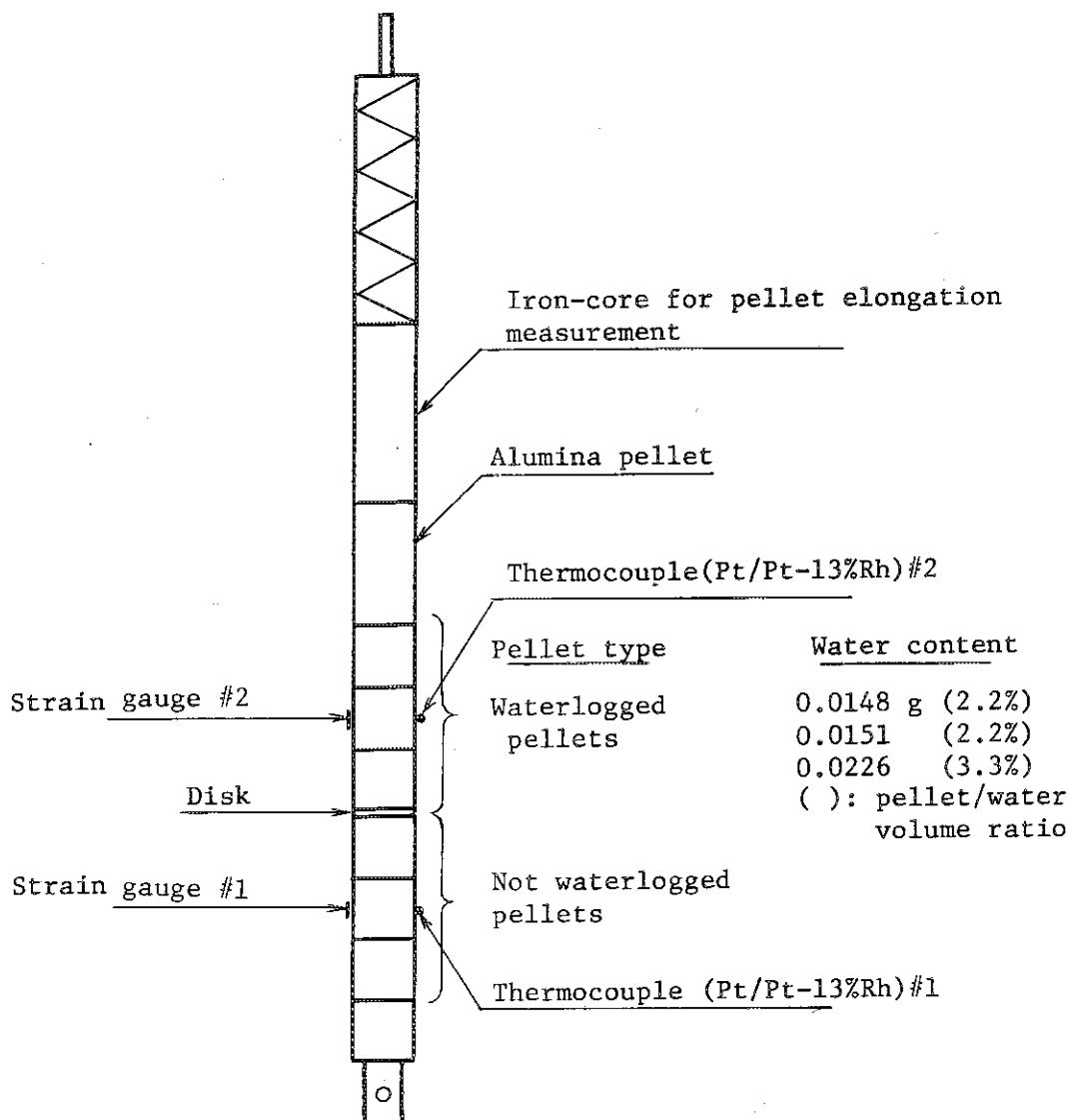


Fig.2.5.6 Test fuel rod for Test No. 400-8

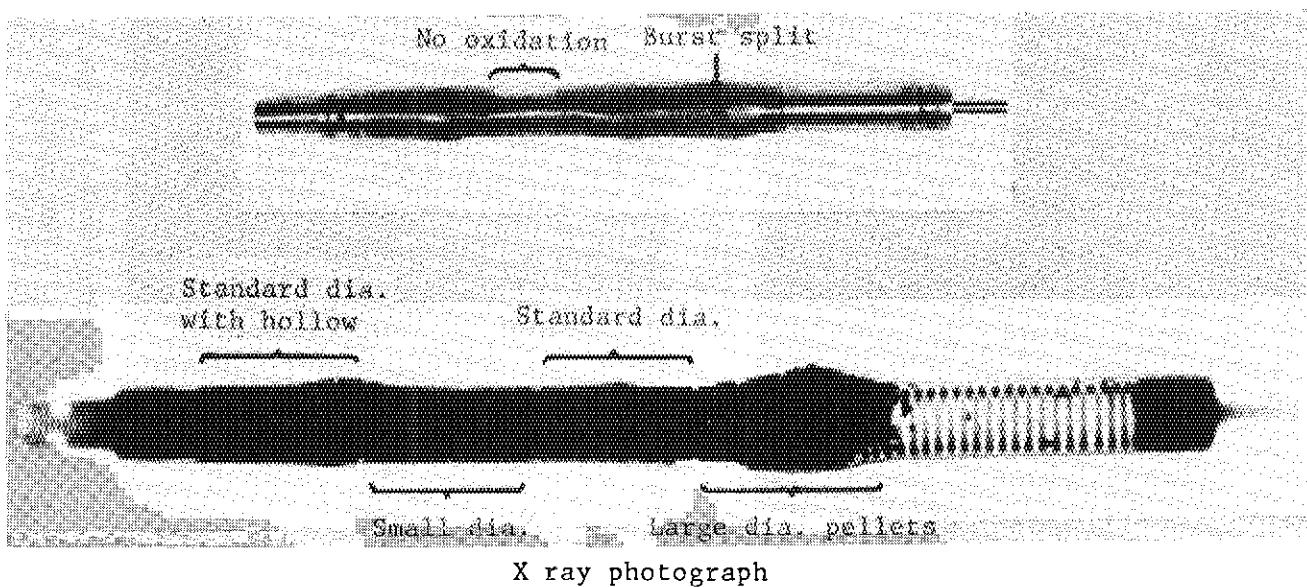


Fig.2.5.7 Fuel rod after irradiation in Test No. 400-7



Small dia. pellets



Standard dia. pellets with hollow cladding

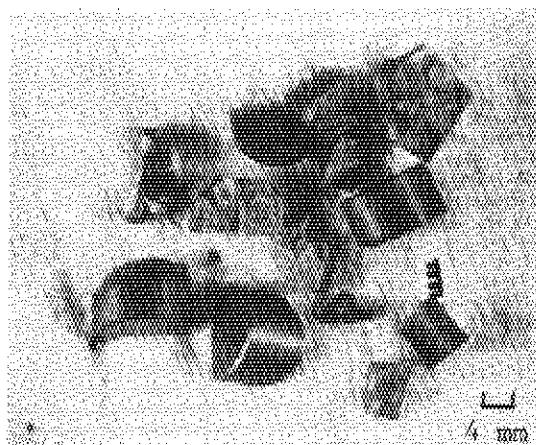


Large dia. pellets

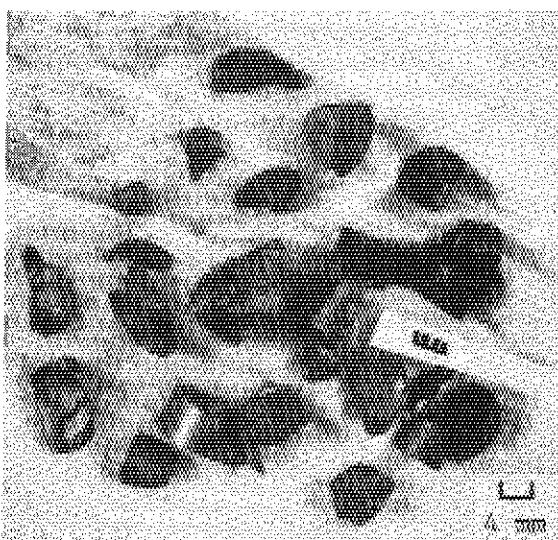


Standard dia. pellets with cladding

Fig.2.5.8 Fuel pellets irradiated in Test No. 400-7

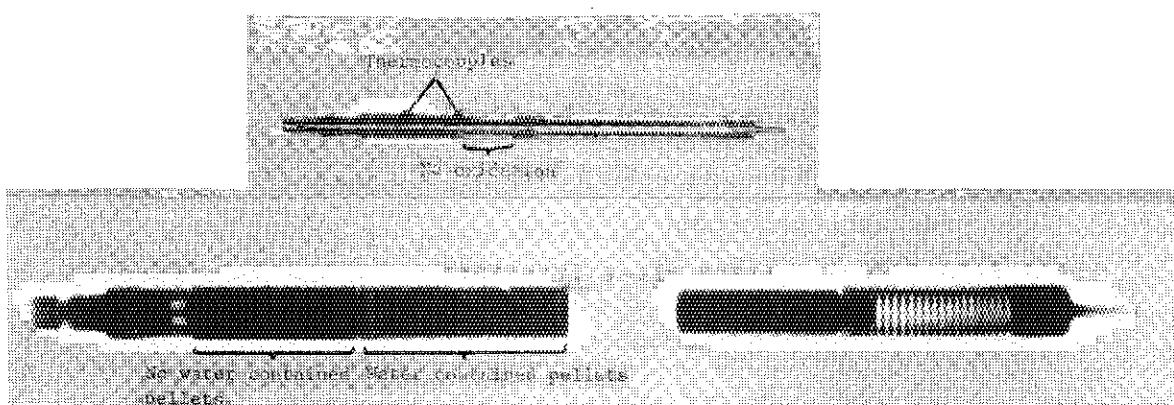


Not evacuated pellets



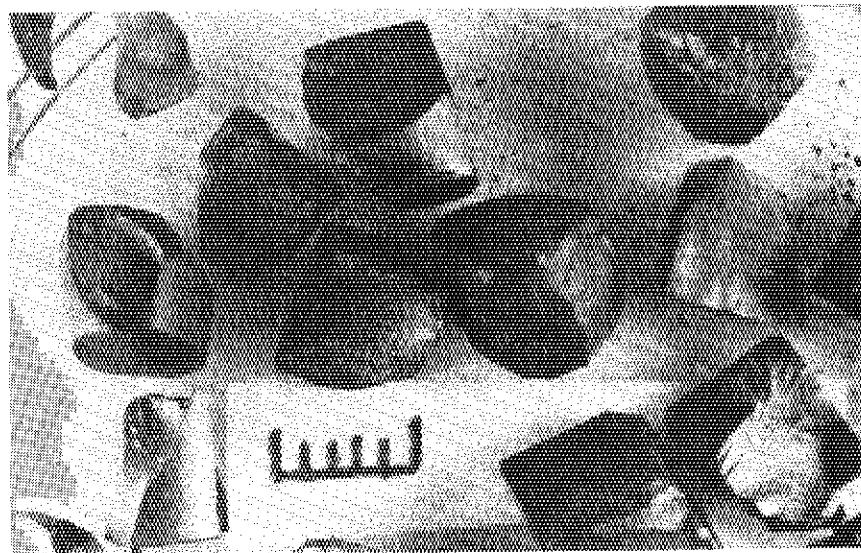
Evacuated pellets

Fig.2.5.9 Fuel pellets irradiated without cladding in Test No. 400-7



X ray photograph

Fig.2.5.10 Fuel rod after irradiation in Test No. 400-8



No water contained pellets

5 mm



Water contained pellets

5 mm

Fig.2.5.11 Fuel pellets after irradiation in Test No. 400-8

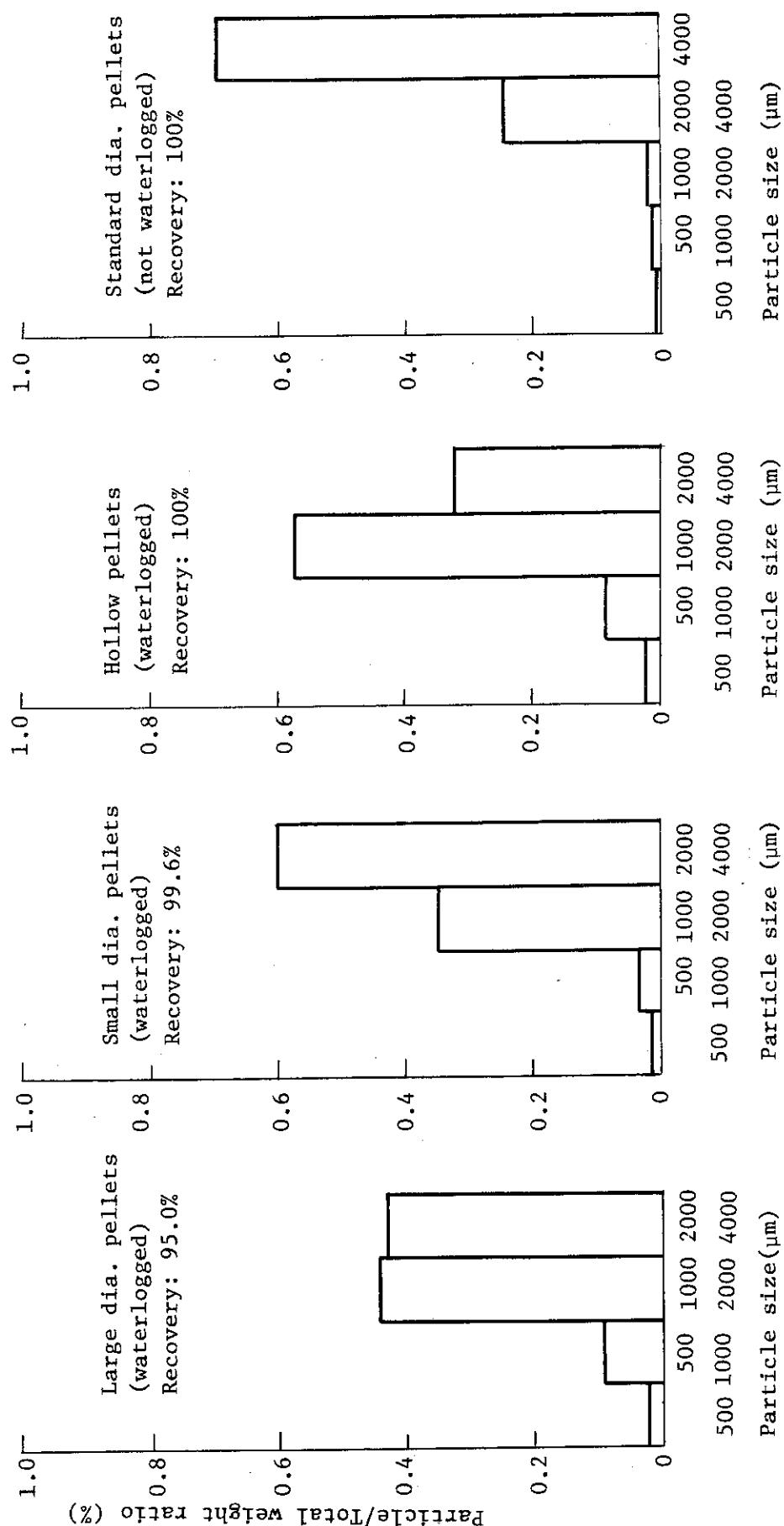


Fig.2.5.12 Fuel particle distribution in Test No.400-7(a) (with cladding)

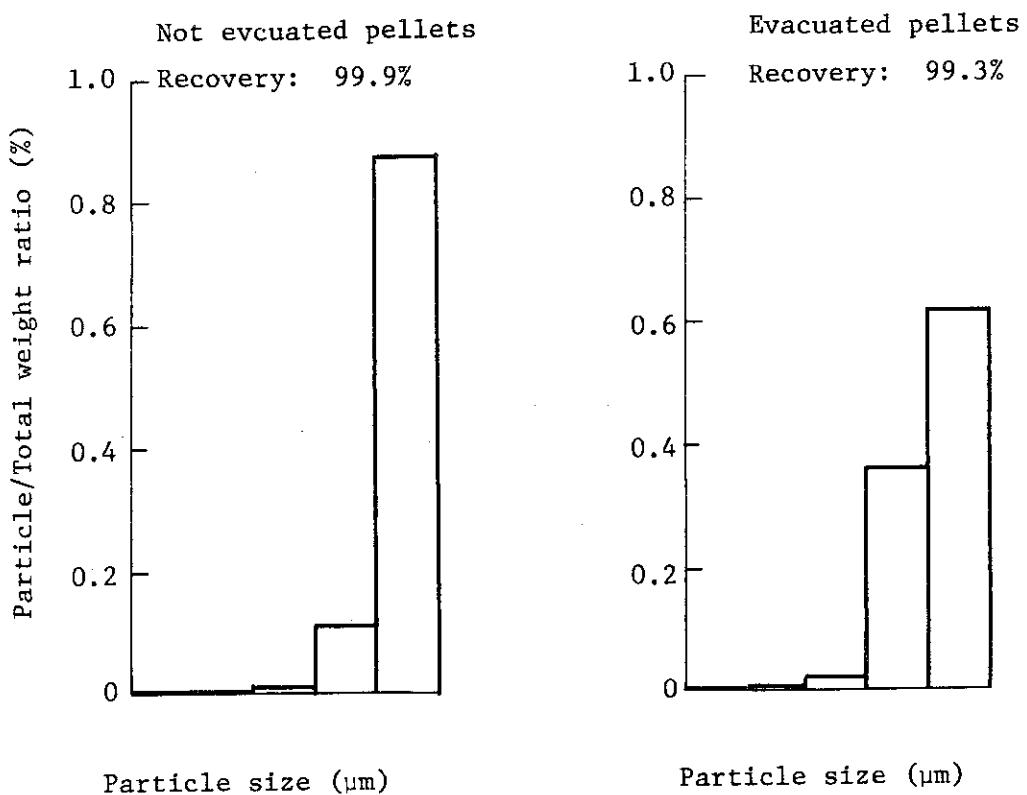


Fig.2.5.13 Fuel particle distribution in Test No.400-7(b) (without cladding)

