

JAERI - M  
91-183

反応度事故条件下における燃料破損挙動に  
及ぼす冷却材サブクール度の影響 (1)  
(NSRRにおける冷却材温度パラメータ実験)

1991年11月

丹沢 貞光・石島 清見

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

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1991

---

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 株式会社原子力資料サービス

反応度事故条件下における燃料破損挙動に  
及ぼす冷却材サブクール度の影響(1)  
(NSRR における冷却材温度パラメータ実験)

日本原子力研究所東海研究所燃料安全工学部  
丹沢 貞光・石島 清見

(1991年10月8日受理)

本報告書は、NSRR におけるパラメータ実験の一つである冷却材温度パラメータ実験の結果についてまとめたものである。本実験は、初期冷却材温度を 60℃ 及び 90℃ と標準冷却材条件における実験の場合と比べて高めることにより、初期冷却材サブクール度の違いに基づく被覆管表面の熱伝達の相違が、燃料破損挙動に及ぼす影響を調べることを目的としている。これまでの実験から、冷却材のサブクール度が低下すると、被覆管表面での熱伝達が悪くなることにより、標準冷却材条件における実験の場合と比較して、同一発熱量に対する被覆管表面の温度上昇は初期冷却材の温度差以上に大きくなることが確認でき、その結果、破損しきい値が低下すること等が明らかになった。

Effects of Initial Coolant Subcooling  
on the Fuel Failure Behavior under an RIA Condition (1)  
(Coolant Subcooling Parameter Tests in the NSRR Experiments)

Sadamitsu TANZAWA and Kiyomi ISHIJIMA

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

(Received October 8, 1991)

This report describes the results of coolant subcooling parameter tests which are one of the parameter tests in the NSRR experiments. The objective of the tests is to investigate the effect of heat transfer on cladding surface by varying coolant subcooling on the fuel failure behavior under an RIA condition. The initial coolant temperature was increased to 60 °C or 90 °C in the tests.

From the results, it was clarified that the increase of maximum cladding surface temperature became larger than the difference of initial coolant temperature with the decrease of coolant subcooling and the failure threshold decreased comparing with those in the standard tests under the room temperature coolant condition.

Keywords: NSRR, RIA, Subcooling, Fuel Failure, Failure Threshold, Energy Deposition, Crack, Destructive Energy, Cladding Surface Temperature, Fuel Centerline Temperature

## 目 次

1. 序 論 .....	1
2. 実験装置と実験方法 .....	2
2.1 NSRR の概要 .....	2
2.2 試験燃料 .....	2
2.3 試験部の構成及び実験用カプセル .....	3
2.4 実験計測 .....	3
2.5 実験パラメータ .....	3
3. 実験結果 .....	11
3.1 90℃ の冷却材温度における実験 .....	11
3.2 60℃ の冷却材温度における実験 .....	12
3.3 中心温度測定実験 .....	12
4. 考 察 .....	19
4.1 被覆管表面温度挙動 .....	19
4.2 燃料中心温度挙動 .....	19
4.3 破損しきい値 .....	20
4.4 破壊エネルギー .....	21
5. 結 論 .....	30
謝 辞 .....	30
参考文献 .....	31

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Test Facility and Experimental Method .....	2
2.1 Outline of NSRR .....	2
2.2 Test Fuel Rod .....	2
2.3 Configuration of Test Section and Experimental Capsule .....	3
2.4 Measuring Items .....	3
2.5 Experimental Parameter .....	3
3. Test Results .....	11
3.1 Tests under 90 °C Coolant Condition .....	11
3.2 Tests under 60 °C Coolant Condition .....	12
3.3 Fuel Centerline Temperature Measurement Tests .....	12
4. Discussion .....	19
4.1 Behavior of Cladding Surface Temperature .....	19
4.2 Behavior of Fuel Centerline Temperature .....	19
4.3 Failure Threshold .....	20
4.4 Destructive Energy .....	21
5. Conclusions .....	30
Acknowledgements .....	30
References .....	31

## 1 . 序 論

原子炉の安全性を評価する際に想定される事故の一つに反応度事故がある。これは何らかの原因によって原子炉に核的な外乱が入り、原子炉出力が異常に上昇することにより燃料が破損あるいは溶融するに至る可能性のある事故をいう。

NSRR実験<sup>(1)-(5)</sup>では、この反応度事故時の急激な出力上昇をパルス炉を用いて模擬し、実験孔に挿入したカプセルまたはループ内の試験燃料をパルス照射して、事故時の燃料挙動を解明することを目的としている。具体的には、反応度事故の大きさと燃料挙動の関係、燃料破損しきい値とその機構、破損の伝播、破壊力の大きさとその発生機構等に関して実験的に究明することである。

NSRR実験は1975年10月に開始して以来、現在までに約900回に及ぶ大気圧水カプセル実験を行なった。これらは、標準試験燃料(10%濃縮、Zry-4被覆)を用いて広範囲に発熱量を変え燃料のふるまいを調べた標準燃料試験、ギャップ幅、燃料棒内圧、燃料濃縮度、ペレット形状等燃料設計のパラメータを変えた試験<sup>(6)(7)</sup>、冷却材温度、流速、流路断面積(流路壁付、バンドル)等冷却条件を変えた試験<sup>(8)</sup>、及び浸水燃料、フレッティング腐蝕燃料等欠陥燃料に関する試験<sup>(9)</sup>である。このうち、本報告書で述べるものは、初期の冷却材温度を変化させた実験の結果である。

NSRR実験では、すでに実施した標準燃料試験<sup>(2),(4),(5)</sup>の結果から、反応度事故時の燃料挙動に関する基本的な知見を得、未照射燃料の破損しきい値、破損機構について明らかにしてきた。それによれば、燃料の破損は $UO_2$ ペレットや被覆管の溶融あるいは被覆管の酸化に伴う脆化等と深く関係している。

これらの現象は、程度の差こそあれ過渡時の温度挙動に依存するのは当然のことである。過渡温度挙動を考えるうえで、初期の冷却材温度は重要な因子である。何故ならば冷却材のサブクール度の相違により被覆管表面から冷却材への熱伝達特性が異なり、それにより被覆管の最高到達温度、過渡時の被覆管の内外面温度差、燃料温度等が影響を受けると考えられるからである。

冷却材のサブクール度は、カプセル内部に装荷した電気ヒータを用いて冷却材の温度を上昇することによって変化させることができる。従って、本パラメータ実験では、異なった冷却材温度の下で、

- (1) 冷却材サブクール度の相違が過渡時の燃料の温度挙動及び燃料破損に及ぼす影響を究明すること、
  - (2) 冷却材サブクール度の相違が破壊力の発生に及ぼす影響を究明すること、
- を目的として行なったものである。なお、本パラメータ実験では標準試験燃料を主として用いて実施しているが、燃料中心温度測定用の熱電対を取り付けた試験燃料も一部使用している。

本実験で得られた冷却材のサブクール度の影響に関するデータは動力炉の反応度事故時の燃料挙動を評価するうえで重要なものとなる。

## 2. 実験装置と実験方法

### 2.1 NSRRの概要<sup>(1)</sup>

NSRRは米国GA社によって開発された大型パルス炉TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor) を若干改良したものである。NSRRの特性を Table 2.1 に、また、概要を Fig. 2.1 に示す。NSRRの炉心は Fig. 2.2 に示すように、炉心中心部の実験孔と、それを取り囲む 149 本の燃料要素、8 本の燃料フォロー型制御棒及び 3 本のトランジェント棒より構成されている。炉心は直径約 63 cm、有効長約 38 cm の円筒形状である。炉心燃料は直径約 3.6 cm、有効長約 38 cm の 20 % 濃縮ウラン-水素化ジルコニウム (U-ZrH<sub>1.8</sub>) をステンレス鋼で被覆したものである。

パルス出力の発生は 3 本のトランジェント棒の急速引き抜きによって行なう。3 本のトランジェント棒の組み合わせによって最大 4.7 ドルまでの任意の反応度を投入することができる。パルス出力は NSRR のもつ自己制御性、すなわち、燃料体に含まれる減速材 (ZrH) の大きな負の温度係数によるフィードバック効果により抑制される。

Fig. 2.3 に投入反応度量 4.67 ドルに対するパルス出力と積分出力の時間変化を示す。この場合の最大ピーク出力と積分出力は、それぞれ約 21,000 MW と約 117 MW-s である。また、パルス出力の最短炉周期とパルス半値幅はそれぞれ 1.1 ms と 4.4 ms で、これらはいずれも熱中性子パルス炉としては最も速く、かつ狭い部類に属する。Fig. 2.4 にパルス出力と積分出力を投入反応度で整理した図を示す。

### 2.2 試験燃料

試験燃料には、濃縮度を 10 % とした NSRR の標準燃料及び中心温度測定用燃料を使用した。標準燃料は、外径 9.29 mm、長さ 10 mm の UO<sub>2</sub> ペレットを 14 個、ジルカロイ-4 被覆管に収めた PWR 型の試験燃料である。濃縮度が高いことのほかに、全長が短いこと及び燃料内圧が大気圧であることが、実際の PWR 燃料と大きく異なる点であるが、被覆管肉厚、ペレット・被覆管間のギャップ幅等の主要寸法、形状は実際の 14 x 14 タイプの PWR 燃料と同じ仕様で作製したものである。中心温度測定用燃料は濃縮度が 10 % の UO<sub>2</sub> ペレットの中心に直径 2 mm の穴をあけ、シース型のタングステン・レニウムの熱電対を通したものである。Fig. 2.5 及び Fig. 2.6 に標準燃料及び中心温度測定用燃料の概略図をそれぞれ示す。また、Table 2.2 に標準燃料の設計仕様を示す。



### 2.3 試験部の構成及び実験用カプセル

冷却材の温度を上昇させるために、カプセル底部にマイクロ・ヒータを装荷した。実験に使用したカプセルは、標準実験に使用したのと同じ大気圧水カプセルであり、内径 120 mm、深さ 800 mm の容器内に試験部を収め、水面が上端より 25 cm になるまで純水を注入した。Fig. 2.7 に実験用カプセル及び試験部の構成を示す。

### 2.4 実験計測

本パラメータ実験で行なった過渡現象の計測は、被覆管表面温度、冷却材温度、燃料中心温度及び冷却材の飛び上がり速度である。被覆管表面温度の測定には、応答性を良くするために、直径 0.3 mm の白金-白金・ロジウム (Pt/Pt-13%Rh) 熱電対の素線を直接被覆管表面にスポット溶接して使用し、冷却材温度の測定には外径 1 mm のシース型クロメル・アルメル (C/A) 熱電対を使用した。また、中心温度の測定には外径 1.6 mm のシース型タングステン・レニウム (W-5%Re/W-26%Re) 熱電対を使用した。Fig. 2.7 に温度計測位置を併せて示す。また、冷却材の飛び上がりの測定には浮き子型の変位計を使用した。

計測時の過渡信号は、実験孔付近に設置したプリアンプにより増幅した後、データ収録室に送られ、最高 80 kHz までの応答性能を持つ多チャンネル・アナログ・データレコーダに収録し、実験終了後にデータ処理された。

### 2.5 実験パラメータ

本パラメータ実験においては、冷却材の温度及び発熱量をパラメータとして行なった。冷却材の温度は、破損しきい値を求める実験では 60 °C と 90 °C とし、中心温度を測定する実験では室温から 90 °C まで変化させた。また、発熱量は約 180 cal/g·UO<sub>2</sub> から約 330 cal/g·UO<sub>2</sub> まで変化させた。

