

JAERI - M  
83-234

計装付燃料棒の拡散溶接部に生じた  
ジルカロイ被覆管の炉内破損

1984年1月

柳澤和章

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。  
入手の問合せは、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）で複写による実費領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, 1983

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 粕高野高速印刷

計装付燃料棒の拡散溶接部に生じたジルカロイ被覆管の炉内破損

日本原子力研究所 東海研究所 安全工学部  
柳澤和章

(1983年12月21日受理)

原研はノルウェー・ハルデン炉（HBWR）において、燃料  $UO_2$  ペレットとジルカロイ被覆管の相互作用（PCI）に起因する炉内破損の機構究明のために照射試験を実施している。この試験中に  $17 \times 17$  型 PWR 燃料棒 1 本が照射を開始して約 1 年後に破損をおこした。HBWR 炉室内のホットセル検査の結果、その破損は計装熱電対の入っている燃料棒の頂部；ジルカロイ被覆管とインコネル-600材との拡散結合部で発生したことが判明した。これよりこの破損は PCI とは別の原因によるものであろうと考えられた。

破損燃料棒に計装されていた燃料中心温度測定用の熱電対データおよび同時に計装されていた燃料棒内ガス圧力センサーのデータから破損時期の同定が行なわれ、それらデータから得た破損時期は冷却材の放射能濃度が急激に上昇した時期と一致した。

炉水水質管理記録と照射途中に実施した炉外外観検査より、照射初期より溶存酸素量が極めて高く多量のクラッドの付着があったことがわかった。これら被覆管外側の水化学環境の悪化のため燃料棒頂部の拡散溶接部で接合金属間にひび割れが入り、そのなかで最も劣悪な状態にあった 1 本の PWR 燃料棒が破損したものと判断された。

破損棒はホットラボ施設にて外観検査をうけたが、ひび割れ部に侵入した水分により被覆管が脆化したためにおこったと思われる脆性破損が認められた。

本報でまとめた破損解析結果は試験炉で用いた計装付燃料棒の異種金属拡散結合部での破損に関するもので過去にあまり例がないと考えられるので報告することとした。

IN-CORE FAILURE OF ZIRCALOY SHEATHED INSTRUMENTED  
FUEL ROD OCCURRED IN THE PORTION OF DIFFUSION WELDED  
TRANSITION JOINT

Kazuaki YANAGISAWA

Department of Nuclear Safety Research,  
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received December 21, 1983)

To study a mechanism of fuel rod failure related to pellet-cladding interaction, in-core experiment has been undertaken by JAERI in Halden Boiling Water Reactor(HBWR), Norway. In the experiment, a 17x17 type PWR fuel rod which has been exposed approximately to one year caused fission gas leakage to the coolant. Non-destructive inspection beside reactor core was made immediately and found that the location of failure was in fuel rod top. In that area zircaloy was diffused with Inconel-600. So, the failure is seemed to be different from pellet-cladding interaction-related fuel failure.

A study was made to know the situation of such type of failure by means of data of measured fuel centerline temperature and that of measured rod internal pressure those have been logged by equipped instrumentations. It is revealed from the study that rod internal pressure increased suddenly immediately after the failure to the value of 14 MPa. Time-dependent gradual decrease of fuel centerline temperature has been lasted after that. The identified failure time determined from such instrumentations was coincident with that observed from monitoring data of coolant radioactivity.

The cause of failure has assessed through a record of coolant purification control and a result of ex-reactor inspection. It is revealed from the assessment that almost PWR fuel rods with diffusion welding have been covered with heavily deposited crud on their outer surfaces due principally to plenty of dissolved oxygen involved in coolant. It is then concluded that such heavily deposited crud led the diffusion welding portion worse and brought the fuel of worst surface condition to failure.