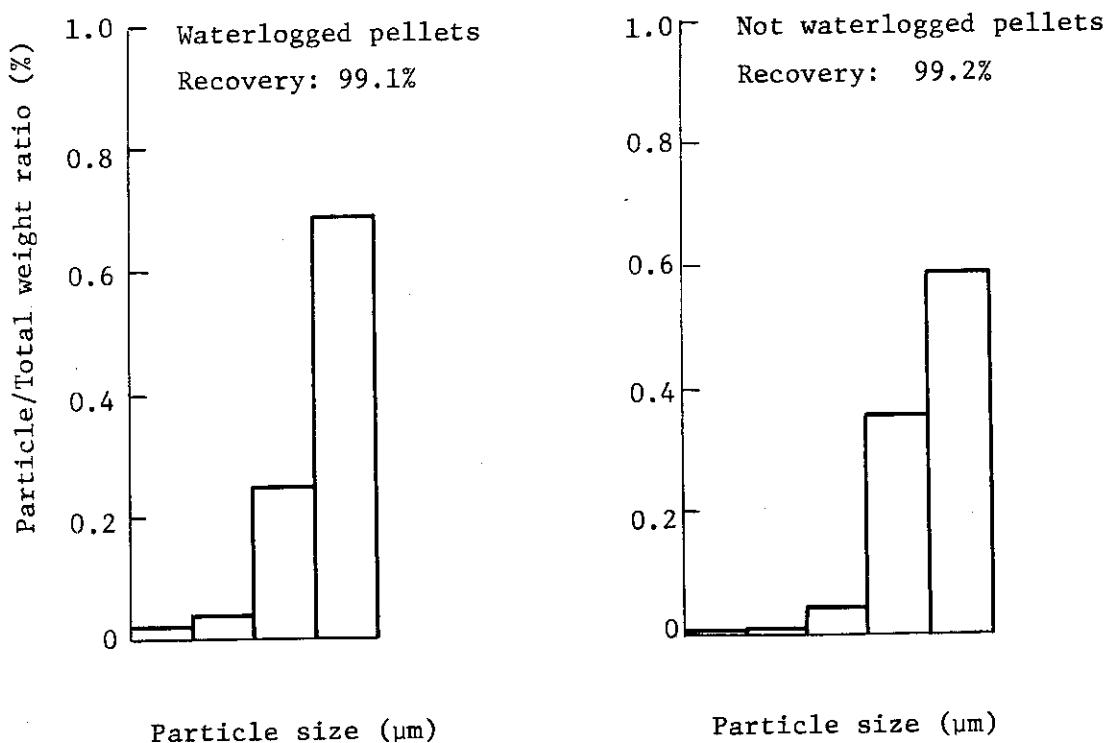


Fig.2.5.14 Fuel particle distribution in Test No.400-8 (with cladding)

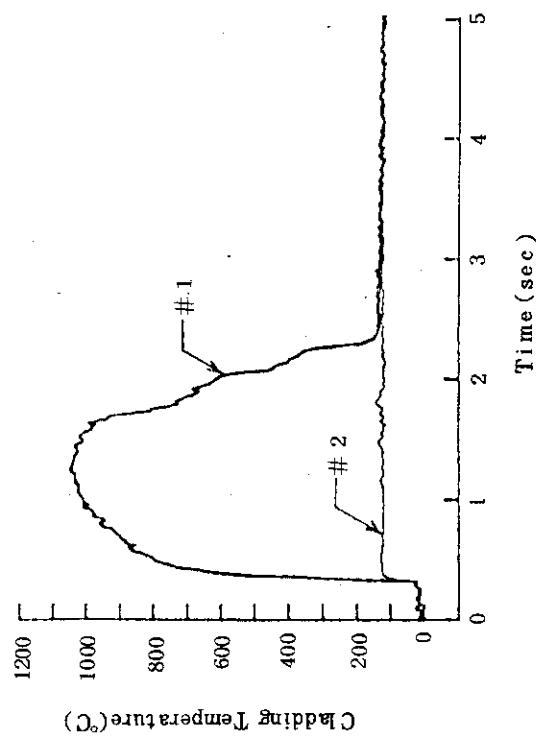


Fig. 2.5.15(2) Transient data in Test No. 400-8

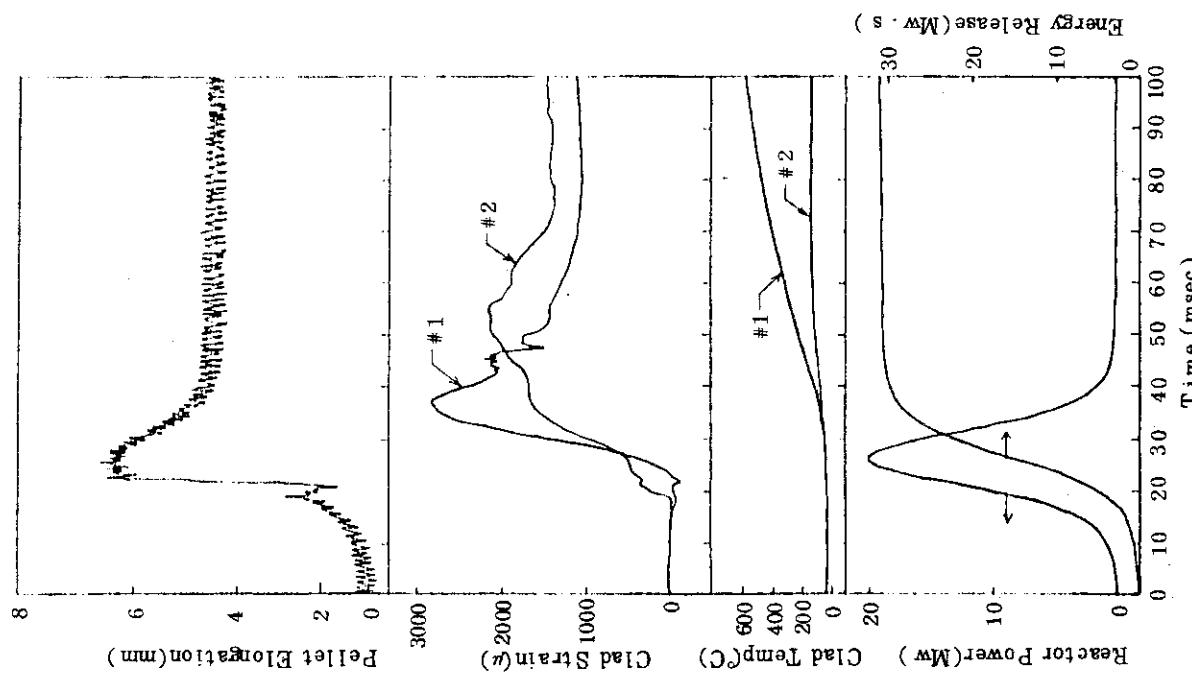


Fig. 2.5.15(1) Transient data in Test No. 400-8

3. 水 ル ー プ 実 験

(岩田耕司, 藤城俊夫, 小林晋昇, 丹沢貞光)

(1) 概 要

今期においては、燃料温度挙動に与える冷却材流速の効果を調べる実験を1回実施した。冷却材の温度、圧力を一定とし、流速を3回変えて、同一試験燃料を3回連続照射した。

(2) 実験方法

Fig. 3.1に示すように、濃縮度10%（両端は天然ウラン）の燃料棒を8本の模擬燃料の中心に配置した。燃料間ピッチはPWRと同じとした。冷却材の温度、圧力をそれぞれ、100°C, 1.1 MPaに固定し、流速を3→6→4m/sの順序で変えて、3回連続照射を行った。燃料に与えた発熱量は、各照射において約240 cal/g·UO₂である。

(3) 実験結果

Fig. 3.2～3.4に測定された被覆管表面温度履歴を示す。流速3m/sのとき(Fig. 3.2)，被覆管表面温度は全計測点において膜沸騰域に達したが、位置により差が見られる。測定点2では最高温度1100°Cであるのに対し、測定点4では500°Cにしか達していない。温度挙動で特徴的なことは、大気圧カプセル実験等で観測される明確なクエンチ現象が見られないことである。膜沸騰から核沸騰への移行が、クエンチによる急激な温度降下なしで滑らかに行われている。流速を6m/sにすると(Fig. 3.3)，3m/sの場合とは顕著に違う温度挙動が観測された、温度はDNBを超えず、高々250°Cまでしか達しなかった。最初の流速4m/sにおける照射(Fig. 3.4)では、被覆管温度はDNBを超えて膜沸騰域に達した。最高到達温度700°Cであった。膜沸騰の継続時間は1～1.5 sec程度と短く、また、流速3m/sの場合と同様に、明確なクエンチ現象は観測されなかった。最高温度を流速に対してプロットすると(Fig. 3.5)，最高温度は流速の増大に対してほぼ直接的に低下する傾向を示している。また、上述したような、流速が速いと最高温度の位置によるバラツキが大きい傾向も示されている。

照射後の燃料は、変形はほとんどしておらず、外観上の有意な変化もなかった。

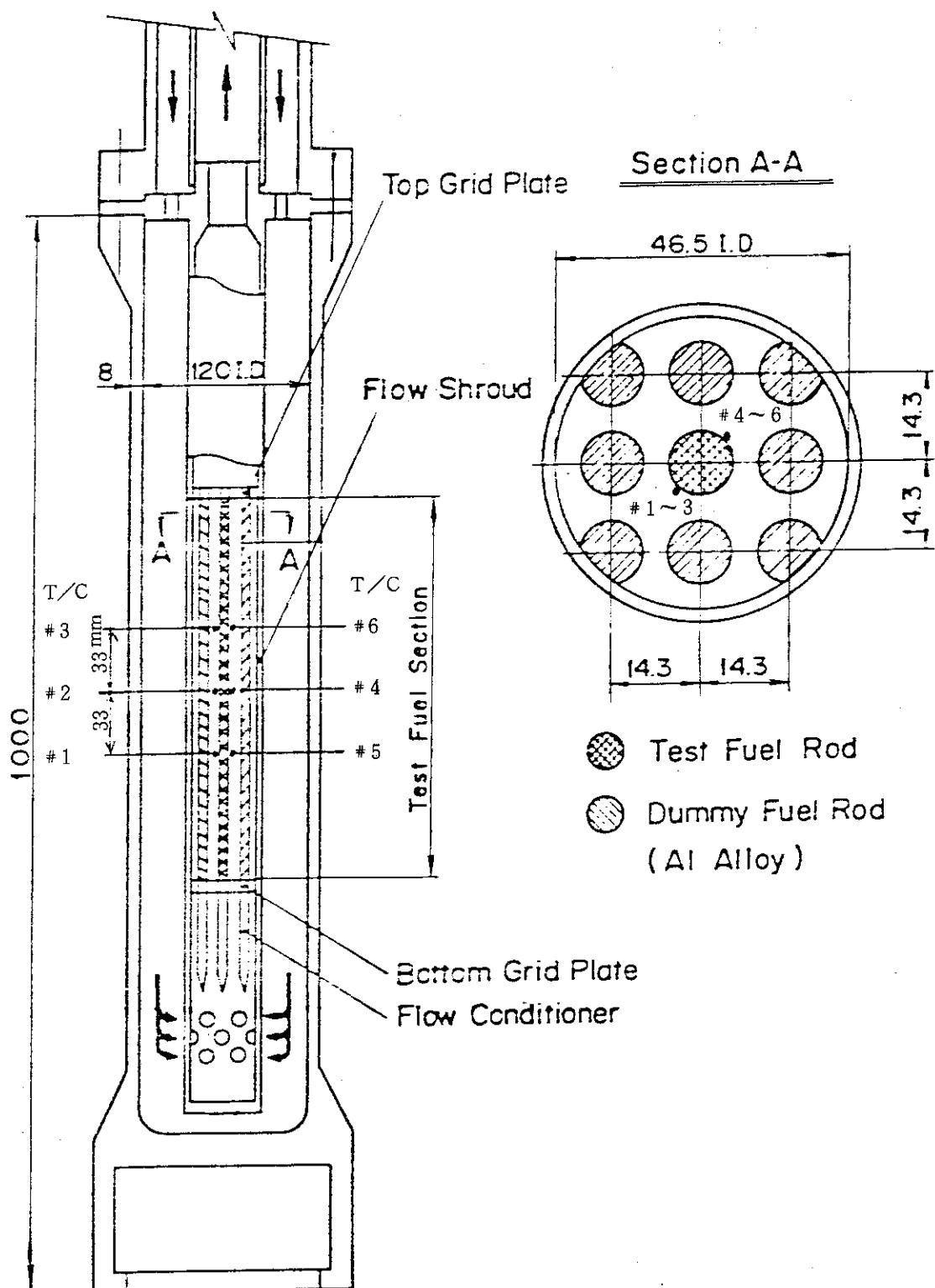


Fig. 3.1 Loop Test Section & Instrumentation

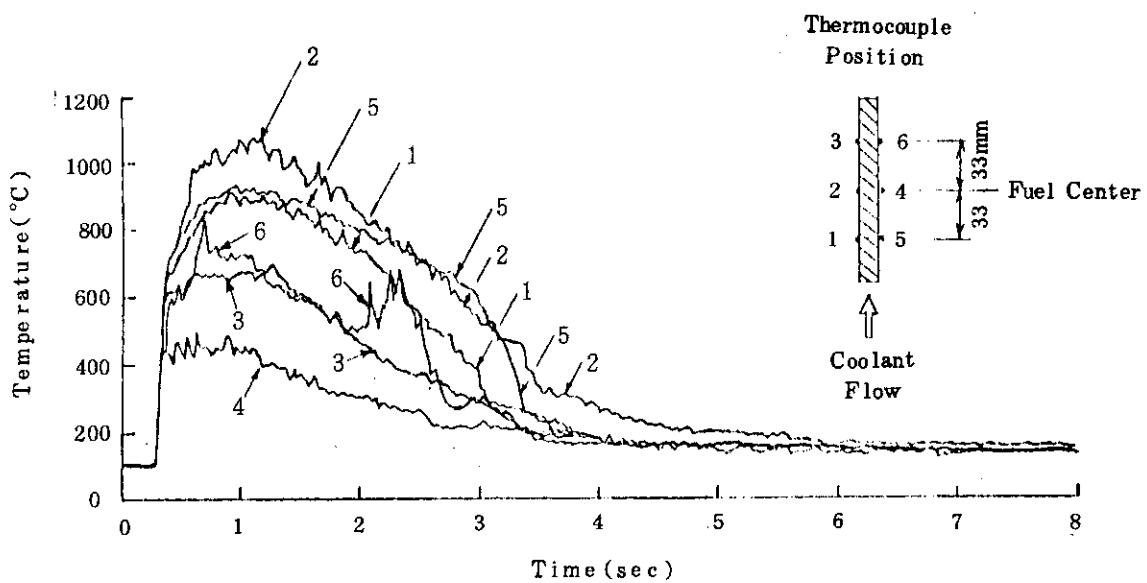


Fig. 3.2 Cladding Surface Temperature Histories
at Coolant Velocity of 3m/s

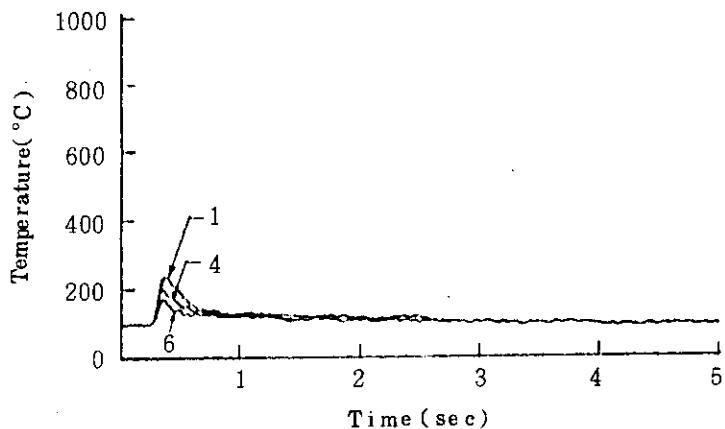


Fig. 3.3 Cladding Surface Temperature Histories
at Coolant Velocity of 6m/s

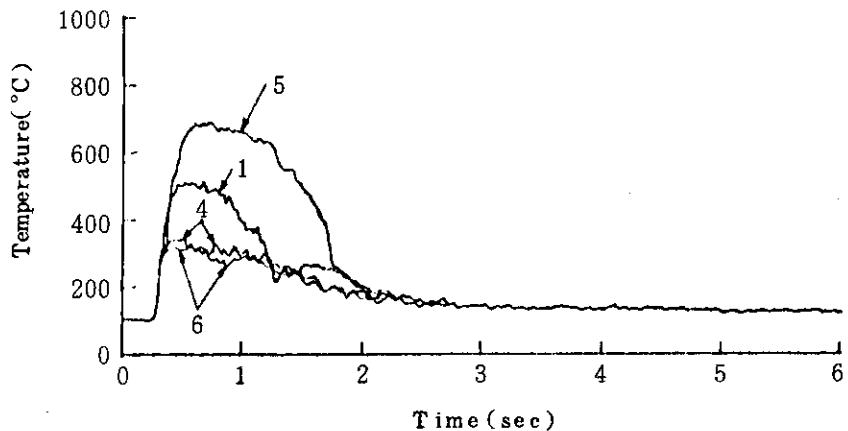


Fig. 3.4 Cladding Surface Temperature Histories
at Coolant Velocity of 4m/s

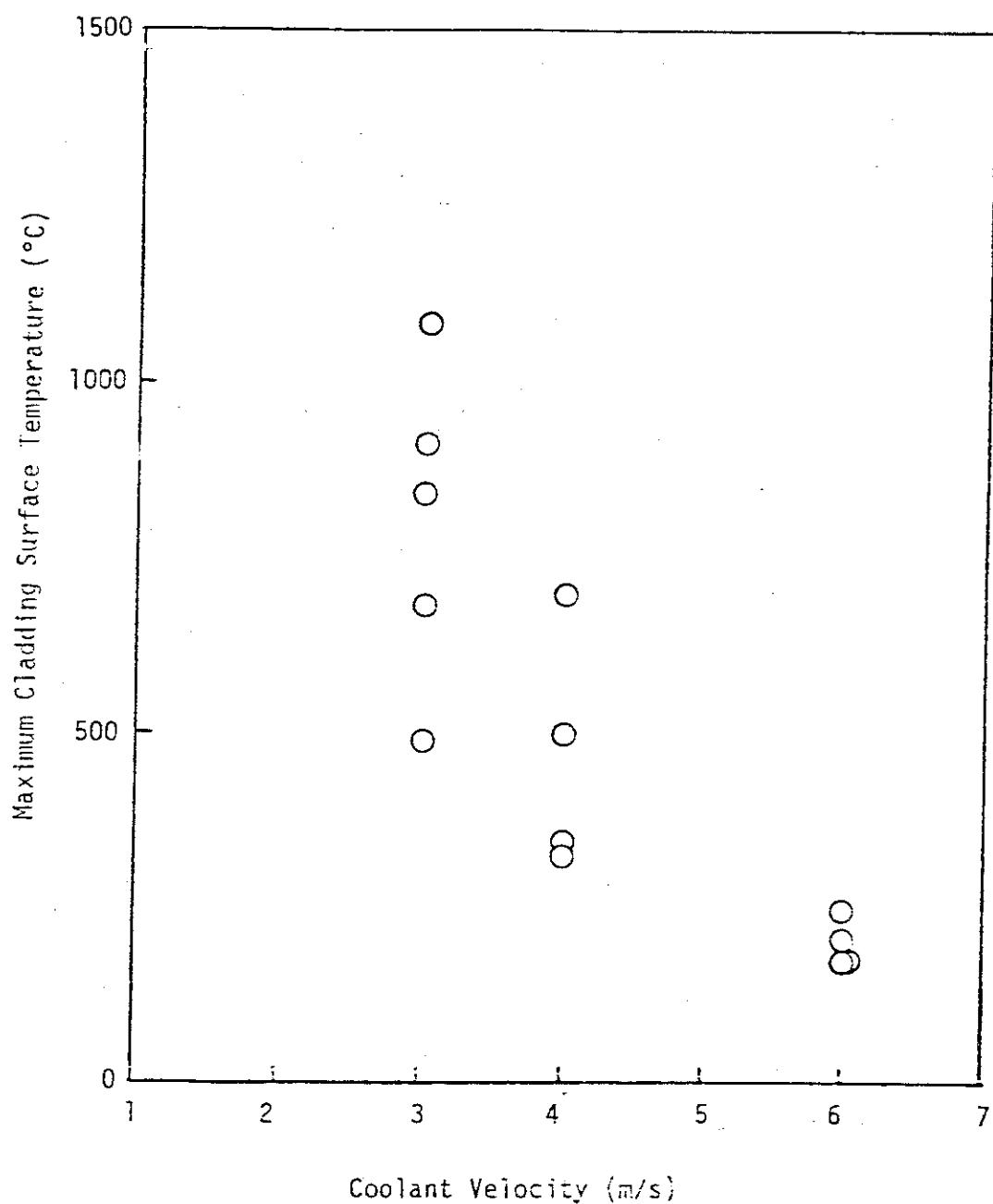


Fig.3.5 Maximum Cladding Surface Temperature
vs.
Coolant Velocity

[Initial Coolant Pressure : 1.1 MPa]
Temperature : 100 °C
Energy Deposition : 240 cal/g.UO₂