Table 2.3 に実験条件及び実験目的の概要を示す。

Table 2.1 Characteristics of NSRR

Reactor Type	Modified TRIGA-ACPR (Annular Core Pulse Reactor)
Reactor Vessel	3.6 <sup>m</sup> (wide)x4.5 <sup>m</sup> (long)x9 <sup>m</sup> (deep) Open Pool
Fuel Fuel Type Fuel Enrichment Cladding Material Fuel Diameter Cladding Diameter Length of Fuel Section Number of Fuel Rods  Equivalent Core Diameter	12 wt% U-ZrH Fuel 20 wt% U-235 Stainless Steel 3.56 cm 3.76 cm O.D. 38 cm 157 (Including 8 Fuel-followed Control Rods) 62 cm
Control Rods Number Type Poison Material Rod Drive System	8 (Including 2 Safety Rods) Fuel Followed Type Natural B <sub>4</sub> C Rack and Pinion Drive
Transient Rods Number  Type Poison Material Rod Drive System	2 Fast Transient Rods 1 Adjustable Transient Rod Air Followed Type 92 % Enriched B <sub>4</sub> C Fast : Pneumatic Adjustable : Rack & Pinion and Pneumatic
Core Performance Steady State Operation Steady State Power Pulse Operation Max. Peak Power Max. Core Energy Release Max. Reactivity Insertion Min. Period Pulse Width Neutron Life Time	300 kW  21,100 MW 117 MW-s 3.4 % $\Delta k$ ( $\beta$ 4.67) 1.17 ms 4.4 ms (1/2 Peak Power) 30 $\mu$ s
Experimental Tube Inside Diameter	22 cm

Table 2.2 Test Fuel Rod Design Summary

UO <sub>2</sub> Pellets	
Diameter	9.29 mm
Length	10 mm
Density	95 % T.D.
Enrichment	10 %
End Shape	Chamfered
Cladding	
Material	Zircaloy-4
Wall Thickness	0.62 mm
Fuel Rod	
Overall Length	265 mm
Diameter	10.72 mm
Fuelled Length	135 mm
Pellet-Cladding Gap	0.095 mm
Weight of UO <sub>2</sub> Pellets	95.3 g
Number of UO <sub>2</sub> Pellets	14
Plenum Gas	He 1 atm

Table 2.3 Test Conditions

Coolant Temp. (°C)	Test No.	Energy Deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Measurements	Objective
90	103- 2	180	Cladding Surface Temp. 3 pts. Coolant Temp. 3 pts.	Behavior of Cladding Surface Temperature
	103- 7	205	Cladding Surface Temp. 6 pts. Coolant Temp. 5 pts.	Behavior of Cladding Surface Temperature
	103- 3	216	Cladding Surface Temp. 3 pts. Coolant Temp. 3 pts.	Fuel Failure Threshold
	103- 6	230	Cladding Surface Temp. 6 pts. Coolant Temp. 5 pts.	Fuel Failure Threshold
	103- 5	239	Cladding Surface Temp. 3 pts. Coolant Temp. 3 pts.	Fuel Failure Threshold
	103- 1	267	Cladding Surface Temp. 3 pts. Coolant Temp. 3 pts.	Fuel Failure Threshold
	103- 4	331	Coolant Temp. 3 pts. Water Column Velocity 1 pt Coolant Pressure 1 pt	Destructive Energy at Fuel Failure
	103-10	186	Cladding Surface Temp. 6 pts. Coolant Temp. 5 pts.	Fuel Failure Threshold
	103- 9	246	Cladding Surface Temp. 6 pts. Coolant Temp. 5 pts.	Behavior of Cladding Surface Temperature
	103-11 1~5	~180	Fuel Centerline Temp. 1 pt Cladding Surface Temp. 6 pts. Coolant Temp. 5 pts.	Behavior of Fuel Centerline Temperature and Cladding Surface Temperature
~ 90	103-12 1~4	Fuel Centerline Temp. 1 pt Cladding Surface Temp. 6 pts. Coolant Temp. 5 pts.	Behavior of Fuel Centerline Temperature and Cladding Surface Temperature	

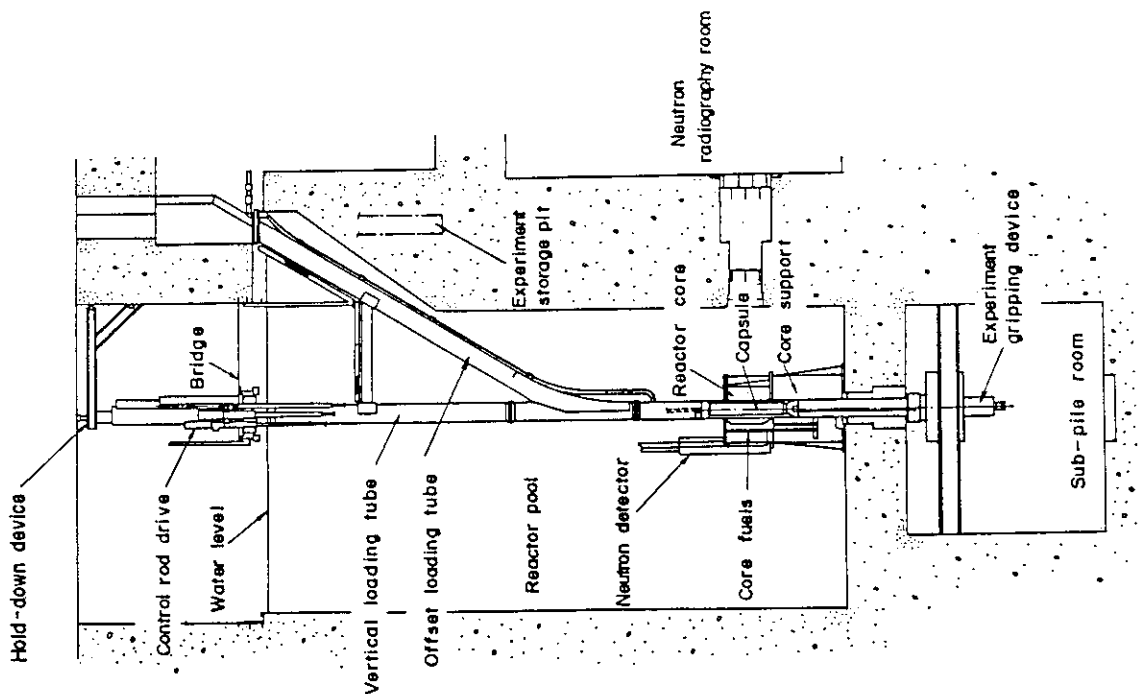


Fig. 2.1 General Arrangement of NSRR

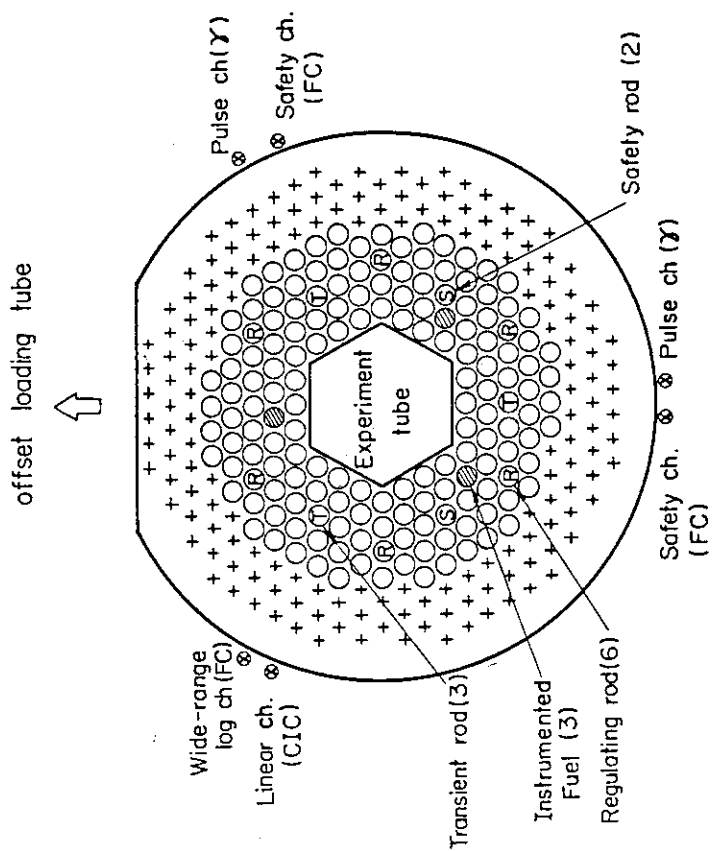


Fig. 2.2 Standard Operating Core Configuration

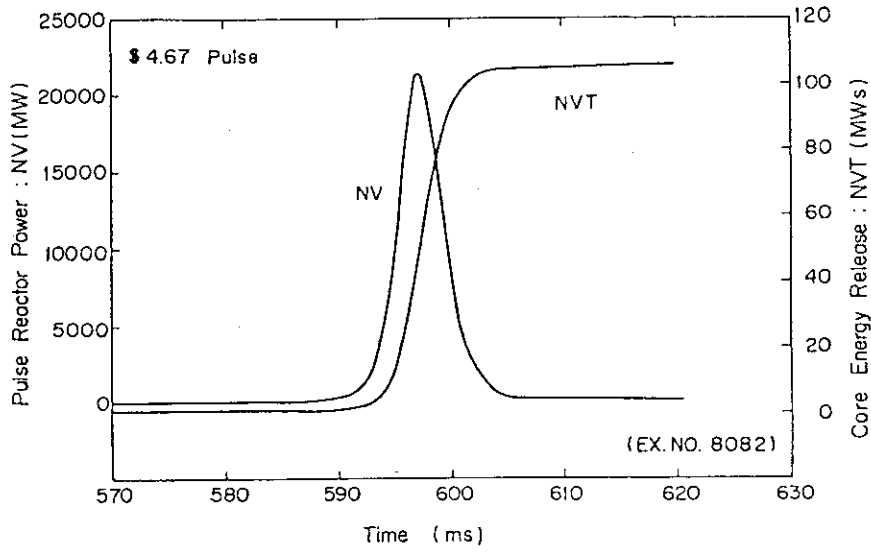


Fig. 2.3 Pulse Reactor Power and Core Energy Release for 4.67 \$ Pulse

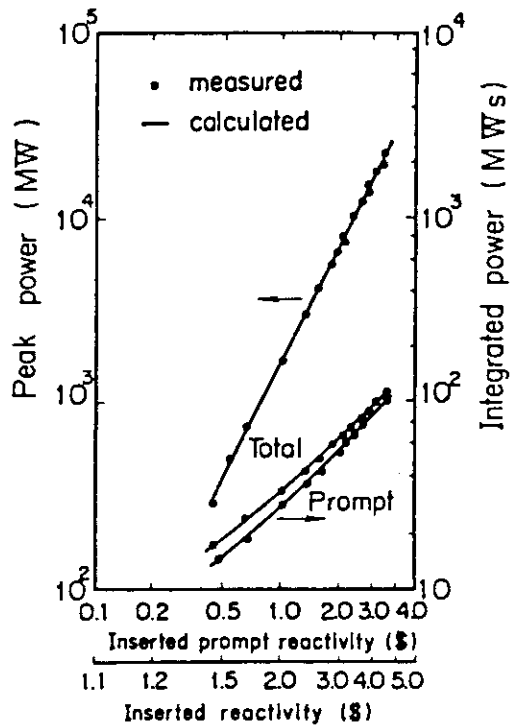


Fig. 2.4 Peak Reactor Power and Integrated Power against Inserter Reactivity (1.0 \$ = 0.73 % k)

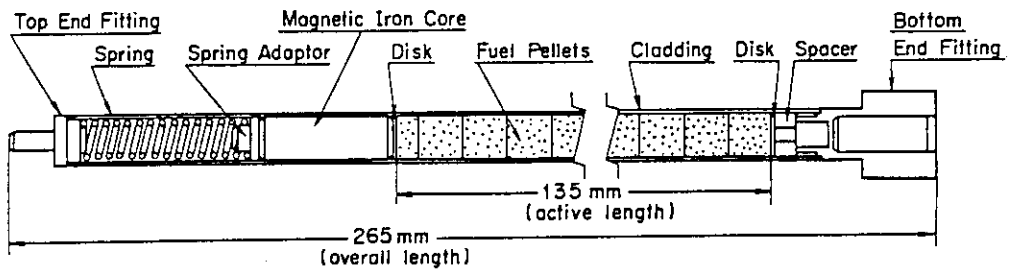
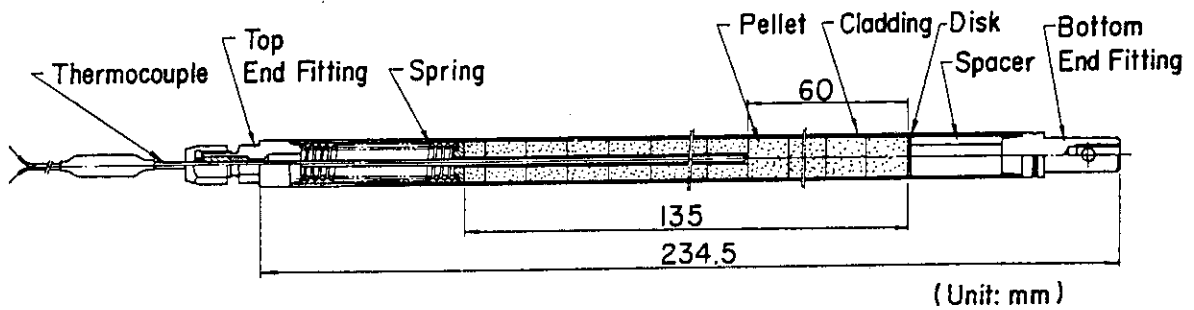