Keywords: In-core Fuel Failure, Zircaloy Sheathed Cladding, Diffusion Welding, Instrumented Fuel Assembly, Pellet Cladding Interaction

## 目 次

1.はじめに .....	1
2.破損燃料棒の照射後試験結果 .....	1
3.破損燃料棒の炉内照射ふるまい .....	2
3.1 照射中の冷却材の流れと出力分布 .....	2
3.2 出力履歴 .....	2
3.3 燃料中心温度 .....	3
3.4 燃料棒内ガス圧力 .....	3
3.5 冷却材中の放射能濃度 .....	4
4.炉内計装データおよび2度にわたる炉外外観検査より得た知見のとりまとめ .....	5
5.考察 .....	5
5.1 炉外耐久性試験の結果 .....	5
5.2 拡散溶接した燃料棒の他の試験での使用例 .....	6
5.3 照射中の軽水冷却材の水質管理 .....	6
5.4 健全であった同一仕様燃料棒の炉内ふるまい .....	7
6.まとめ .....	8
7.あとがき .....	9
謝 辞 .....	9
参考文献 .....	9
付録 I 炉内装荷後12ヶ月目の外観検査 .....	10

## CONTENTS

1.	Introduction .....	1
2.	Results of post irradiation examination on defected rod .....	1
3.	In-core fuel behaviours of defected rod .....	2
3.1	Axial power distribution and cooling condition .....	2
3.2	Rod power history in the course of irradiation .....	2
3.3	Behaviour of fuel centerline temperature .....	3
3.4	Behaviour of rod internal gas pressure .....	3
3.5	Monitoring result of coolant radioactivity .....	4
4.	Summary of the understandings obtained from in-core instrumentation measurements and from two times executed ex-reactor rod overview inspection tests .....	5
5.	Consideration .....	5
5.1	Result of ex-reactor performance test to similarly specified PWR rod .....	5
5.2	Experiences in the usage of diffusion welded fuel rod in the other PWR condition tests .....	6
5.3	Control of water chemistry in PWR high pressure loop .....	6
5.4	Comparison of in-core fuel behaviour on between defected rod and similarly characterized intact rod .....	7
6.	Summary .....	8
7.	Afterword .....	9
	Acknowledgments .....	9
	References .....	9
	Appendix I: Inspection of defected rod outer surface as per twelve months passed after loading .....	10

## 1. はじめに

原研は燃料棒の炉内 PCI 破損の機構解明を主眼とした試験をノルウェー・ハルデン炉（HBWR）にて実施している。試験の性質上装荷燃料体はかなりの長い間原子炉内で一定出力照射をうける。燃料棒の炉内ふるまいを知るうえに必要な照射データは計装機器によりその照射期間中継続して採取できるようになっている。

PWR 条件（炉圧約 150 気圧、冷却材温度約 300 °C）で照射していた 17 × 17 型燃料棒のうち 1 本の燃料棒が、照射開始後約 1 年目に突然破損をおこした。破損発生後、破損原因の解析に入ったが 2 つの点で幸いなことがあった。

その 1 つは照射開始から破損時までの約 1 年の間取付計装類から 15 分毎に炉内データ（燃料棒中心温度、棒内ガス圧力、冷却材圧力、冷却材温度等）をとっていたことである。別の 1 つは照射途中での非破壊検査や炉外取り出し後の照射後試験からもデータを得ることができたということである。

試験炉における重計装燃料棒に生じたかなり例外的な破損ではあるが、破損に至るまでの燃料棒炉内ふるまいや破損の原因となった現象について考察することができた。この種の報告は過去にあまり例をみないものなので報告することとした。

## 2. 破損燃料棒の照射後試験結果

破損燃料棒の製造仕様は現行標準の 17 × 17 PWR 仕様と殆んど同じである。試験炉である HBWR による実験であった為燃料有効長が 0.45 m（現行～3.6 m）、ガスプレナム容積が 4.5 cm<sup>3</sup>（現行～40 cm<sup>3</sup>）および研究目的上直徑ギャップが 0.10 mm（現行 0.17 mm）となっていた点が現行標準棒の仕様との相異点である。破損燃料棒の代表的製造仕様を Table 1 に示す。

Table 1 に示した破損燃料棒のもう 1 つの特徴は炉内での燃料棒の力学的及び熱的ふるまいを研究するために種々の計装を取付けていたことである。このようすは Fig. 1 の燃料棒全体の概念図で知ることができる。即ち Fig. 1 左側（燃料棒底部）には棒内ガス圧力の変化を測定する為の圧力計（図中②の部分）があり、右側（燃料部頂部）には燃料中心温度測定のための熱電対（図中⑨の付近）とそれに付随した上部端栓があった。破損は Fig. 1 中、⑪番で示された上部端栓付近で生じた。