4. 燃料破損可視実験

(斎藤伸三, 塩沢周策, 床井博見, 鶴田隆治)

(1) 概要

NSRR 実験においてカプセル内で過渡時に起っている現象を光学的に把え高速度写真に収める可視装置を開発した。(B-42, B-40) 前期までに燃料棒周囲を水の霧団気として2回の実験を行い、それぞれ燃料棒加熱、周囲の水の沸騰、燃料破損等の様子をカラーフィルムに収めることに成功した。今期は燃料棒をガラス管で覆い、その中の霧団気は空気として比較的高発熱量を試験燃料に与えた場合の過渡状況を高速度写真撮影した。

(2) 実験条件

本実験では試験燃料棒周囲の霧団気を空気とし、燃料に比較的高発熱量を与えた場合の燃料の破損状況を調べることを目的とした。このため、実験体系としては Fig. 4.1 に示すように試験燃料棒を内径 25 mm の石英ガラス管内に収め、その上端は水面より上で開口するようにした。なお、石英ガラス管のペリスコープ保護筒窓と面する個所には直径 30 mm の石英ガラス板の窓を設け、ガラス管の球面により像が歪むのを避けた。双方の窓の間には水が存在するが、その距離は僅か 1 mm である。試験燃料棒は試験部容器内の水による減速層の減少を考慮に入れ UO_2 の濃縮度を 20 % とし、その上下には 5 % 濃縮 UO_2 ペレット 1 個づつを配した。試験燃料棒の概略と熱電対取付位置を Fig. 4.2 に示す。また、燃料棒は予め He ガスにより 2 MPa まで加圧し、燃料棒底部には圧力センサーを取り付けた。照射は 3.8 ドルの投入反応度によるパルス運転で行い、約 300 cal/g· UO_2 の発熱量を燃料に与えた。また、高速度写真の撮影は 430 fps で行った。

(3) 実験結果

燃料棒はピーク出力発生後 53.5 msec で 20 % 濃縮 UO_2 ペレット領域の最下端で破裂し、赤熱した燃料片は約 10 msec 以内に 2 ~ 3 cm 離れた石英ガラス管の窓の内壁に付着した。しかし、ガラス管は破損せず、約 8 秒間の過渡状態が記録された。16 mm フィルムより過渡状態の主要な部分を Fig. 4.3 に示す。フィルム観察の結果、燃料挙動の時間経過の概略は次の通りである。

時 間	燃 料 の 挙 動
0 sec	チエレンコフ光の発生
53.5	発熱部下部で燃料棒が破裂し、真赤な燃料が飛出す。 引続いて飛出した燃料は石英ガラス管に付けた窓の内面に付着
65.1	窓のほぼ全面に溶融燃料付着この後は、燃料の冷却とともに黒くなっていく。
116	一部黒くなる。
174	全体の半分程度黒くなる。
256	全体の 2/3 程度黒くなる。
349	バッチ状に 5 ~ 6 個所赤く残っているだけとなる。

- 930 1点のみ赤く残っている。
2000 完全に真暗くなり何も見えない。

被覆管表面温度は熱電対No.1を除いて燃料破損時に $1140 \sim 1340^{\circ}\text{C}$ を記録して熱電対は破損し、熱電対No.1はやや遅れて 1600°C を記録して破損した。被覆管の温度挙動をFig. 4.4に示す。また、燃料棒内圧は0.16 MPa程度上昇して降下した。カプセル内圧は燃料棒破損と共に0.14 MPaとなり、その後は徐々に低下した。

試験部容器を解体したところ、試験燃料棒内の UO_2 ペレットの他、スプリング、ディスク等すべて飛出し石英ガラス管に散在していた。実験後の燃料の外観をFig. 4.6に示す。被覆管は一部飛び散り、残りの部分でめくられたようになっているが、20%濃縮ペレット領域の大部分は粉々にならずに残っている。また、 UO_2 ペレットも大部分が5mm前後のかけらとして残存し、溶融して微粒子化したものは比較的少ない。収集した燃料片を篩分した結果をFig. 4.5に示す。この図からも大半は1~2mm以上の大きな破片であり、普通の高発熱量実験で見られる粒径分布とは異なることが分る。発熱量が比較的低いにも拘らず被覆管が破裂したのは燃料棒を初期加圧したこと及び20%濃縮ペレットと5%濃縮ペレットの境界でエッジ効果により局所的に発熱量が高く、その部分では UO_2 燃料が溶融したためと思われる。

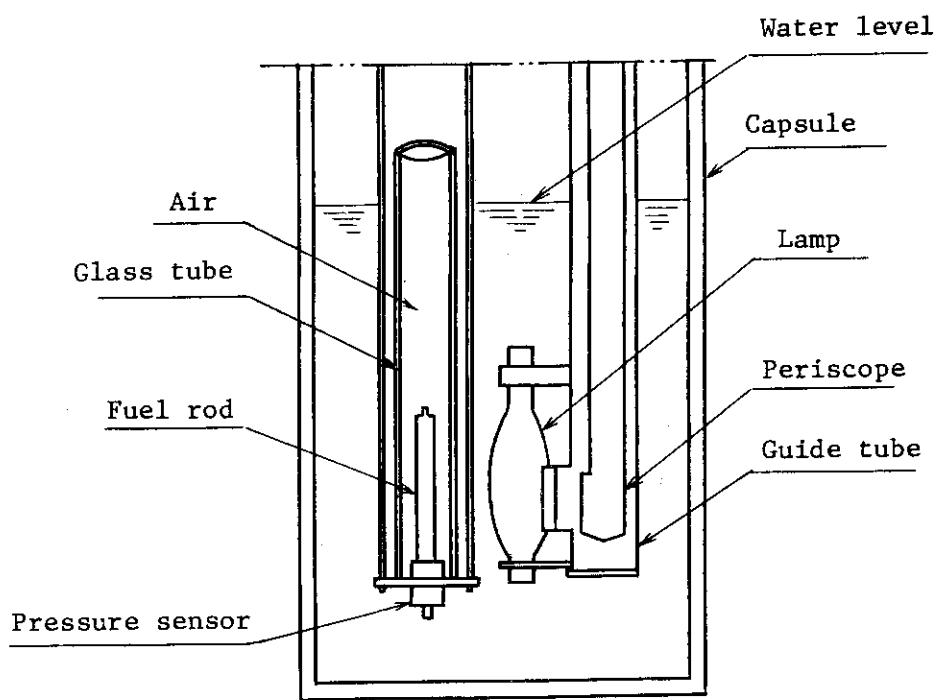


Fig.4.1 Test Arrangement in Test No. 600-5

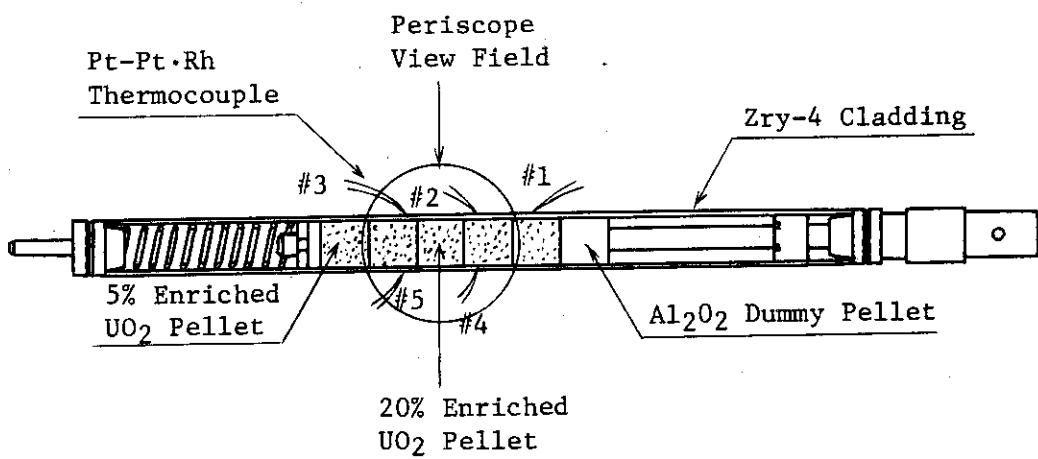


Fig. 4.2 Test Fuel Rod for Test No. 600-5

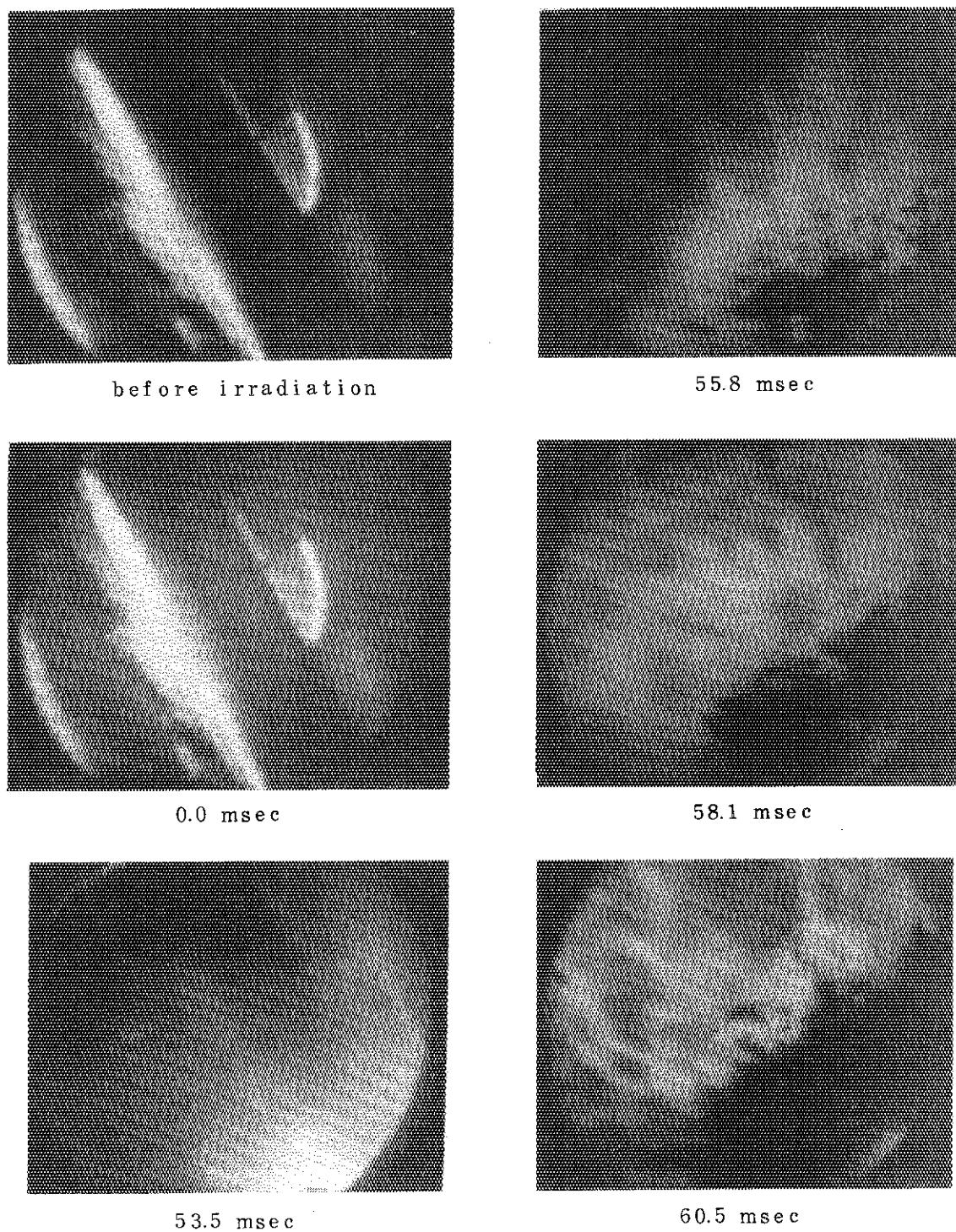
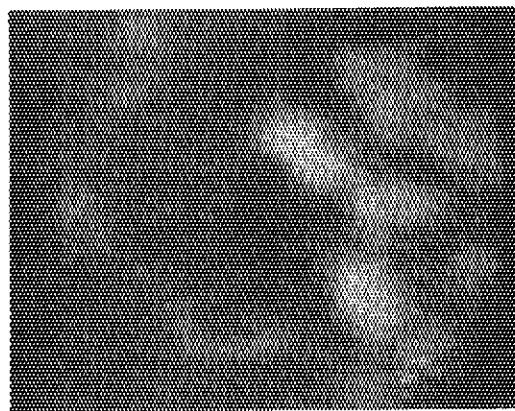


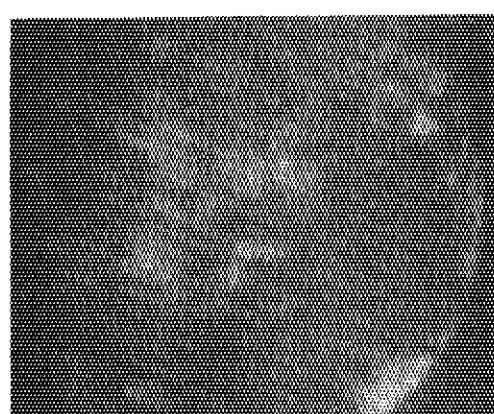
Fig. 4.3 Pictures printed from motion film taken at 430 fps in Test No.600-5. The fuel rod was subjected to ~ 300 cal/g·UO₂ in an air environment and burst immediately after reactor power burst.



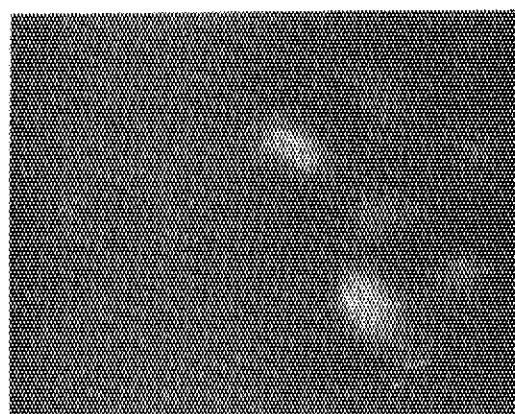
62.8 msec



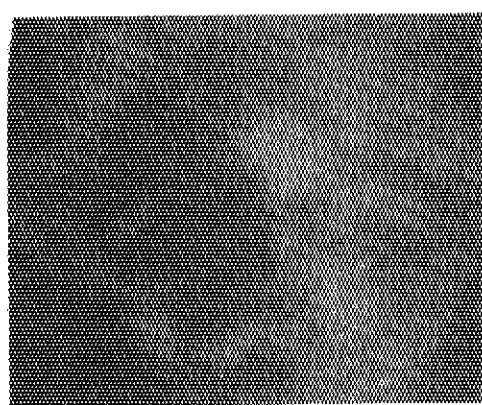
221 msec



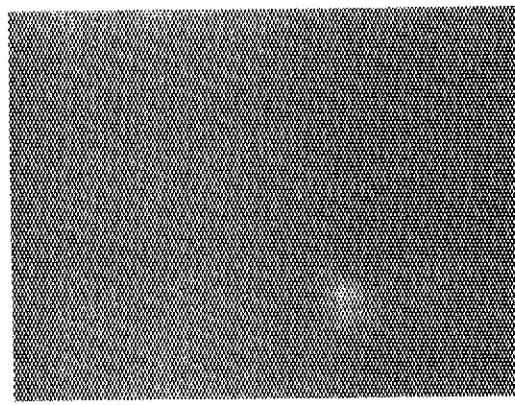
65.1 msec



391 msec



133 msec



1000 msec

F i g . 4 . 3 (C o n t i n u e d)