Fig. 2.5 Schematic of Standard Test Fuel Rod



Thermocouple	W-5% Re/W-26% Re
Sheath	Tantalum
Insulator	BeO
Fuel centerhole diameter	2.0 mm
Sheath diameter	1.6 mm
Thermocouple diameter	0.25 mm

Fig. 2.6 Schematic of Test Fuel Rod for Centerline Temperature Measurements

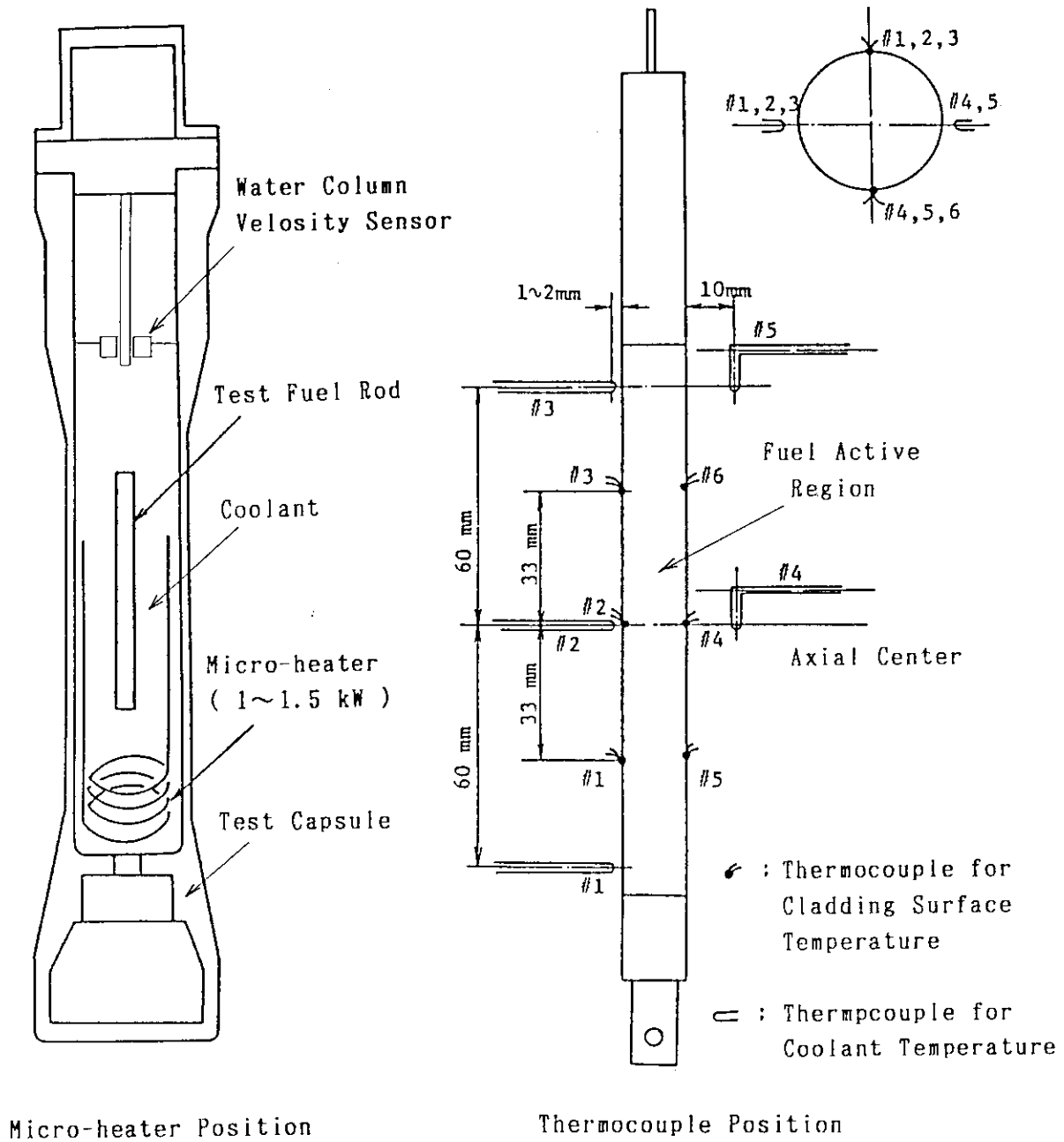


Fig. 2.7 Test Capsule Configuration and Measuring Instruments



### 3. 実験結果

冷却材温度 90 °C で 7 回、60 °C で 2 回、また、燃料中心温度測定のために 2 回の合計 11 回の実験を実施した。実験結果の概要を Table 3.1 に、また、実験後の試験燃料の外観を Fig. 3.1 ~ 3.3 に示す。

#### 3.1 90 °C の冷却材温度における実験

90 °C の冷却材温度における実験では、試験燃料が破損しない発熱量の範囲で試験燃料の温度挙動を調べるための実験を 2 回、破損しきい値を調べるための実験を 4 回及び高発熱量で試験燃料を破壊しその際に発生する破壊エネルギーを測定するための実験を 1 回実施した。

温度挙動を調べるための実験では、180 cal/g·UO<sub>2</sub> 及び 205 cal/g·UO<sub>2</sub> の発熱量で実験 (Test No. 103-2 及び Test No. 103-7) を行なった。両実験とも試験燃料の発熱部は一様に黒色に酸化し、一部には酸化膜の剥離が生じていたが、試験燃料に破損は生じなかった。被覆管表面の最高温度は 180 cal/g·UO<sub>2</sub> の実験では約 1450 °C、205 cal/g·UO<sub>2</sub> の実験では約 1650 °C であり、標準冷却材条件における実験の場合と比較して高くなった。また、クエンチング開始温度は 300 ~ 400 °C と低く、膜沸騰持続時間 (クエンチング開始までの時間) は最大で 30 秒以上と非常に長くなった。

破損しきい値を調べるための実験では、216 cal/g·UO<sub>2</sub> から 267 cal/g·UO<sub>2</sub> の発熱量で実験を行ない、各発熱量に対する破損の形態を調べた。まず 216 cal/g·UO<sub>2</sub> の実験 (Test No. 103-3) では、試験燃料の発熱部下半分には酸化膜の剥離が生じており、発熱部下端に周方向のクラックが発生した。また、試験燃料には若干の膨れ (1.5 %) 及び曲がり (0.2 mm) が見られた。続いて、230 cal/g·UO<sub>2</sub> の発熱量の実験 (Test No. 103-6) では、試験燃料は発熱部下端で 2 つに分断した。また、膨れは 12.9 % と大きくなった。239 cal/g·UO<sub>2</sub> の発熱量を与えた実験 (Test No. 103-5) では、試験燃料はカプセルから取り出した際には 230 cal/g·UO<sub>2</sub> の実験の場合と同様に発熱部下端で 2 つに分断しているだけであったが、解体作業中に分断部付近が粉々に砕けてしまった。また、発熱部には被覆管の内面溶融に起因すると見られるしわが発生した。発熱量を 267 cal/g·UO<sub>2</sub> まで上昇した実験 (Test No. 103-1) では、試験燃料は発熱部下端で 2 つに分断し、分断部付近の燃料は微粒子化して飛散した。また、発熱部のしわは増加しており、軸方向にも大きなクラックが発生した。これらの実験では被覆管表面温度の測定を実施したが、被覆管表面温度が最高温度に到達する前に取り付けた熱電対温度計がすべて破損してしまっただけのため、詳細な温度挙動の測定はできなかった。

破壊エネルギーを測定するための実験では、試験燃料に 331 cal/g·UO<sub>2</sub> の発熱量を与えた (Test No. 103-4)。その結果、試験燃料は発熱部ほぼ全域で微粒子化して冷却材中に飛散した。微粒子化の程度は同一発熱量の標準冷却材条件における実験の場合と比較してより細かくなった。また、試験燃料の破損と同時に水塊の

飛び上がりが生じ、飛び上がりの最大速度は 3 m/s に達した。本実験ではカプセル内の圧力の測定も行ったが、有為な圧力の上昇は計測されなかった。

### 3.2 60 °C の冷却材温度における実験

冷却材温度を室温と 90 °C の中間である 60 °C に設定し、186 cal/g·UO<sub>2</sub> 及び 246 cal/g·UO<sub>2</sub> の発熱量で 2 回の実験を行なった。186 cal/g·UO<sub>2</sub> の発熱量の実験 (Test No. 103-10) では、試験燃料は発熱部全域にわたって酸化し、若干の膨れ及び発熱部下端に酸化膜の剥離が生じたが破損はなかった。被覆管表面の最高温度、クウェンチング開始温度及び膜沸騰持続時間は、それぞれ約 1400 °C、約 550 °C 及び最大 20 秒で、90 °C の冷却材温度における実験と標準冷却材条件における実験との中間の値を示した。246 cal/g·UO<sub>2</sub> の発熱量の実験では、試験燃料の発熱部下端にピンホールが生じた。また、発熱部の被覆管には内面溶融に起因するしわの発生が激しくなっており、膨れ (9 %) 及び曲がり (1.5 mm) も比較的大きかった。被覆管表面の最高温度は約 1800 °C と標準冷却材条件における実験の場合と比較して高く、膜沸騰持続時間も最大 16 秒と長くなったが、クウェンチング開始温度は 650 ~ 850 °C でほぼ同じであった。

### 3.3 中心温度測定実験

中心温度測定のための実験は、約 175 cal/g·UO<sub>2</sub> 及び約 230 cal/g·UO<sub>2</sub> の発熱量で 2 回行なった。これらの実験では、燃料中心温度は照射時の核加熱により断熱的に上昇し冷却材の温度条件によりあまり影響を受けないと予想されること、及び実験を効率的に実施する観点から、冷却材温度を室温から約 90 °C まで変化させて繰り返し照射を行なった。

発熱量約 175 cal/g·UO<sub>2</sub> で 5 回の繰り返し照射を行なった実験 (Test No. 103-11-1~5) では、燃料中心の最高温度は予想どおり約 2000 °C で冷却材温度が変わってもほぼ一定であった。被覆管表面温度挙動は、1 回目の室温 (6 °C) における照射では標準冷却材条件における実験の場合とほぼ同じ結果になった。2 回目の照射 (冷却材温度 37 °C) では、被覆管表面の最高温度は 1 回目と比較して低くなり、膜沸騰持続時間には顕著な差異は生じなかった。これは、2 回目の照射の際には、1 回目の照射により、UO<sub>2</sub> ペレット、ギャップ及び被覆管表面の状態が新燃料の場合とは異なったため、また、2 回目の冷却材温度は室温に近いので被覆管表面での熱伝達に大きな相違が生じなかったためと考えられる。3 回目以降の照射では、冷却材温度が上昇するに伴って、被覆管表面の最高温度は高く、クウェンチング開始温度は低く、かつ、膜沸騰持続時間は長くなった。しかしながら、同一の冷却材温度及び発熱量で行なった単一照射による実験 (Test No. 103-2 及び Test No. 103-10) と比較すると、最高温度は低く、また、膜沸騰持続時間も短く、繰り返し照射の影響が現れていた。試験燃料は発熱部のところどころで酸化膜の剥離が見られた程度で破損は生じなかったが、大きな曲りが生じており単一照射実験の結果とは大幅に異なる結果となった。