Fig. 2 は破損部の設計拡大図と拡大写真（ホットセル中で撮影）である。破損は燃料棒内に装荷した熱電対ケーブルを炉外に取り出すため、燃料被覆管の Zry-4 に Zry-2 を溶接して上部プレナムを構成した部材とインコネル-600 材から成る上部端栓部材との接合部で生じていた。この接合部の長さは約 30 mm であり、材質の異なる部材の接合のため拡散溶接が用いられていた。ホットセル内の観察(1)では破損部に過度の水素脆化が認められた。Fig. 2 の拡大写真によればインコネル-600 材がめくれており、拡散溶接した相手の Zry-2 は相当消失している。

破損位置の正確な同定の為、破損部に破壊検査を実施したところ残留 Zry-2 部に再び水素脆化が認められたためこの破損形態が水素脆化によるものである疑いが強まった。軽水炉通常運転時に発

## 1. はじめに

原研は燃料棒の炉内 PCI 破損の機構解明を主眼とした試験をノルウェー・ハルデン炉（HBWR）にて実施している。試験の性質上装荷燃料体はかなりの長い間原子炉内で一定出力照射をうける。燃料棒の炉内ふるまいを知るうえに必要な照射データは計装機器によりその照射期間中継続して採取できるようになっている。

PWR 条件（炉圧約 150 気圧、冷却材温度約 300 °C）で照射していた 17 × 17 型燃料棒のうち 1 本の燃料棒が、照射開始後約 1 年目に突然破損をおこした。破損発生後、破損原因の解析に入ったが 2 つの点で幸いなことがあった。

その 1 つは照射開始から破損時までの約 1 年の間取付計装類から 15 分毎に炉内データ（燃料棒中心温度、棒内ガス圧力、冷却材圧力、冷却材温度等）をとっていたことである。別の 1 つは照射途中での非破壊検査や炉外取り出し後の照射後試験からもデータを得ることができたということである。

試験炉における重計装燃料棒に生じたかなり例外的な破損ではあるが、破損に至るまでの燃料棒炉内ふるまいや破損の原因となった現象について考察することができた。この種の報告は過去にあまり例をみないものなので報告することとした。

## 2. 破損燃料棒の照射後試験結果

破損燃料棒の製造仕様は現行標準の 17 × 17 PWR 仕様と殆んど同じである。試験炉である HBWR による実験であった為燃料有効長が 0.45 m（現行～3.6 m）、ガスプレナム容積が 4.5 cm<sup>3</sup>（現行～40 cm<sup>3</sup>）および研究目的上直徑ギャップが 0.10 mm（現行 0.17 mm）となっていた点が現行標準棒の仕様との相異点である。破損燃料棒の代表的製造仕様を Table 1 に示す。

Table 1 に示した破損燃料棒のもう 1 つの特徴は炉内での燃料棒の力学的及び熱的ふるまいを研究するために種々の計装を取付けていたことである。このようすは Fig. 1 の燃料棒全体の概念図で知ることができる。即ち Fig. 1 左側（燃料棒底部）には棒内ガス圧力の変化を測定する為の圧力計（図中②の部分）があり、右側（燃料部頂部）には燃料中心温度測定のための熱電対（図中⑨の付近）とそれに付随した上部端栓があった。破損は Fig. 1 中、⑪番で示された上部端栓付近で生じた。

Fig. 2 は破損部の設計拡大図と拡大写真（ホットセル中で撮影）である。破損は燃料棒内に装荷した熱電対ケーブルを炉外に取り出すため、燃料被覆管の Zry-4 に Zry-2 を溶接して上部プレナムを構成した部材とインコネル-600 材から成る上部端栓部材との接合部で生じていた。この接合部の長さは約 30 mm であり、材質の異なる部材の接合のため拡散溶接が用いられていた。ホットセル内での観察(1)では破損部に過度の水素脆化が認められた。Fig. 2 の拡大写真によればインコネル-600 材がめくれており、拡散溶接した相手の Zry-2 は相当消失している。

破損位置の正確な同定の為、破損部に破壊検査を実施したところ残留 Zry-2 部に再び水素脆化が認められたためこの破損形態が水素脆化によるものである疑いが強まった。軽水炉通常運転時に発

生した従来の一般的な水素脆化破損は燃料棒内の  $\text{UO}_2$  ペレットから出た過度の湿分による被覆管内側からの損傷による例が多かった。また、破損箇所も  $\text{UO}_2$  ペレットのある燃料棒の発熱部の被覆管に発生する傾向にあった。