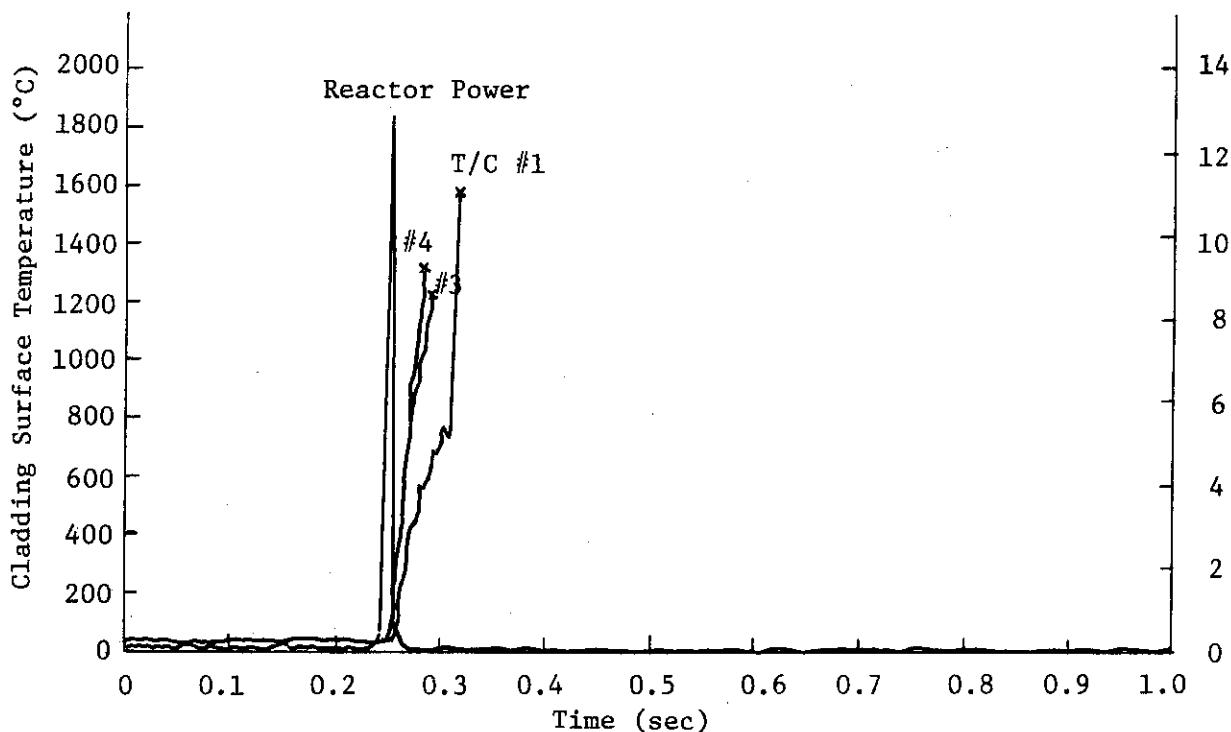


Fig. 4.4 Time Histories of Reactor Power and Cladding Surface Temperatures in Test No. 600-5

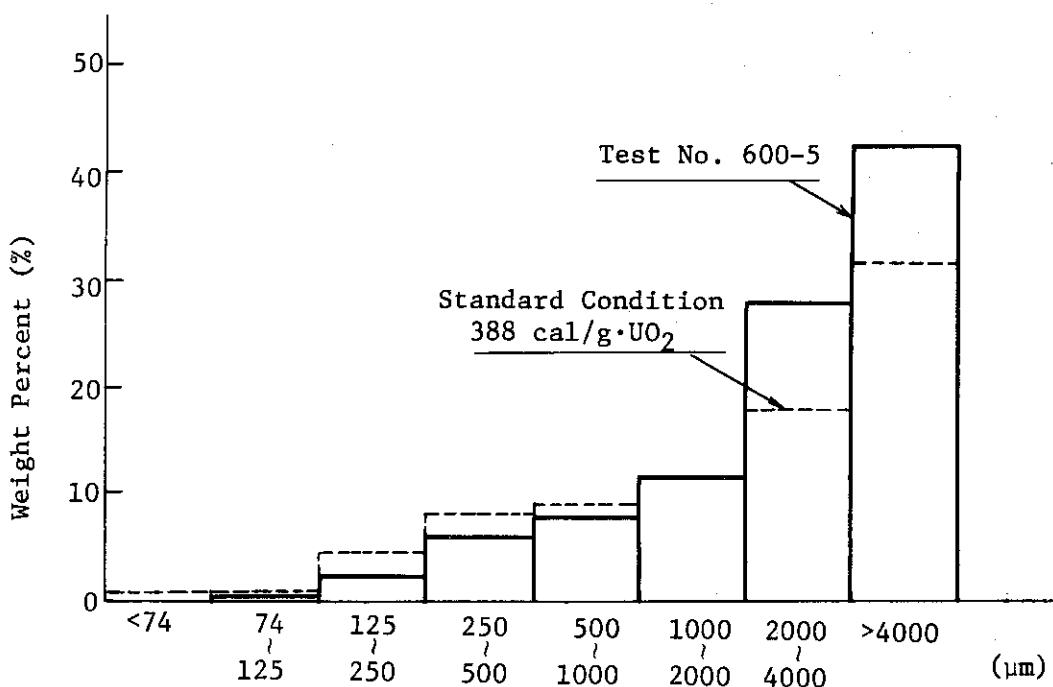


Fig. 4.5 Fuel Fragment Size Distribution in High Energy Deposition Failure

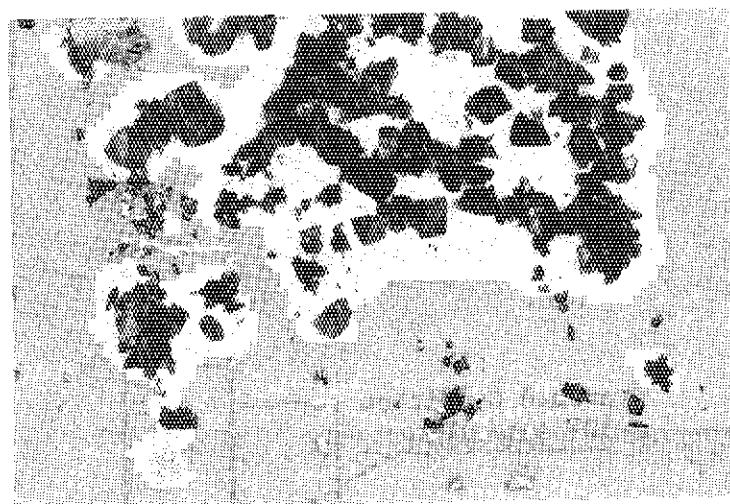
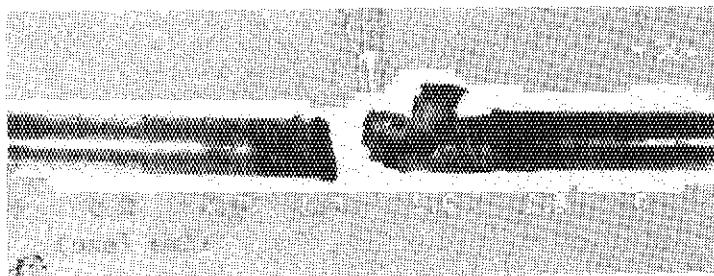
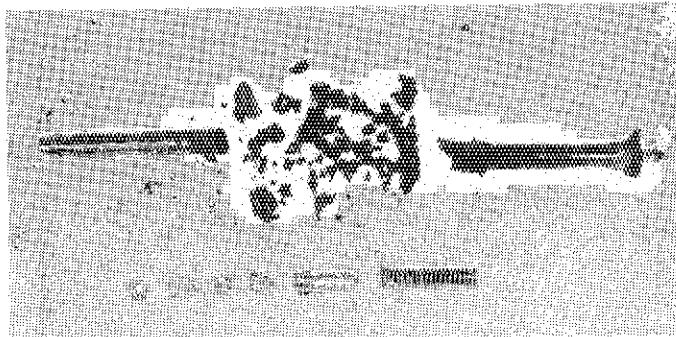


Fig. 4.6 Post-test Appearance of Fuel Rod in
Test No.600-5

5. 今後の実験計画

NSRRにおける実験は順調に進行し、本期迄に高温高圧カプセル並びに低圧水ループ(圧力10気圧)のスコーピング実験が終了した。また、可視カプセル実験も進行し、前回に比してより良い撮影が出来るようになった。次期以降は、高温高圧カプセル実験については燃料パラメータ実験を、ループ実験については高温高圧水ループ(圧力160気圧迄)による実験並びに可視カプセル実験を中心として実施する予定である。大気圧カプセル実験については、高発熱量付加時の機械エネルギー評価のための実験、冷却材パラメータ(流速およびサブクール)実験、U-Pu混合酸化物燃料実験を行なう。

また、燃料挙動解析コードNSR-77も基本バージョンは完成しているので実験解析をさらに進め、コードの検証ならびにモデルの改良を行なう。とくに実験解析については、これまでの大気圧カプセルによる燃料パラメータ実験、冷却材パラメータ実験の実験解析を通じて、燃料の破損機構と破損しきい値に及ぼすこれらパラメータの影響が定量的に明らかになりつつある。すなわち、未照射燃料である標準型燃料(非加圧)の場合の初期破損は被覆管の脆性破損であり、この破損は被覆材の酸化と内面の溶融等による被覆材の薄肉化が大きな原因であること、従って被覆管温度挙動に破損しきい値が大きく影響を受けることが明らかになった。すなわち、冷却材サブクール度が小さくなると被覆管温度が上昇するので破損しきい値は低下すること、逆に、流れがあると被覆管温度は低下するので破損しきい値は上昇すること等が、温度の実測値との対応で説明されるようになりつつあり、このことは計算コードによる温度計算によって将来破損しきい値を予測することが出来るようになると期待出来る。また、加圧燃料の内圧破損についても、加熱速度が早い反応度条件でも、破裂時の内圧と被覆管の温度の関係は、LOCA条件下で行なわれている炉外実験で得られた破裂時の内圧-温度特性に良く一致することが明らかになり、このことから加圧燃料においても、計算コードにより破損しきい値を予測できる見通しが得られた。さらに浸水燃料に対しても、過渡時の燃料棒内圧測定に成功し、また解析コードも作成されて実験との対応がなされつつあり、定量的に内圧の評価ならびに破損しきい値の予測も可能になるものと考えられる。

このように破損機構、破損しきい値が定量的に明らかになりつつあることから、実炉条件を模擬する目的で実施している高温高圧カプセル実験およびループ実験データも、例えば、脆性破損に対する影響については、高温高圧流动条件が被覆管温度に及ぼす効果、すなわち冷却材への熱伝達係数の評価等との対応づけにより、より一般性のあるデータとして利用できるものと思われる。

なお、今後の大きな研究課題は、バーンアップの進んだ場合の燃料挙動の解明にある。このため、NSRRにおけるバーンアップ燃料実験のための取扱設備等の概念設計を行うとともに実験計画の立案を進める。

参 考 文 献

A プログレス・レポート等

- A-1 石川, 富井監修: "NSRR 実験プログレス・レポート・1(1975年10月～1976年3月)"
JAERI-M 6635 (1976)
- A-2 石川, 富井監修: "NSRR 実験プログレス・レポート・2(1976年4月～1976年6月)"
JAERI-M 6790 (1976)
- A-3 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・3(1976年7月～1976年12月)", JAERI-M 7051 (1977)
- A-4 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・4(1977年1月～1977年6月)", JAERI-M 7304 (1977)
- A-5 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・5(1977年7月～1977年12月)", JAERI-M 7554 (1978)
- A-6 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・6(1978年1月～1978年6月)", JAERI-M 7977 (1978)
- A-7 反応度安全研究室, 他: "NSSR 実験プログレス・レポート・7(1978年7月～1978年12月)", JAERI-M 8259 (1979)
- A-8 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・8(1979年1月～1979年6月)", JAERI-M 8799 (1980)
- A-9 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・9(1979年7月～1979年12月)", JAERI-M 9011 (1980)
- A-10 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・10(1980年1月～1980年6月)", JAERI-M 9319 (1981)
- A-11 反応度安全研究室, 他: "NSRR 実験プログレス・レポート・11(1980年7月～1980年12月)", JAERI-M 9755 (1981)
- その他, NSRR 実験結果速報 (1)～55

B 実験結果に関するトピカル・レポート、学会誌、国際会議提出論文等

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

- Fuel Coolant Interaction in NSRR", Proceedings of 3rd Specialists' Meeting on the Sodium Fuel Interaction in Fast Reactors (NEA-CSNI), Tokyo, (1976)
- B-4 石川迪夫 : "NSRR 実験に現われた燃料破損挙動", 火力原子力発電, vol. 28, № 5 (1976)
- B-5 A. Morishima, et al. : "Safety of Light Water Reactor Fuel", Nuclear Power and its Fuel Cycle vol. 2, International Atomic Energy Agency, Vienna (1977)
- B-6 M. Inshikawa, et al. : "NSRR Experiments on LWR Fuel Behavior Under Reactivity Initiated Accident Conditions", Proceedings of Topical Meeting on Thermal Reactivity, CONF-770708, Sun Valley, Idaho (1977)
- B-7 塩沢周策 : "NSRR 実験における標準燃料の振舞いに関する一考察", JAERI-M 7267 (1977)
- B-8 石川迪夫, 他 : "NSRR 実験報告, (I) 軽水炉燃料の常温・常圧下での破損実験", 日本原子力学会誌, vol. 19 № 7 (1977)
- B-9 石川迪夫, 他 : "NSRR 実験報告, (II) 軽水燃料の常温・常圧下での破損実験", 日本原子力学会誌, vol. 20 № 10 (1978)
- B-10 大西信秋, 他 : "NSRR 実験における試験燃料の発熱量の評価", JAERI-M 7539 (1978)
- B-11 星 蔦雄, 他 : "NSRR 実験における燃料中心温度測定", JAERI-M 7796 (1978)
- B-12 星 蔦雄, 他 : "反応度事故条件下における未照射燃料の破損挙動", 日本原子力学会誌, vol. 20, № 9 (1978)
- B-13 S. Kobayashi, et al. : "Experiment Results of Some Cluster Tests in NSRR", Journal of Nuclear Science and Technology vol. 15, № 6 (1978)
- B-14 M. Nozawa, et al. : "Fast Reactor Fuel Test Program in the NSRR", For Presentation at NRC/RSR - Japan FBR Safety Research and Development Meeting, in Tokyo, Japan (1978)
- B-15 S. Suguri, et al. : "Results of In-pile Experiments in the NSRR on Reactivity Initiated Accidents", 6th PNS-Kolloquium at Karlsruhe, KfK-2770 (1978)
- B-16 大西信秋, 他 : "反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼす発熱分布の影響" JAERI-M 6990, (1978)
- B-17 T. Fujishiro, et al. : "Light Water Reactor Fuel Response During Reactivity Initiated Accident Experiments", NUREG/CR-0269 TREE-1237, (1978)
- B-18 斎藤伸三, 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 8178 (1979)
- B-21 柳原 敏, 他: "NSRR 実験におけるジルカロイ被覆管の円周方向の酸化膜厚さに基づく
温度分布の評価", JAERI-M 8200 (1979)
- B-22 T. Fujishiro, et al.: "A Study on Pressure Generation Caused by Actual
Fuel Failure in the NSRR Experiment", Fourth CSNI
Specialist Meeting on Fuel-Coolant Interaction in Nuclear
Reactor Safety, Bournemouth, UK (1979)
- B-23 M. Ishikawa, et al.: "A Study on Fuel Failure Mechanism for Unirradiated
Fuel Rods under a Reactivity Initiated Accident Condition".
International Colloquim on Irradiation Tests for Reactor
Safety Programme, Petten, Netherland (1979)
- B-24 塩沢周策, 他: "NSRR 実験における UO₂ - ジルカロイ反応", JAERI-M 8267
(1979)
- B-25 M. Mori, et al.: "Study on the Transient Cooling Process of a Fuel Rod
in a Reactivity Initiated Accident", J. of Nuclear Science
and Technology, Vol. 17, No. 6 June, 1980
- B-26 M. Ishikawa, et al.: "Recent Results From the NSRR Experiments",
Seventh Reactor Safety Research Information Meeting,
Gaithersburg, USA (1979)
- B-27 斎藤伸三, 他: "サブクール水中におけるクエンチング現象と熱伝達",
JAERI-M 8570 (1979)
- B-28 斎藤伸三, 他: "冷間加工および完全焼鈍被覆材の燃料破損挙動に及ぼす影響",
JAERI-M 8586 (1979)
- B-29 落合政昭, 他: "反応度事故条件下における燃料挙動に及ぼすラン・アウト出力の影響",
JAERI-M 8285 (1979)
- B-30 T. Hoshi, et al.: "Fuel Failure Behavior of PCI-Remedy Fuels under the
Reactivity Initiated Accident Conditions", JAERI-M 8836
(1980)
- B-31 斎藤伸三, 他: "NSRR による混合酸化物燃料の破損挙動に関する研究(I)", JAERI-M
8865 (1980)
- B-32 藤城俊夫, 他: "反応度事故条件下の燃料挙動に及ぼす冷却材の流動の影響(1)",
JAERI-M 9104 (1980)
- B-33 細川隆徳, 他: "反応度事故条件下における燃料破損挙動に及ぼすペレット形状の影響",
JAERI-M 9140 (1980)
- B-34 稲辺輝雄, 他: "NSRR における混合酸化物燃料予備実験の結果", JAERI-M 9178
(1980)

- B-35 M.Ishikawa, et al. : "A study of Fuel Behavior under Reactivity Initiated Accident Conditions—Review", J. Nucl. Mater. 95 (1980).
- B-36 T.Fuiishiro, et al. : "The Effects of Coolant Flow on Light Water Reactor Fuel Behavior during a Reactivity Initiated Accident", J. Nucl. Sci. Tech. 18-3 (1981).
- B-37 大西信秋, 他: "TREAT における反応度事故条件を模擬した燃料破損実験に関する検討", JAERI-M 9488, (1981)
- B-38 藤城俊夫, 他: "NSRR 強制対流実験リグのボイド発生時の流動特性", JAERI-M 9630, (1981)
- B-39 床井博見, 他: "反応度事故に伴う破壊エネルギー発生機構の研究, 炉外可視実験報告", JAERI-M 9840, (1981)
- B-40 斎藤伸三, 他: "燃料棒急速加熱条件下における燃料過渡挙動の可視的研究", JAERI-M 9756, (1981)
- B-41 藤城俊夫, 他: "NSRR 強制対流実験におけるボイド挙動の測定", JAERI-M 9825, (1981)
- B-42 S.Saito, et al. : "Development of In-reactor Fuel Behavior Observation Facility", J. Nucl. Sci. Tech. vol. 18, No. 6, June 1981
- B-43 星 薫雄, 他: 軽水炉における事故時の燃料破損と炉心の冷却性", 日本原子力学会誌, vol. 23, No. 12, (1981年12月)