Test No. 103-12 は、発熱量を約 230 cal/g·UO<sub>2</sub> に上昇して同様に 5 回の繰り返し

返し照射を行なった実験である。燃料中心の最高温度は約 2250 °C でほぼ一定であった。被覆管表面温度挙動は、1 回目の室温 (8 °C) における照射では標準冷却材条件における実験の場合とほぼ同じ結果であり、2 回目以降の照射では Test No. 103-11 の場合と同様の傾向を示した。試験燃料は 5 回目の照射の際に発熱部下端より 1/3 の所で分断し、さらに被覆管は数個の破片となって散逸していた。また、UO<sub>2</sub> ペレットはすべて微粒子化して被覆管外に飛び出していた。これは、4 回目の照射の際に被覆管が破損して浸水燃料となっていたため、5 回目の照射で試験燃料内の圧力が上昇して内圧破裂したためと考えられる。

Table 3.1 Summary of Test Results (1/3)

Coolant Temp. (°C)	Test No.	Energy Deposition (cal/g-UO <sub>2</sub> )	Fuel Centerline Temp. (°C)	Cradding Surface Temperature			Increase of Coolant Temp. (°C)	Deformation	Remarks	
				Max. Temp. (°C)	Quenching Temp. (°C)	Duration of Film Boiling (s)				
90	103-2	180	-	#1 1470	300	27.7	#1 7	Elongation 0.1 %	No Failure Oxidation	
				#2 1450	<400	>30.0	#2 7	Ballooning 1.0 %		
				#3 1390	<400	>30.0	#3 6	Max. Bending 0.1 mm		
	103-7	205	-	-	#1 1630	420	24.9	#1 14	Elongation ~0 %	No Failure Oxide Flake
					#2 1600	290	31.5	#2 21	Ballooning 1.5 %	
					#3 1540	300	33.4	#3 9	Max. Bending ~0 mm	
					#4 1640	260	31.7	#4 12		
					#5 1670	380	24.1	#5 -		
					#6 1880	400	33.3	#5 -		
	103-3	216	-	-	#1 -	-	-	#1 1	Elongation 0.2 %	Circumferential Crack at bottom of Active Region
					#2 -	-	-	#2 2	Ballooning 3.5 %	
					#3 -	-	-	#3 3	Max. Bending 0.2 mm	
103-6	230	-	-	#1 >1730	-	-	#1 17	Elongation ~0 %	Broken into 2 pieces at Bottom of Active Region	
				#2 >1710	-	-	#2 73	Ballooning 12.9 %		
				#3 >1720	-	-	#3 36	Max. Bending - mm		
				#4 >1700	-	-	#4 16			
				#5 -	-	-	#5 16			
				#6 -	-	-	#5 16			
103-5	239	-	-	#1 >1600	-	-	#1 26	Elongation - %	Partial Fragmentation near Bottom of Active Region	
				#2 >1100	-	-	#2 25	Ballooning - %		
				#3 >1600	-	-	#3 33	Max. Bending - mm		
103-1	267	-	-	#1 >1600	-	-	#1 ~10	Elongation - %	Partial Fragmentation near Bottom of Active Region	
				#2 >1100	-	-	#2 ~10	Ballooning - %		
				#3 >1600	-	-	#3 ~10	Max. Bending - mm		
103-4	331	-	-	#1 -	-	-	#1 13	Elongation - %	Full Fragmentation of Active Region	
				#2 -	-	-	#2 13	Ballooning - %		
				#3 -	-	-	#3 16	Max. Bending - mm		
103-10	186	-	-	#1 1410	520	19.3	#1 26	Elongation -1.5 %	No Failure A Little Oxide Flake	
				#2 1420	440	18.7	#2 18	Ballooning 1.3 %		
				#3 1370	530	13.3	#3 13	Max. Bending 0.1 mm		
				#4 1390	420	16.0	#4 8			
				#5 1350	-	18.4	#5 -			
				#6 1380	560	13.2	#5 -			
103-9	246	-	-	#1 1700	700	15.7	#1 40	Elongation -3.0 %	Pin Hole at Bottom of Active Region Heavy Waving	
				#2 >1600	650	10.8	#2 48	Ballooning 9.0 %		
				#3 >1660	-	-	#3 18	Max. Bending 1.5 mm		
				#4 1800	850	13.6	#4 20			
				#5 >1660	-	-	#5 10			
				#6 1650	650	11.3	#5 10			

Table 3.1 Summary of Test Results (2/3)

Coolant Temp. (°C)	Test No.	Energy Deposition (cal/g-UO <sub>2</sub> )	Fuel Centerline Temp. (°C)	Cradding Surface Temperature		Increase of Coolant Temp. (°C)	Deformation	Remarks
				Max. Temp. (°C)	Quenching Temp. (°C)			
6	1	178	2020	#1 1070	800	4.4	Elongation 1.0 % Ballooning 1.1 % Max. Bending 1.3 mm	No Failure Oxide Flake at Top, Bottom, and Pellet Boundary in Center of Active Region
				#2 1150	720	6.0		
				#3 1130	650	6.0		
				#4 1130	810	6.0		
				#5 1110	820	4.6		
				#6 1110	840	5.9		
37	2	178	1980	#1 960	600	6.8	Elongation 1.0 % Ballooning 1.1 % Max. Bending 1.3 mm	No Failure Oxide Flake at Top, Bottom, and Pellet Boundary in Center of Active Region
				#2 1000	630	9.7		
				#3 960	600	6.0		
				#4 1030	650	10.7		
				#5 980	660	7.8		
				#6 990	700	6.9		
58	103-11	175	2020	#1 1130	620	12.5	Elongation 1.0 % Ballooning 1.1 % Max. Bending 1.3 mm	No Failure Oxide Flake at Top, Bottom, and Pellet Boundary in Center of Active Region
				#2 1220	420	16.4		
				#3 1170	500	15.4		
				#4 1170	450	12.8		
				#5 1160	540	11.3		
				#6 1140	530	12.4		
78	4	174	2040	#1 1280	460	14.2	Elongation 1.0 % Ballooning 1.1 % Max. Bending 1.3 mm	No Failure Oxide Flake at Top, Bottom, and Pellet Boundary in Center of Active Region
				#2 1350	370	19.2		
				#3 1300	380	23.3		
				#4 1320	480	18.9		
				#5 1310	570	13.3		
				#6 1290	300	22.9		
86	5	173	2050	#1 1270	580	15.9	Elongation 1.0 % Ballooning 1.1 % Max. Bending 1.3 mm	No Failure Oxide Flake at Top, Bottom, and Pellet Boundary in Center of Active Region
				#2 1370	550	19.2		
				#3 1290	430	24.2		
				#4 1310	480	17.1		
				#5 1280	460	14.5		
				#6 1280	370	22.0		

Table 3.1 Summary of Test Results (3/3)

Coolant Temp. (°C)	Test No.	Energy Deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Fuel Centerline Temp. (°C)	Cradding Surface Temperature		Increase of Coolant Temp. (°C)	Deformation	Remarks
				Max. Temp. (°C)	Quenching Temp. (°C)			
8	1	229	2250	#1 1410	820	#1 30	Elongation - x Ballooning - x Max. Bending - mm	Broken into Several Pieces at 1/3 from Bottom of Active Region
				#2 1460	900	#2 56		
				#3 1450	760	#3 -		
				#4 1580	730	#4 25		
				#5 1400	720	#5 -		
				#6 1460	730	#5 -		
36	2	232	2290	#1 1340	-	#1 20	Elongation - x Ballooning - x Max. Bending - mm	Broken into Several Pieces at 1/3 from Bottom of Active Region
				#2 1440	860	#2 47		
				#3 1430	640	#3 -		
				#4 1460	860	#4 15		
				#5 1230	-	#5 18		
				#6 1300	550	#5 18		
57	3	232	2260	#1 1460	790	#1 16	Elongation - x Ballooning - x Max. Bending - mm	Broken into Several Pieces at 1/3 from Bottom of Active Region
				#2 1570	720	#2 28		
				#3 1510	510	#3 -		
				#4 1580	930	#4 17		
				#5 1420	620	#5 28		
				#6 1360	390	#5 28		
83	4	232	2220	#1 1570	540	#1 9	Elongation - x Ballooning - x Max. Bending - mm	Broken into Several Pieces at 1/3 from Bottom of Active Region
				#2 1640	640	#2 24		
				#3 1600	630	#3 -		
				#4 1700	690	#4 17		
				#5 1590	420	#5 17		
				#6 1490	340	#5 17		

Energy Deposition  
(cal/g·UO<sub>2</sub>)

Test No.

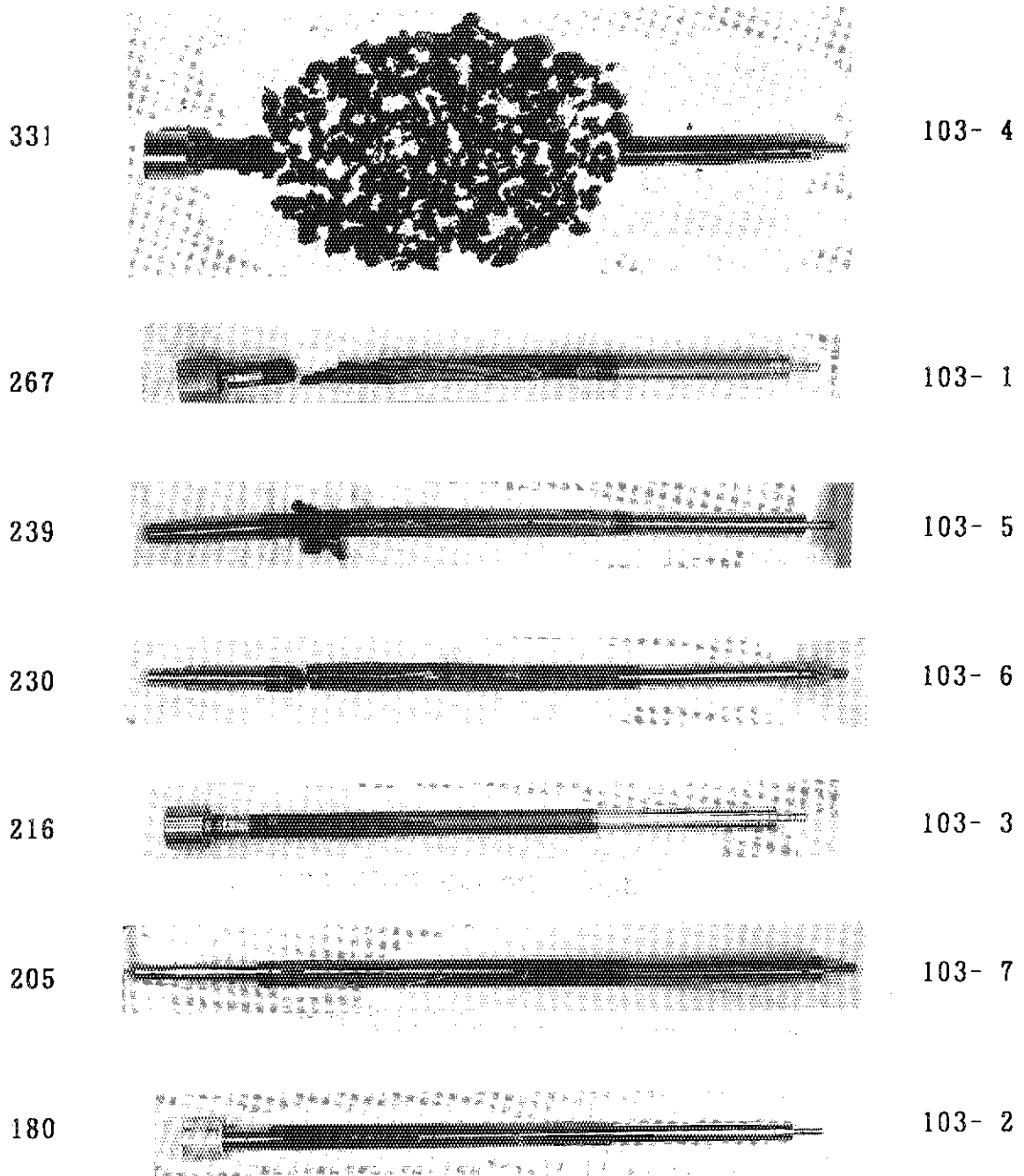


Fig. 3.1 Appearance of Test Fuel Rods in the Tests under 90 °C Coolant Condition

Energy Deposition  
(cal/g·UO<sub>2</sub>)

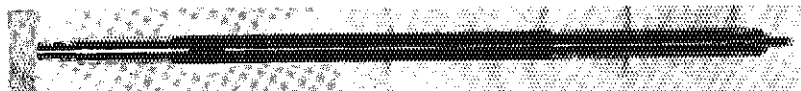
Test No.