C 計算コード、解析結果等

- C-1 石川迪夫, 他: "軽水動力炉の動特性解析 (核熱水力結合動特性解析コード EUREKA による解析)", JAERI-1201 (1971)
- C-2 石川迪夫, 他: "軽水動力炉の反応度事故時に現われる減速材温度効果" 日本原子力学会誌 vol. 13, No. 6 (1971)
- C-3 石川迪夫, 他: "即発性減速材加熱 (PMH) 効果がもたらすフィードバック挙動", 日本原子力学会誌, vol. 13, No. 6 (1971)
- C-4 石川迪夫, 他: "暴走出力により誘起される即発性減速材加熱 (PMH) 効果", JAERI-1214, (1971)
- C-5 M.Ishikawa, et al. : "EUREKA : A Computer Code for Uranium-Oxide Fueled, Water Cooled Reactor Kinetics Analysis", JAERI-1235, (1974)
- C-6 大西信秋 : "重みつき残差法を用いた有限要素非定常2次元熱伝導計算コード (HEATRN-FEM)", JAERI-M 6665 (1976)
- C-7 S.Saito : "Evaluation of Effects of Finite Mixing Time and Non-Condensable Gas on Fuel Sodium Interactions", Journal of Nuclear Science and Technology, 14 [6] (1977)
- C-8 稲辺輝雄, 他: "準静的多元空間依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 : "燃料破損とともに発生する破壊力の解析コード : PULSE-2",
JAERI-M 7583 (1978)
- C-11 大西信秋 : "軽水炉の事故時の燃料挙動解析コード MCDRAN-1"
JAERI-M 8634 (1979)
- C-12 石島清見, 他 : "NSRR 実験データ・バンク・システムの開発 (その1)",
JAERI-M 9261 (1981)
- C-13 T.Fujishiro, et al. : "A Computer Code for Fuel/Coolant Interaction Analysis under LWR and LMFBR Conditions",
JAERI-M 9306 (1981)

D NSRR 庫特性、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 本の発熱計算 (NSRR の炉物理と核設計・4)",
JAERI-M 5613 (1974)
- D-3 伊勢武治, 他 : "NSRR の熱中性子スペクトラム, 温度係数および動特性パラメータ
(NSRR の炉物理と核設計・1)", JAERI-M 5730 (1974)
- D-4 藤城俊夫, 他 : "NSRR カプセルの耐爆実験", JAERI-M 5861 (1974)
- D-5 斎藤伸三, 他 : "NSRR 炉心燃料の機械的および熱的健全性確認試験",
JAERI-M 6021 (1975)
- D-6 藤城俊夫, 他 : "溶融金属の水中落下実験 (溶融金属, 水相互作用における金属の微粒子化
発生条件)", JAERI-M 6281 (1975)
- D-7 NSRR 管理室, 反応度安全研究室 : "NSRR 臨界および特性試験報告",
JAERI-M 6791 (1976)
- D-8 S.Saito, et al. : "Measurement and Evaluation on Pulsing Characteristics
and Experimental Capability", Journal of Nuclear Science
and Technology, vol. 14, No. 3 (1977)
- D-9 山崎 利, 他 : "NSRR 大気圧カプセルおよび実験計装の現状", JAERI-M 7105
(1977)
- D-10 S.Saito, et al. : "An Optical Approach for the Observation of Nuclear
Fuel Failure Phenomenon in a Water Environment",
Proceedings of the 13th International Congress on High
Speed Photography and Photonics, Tokyo (1978)
- D-11 NSRR 研究委員会実験計装開発専門部会 : "放射線による燃料移動測定の現状",

JAERI-M 7683 (1978)

D-12 柳原 敏, 他: “カロリメトリ法によるNSRR 試験燃料の発熱量の較正”,
 JAERI-M 8457 (1979)

D-13 斎藤伸三, 他: “NSRR 実験孔内中性子束および γ 線量率の評価”,
 JAERI-M 8474 (1979)

D-14 小林晋昇, 他: “NSRR 高温高圧水カプセルの試作開発”, JAERI-M 8274
 (1979)

D-15 橋倉宏行, 他: “NSRR 実験孔内中性子束及び γ 線量率の評価(II)”,
 JAERI-M 9142 (1980)

D-16 斎藤伸三, 他: “NSRR 実験用ナトリウムループの試作と特性試験”,
 JAERI-M 9114 (1980)

E NSRR計画、解説等

E-1 石川迪夫 : “反応度事故に対する安全性研究”, 日本原子力学会誌 vol. 12, № 5
 (1970)

E-2 原子炉安全性研究炉委員会: “反応度事故研究の概要と安全性研究炉 (NSRR) 計画”
 JAERI-memo 4031 公開 (1970)

E-3 石川迪夫, 他: “反応度事故に関する安全性研究計画”, 火力原子力発電, vol. 26, № 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)

E-7 M. Ishikawa, et al. : “Present Status and Future Plan of In-Reactor
 Experiments on Fuel Behavior under Accidental Conditions
 of Light Water Reactor”, Energy Development in Japan,
 vol. 2 (1979)

E-8 M. Ishikawa, et al. : “In Reactor Experiments in Japan”, Seventh Reactor
 Safety Research Information Meeting, Geithersburg, USA
 (1979)

E-9 大西信秋 : “NSRR の概要と制御棒較正について”, 炉物理の研究

付録A NSRR炉の概要

(1) NSRRの構成

NSRRによる燃料破損実験では、試験燃料にパルス状の高い中性子束を与えることによって、実際の原子炉における反応度事故時の厳しい過渡的挙動を模擬した発熱状態を起こし、試験燃料を破損に至らしめるものである。この実験の母体となるNSRRは、高いパルス性能を有するTRIGA型原子炉に実験上の便宜を考慮して改良を加えた熟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バラメータ実験に便利である。一方、垂直装填管は、ループ実験や燃料集合体実験のような大形の実験物を用いる場合に使用する。

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

(2) 炉心構成

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

U-ZrH燃料は、炉心に大きな正の反応度を印加しても、速かに炉出力の上昇を抑える差の即発性の負の温度係数(約 $-9.3 \times 10^{-5} \text{ dk/k/C}$)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、熟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の六角形の空実験孔の周囲に稠密に配列され炉心を構成する。炉心内の燃料本数は149本であり、炉心は約\$8.5の余剰反応度を有する。また、炉心内には安全棒2本、調整棒6本(いずれも燃料フォロア型制御棒)の制御棒のほかに、パルス出力発生のために用いるトランジェント棒3本がある。トランジェント棒はB₄Cの中性子吸収体に空気フォロアのついた制御棒で、3本のトランジェント棒のうち2本

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

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

(3) パルス特性

現在までに実施したパルス運転における最大投入反応度は\$4.67であるが、この最大パルス時における炉出力のピーク値は21,100MWであり、1パルス当たりに放出される炉出力の時間積分値(放出ニネルギ)117MW·sec、パルス半值幅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、実験等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340cal/g·UO₂でこれはUO₂の溶融エンタルビを十分に上まわるものである。

Table A - 1 Characteristics of NSRR

(1) <u>Reactor Type;</u>	Modified TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor)
(2) <u>Reactor Vessel;</u>	3.6 ^m (wide) x 4.5 ^m (long) x 9 ^m (deep) open pool
(3) <u>Fuel;</u>	
Fuel type	12 wt% U-ZrH fuel
Fuel enrichment	20 wt% U-235
Clad material	Stainless steel
Fuel diameter	3.56cm
Clad diameter	3.76cm O.D.
Length of fuel section	38cm
Number of fuel rods	157 (including 8 fuel-followed control rods)
Equivalent core diameter	62cm
(4) <u>Control Rods;</u>	
Number	8 (including 2 safety rods)
Type	Fuel followed type
Poison material	Natural B,C
Rod drive	Rack and pinion drive
(5) <u>Transient Rods;</u>	
Number	2 fast transient rods and 1 adjustable transient rod
Type	Air followed type
Poison material	92% enriched B,C
Rod drive	Fast : Pneumatic Adjustable : Rack and pinion & Pneumatic
(6) <u>Core Performance;</u>	
a) Steady state operation	
Steady state power	300KW
b) Pulse operation	
Max. peak power	21,100MW
Max. burst energy	117MW-sec
Max. reactivity insertion	3.4% Δk (\$4.57)
Min. period	1.17 msec
Pulse width	4.4 msec (1/2 peak power)
Neutron life time	30 usec
(7) <u>Experiment Tube;</u>	
Inside diameter	22cm

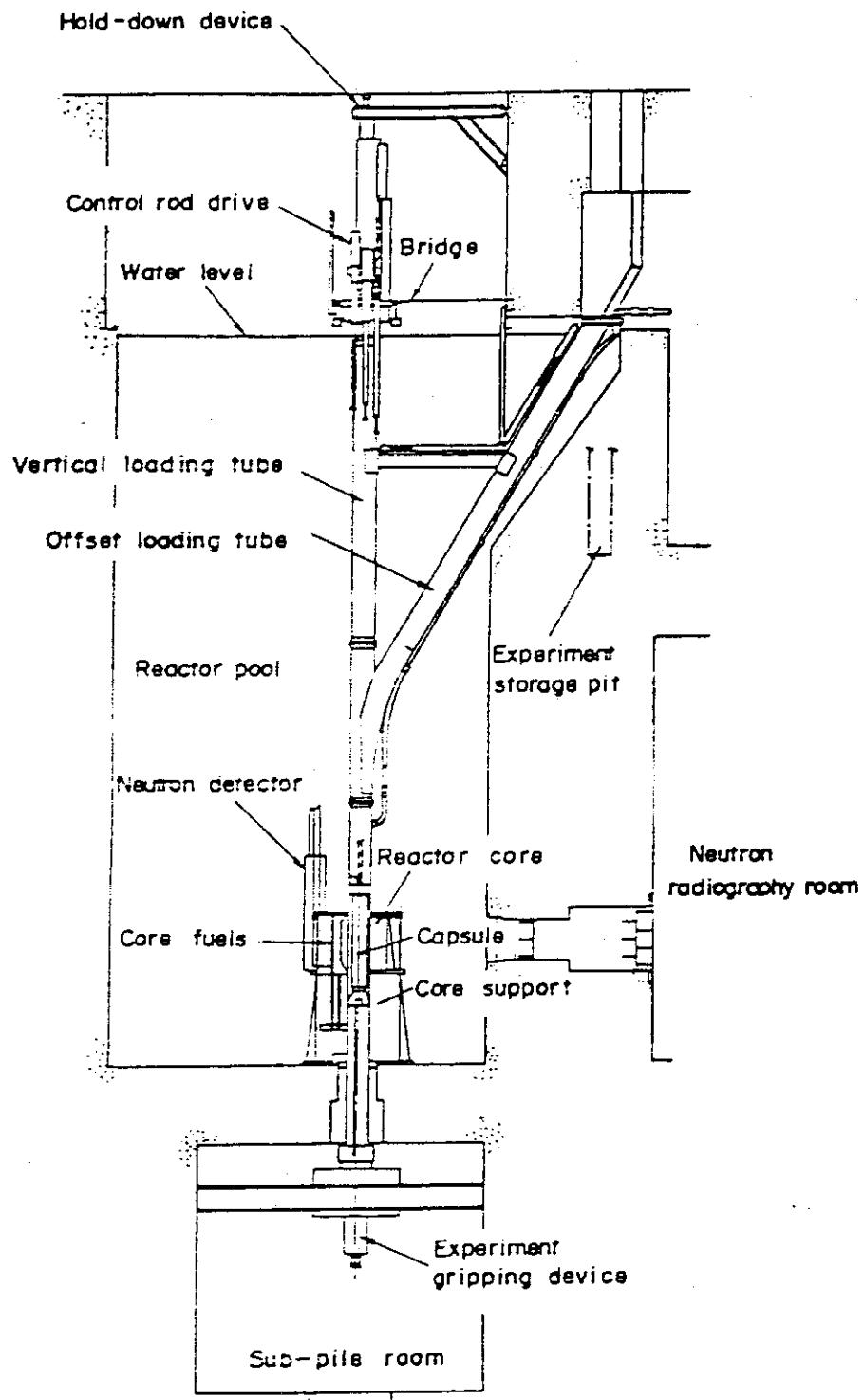


Fig. A - 1 General Arrangement of NSRR

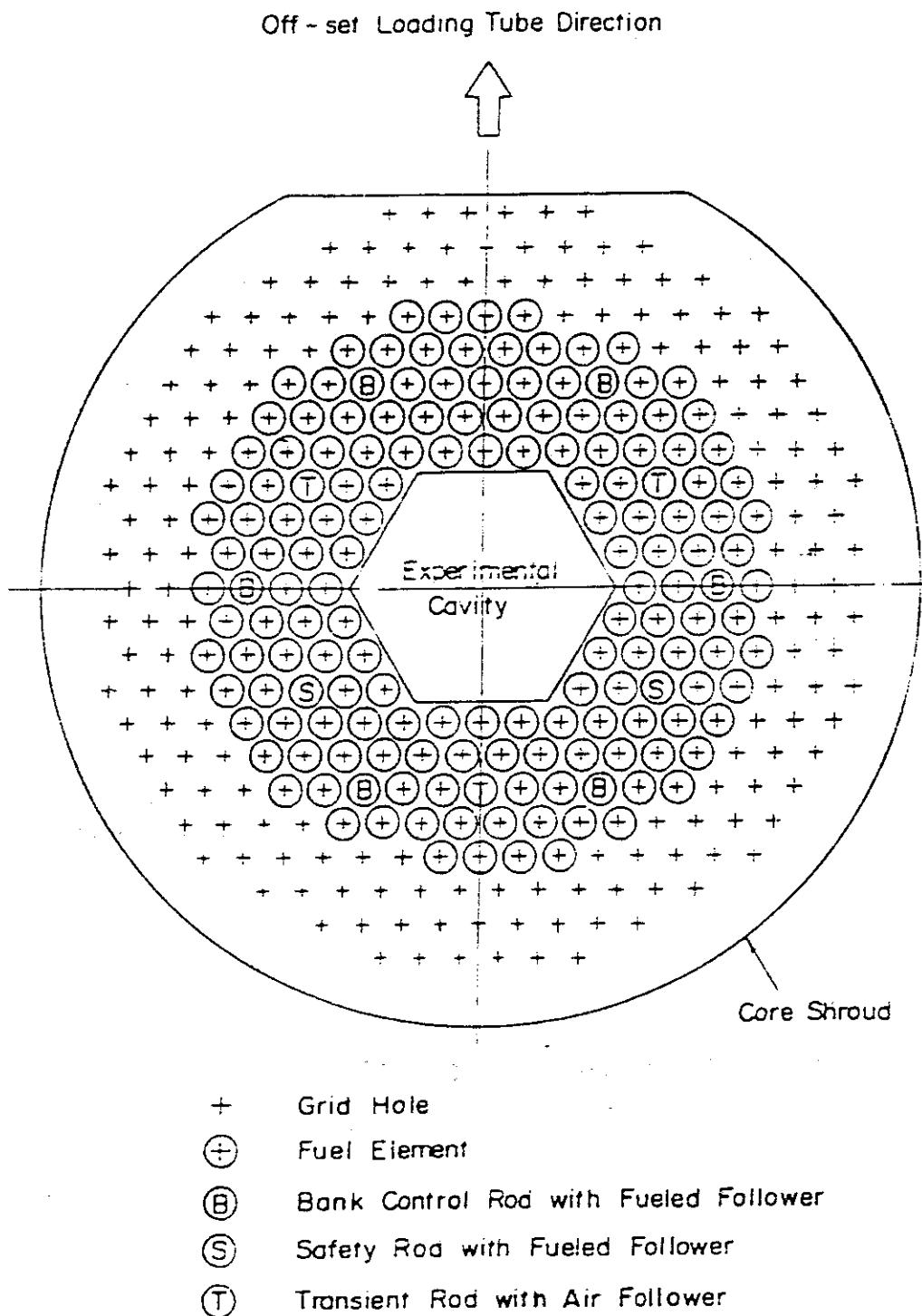


Fig. A - 2 Operational Core Configuration

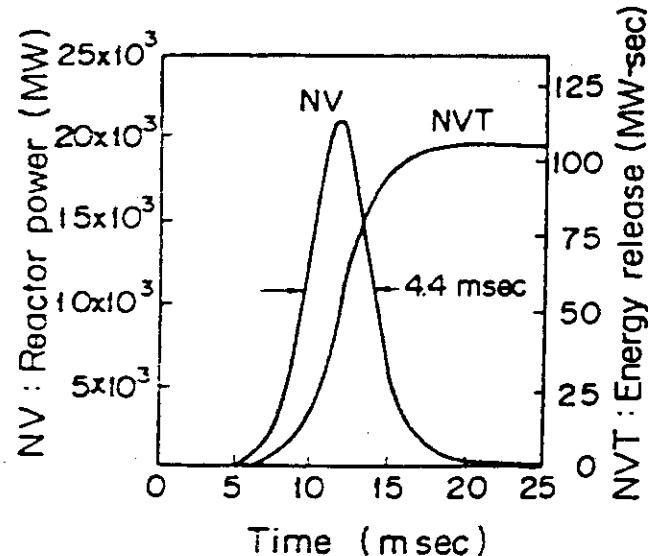


Fig. A - 3 Reactor Power and Core Energy Release given by \$ 4.67 Pulse

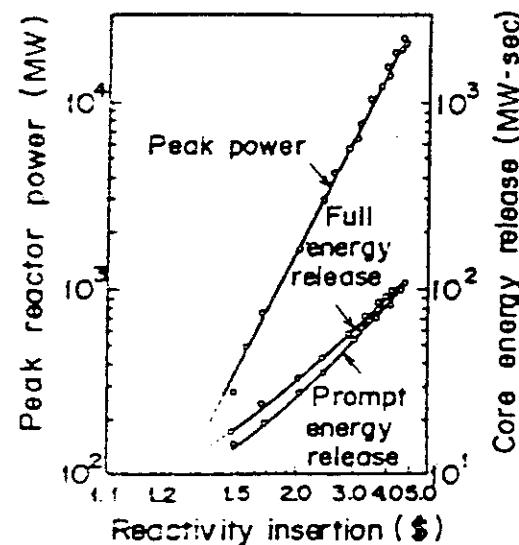


Fig. A - 4 Peak Reactor Power and Core Energy Release Versus Reactivity Insertion