246



103- 9

186



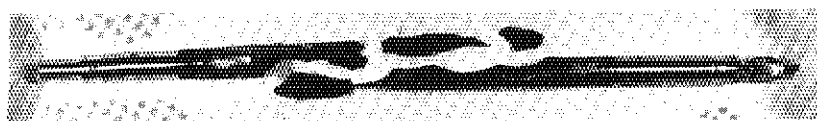
103-10

Fig. 3.2 Appearance of Test Fuel Rods in the Tests under 60 °C Coolant Condition

Energy Deposition  
(cal/g·UO<sub>2</sub>)

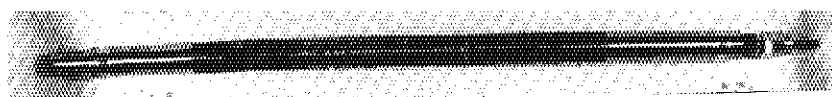
Test No.

~ 230



103-12

~ 175



103-11

Fig. 3.3 Appearance of Test Fuel Rods in the Tests for Centerline Temperature Measurement



## 4 . 考 察

### 4.1 被覆管表面温度挙動

反応度事故時における燃料の挙動を解明していくうえ上で、被覆管の表面温度挙動を明確にすることは重要な課題の一つである。Test No. 103-2、7 及び 10 は本目的に沿って行なった実験である。これらの実験は燃料破損が起こらず、かつ、熱電対温度計が破損しない比較的低発熱量 ( $210 \text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$  以下) で行ない、被覆管表面温度挙動と冷却材のサブクール度 (冷却材温度) の関係について調べたものである。

各冷却材のサブクール度に対する被覆管表面温度挙動を比較して Fig. 4.1 及び Fig. 4.2 に示す。また、冷却材のサブクール度に対する被覆管表面の最高温度、クウェンチング開始時の温度及び膜沸騰の持続時間の関係を Fig. 4.3 に示す。これらの図から、冷却材のサブクール度が低下すると、被覆管表面での熱伝達が悪化するために、被覆管表面温度の温度上昇率は大きくなって最高温度は高くなり、最高温度到達後は温度降下率が小さくなって膜沸騰の持続時間も長くなる一方、膜沸騰を維持するための限界熱流束が小さくなるために、クウェンチング開始時の温度は低くなることわかる。

### 4.2 燃料中心温度挙動

Test No. 103-11 の燃料中心温度挙動及び被覆管表面温度挙動を Fig. 4.4 及び Fig. 4.5 にそれぞれ示す。Fig. 4.4 に見られるように、燃料中心温度は照射後約 1.5 秒で最高温度約  $2000^\circ\text{C}$  に達した。実際の現象では、燃料中心温度は照射と同時にほぼ断熱的に上昇し、その後  $\text{UO}_2$  ペレット内の温度分布の変化に従って最高温度に達すると考えられるが、温度測定では熱電対温度計の時定数が大きいため図に見られるようにやや遅れた応答となっている。また、冷却材のサブクール度の変化しても燃料中心温度に大きな差異が生じないのは、反応度事故条件下の早い過渡温度変化では、 $\text{UO}_2$  ペレットの外側の熱伝達の影響が最初の数秒間は中心の温度挙動に影響しないためであり、5 ~ 7 秒以降ではサブクール度の影響が膜沸騰持続中にも認められる。また、クウェンチング以降では、中心温度は外側の除熱量の変化に対応して応答している。

また、この時の被覆管表面温度挙動は、Fig. 4.5 に示す。図に見られるように、1回目の照射においてはこれまでの標準冷却材条件における実験結果と大差はなかったが、2回目の照射で冷却材温度を約  $40^\circ\text{C}$  に上昇したにもかかわらず、1回目比べて膜沸騰持続時間は長くなったものの、被覆管表面の最高温度はやや低くなった。3回目以降の照射では冷却材温度の上昇と共に、被覆管表面の最高温度は上昇し、また、膜沸騰の持続時間も長くなった。ただし、3回目以降の各照射で、測定された被覆管表面の温度挙動を単一照射実験の結果 (Fig. 4.1) と比較すると、最高温度で  $200^\circ\text{C}$  程度低く、また、膜沸騰持続時間も 5 ~ 10 秒短

くなっている。このような差異が生じる原因としては、繰り返し照射を行なった場合には、 $UO_2$  ペレットの割れによるペレット内の熱伝導の低下、被覆管の膨れによるギャップ幅の拡大によるギャップ熱伝達率の低下、あるいは被覆管表面の酸化による被覆材内の熱伝導率の低下が、被覆管表面温度挙動に影響を及ぼすためであると考えられる。

Fig. 4.6 及び Fig. 4.7 に Test No. 103-12 の燃料中心温度挙動及び被覆管表面温度挙動を示す。本実験では、図に見られるように、Test No. 103-11 と比べて発熱量が約  $55 \text{ cal/g}\cdot UO_2$  高くなった分だけ燃料中心温度及び被覆管表面温度も高くなっているが、温度挙動自体は Test No. 103-11 の場合と同様の傾向が現れている。

### 4.3 破損しきい値

本目的で行なった実験は、Test No. 103-1, 3, 5, 6 及び 9 である。これらの実験ではいずれも  $215 \text{ cal/g}\cdot UO_2$  以上の発熱量を与えた実験であり、試験燃料はすべて破損を起こしている。また、被覆管表面温度は Test No. 103-9 の実験を除き、ほとんどの場合最高温度に到達する以前に熱電対温度計が破損してしまったため測定されていない。しかしながら、熱電対温度計の破損に至るまでの測定された温度履歴から考えて、最高温度は  $1700^\circ\text{C}$  に達していたであろうと考えられる。

Fig. 4.8 に本パラメータ実験と標準冷却材条件における実験の照射後の試験燃料の外観の比較を示す。また、Fig. 4.9 は、試験燃料の破損形態に及ぼす冷却材のサブクール度の影響を示したものである。図に見られるように、冷却材のサブクール度が小さくなるのに伴い破損のしきい値は低くなる傾向にあり、かつ、同一発熱量の実験の比較では破損の程度が激しくなっていることが分かる。試験燃料の外観から本パラメータ実験について特徴的なことは、試験燃料の酸化、変形及び脆化の程度が標準冷却材条件における実験の場合と比較してかなり激しいということである。この傾向は冷却材のサブクール度が小さくなり、発熱量が高くなるほど顕著に表れている。

Fig. 4.10 に Test No. 103-1 及び Test No. 103-5 の試験燃料の分断部分の拡大写真を示す。Test No. 103-1 の実験では、試験燃料は分断部分で一部微粒子化して飛散してしまっており、その他の部分でも縦横に大きなクラックが発生している。このような破損の形態は標準冷却材条件における実験の場合には見られていない。また、Test No. 103-5 の実験では、カプセルを解体して試験燃料を取り出した際には、試験燃料は発熱部下端で 2 つに分断しているだけであったが、その後照射後検査中に分断部付近が細かく崩れてしまった。また、その他の部分でも細かいクラックが多数見られた。このように、冷却材のサブクール度が低下した場合に、破損しきい値が低下し、変形及び酸化の程度が激しくなる原因としては、冷却材のサブクール度が低下すると被覆管表面での熱伝達が悪化し、試験燃料の温度が標準冷却材条件における実験の場合と比較して高くなったためであると考えられる。

また、標準冷却材条件における実験の場合には、分断部分で  $UO_2$  ペレットの溶

融あるいは  $UO_2$  ペレットと被覆管の一体化が起こっているのに対し、本パラメータ実験では、Fig. 4.10 で示した 2 例で見られるように、 $UO_2$  ペレットの溶融あるいは一体化は顕著には現れていない。これは、冷却材のサブクール度が小さい場合には、標準冷却材条件の実験における場合と比較して、被覆管の最高温度が高く、また、膜沸騰持続時間も長くなるため、より低発熱量で標準冷却材条件における実験の場合と同程度の酸化が起こる。その結果、冷却材のサブクール度が小さい場合には、初期破損を生じる発熱量では  $UO_2$  ペレットの温度が  $UO_2$  ペレットの溶融あるいは一体化を起こすほど上昇していないためと考えられる。

以上の実験結果より、冷却材のサブクール度が  $10^\circ C$  及び  $40^\circ C$  の場合には、標準冷却材条件における実験の場合と比較して、破損しきい値がそれぞれ  $40 \sim 50 \text{ cal/g}\cdot UO_2$  及び約  $20 \text{ cal/g}\cdot UO_2$  低下することが明らかになった。

#### 4.4 破壊エネルギー

本目的で行なった実験は、Test No. 103-4 である。Table 4.1 に冷却材の低サブクール度条件及び標準冷却材条件における実験の結果の比較を示す。標準冷却材条件における実験の場合には、これまでの事件結果から試験燃料の微粒子化は約  $330 \text{ cal/g}\cdot UO_2$  の発熱量で始まるということが明らかになっているが、表で示されるように  $400 \text{ cal/g}\cdot UO_2$  を越えるような発熱量を与えて試験燃料が微粒子化しても、水塊の飛び上がりは本実験で見られた程顕著には現れていない。この理由としては、標準冷却材条件の場合には冷却材のサブクール度が大きいため、微粒子化した  $UO_2$  粒子が速やかに冷却されてしまい蒸気塊が出来にくいこと、さらに、一旦蒸気塊ができた場合でも冷却材のサブクール度が大きいため急激に消滅してしまい水塊の飛び上がりには至らないことが考えられる。

また、別途実施した  $500 \text{ cal/g}\cdot UO_2$  を越えるような発熱量の実験<sup>(10)</sup>では、本実験の結果とは反対に、標準冷却材条件における実験の場合の方が冷却材の低サブクール度条件における実験の場合より水塊の飛び上がり速度は大きくなっている。これは、冷却材の低サブクール度条件における実験の場合には、このような高発熱量が投入されることによって、一瞬にして多量の蒸気が発生するために、蒸気が微粒子化した燃料粒子を包んでしまい（ブランケット効果）冷却材に熱が伝わらなくなるためである。

Table 4.1 Comparison of Results of High Energy Deposition Tests

Test Item	Test No.	Energy Deposition (cal/g·UO <sub>2</sub> )	Capsule Internal Pressure (MPa)	Water Column Velocity (m/s)	Mechanical Energy Conversion Ratio (%)	Remarks
Std. Coolant Condition Tests (R.T.)	203-3	368	~ 0	-		Fragmentation of Partial UO <sub>2</sub> pellets
	111-7	376	~ 0	1.8	0.003	Fragmentation of Almost All UO <sub>2</sub> pellets
	203-4	380	~ 0	-		Fragmentation of Almost All UO <sub>2</sub> pellets
	111-8	433	1.3	*		Fragmentation of All UO <sub>2</sub> pellets
Low Coolant Subcooling Test (90°C)	103-4	331	~ 0	3.0	0.010	Fragmentation of All UO <sub>2</sub> pellets

\* Remarkable movement of water column was observed, but the velocity could not be quantitatively measured.

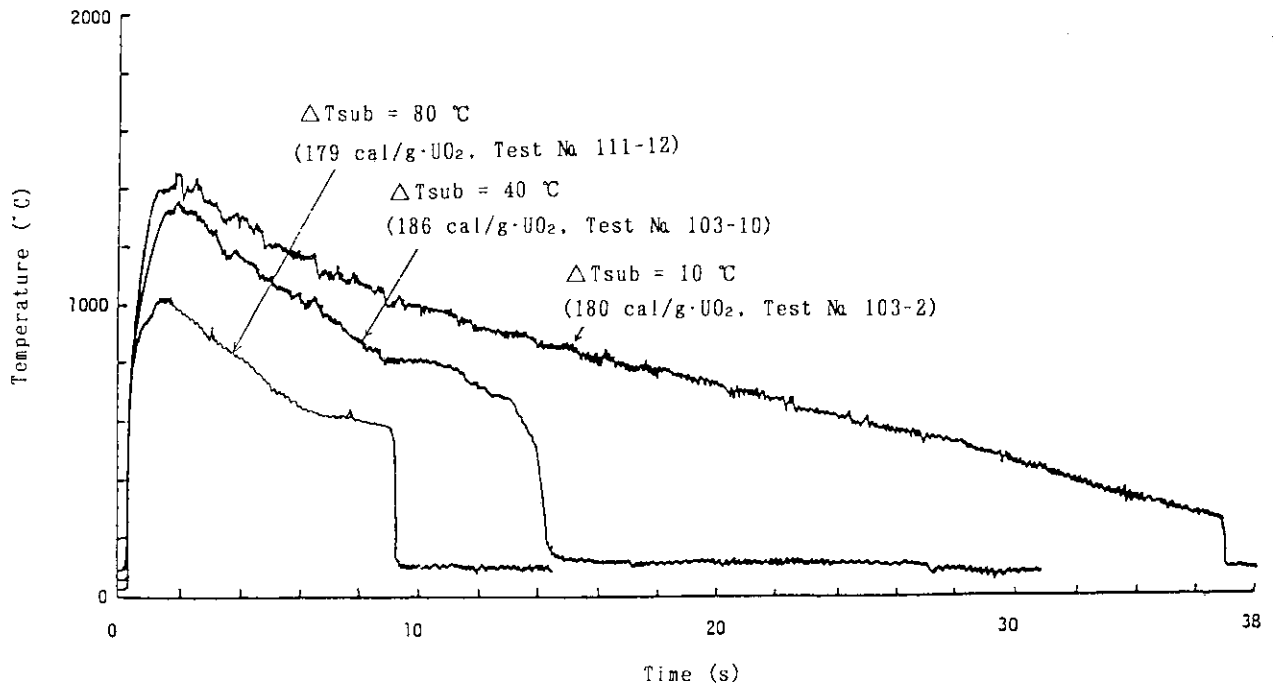


Fig. 4.1 Comparison of Cladding Surface Temperature Histories under Various Subcooling Condition (0 ~ 38 s)

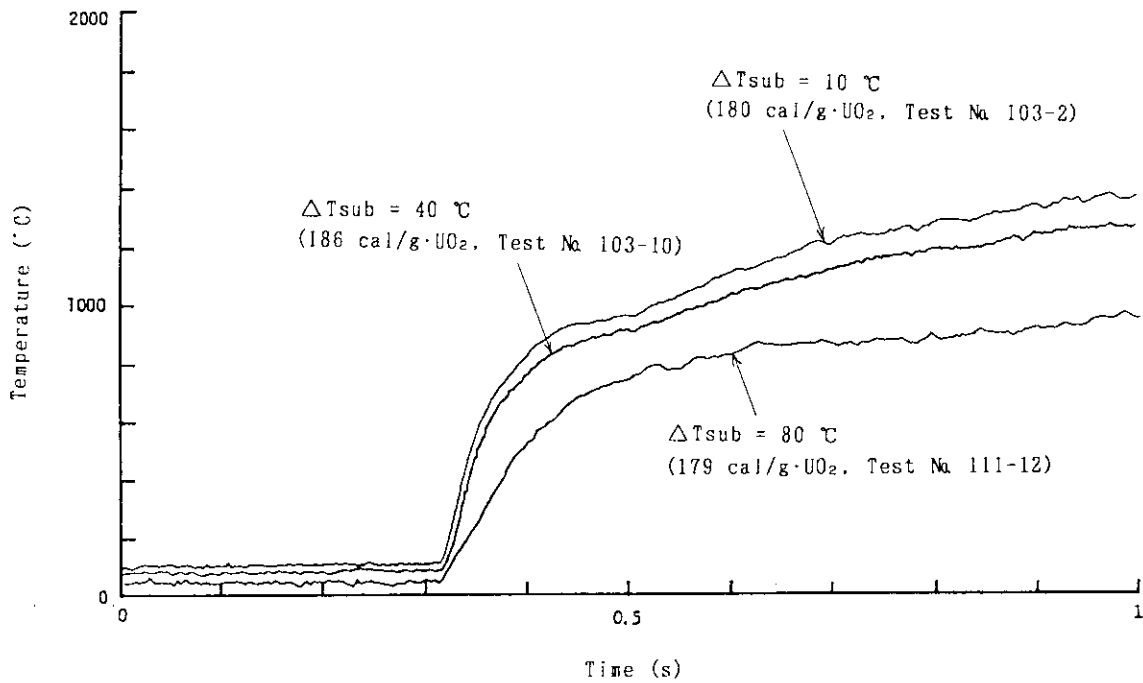


Fig. 4.2 Comparison of Cladding Surface Temperature Histories under Various Subcooling Condition (0 ~ 1 s)

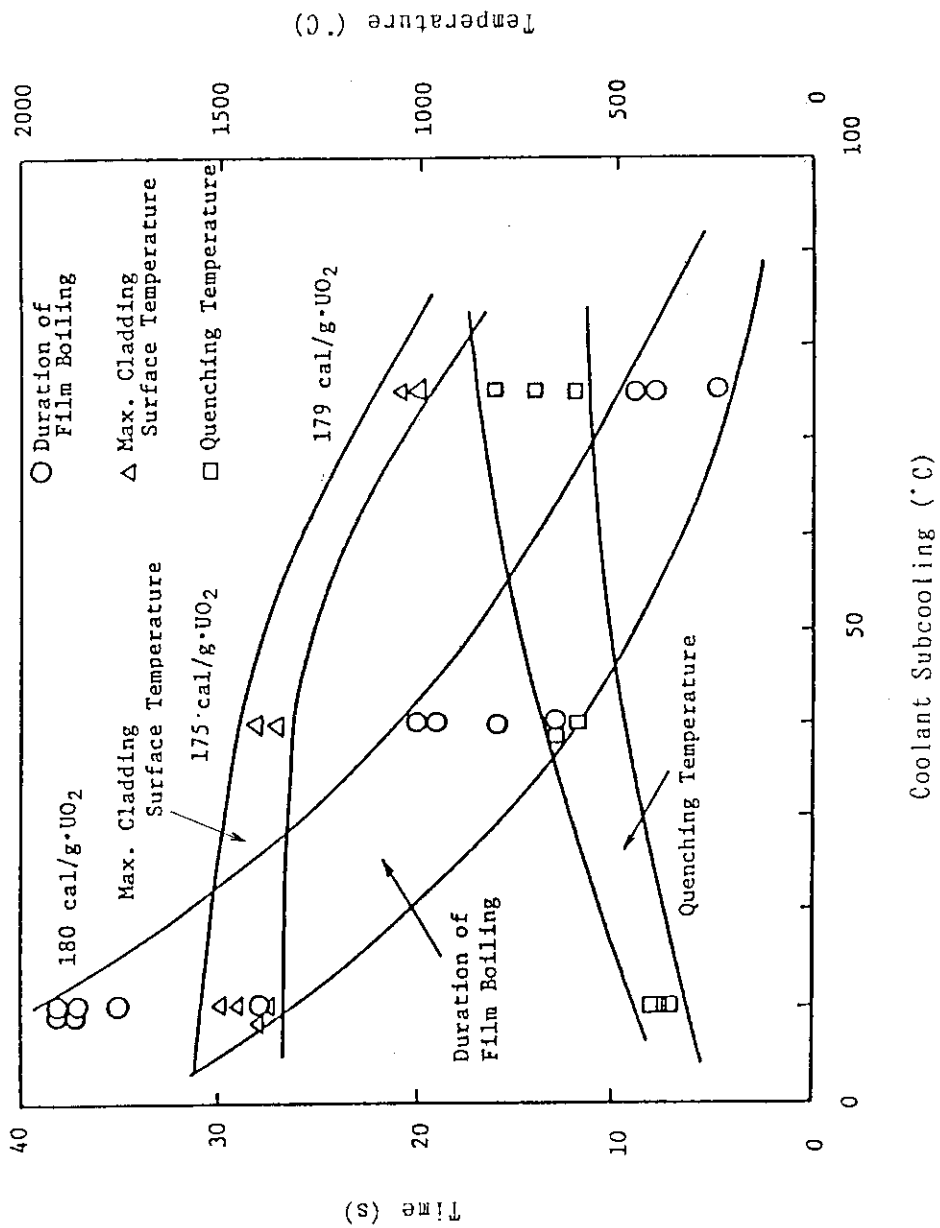


Fig. 4.3 Effects of Coolant Subcooling on Cladding Surface Temperature, Quenching Temperature and Duration of Film Boiling

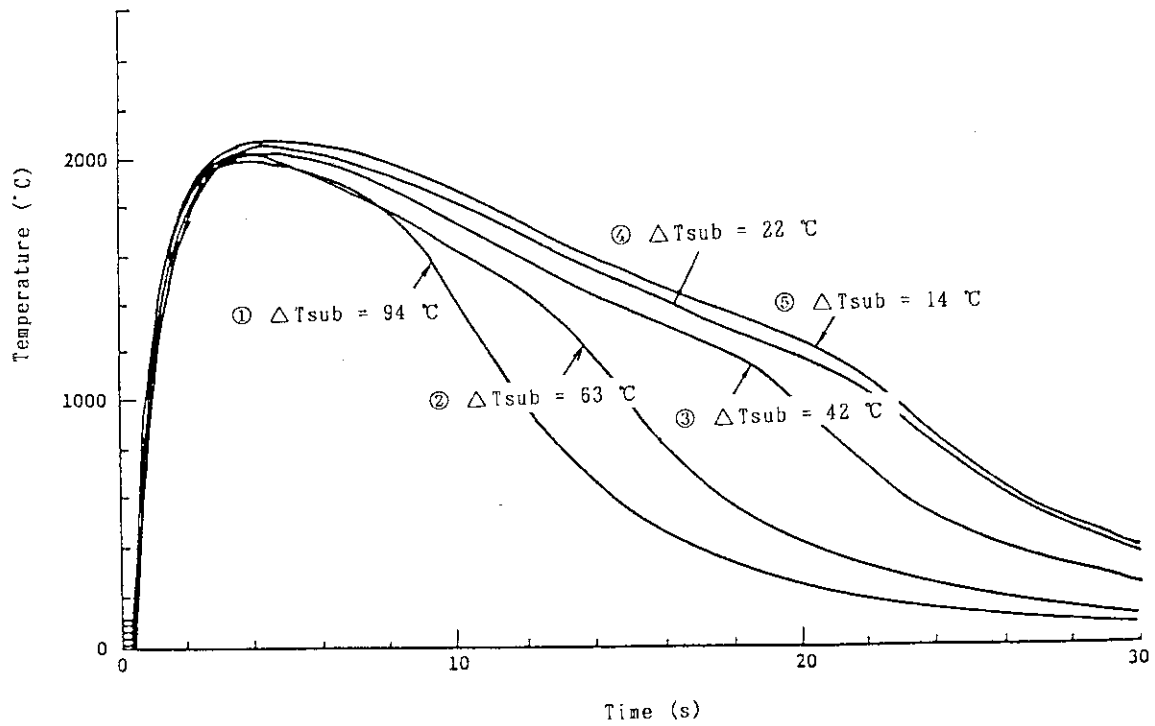


Fig. 4.4 Comparison of Fuel Centerline Temperature Histories under Various Subcooling Condition in Test No. 103-11 ( $\sim 175\text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ )