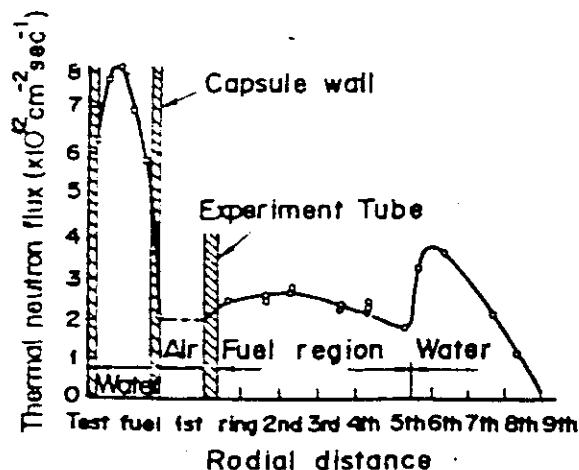


Fig. A - 5 Radial Thermal Neutron Flux Distribution in the Core and Capsule

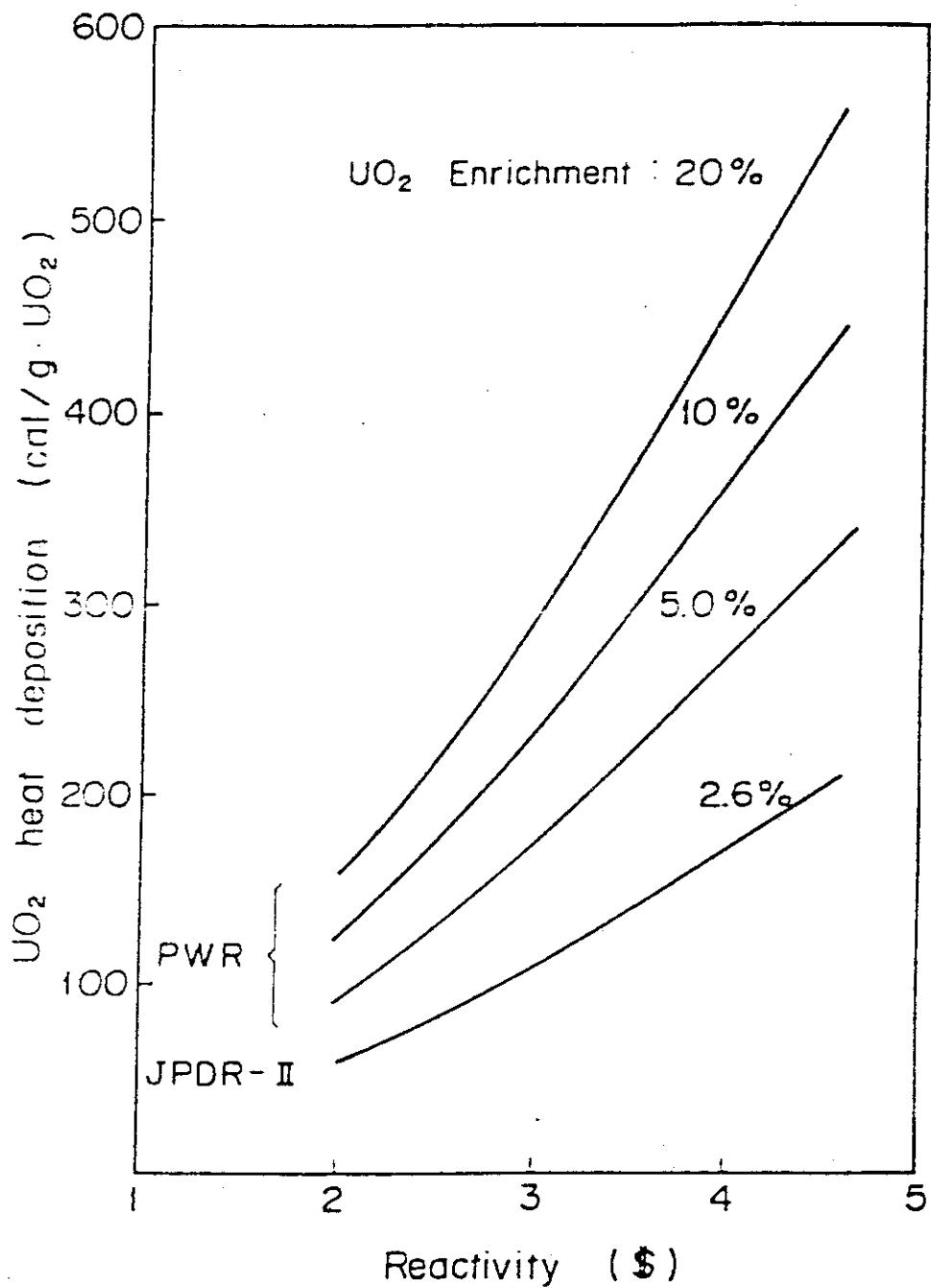


Fig. A - 6 Heat Deposition in a LWR Size Test Fuel Rod Contained in a Capsule with Water as a Function of Inserted Reactivity in Pulsing Operation

付録 B 大気圧カプセル、高温高圧カプセル、水ループ
および標準試験燃料

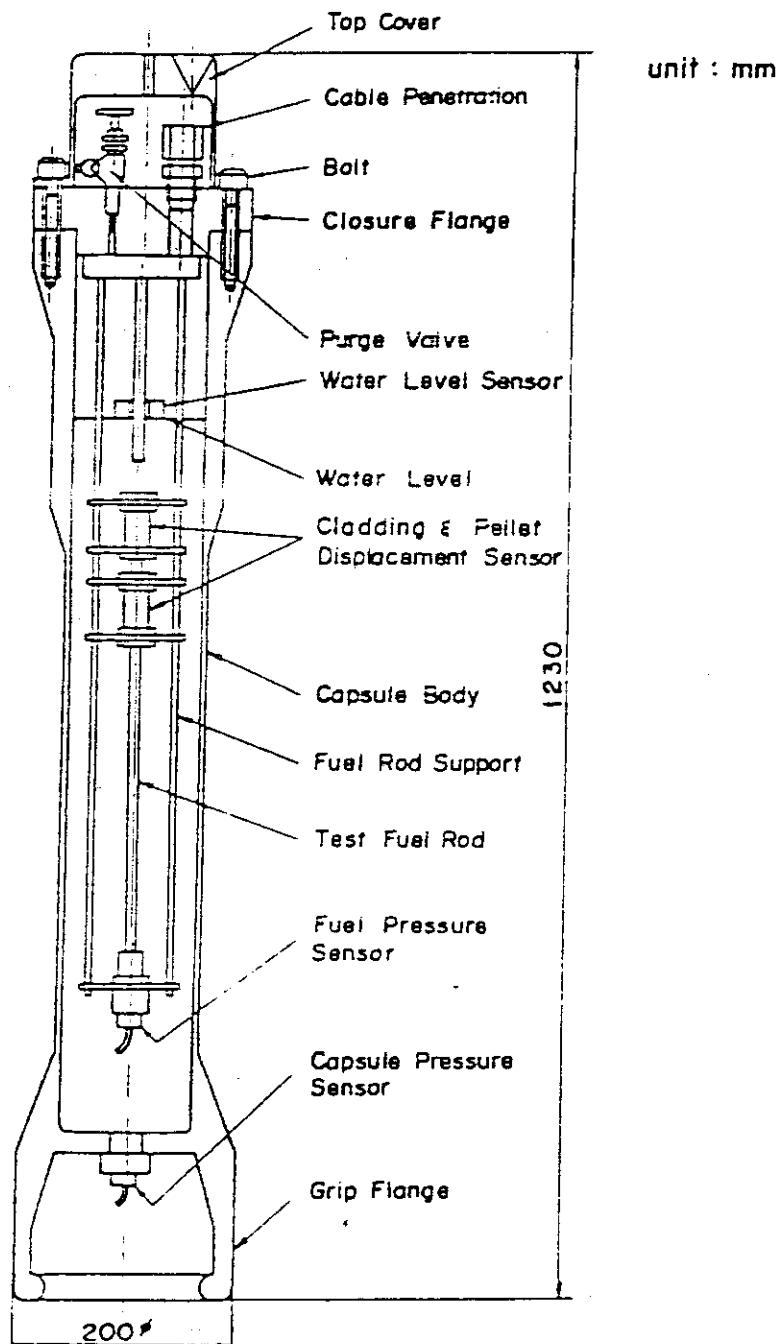


Fig. B - 1 Standard Water Capsule

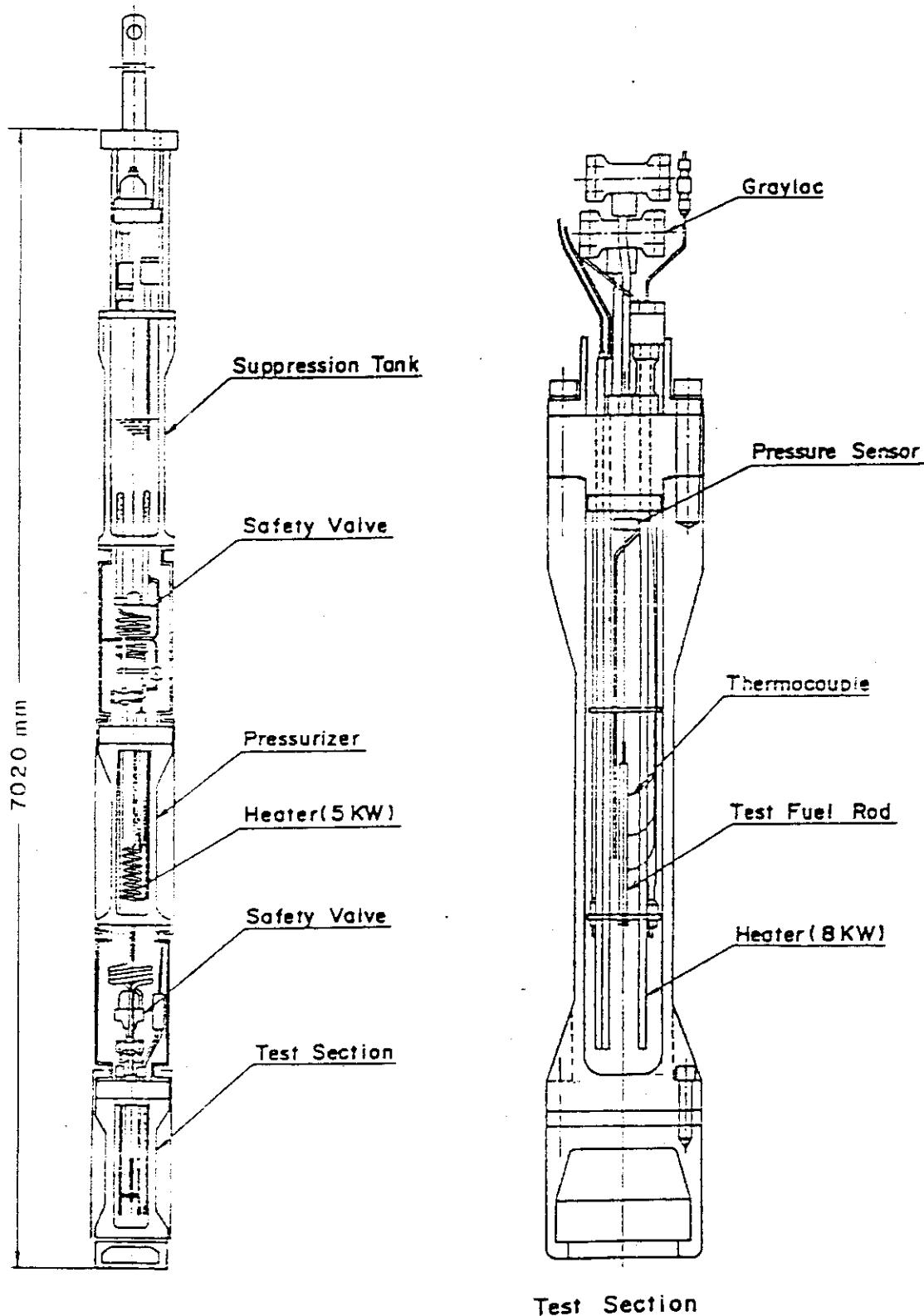


Fig. B - 2 Schematic of high pressure capsule

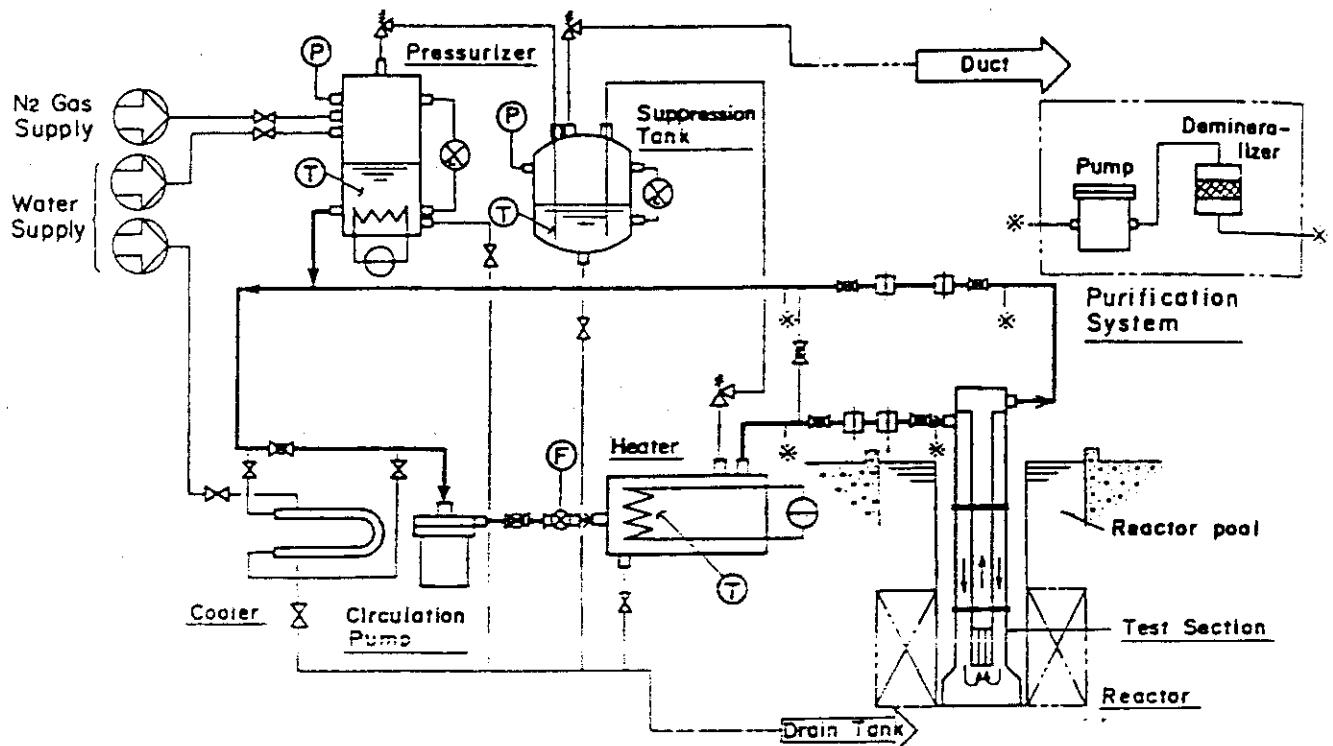


Fig. B - 3 L.P., L.T. Loop

unit : mm

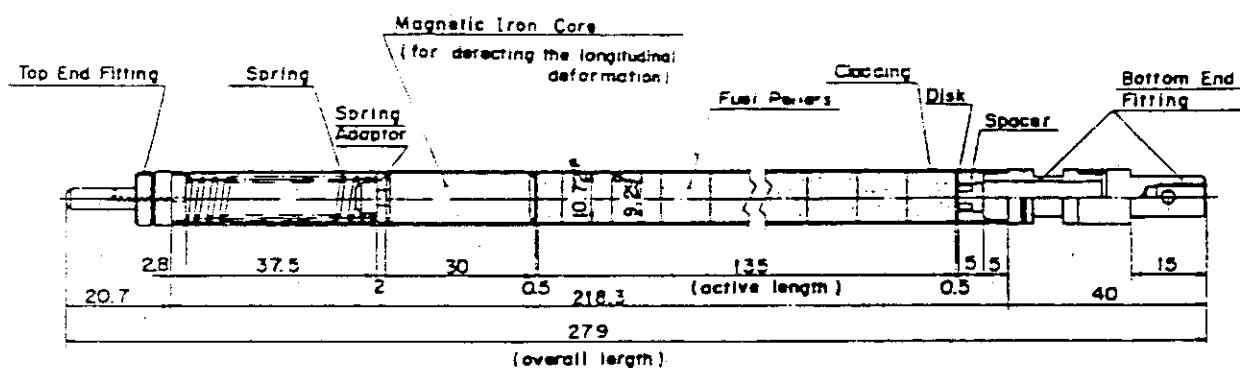


Fig. B - 4 Standard Type Test Fuel

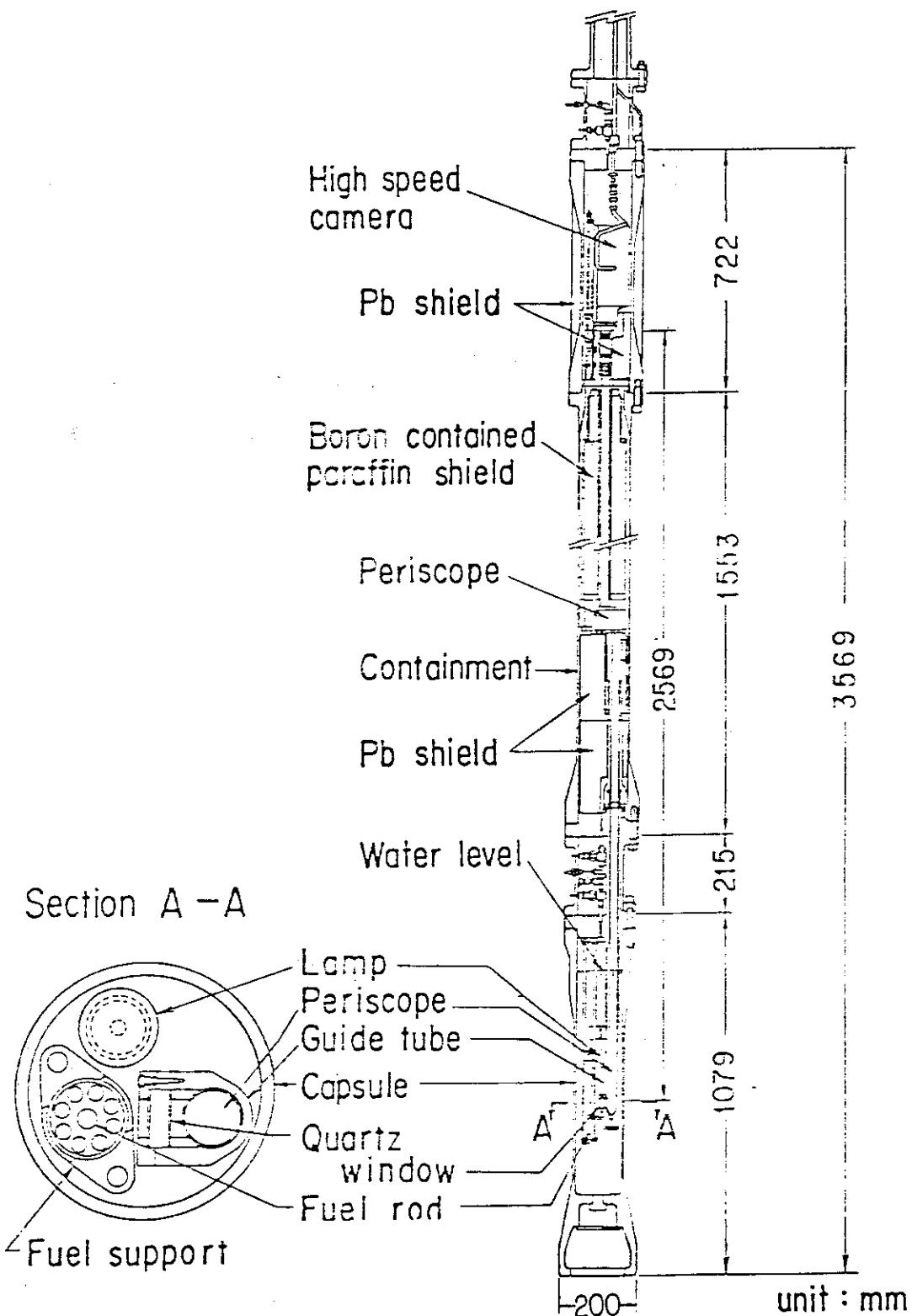


Fig. B - 5 Schematic Configuration of In-reactor Fuel Behaviour Observation System