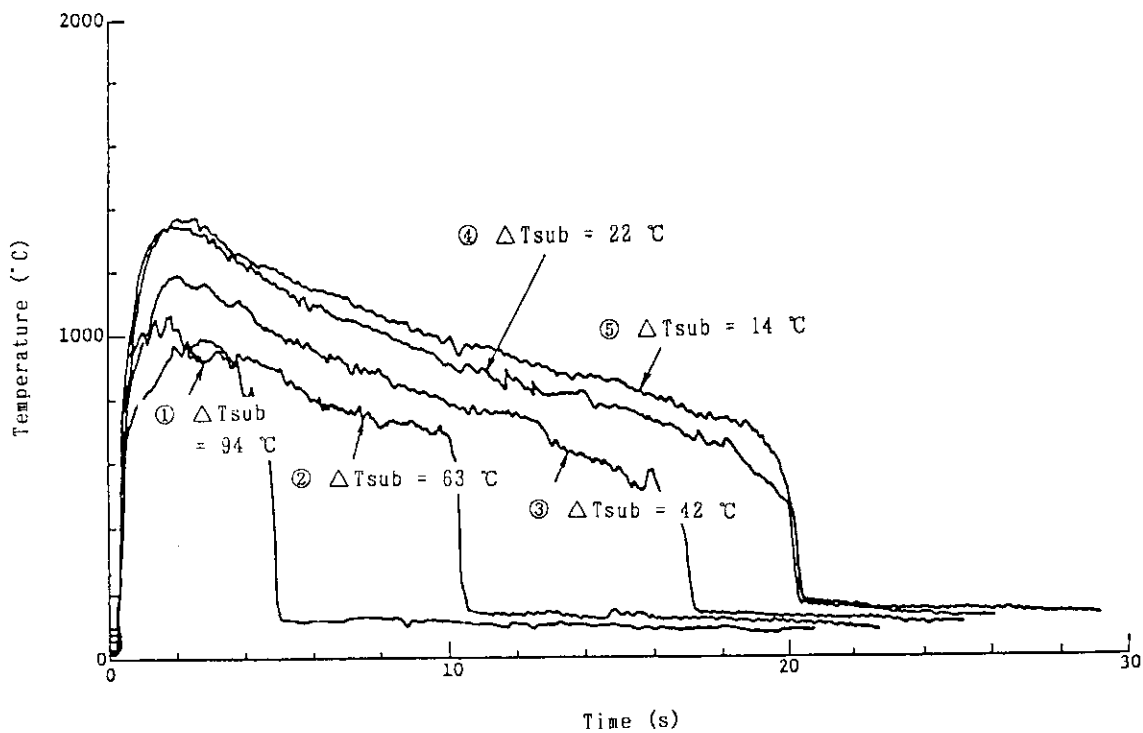


Fig. 4.5 Comparison of Cladding Surface Temperature Histories under Various Subcooling Condition in Test No. 103-12 ( $\sim 175\text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ )

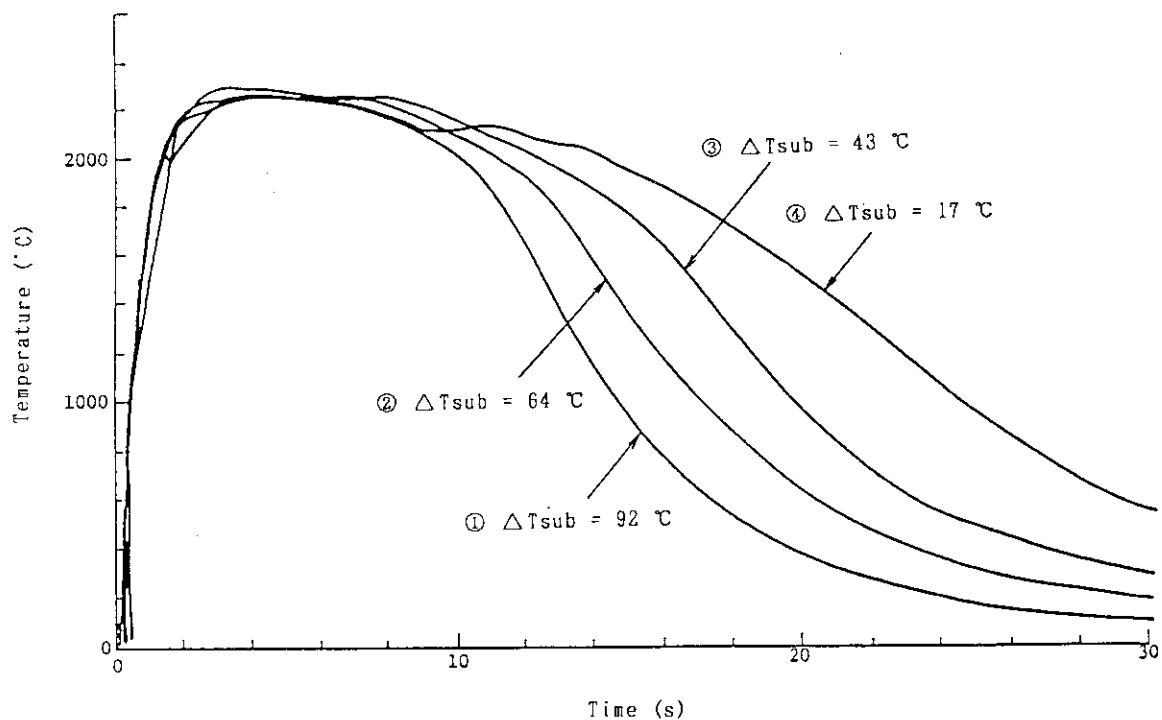


Fig. 4.6 Comparison of Fuel Centerline Temperature Histories under Various Subcooling Condition in Test No. 103-12 ( $\sim 230\text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ )

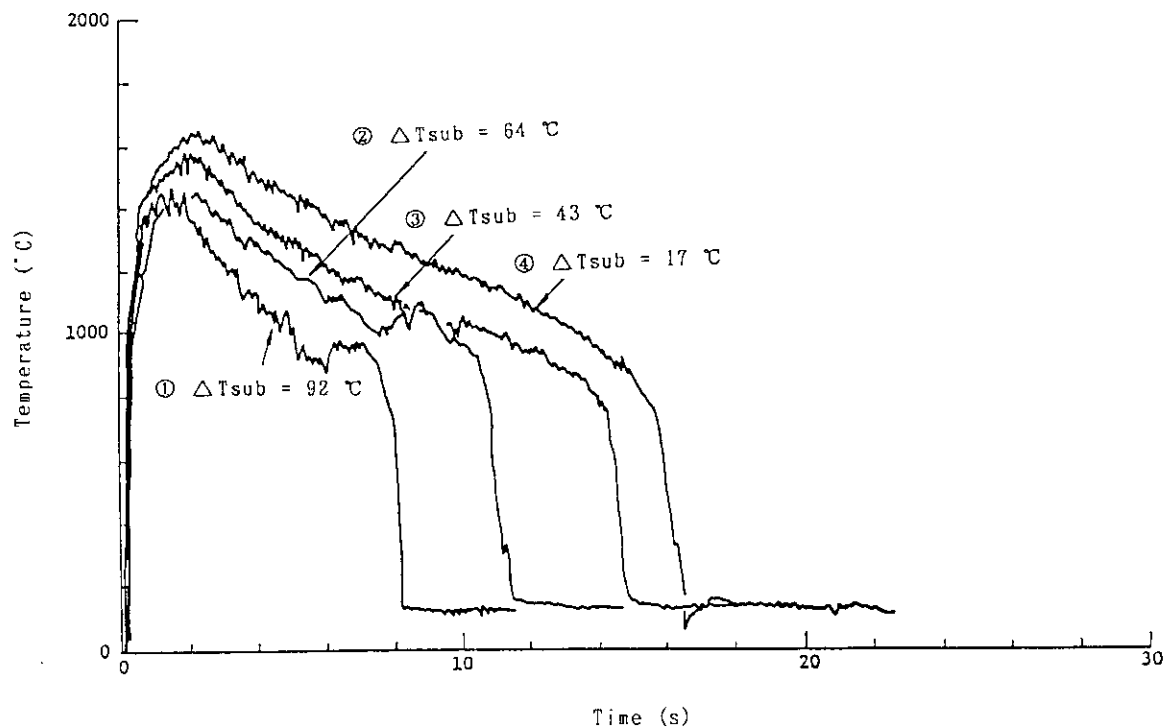


Fig. 4.7 Comparison of Cladding Surface Temperature Histories under Various Subcooling Condition in Test No. 103-12 ( $\sim 230\text{ cal/g}\cdot\text{UO}_2$ )



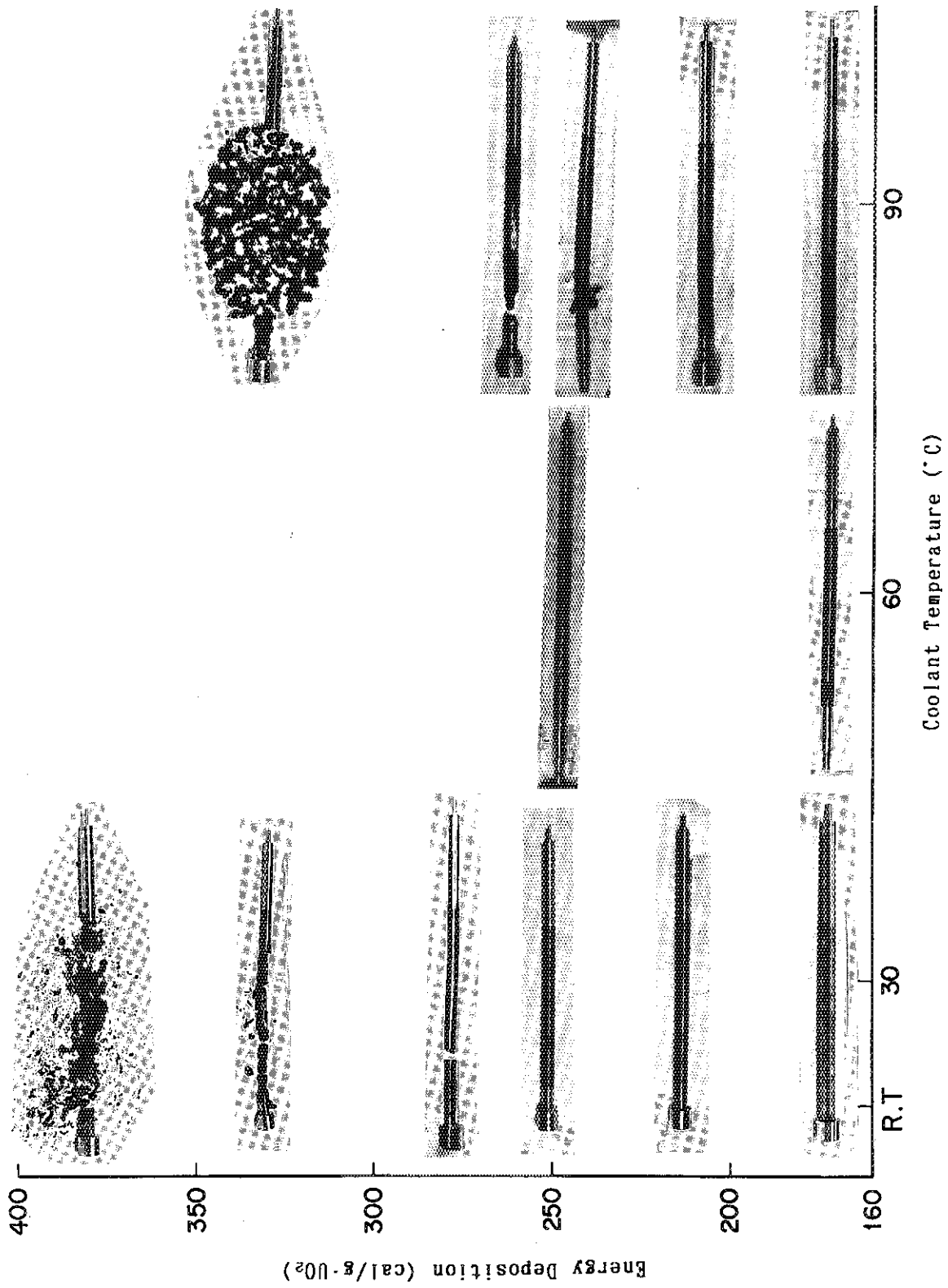


Fig. 4.8 Comparison of Appearance of Test Fuel Rods between Standard Coolant Condition Tests and Low Subcooling Condition Tests

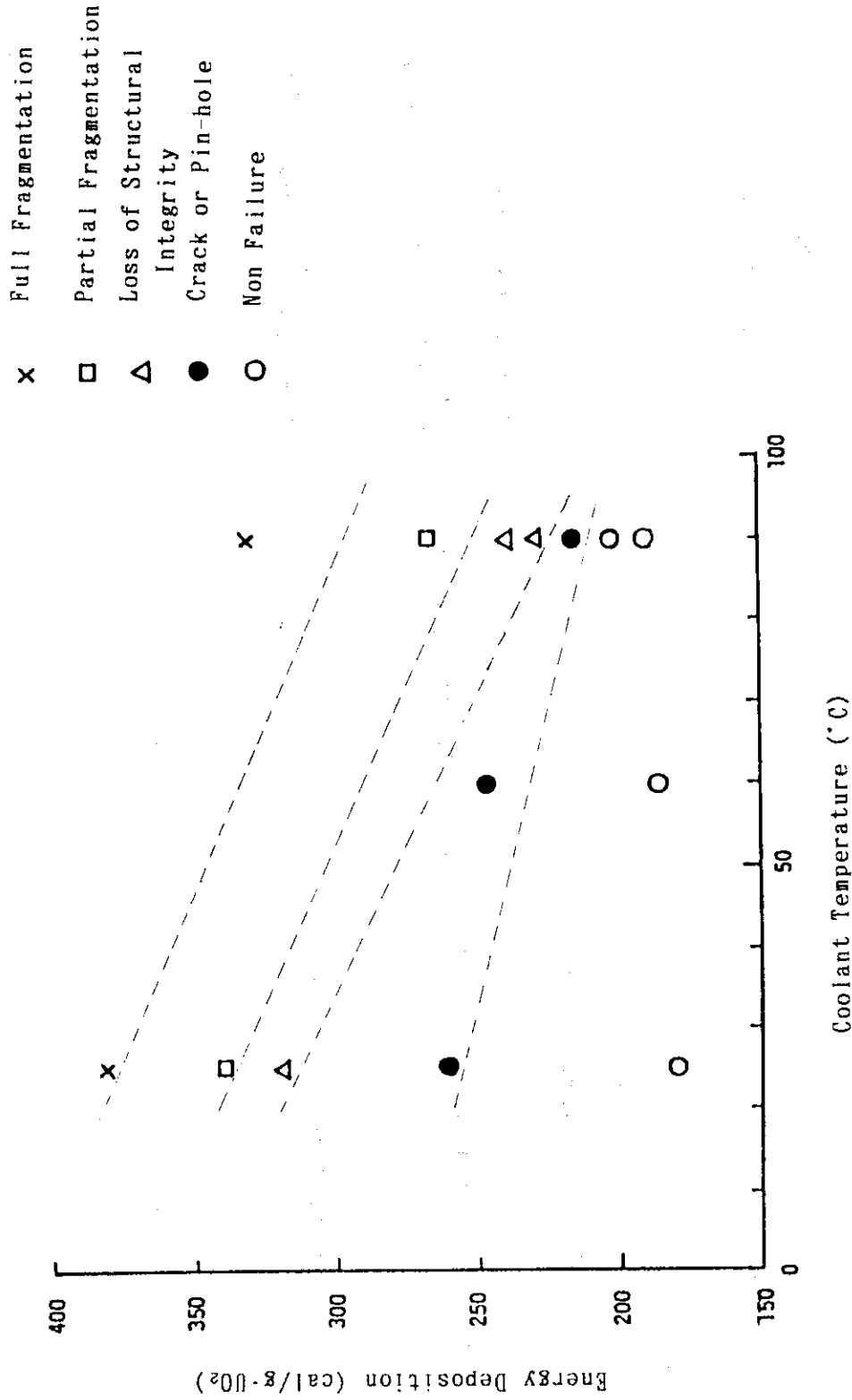
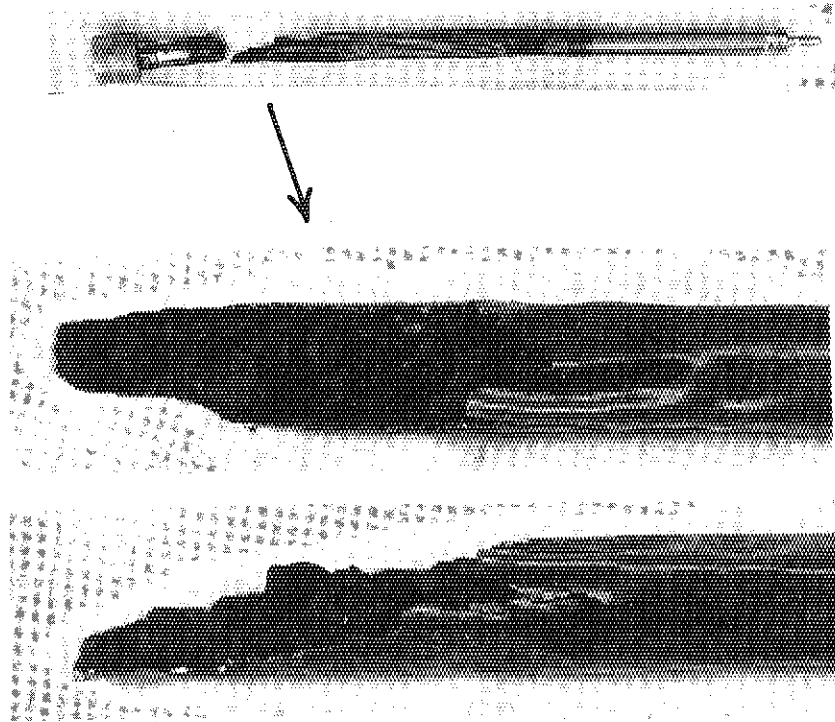
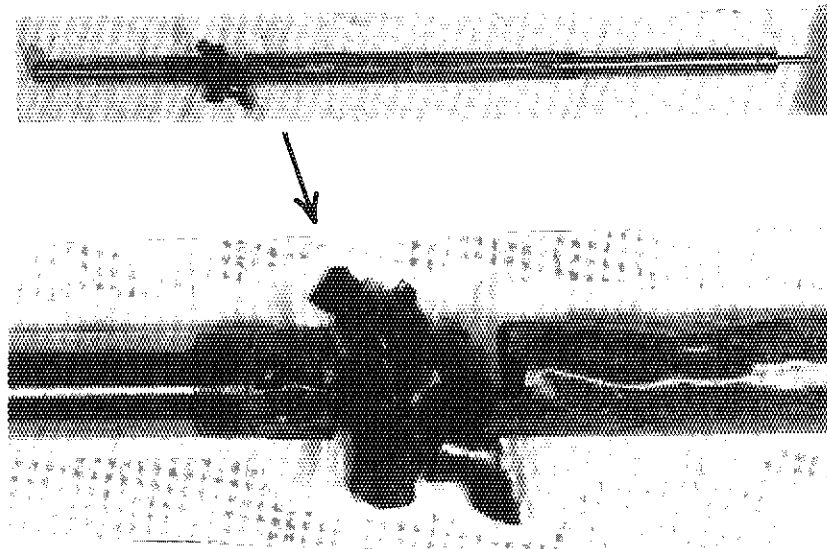


Fig. 4.9 Comparison of Failure Form between Standard Coolant Condition Tests and Low Subcooling Condition Tests



267 cal/g·UO<sub>2</sub> (Test No. 103-1)



239 cal/g·UO<sub>2</sub> (Test No. 103-5)

Fig. 4.10 Enlarged View of Failure Region of Test Fuel Rods  
in the Tests under 90 °C Subcooling Condition

## 5 . 結 論

これまでに、冷却材の温度をパラメータとして 11 回の実験を実施した。これらの実験結果より判明した事実をまとめると以下のようになる。

- (1) 冷却材のサブクール度の低下に伴い、被覆管表面の温度上昇率及び最高温度は高くなる。また、温度低下率が小さくなり、かつ、クウェンチング開始温度も低下することから膜沸騰持続時間は長くなる。
- (2) 燃料中心の最高温度は、冷却材のサブクール度に変化してもほとんど影響を受けない。
- (3) 冷却材のサブクール度の低下に伴い、同一発熱量における試験燃料の受ける損傷の程度は大きくなる。
- (4) 試験燃料の破損しきい値は、標準冷却材条件の実験の場合と比較して、サブクール度 10 °C では 40 ~ 50 cal/g·UO<sub>2</sub>、また、40 °C では 20 cal/g·UO<sub>2</sub> 程度低下する。破損時のピークエンタルピは、標準冷却材条件の実験の場合の 212 cal/g·UO<sub>2</sub> に対し、それぞれ約 175 cal/g·UO<sub>2</sub> 及び約 196 cal/g·UO<sub>2</sub> となる。
- (5) 1 例ではあるが、試験燃料が高発熱量で微粒子化を起こした際には、高温の UO<sub>2</sub> ペレットと冷却材との接触において冷却材が沸騰しやすくなるため、標準実験の場合と比較して、水塊の飛び上がりは比較的低発熱量でも発生する。

## 謝 辞

本報告書をまとめるにあたって、種々の面で有益な助言や御配慮を賜った反応度安全研究室藤城俊夫室長、討論に参加していただいた反応度安全研究室の皆様方、並びに実験に際し御協力をいただいた NSRR 管理室の皆様方に深く謝意を表します。

## 5 . 結 論

これまでに、冷却材の温度をパラメータとして 11 回の実験を実施した。これらの実験結果より判明した事実をまとめると以下のようになる。

- (1) 冷却材のサブクール度の低下に伴い、被覆管表面の温度上昇率及び最高温度は高くなる。また、温度低下率が小さくなり、かつ、クウェンチング開始温度も低下することから膜沸騰持続時間は長くなる。
- (2) 燃料中心の最高温度は、冷却材のサブクール度に変化してもほとんど影響を受けない。
- (3) 冷却材のサブクール度の低下に伴い、同一発熱量における試験燃料の受ける損傷の程度は大きくなる。
- (4) 試験燃料の破損しきい値は、標準冷却材条件の実験の場合と比較して、サブクール度 10 °C では 40 ~ 50 cal/g·UO<sub>2</sub>、また、40 °C では 20 cal/g·UO<sub>2</sub> 程度低下する。破損時のピークエンタルピは、標準冷却材条件の実験の場合の 212 cal/g·UO<sub>2</sub> に対し、それぞれ約 175 cal/g·UO<sub>2</sub> 及び約 196 cal/g·UO<sub>2</sub> となる。
- (5) 1 例ではあるが、試験燃料が高発熱量で微粒子化を起こした際には、高温の UO<sub>2</sub> ペレットと冷却材との接触において冷却材が沸騰しやすくなるため、標準実験の場合と比較して、水塊の飛び上がりは比較的低発熱量でも発生する。

## 謝 辞

本報告書をまとめるにあたって、種々の面で有益な助言や御配慮を賜った反応度安全研究室藤城俊夫室長、討論に参加していただいた反応度安全研究室の皆様方、並びに実験に際し御協力をいただいた NSRR 管理室の皆様方に深く謝意を表します。

## 参考文献

- (1) NSRR管理室・反応度安全研究室、「NSRR臨界および特性試験報告」  
1976年、JAERI-M 6791
- (2) 山崎 利、他、「NSRR大気圧カプセル及び実験軽装の現状」1977年  
JAERI-M 7105
- (3) 塩沢周作、他、「NSRR実験における標準燃料の振舞いに関する一考察」  
1977年、JAERI-M 7267
- (4) 星 蔦雄、他、「反応度事故条件下における未照射燃料の破損挙動」日本原  
子力学会誌 Vol. 20, No. 9 (1978)
- (5) M. Ishikawa, et al, "A Study of Fuel Behavior under Reactivity Ini-  
tiated Accident Conditions - Review", J. Nucl. Mater. 95 (1980)
- (6) 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」1978年、JAERI-M 6990
- (7) 齊藤伸三、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)」1979年、JAERI-M 8087
- (8) 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)」1980年、JAERI-M 9104
- (9) 大西信秋、他、「軽水動力炉の反応度事故条件下における浸水燃料の破損挙  
動」日本原子力学会誌 Vol. 24, No. 4 (1982)
- (10) 鶴田隆治、他、「反応度事故条件下における高発熱量負荷時の機械的エネル  
ギーと燃料の微粒子化」1985年、JAERI-M 84-235