付録C N S R R 実験概要一覧

Table C に今期までNCSR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、N S R Rにおいて初回からどのような実験を行ってきたか把握しやすいようにするためにとりまとめたものである。

Table C Summary of the NSRR experiments

(Oct., '75 - Dec., '80)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (macc)	Fuel type	Enrichment (%)	Test fuel		Test results	
						Single/ bundle	Fuel failure	Loss of structural integrity	
103-1	441	267	2.16	Standard	10.0	S	S	O	
103-2	455	180	3.36	Standard	10.0	S	O	O	
103-3	467	219	2.72	Standard	10.0	S	S	O	
103-4	482	364	1.48	Standard	10.0	S	S	O	
103-5	532	239	2.26	Standard	10.0	S	S	O	
103-6	704	230	2.31	Standard	10.0	S	S	O	
103-7	727	205	2.61	Standard	10.0	S	S	O	
103-15	759	215	1.73	Standard	5.0	S	S	O	
103-16	784	234	1.54	Standard	5.0	S	S	O	
103-21	736	206	3.33	Standard	20.0	S	S	O	
103-22	748	192	3.78	Standard	20.0	S	S	O	
103-9	573	246	2.10	Standard	10.0	S	S	O	
103-10	587	186	3.15	Standard	10.0	S	S	O	
103-11-1	624	179	3.20	Standard	10.0	S	S	O	
103-11-2	625	178	3.20	Standard	10.0	S	S	O	
103-11-3	626	175	3.20	Standard	10.0	S	S	O	
103-11-4	627	174	3.20	Standard	10.0	S	S	O	
103-11-5	628	173	3.20	Standard	10.0	S	S	O	
103-11-6	629	170	3.53	Standard	10.0	S	S	O	
103-12-1	650	229	2.19	Standard	10.0	S	S	O	
103-12-2	651	232	2.19	Standard	10.0	S	S	O	
103-12-3	652	232	2.19	Standard	10.0	S	S	O	
103-12-4	653	232	2.31	Standard	10.0	S	S	O	
103-12-5	654	260	2.19	Standard	10.0	S	S	O	
103-12-6	655	230	2.03	Standard	10.0	S	S	O	
103-14	520	175	2.33	Standard	5.0	S	S	O	
103-20	679	178	4.04	Standard	20.0	S	S	O	
103-24	955	198	2.83	Standard	10.0	S	S	O	
103-23	956	204	2.72	Standard	10.0	S	S	O	
104-1	831	112	6.13	Short-sized	10.0	S	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
104-2	848	376	1.34	Short-sized	10.0	S		O
104-3	861	380	1.34	Short-sized	10.0	S		O
104-4	893	299	1.69	Short-sized	10.0	S		O
104-5	951	420	1.24	Special	10.0	S		O
104-6	1005	200	2.63	Special	10.0	S		O
104-7	1035	170	3.18	Standard	10.0	S		O
111-1	123	44	9.14	JP-II	2.6	S		
111-2	126	112	2.29	JP-II	2.6	S		
111-3	127	181	3.29	Standard	10.0	S		
111-4	135	244	2.41	Standard	10.0	S		
111-5	136	270	1.91	Standard	10.0	S		
111-6	140	333	1.61	Standard	10.0	S		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		
111-12b	1027	165	3.59	Standard	10.0	S		
111-13	340	140	4.48	Standard	10.0	S		
111-14	362	161	3.82	Standard	10.0	S		
111-16	351	221	2.77	Standard	10.0	S		
111-17	363	229	2.57	Standard	10.0	S		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		
111-20B	681	388	1.28	Standard	10.0	S		
111-21	675	441	1.15	Standard	10.0	S		O
111-22	708	170	2.31	Standard	10.0	S		
111-23	880	393	1.34	Short-sized	10.0	S		O
111-24	965	486	1.39	Standard	20.0	S		O
111-25	1001	475	1.40	Standard	20.0	S		O
111-26	1020	528	1.35	Standard	20.0	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
111-27	1057	529	1.37	Standard	20.0	S	O	O
111-28*	1080	474	1.40	Standard	20.0	S	O	O
111-29*	1090	432	1.26	Standard	10.0	S	O	O
111-30*	1108	508	1.30	Standard	20.0	S	O	O
111-31*	1117	508	1.30	Standard	20.0	S	O	O
111-3-1	303	245	2.22	Standard	10.0	S	O	O
111-3-2	304	264	2.06	Standard	10.0	S	O	O
111-3-3	305	481 (*1)	1.41	Standard	10.0	S		
111-5-1	439	214	2.81	Standard	10.0	S		
111-5-2	440	210	2.77	Standard	10.0	S		
111-5-3	450	240	2.42	Standard	10.0	S	O	
111-5-4	503	262	2.05	Standard	10.0	S	O	
111-5-5	514	239	2.42	Standard	10.0	S		
111-5-6	527	342	1.56	Standard	10.0	S	O	O
111-5-7	521	221	2.66	Standard	10.0	S		
111-5-8	614	197	2.89	Standard	10.0	S	O	
111-5-9	631	157	3.62	Standard	10.0	S		
111-5-10	594	153	3.82	Standard	10.0	S	O	
111-5-11	669	214	2.44	Standard	10.0	S		
111-5-12	678	248	2.03	Standard	10.0	S		
111-5-22	889	342	1.56	Standard	10.0	S	O	O
111-5-23	894	331	1.56	Standard	10.0	S	O	O
111-5-24	900	249	2.13	Standard	10.0	S		
111-5-25	903	343	1.56	Standard	10.0	S	O	O
111-5-26	939	366	1.43	Standard	10.0	S	O	O
111-5-27	924	366	1.43	Standard	10.0	S	O	O
111-5-28	940	293	1.72	Standard	10.0	S	O	O
111-5-29	942	338	1.56	Standard	10.0	S	O	O
111-5-31	982	342	1.56	Standard	10.0	S	O	O
111-5-31b	1068	327	1.63	Fretting Corroded	10.0	S	O	O
111-5-32	1041	190	2.91	Fretting Corroded & Pressurized	10.0	S	O	O

Table C Summary of the NSSR 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
115-33*	1075	175	2.85	Fretting Corroded & Pressurized	10.0	S	O	
115-34*	1085	168	3.30	Fretting Corroded & Pressurized	10.0	S		
115-35*	1109	190	2.91	Fretting Corroded & Pressurized	10.0	S	O	
200-1-1	182	39	28.63	Standard	10.0	S		
200-1-2	183	241	2.36	Standard	10.0	S		
200-2-1	179	116	5.96	Standard	10.0	S		
200-2-2	180	271	2.04	Standard	10.0	S	O	
200-3	148	176	3.33	Standard	10.0	S		
200-4	181	233	2.36	Standard	10.0	S		
200-4b	1028	232	2.33	Standard	10.0	S		
200-5	189	264	2.09	Standard	10.0	S	O	
200-5B	246	267	2.03	Standard	10.0	S		
200-5C	1029	258	2.15	Standard	10.0	S	O	
200-5D*	1115	261	2.06	Standard	10.0	S		
200-6	187	271	2.00	Standard	10.0	S	O	
200-6B	247	276	1.95	Standard	10.0	S	O	
200-6C	1030	261	2.06	Standard	10.0	S	O	
200-7	191	295	1.83	Standard	10.0	S	O	
200-8	1047	197	2.73	Standard	10.0	S		
201-1	243	244 + 39	2.25	Standard	10.0	S		
2-1-2	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	325	1.72	Standard	10.0	S	O	
203-2	318	336	1.67	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
203-3	320	367	1.56	Standard	10.0	S	O	O
203-4	341	380	1.50	Standard	10.0	S	O	O
203-5	367	241	1.62	Standard	10.0	S	O	O
205-1-1	533	36	20.62	Standard	10.0	S		
205-1-2	534	36	20.62	Standard	10.0	S		
205-1-3	535	70	10.98	Standard	10.0	S		
205-1-4	536	148	4.00	Standard	10.0	S		
205-1-5	537	209	2.77	Standard	10.0	S		
205-1-6	538	231	2.52	Standard	10.0	S	O	O
205-2-1	558	151	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-2	559	154	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-3	560	155	4.00	Standard	10.0	S		
205-2-4	561	234	2.31	Standard	10.0	S		
205-5-1	601	147	4.00	Standard	10.0	S		
205-5-2	602	177	3.25	Standard	10.0	S		
205-5-3	603	208	2.77	Standard	10.0	S		
205-5-4	604	228	2.44	Standard	10.0	S		
205-5-5	605	242	2.19	Standard	10.0	S		
207-11	1048	162	3.59	Standard	10.0, 0.71	S		
207-12	1067	258	2.15	Standard	10.0, 0.71	S	O	O
207-13*	1081	233	2.33	Standard	10.0, 0.71	S		
209-2-1	407	183	3.41	Standard	10.0	S		
209-2-2	408	178	3.41	Standard	10.0	S		
209-2-3	465	180	3.41	Standard	10.0	S		
209-2-4	524	176	3.28	Standard	10.0	S		
209-2-5	668	180	3.20	Standard	10.0	S		
209-2-6	738	180	3.26	Standard	10.0	S		
209-2-7	911	173	3.41	Standard	10.0	S		
212-1	529	107 (*3)	5.79	SUS	10.0	S		
212-2	548	207	2.47	SUS	10.0	S		
212-3	577	269	1.73	SUS	10.0	S	O	O
212-4	585	388	1.22	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	Lose of structural integrity
212-5	557	240	1.98	SUS	10.0	S	O	
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	O	
212-9	1038	330	1.48	SUS	10.0	S	O	
212-10*	1083	300	1.62	SUS	10.0	S	O	
212-51	829	90	27.01	SUS	10.0	S		
212-52	882	254	4.43	SUS	10.0	S		
212-53	906	277	3.93	SUS	10.0	S		
212-54	948	293	3.08	SUS	10.0	S		
212-55	967	373	2.13	SUS	10.0	S	O	
212-56	1002	341	2.68	SUS	10.0	S	O	
212-57*	1082	290	3.08	SUS	10.0	S		
212-58*	1104	317	2.77	SUS	10.0	S	O	
212-59*	1112	317	2.77	SUS	10.0	S		
214-1	859	240	2.31	Oxidized	10.0	S	O	
214-2	862	259	2.31	Oxidized	10.0	S	O	
214-2b	891	239	2.31	Oxidized	10.0	S	O	
214-3	899	235	2.31	Oxidized	10.0	S	O	
214-4	905	188	2.91	Oxidized	10.0	S		
214-5*	1087	240	1.87	Oxidized	10.0	S		
216-1	646	200	2.68	Thin-Wall	10.0	S		
216-2	582	255	2.00	Thin-Wall	10.0	S	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		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Lose of structural integrity
218-3	755	237	2.27	Full-annealed	10.0	S		
219-1	834	234	2.43	Autoclaved	10.0	S		
219-2	860	264	2.03	Autoclaved	10.0	S		
219-3	881	271	1.98	Autoclaved	10.0	S	O	
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		
222-2	409	286	1.33	Standard	5.0	S	O	
222-3	418	276	1.36	Standard	5.0	S		
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	324	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	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Type No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel				Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Lose of structural integrity	
231-5	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			
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			
231-31	936	195	2.97	Pressurized	10.0	S			
231-32	953	190	2.97	Pressurized	10.0	S			
231-33	980	205	2.63	Pressurized	10.0	S			
231-34	1006	227	2.37	Pressurized	10.0	S	O		
231-35	743	221	2.57	Pressurized	10.0	S			

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Lose of structural integrity
231-36	765	232	2.43	Pressurized	10.0	S		
231-37	786	263	2.10	Pressurized	10.0	S	O	
231-38	939	197	2.97	Pressurized	10.0	S	O	
231-39	985	441	1.21	Pressurized	10.0	S	O	
231-44	1034	200	2.83	Pressurized	10.0	S	O	
231-45*	1074	160	3.72	Pressurized	10.0	S	O	
231-46	1049	200	2.83	Pressurized	10.0	S		
231-47*	1078	216	2.57	Pressurized	10.0	S	O	
231-48*	1093	200	2.83	Pressurized	10.0	S		
231-49*	1096	225	1.66	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		
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		
232-12	581	112	5.96	Narrow-Gap	10.0	S		
232-14	619	237	2.13	Narrow-Gap	10.0	S		
232-15	572	257	2.03	Narrow-Gap	10.0	S	O	
232-16	551	219(*4)	2.13	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-1	607	171	3.41	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-2	683	180	4.16	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-3	696	171	3.20	Narrow-Gap	10.0	S		
232-17-4	895	170	3.41	Narrow-Gap	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel				Test results
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle failure	Fuel failure	
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	O	
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	O	
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	10.0	S	O	
233-19	622	238	2.13	Standard	10.0	S	O	
233-20	731	240	2.19	Standard	10.0	S	O	
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	O	
234-5	658	272	1.89	Standard	10.0	S	O	
234-6	745	269	1.93	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	Lose of structural integrity
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	153	3.36	Standard	10.0	S		
235-10	852	232	2.44	Standard	10.0	S	O	
235-11	890	175	3.36	Standard	10.0	S		O
235-12	902	227	2.44	Standard	10.0	S		
235-13	954	239	2.05	Standard	10.0	S		
235-14	1032	220	2.35	Standard(Xe-gas)	10.0	S		
235-15	1070	170	3.41	Standard(Xe-gas)	10.0	S		
235-16	1069	150	4.29	Standard(Xe-gas)	10.0	S		
235-17*	1110	175	3.18	Standard(Xe-gas)	10.0	S		
240-1	742	190	2.97	Standard	10.0	S		
240-2	749	270	2.00	Standard	10.0	S		
240-3	753	180	2.97	Standard	10.0	S		
240-4	758	260	2.06	Standard	10.0	S		
240-5	774	194	2.97	Standard	10.0	S		
240-6	789	230	2.31	Standard	10.0	S		
240-7	826	290	1.77	Standard	10.0	S		
240-8	907	310	1.69	Standard	10.0	S		O
240-9	937	290	1.77	Standard	10.0	S		
240-10	943	290	1.75	Standard	10.0	S		
240-11	981	290	1.77	Standard	10.0	S	O	
240-12*	1077	275	1.94		10.0			
240-14-1*	1097	242	2.23		10.0			
240-14-2*	1098	276	1.94		10.0			
240-15*	1116	262	2.05					

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Lose of structural integrity
240-20*	1084	400	1.33		10.0			
241-1	839	183	3.20	Standard	10.0		S	
241-2	862	180	2.91	Standard	10.0		S	
241-3	1003	198	3.15	Standard	10.0		S	
241-4	1050	252	2.13	Standard	10.0		S	
241-4B*	1113	252	2.12		10.0	O		
241-5	1058	252	2.13	Standard	10.0		S	
311-1	197	44(55)(*5)	5.37	JP-II	2.6		B(5)	
312-1	348	177(188)(*5)	1.72	Standard	10, 20		B(5)	
312-2	419	188(220)(*5)	1.71	Standard	10, 20		B(5)	
312-3	451	225(240)(*5)	1.46	Standard	10, 20		B(5)	
312-4	576	228	1.46	Standard	10, 20		B(5)	O
312-10-1	633	50	5.96	Standard	5, 10		B(5)	O
312-10-2	740	210(170)(*5)	1.52	Standard	5, 10		B(5)	
312-11	797	250(215)(*5)	1.24	Standard	5, 10		B(5)	
312-20	647	180(90)(*5)	2.03	Standard	5, 20		B(5)	
312-21	756	225(145)(*5)	1.69	Standard	5, 20		B	
312-40	1007	223(中L)-238(周)	1.45	Standard	10, 20		B	
312-41*	1092	225(中L)-240(周)	1.45	Standard	10, 20		B	O
313-1-1	584	-	12.63	Standard	20.0		B(4)	
320-1	648	237	2.31	Standard	10.0		S	O
320-2-1	692	126	4.63	Standard	10.0		S	
320-2-2	693	237	2.19	Standard	10.0		S	
320-3	726	260	1.93	Standard	10.0		S	
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	O
320-7	754	266	1.93	Standard	10.0		S	O
320-8	836	236	2.33	Standard	10.0		S	O
320-9	912	253	2.03	Standard	10.0		S	
320-10	928	261	2.03	Standard	10.0		S	O
320-11	959	237	2.33	Standard	10.0		S	

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Lose of structural integrity
320-12	966	250	1.81	Standaard	10.0	B(4)	O (2)	
320-13	1039	265	2.03	Standard	10.0	S	O	
330-1	785	154	3.82	Standard	10.0	S	O	
330-2	916	151	3.82	Standard	10.0	S	O	
330-3	920	256	1.98	Stanaard	10.0	S	O	
330-4	962	254	1.98	Standard	10.0	S	O	
330-11	1021	206 (C)	1.57	Standard	20.0 (C)	B	O	
330-12*	1089	243(中心) 260(周)	1.34	Standard	20, 10	B	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	S	O	
400-5	783	150	3.82	Only pellet	5,10,20		O	
400-6	828	153	3.82	Only pellet	10.0		O	
400-7*	1072	150	3.82	Pellet and Rod	10.0	S	O	
400-8*	1094	150	3.82	Special	10.0	S		
401-1	159	53	5.24	JP-II	2.6	S		
401-2	160	106	2.32	JP-II	2.6	S		
401-3	171	154(115)	1.56	JP-II	2.6	S	O	
401-3B	52	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	
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	

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
402-5	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		O
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		O
402-11	688	153(132)	3.78	Standard	10.0	S	O	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		O
402-24	764	152	3.78	Standard	10.0	S		O
402-25	777	152	3.62	Standard	10.0	S		O
402-26	788	151	3.78	Standard	10.0	S		O
402-27	833	155	3.62	Standard	10.0	S		O
402-28	851	151	3.62	Standard	10.0	S		O
402-29	864	213	2.55	Standard	10.0	S		O
402-30	858	199	2.52	Standard	10.0	S		O
402-31	896	155	3.96	Standard	10.0	S		O
402-32	901	217	2.60	Standard	10.0	S		O
402-33	913	190	3.08	Standard	10.0	S		O
402-34	925	210	2.77	Standard	10.0	S		O
402-35	964	200	2.77	Standard	10.0(2.6) B(2)			
402-36	886	155	3.72	Standard	10.0	S		O
402-37	892	157	4.04	Standard	10.0	S		O
402-38	1037	157	3.82	Water Logged	10.0	S		O
402-39*	1073	200	2.77	Water Logged	10.0	S		O
402-40*	1076	200	2.70	Water Logged	10.0	S		O
402-41*	1091	200	2.77	Water Logged	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		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
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		O
413-2	466	158(99)	3.62	Standard	10.0	S		O
413-10	927	213	2.60	Standard	10.0	S		O
413-11	952	200	2.77	Special	10.0(2.6)	B(2)	O	
413-12	984	200	2.77	Special	10.0(2.6)	B(2)	O	
413-13	1040	200	2.77	Water Logged	10.0, 2.6	S	O	O
421-3	264	152	1.53	JP-II	2.6	S		O
431-1	470	155(115)	3.78	Standard	10.0	S		O
432-1	402	160(92)	3.93	Standard	10.0	S		O
432-1B	457	165	3.82	Standard	10.0	S		O
432-2	442	233(143)	2.44	Standard	10.0	S		O
433-1	406	155	4.00	Standard	10.0	S		O
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		O
465-3-2	528	164	3.82	Standard	10.0	S		O
472-1	505	139	2.68	Standard	5.0	S		O
480-1	979	200	2.77	Special	10.0	S		O
480-2	1000	180	3.08	Special	10.0	S		O
480-3	1019	250	2.13	Water Logged	10.0, 2.6	S		O
480-4	1031	300	1.79	Water Logged	10.0	S	O	O
480-5*	1086	200	2.77	Water Logged	10.0	S	O	O
480-6*	1095	200	2.70	Water Logged	10.0	S	O	O
480-7*	1102	200	2.77	Water Logged	10.0	S	O	O
481-1*	1111	180	3.08	Water Logged	10.0	S	O	O
482-1	689	180(65)	3.01	SUS	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				Loss of structural integrity
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	
482-2	606	165	3.82	Thin-Wall	10.0	S		O
482-3	578	167	3.82	Cold-worked	10.0	S		O
490-1-1	837	166	3.20	Standard	10.0	S		
490-1-2	838	237	2.01	Standard	10.0	S	O	
490-2	926	189	3.08	Standard	10.0	S		
490-3	983	200	3.08	Standard	10.0	S		
490-4	1004	200	3.08	Standard	10.0	S		
501-1	767	205	2.50	GE	10.0	S		
501-2	802	169	3.25	GE	10.0	S		
501-3	806	257	1.90	GE	10.0	S		
501-4	816	284	1.80	GE	10.0	S	O	
501-7	807	305	1.63	GE	10.0	S	O	
501-8	821	393	1.28	GE	10.0	S	O	
501-9	849	394	1.28	GE	10.0	S	O	
501-10	884	277	1.77	GE	10.0	S		
502-1	804	208	2.63	GE	10.0	S		
502-2	817	171	3.25	GE	10.0	S		
502-3	819	313	1.61	GE	10.0	S	O	
502-4	808	304	1.63	GE	10.0	S		
502-4b	909	308	1.63	GE	10.0	S	O	
502-5	822	386	1.28	GE	10.0	S		
502-6	885	287	1.80	GE	10.0	S		
503-1	805	201	2.63	GE	10.0	S		
503-2	818	169	3.08	GE	10.0	S		
503-3	823	283	1.80	GE	10.0	S	O	
503-3b	910	280	1.80	GE	10.0	S	O	
503-4	809	304	1.63	GE	10.0	S		
503-5	824	392	1.28	GE	10.0	S		
600-1	773	232	2.42	Cold-worked	10.0	S		O
600-2	796	518	1.28	Standard	20.0	S		O
600-3	1024	270	1.48	Standard	10.0	S	O	
600-4	1059	300	1.25	Short-Sized	10.0	S	O	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
600-5*	1099	220	1.48	Short-Sized	20.0	S	O	O
700-1	(*)2	-	-	-	-	S		
700-2	825	140	3.85	Standard	20.0	S		
700-3	883	341	1.72	Standard	20.0	S	O	O
700-4	983	253	2.19	Standard	20.0	S		
700-5	1021	190	2.43	Standard	10.0	S		
700-6	1042	280	2.03	Standard	20.0	S	O	O
710-1	850	344	1.41	Short-sized	20.0	S		
710-2	915		1.34	Short-sized	20.0	S		
710-3	961	380	1.34	Special	20.0	S		
900-1	775	(*)6	4.16					
900-2	776	(*)6	4.63					
900-3-1	840	(*)6	62.46					
900-3-2	841	(*)6	14.86					
900-3-3	842	(*)6	10.98					
900-3-4	843	(*)6	9.28					
900-3-5	844	(*)6	3.47					
900-3-6	845	(*)6	1.98					
900-3-7	846	(*)6	1.95					
900-3-8	847	(*)6	1.69					
1111-1	(*)2	-	-	Full-annealed	10.0	S		
1111-2	835	101	4.48	Standard	10.0	S		
1111-3	888	177	2.09	Standard	10.0	S		
1111-4	949	205	1.95	Standard	10.0	S		
1111-5	908	160	2.14	Standard	10.0	S		
1111-6	958	230	1.95	Standard	10.0	S		
1111-7	987	271	1.66	Standard	10.0	S	O	O
1111-8	1036	270	1.48	Standard	10.0	S	O	O
1111-9-1	1051	196	2.31	Fully Annealed Clad	10.0	S		
1111-9-2	1052	196	2.31	Fully Annealed Clad	10.0	S		
1111-9-3	1053	195	2.31	Fully Annealed Clad	10.0	S		

Table C Summary of the NSRR experiments (Continued)

Test No.	Pulse No.	Energy deposition (cal/g·UO ₂)	Period (msec)	Test fuel			Test results	
				Fuel type	Enrichment (%)	Single/ bundle	Fuel failure	Lose of structural integrity
1111-9-4	1054	194	2.31	Fully Annealed Clad	10.0	S		
1111-9-5	1055	192	2.31	Fully Annealed Clad	10.0	S		
2111-1	923	139	5.21	Standard	10.0	S		
2111-2-1	944	174	3.68	Standard	10.0	S		
2111-2-2	945	174	3.68	Standard	10.0	S		
2111-2-3	946	174	3.68	Standard	10.0	S		
2111-3	957	257	2.47	Standard	10.0	S		
2111-4	986	257	2.47	Standard	10.0	S		
2111-5	1056	280	2.12	Standard	10.0	S		
2111-6-1*	1105	240	2.47	Standard	10.0	S		
2111-6-2*	1106	240	2.47	Standard	10.0	S		
2111-6-3*	1108	240	2.47	Standard	10.0	S		
HTR-I-1	787	101	10.43	HTR	4,8,12,20	S		
HTR-I-2	827	217	997	HTR	4,8,12,20	S	0 (only 20%)	
HTR-I-3*	1118	110	10.43	HTR	8.0	S		

(*) 今期(56.1 ~ 56.6)照射したTest Noである。

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

Table D Summary data of pulsing operation (1)

A	B	C	D	E		F	G	H	I	
Pulse No.	Date	Capsule Yes No	$\Delta K/\beta$ (\$)	Bank rod position		Transient rod position		Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW.sec)	Test No.
				Initial	Pulse	TA	TB	TC		
1010	Jul. 8	O	2.0	230	389	650	DN	UP	1673	33.6
1011	8	O	4.0	230	517	580	DN	DN	12700	87.4
1012	8	O	2.5	230	421	485	DN	UP	5701	46.2
1013	8	O	4.5	230	556	425	DN	DN	17640	104.2
1014	8	O	3.06	230	46	100	DN	UP	6468	62.2
1015	9	O	2.0	230	386	670	DN	UP	1507	33.6
1016	Aug. 4	O	2.0	231	390	650	DN	UP	1663	32.8
1017	4	O	3.0	231	460	100	DN	UP	6535	60.5
1018	4	O	4.5	231	556	425	DN	DN	17640	102.5
1019	21	O	2.95	232	563	100	DN	UP	5040	55.4
1020	21	O	4.07	232	639	510	DN	DN	13608	90.7
1021	22	O	2.71	231	552	290	DN	UP	4627	51.7
1022	22	O	3.13	231	461	100	DN	UP	6535	62.2
1023	22	O	3.65	231	594	603	DN	DN	10584	79.4
1024	26	O	3.8	231	630	563	DN	DN	11869	80.6
1025	Sep. 4	O	3.13	231	459	DN	DN	UP	6468	62.2
1026	10	O	3.13	232	460	DN	DN	UP	6468	62.2
1027	10	O	2.16	232	520	517	DN	UP	2306	36.5
1028	10	O	2.78	232	558	239	DN	UP	4838	51.7
1029	11	O	2.93	232	570	DN	UP	DN	5922	58.0
										200-5c

点検

見学

Table D Summary data of pulsing operation (2)

A	B	C	D	E			F			G			H			I		
				Bank rod position		Initial Pulse	Transient rod position			Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW.sec)		Test No.					
Pulse No.	Date	Capsule	$\Delta K/\beta$ (\$)	Initial	Pulse		TA	TB	TC									
1030	Sep.11	O	3.02	232	576	835	DN	DN	6174	60.5	200-6c							
1031	26	O	3.32	231	601	690	DN	DN	8568	65.5	480-4							
1032	26	O	2.7	231	554	295	DN	UP	4460	49.1	235-14							
1033	Oct. 2	O	3.13	232	459	DN	DN	UP	6552	58.8	見学							
1034	2	O	2.47	232	550	386	DN	UP	3704	45.4	231-44							
1035	3	O	2.31	231	503	465	DN	UP	3100	41.1	104-7							
1036	9	O	3.80	232	557	590	DN	DN	11088	75.6	1111-8							
1037	17	O	2.09	232	517	545	DN	UP	2041	35.3	402-38							
1038	17	O	3.8	232	634	570	DN	DN	11718	80.6	212-9							
1039	22	O	3.05	230	568	100	UP	DN	5922	58.0	320-13							
1040	22	O	2.50	230	549	370	DN	UP	3795	44.1	413-13							
1041	24	O	2.43	231	537	420	DN	UP	3319	42.8	115-32							
1042	24	O	3.05	231	573	810	DN	DN	6552	58.0	700-6							
1043	29	O	2.0	233	390	645	DN	UP	1680	31.9	μ FC特性試験							
1044	29	O	2.5	233	421	480	DN	UP	3444	43.7								
1045	29	O	3.0	233	455	230	DN	UP	6048	58.8								
1046	29	O	3.5	233	491	715	DN	UP	9576	73.9								
1047	30	O	2.52	231	540	390	DN	UP	3553	47.9	200-8							
1048	30	O	2.16	231	519	517	DN	UP	2268	37.8	207-11							
1049	31	O	2.47	231	541	386	DN	UP	2911	44.1	231-46							

Table D Summary data of pulsing operation (3)

A	B	C	D	E		F		G		H	I
Pulse No.	Date	Capsule	$\Delta R/\beta$ (\$)	Bank rod position		Transient rod position		Peak NV (MW)	NVT total 1.0 sec (MW·sec)	Test No.	
		Yes	No	Initial	Pulse	TA	TB	TC			
1050	Oct. 31	O	2.95	231	559	UP	DN	DN	5720	55.4	241-4
1051	Nov. 11	O	2.80	229	494	275	DN	UP	4725	47.9	1111-9-1
1052	11	O	2.80	229	494	275	DN	UP	4725	47.9	1111-9-2
1053	11	O	2.80	229	497	275	DN	UP	4725	47.9	1111-9-3
1054	11	O	2.80	229	499	275	DN	UP	4725	47.9	1111-9-4
1055	11	O	2.80	229	504	275	DN	UP	4657	47.9	1111-9-5
1056	26	O	2.96	229	560	855	DN	DN	6300	58.0	2111-5
1057	Dec. 3	O	4.02	229	629	523	DN	DN	13406	88.2	111-27
1058	4	O	2.95	228	559	900	DN	DN	5670	52.9	241-5
1059	5	O	4.32	229	727	445	DN	DN	16078	95.8	600-4
1060	16	O	3.13	230	456	DN	DN	UP	7997	58.8	見学
1061	16	O	2.0	230	389	648	DN	UP	1688	33.6	920-1-1
1062	17	O	1.8	230	376	710	DN	UP	1176	28.6	920-1-2
1063	17	O	2.5	230	417	485	DN	UP	3360	45.4	920-1-3
1064	17	O	3.0	230	453	239	DN	UP	6048	58.8	920-1-4
1065	17	O	3.5	230	490	715	DN	DN	9576	72.2	920-1-5
1066	17	O	2.0	23-	389	648	DN	UP	17-9	33.6	920-1-6
1067	18	O	2.93	230	571	DN	UP	DN	6073	58.0	207-12
1068	18	O	3.54	230	617	628	DN	DN	10004	73.1	115-31b
1079	19	O	2.06	229	438	560	DN	UP	2066	36.3	235-16
1070	19	O	2.22	229	450	498	DN	UP	2724	39.7	235-15

Table D Summary data of pulsing operation (4)

A Pulse No.	B Date	C Capsule Yes No	D $\Delta K/\beta$ (\$)	E Bank rod position			F Transient rod position			G Peak NV (MW)		H NVT till 1.0 sec (MW·sec)		I Test No.
				Initial	Pulse	TA	TB	TC						
1071	Jan. 9	O	3.13	228	457	100	DN	UP	6350	60.5				点検
1072	22	O	2.09	229	511	545	DN	UP	1940	32.8				400-7
1073	22	O	2.50	229	546	370	DN	UP	3704	46.6				402-39
1074	23	O	2.12	230	523	533	DN	UP	2084	34.0				231-45
1075	23	O	2.46	230	464	430	DN	UP	3337	45.4				115-33
1076	28	O	2.54	228	544	371	DN	UP	3704	45.4				402-40
1077	29	O	3.14	229	584	760	DN	DN	6955	60.5				240-12
1078	29	O	2.62	229	553	305	DN	UP	4271	47.9				231-47
1079	30	O	3.13	229	457	100	DN	UP	6300	43.7				見学
1080	30	O	3.96	229	625	535	DN	DN	12852	88.2				111-28
1081	Feb. 26	O	2.78	228	555	239	DN	UP	4687	50.4				207-13
1082	26	O	2.35	228	537	443	DN	UP	2948	40.3				212-57
1083	27	O	3.56	228	617	625	DN	DN	10004	75.6				212-10
1084	27	O	4.13	228	658	490	DN	DN	14616	93.2				240-20
1085	Mar. 5	O	2.24	229	524	490	DN	UP	2495	37.8				115-34
1086	6	O	2.5	229	436	370	DN	UP	3720	45.4				480-50
1087	6	O	3.22	229	577	730	DN	DN	7661	65.5				214-5
1088	10	O	3.13	230	457	DN	DN	UP	6300	60.5				見学
1089	13	O	4.1	230	622	505	DN	DN	13684	90.7				330-12
1090	18	O	4.3	229	663	450	DN	DN	15624	93.2				112-29

Table D Summary data of pulsing operation (5)

A Pulse No.	B Date	C Capsule Yes	D $\Delta K/\beta$ (\$)	E Bank rod position			F Transient rod position			G			H			I
				Initial	Pulse	TA	TB	TC	Peak NV (MW)	NVT till 1.0 sec (MW·sec)	Test No.					
1091	Mar.18	O	2.5	229	544	370	DN	UP	3720	46.6	402-41					
1092	18	O	3.87	229	606	550	DN	DN	12046	83.2	312-41					
1093	19	O	2.47	229	541	386	DN	UP	3629	46.6	231-48					
1094	Apr. 1	O	2.09	229	517	545	DN	UP	1966	32.8	400-8					
1095	1	O	2.54	229	545	370	DN	UP	3742	45.4	480-6					
1096	2	O	3.5	229	614	630	DN	DN	9778	75.6	231-49					
1097	2	O	2.86	229	570	150	DN	UP	5935	54.2	240-14-1					
1098	2	O	3.14	229	583	760	DN	DN	7081	60.5	240-14-2					
1099	3	O	3.8	229	698	563	DN	DN	12121	83.2	600-5					
1100	10	O	3.6	230	489	779	DN	DN	2056	68.9	930-1-1					
1101	10	O	1.95	230	399	660	DN	UP	1572	31.9	930-1-2					
1102	14	O	2.5	229	544	370	DN	UP	3704	45.4	480-7					
1103	14	O	3.13	229	458	100	DN	UP	6367	60.5						
1104	14	O	2.5	229	547	390	DN	UP	3553	45.4	212-58					
1105	23	O	2.68	229	542	265	DN	UP	4778	52.9	2111-6-1					
1106	23	O	2.68	229	542	265	DN	UP	4612	51.7	2111-6-2					
1107	23	O	2.68	229	542	265	DN	UP	4687	52.9	2111-6-3					
1108	30	O	4.18	229	656	485	DN	DN	14616	93.2	111-30					
1109	May. 1	O	2.43	230	573	420	DN	UP	3213	42.8	115-35					
1110	1	O	2.31	230	529	465	DN	UP	2759	40.3	235-17					

Table D Summary data of pulsing operation (6)

A	B	C	D	E	F	G	H	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	AT TB TC			
1111	May 8	O	2.35	230	524	440	DN	3039 41.6 481-1
1112	8	O	2.5	230	546	390	DN	3553 44.1 212-59
1113	12	O	2.95	230	558	900	DN	5594 55.4 241-4b
1114	13	O	3.13	231	457	100	DN	6367 60.5 見学
1115	14	O	3.02	230	572	835	DN	6048 58.0 200-5d
1116	14	O	3.03	230	572	100	UP	DN 5922 55.4 240-15
1117	15	O	4.18	231	655	485	DN	14742 95.8 111-31
1118	15	O	1.4	231	477	100	UP	DN 310 16.4 HTR-1-3
1119	18	O	3.13	230	457	100	DN	UP 6384 55.8 見学

Note:

- (*1) Column C shows existence or non existence of capsule.
- (*2) Column D shows reactivity insertion decided from the transient rod position.
- (*3) Column E shows critical bank rod position with transient rods either up (Initial) or at specified positions in column F (Pulse).
- (*4) Column G and H show corrected values of peak reactor power (NV) and burst energy (NVT), measured by gamma chamber #2, which were indicated on the control console. The initiation of scram action is 1.0 seconds after the withdrawal of the transient rods.