しかし照射後のホットセル検査の結果では水素脆化による破損の可能性が強くなった為、照射中の燃料棒の拡散溶接部に何らかの事態が発生したと考えるのが最も妥当であろう。幸いにも破損棒は中心温度測定用の熱電対と棒内ガス圧力測定用のベローズ型トランスジューサーの他多数の計装をつけていたのでそれらからの炉内データを用い破損に至るまでの燃料棒の状況を詳細に調べて何らかの手がかりをつかむこととした。

### 3. 破損燃料棒の炉内照射ふるまい

### 3.1 照射中の冷却材の流れと出力分布

問題の燃料棒は 6 本棒 2 クラスター構造の PWR 高温高圧リグ中の下部クラスターに装荷されていた。冷却材（軽水）はリグ頂部から入りダウンカマを通りリグ底部に向って流れ落ちたのち、反転して燃料棒を冷却しながら頂部に至る強制循環方式でループ内を流れる方式をとっていた。冷却軽水のリグ内の流れ、その際の温度変化の様子を模式的に Fig. 3 に示す。

破損棒が装荷されていた下部クラスターに関する冷却材温度はクラスター底部で 1ヶ所 (TI-1 温度計) クラスター頂部で 1ヶ所 (TM-1 温度計) 計 2ヶ所で連続測定した。その結果を Fig. 4 に示す。

一般に PWR 燃料被覆管外側の温度はそこを流れている冷却材の温度とあまりかわらない。したがって Fig. 4 からわかるように照射中の燃料棒の発熱部の表面温度は照射期間中平均して 270 °C ～ 320 °C の範囲にあり、破損のあった個所はその上限である 320 °C 程度の被覆管表面温度であったと考えられる。

### 3.2 出力履歴

破損燃料棒の軸方向出力分布は底部から頂部にかけて徐々に増加しており破損個所に近い熱電対部がピーチング係数 1.2 と最も高かった。熱電対部の局所出力と燃焼度は、計装した中性子検出器(ND)から 1.5 分おきにモニタリングした値を使用して次式により決定した。

$$B_{II,0.8} = 10^{-3} \times \sum C_E \times f(ND) \wedge t / W_f \quad (\text{MWd/kg U}) \quad \dots \dots \dots (2)$$

これは、H.R.T. 0.8 : 破損燃料棒 PWR 0.8 の熱電対部での局所線出力 (kW/m)

$C_E$  : 動水中的に定めた核分裂 - 発熱交換係数 (kW / nA)

$\epsilon$  (ND) : 熱電対部の電気変換核分裂数 (nA)

### N · 桂荷燃料棒綴數

L<sub>f</sub> · 燃料棒有效長 (m)

生した従来の一般的な水素脆化破損は燃料棒内の  $\text{UO}_2$  ペレットから出た過度の湿分による被覆管内側からの損傷による例が多かった。また、破損箇所も  $\text{UO}_2$  ペレットのある燃料棒の発熱部の被覆管に発生する傾向にあった。

しかし照射後のホットセル検査の結果では水素脆化による破損の可能性が強くなった為、照射中の燃料棒の拡散溶接部に何らかの事態が発生したと考えるのが最も妥当であろう。幸いにも破損棒は中心温度測定用の熱電対と棒内ガス圧力測定用のベローズ型トランジューサーの他多数の計装をつけていたのでそれらからの炉内データを用い破損に至るまでの燃料棒の状況を詳細に調べて何らかの手がかりをつかむこととした。

### 3. 破損燃料棒の炉内照射ふるまい

### 3.1 瞬射中の冷却材の流れと出力分布

問題の燃料棒は 6 本棒 2 クラスター構造の PWR 高温高圧リグ中の下部クラスターに装荷されていた。冷却材（軽水）はリグ頂部から入りダウンカマを通ってリグ底部に向って流れ落ちたのち、反転して燃料棒を冷却しながら頂部に至る強制循環方式でループ内を流れる方式をとっていた。冷却軽水のリグ内の流れ、その際の温度変化の様子を模式的に Fig. 3 に示す。

破損棒が装荷されていた下部クラスターに関する冷却材温度はクラスター底部で 1ヶ所 (TI-1 温度計) クラスター頂部で 1ヶ所 (TM-1 温度計) 計 2ヶ所で連続測定した。その結果を Fig. 4 に示す。

一般に PWR 燃料被覆管外側の温度はそこを流れている冷却材の温度とあまりかわらない。したがって Fig. 4 からわかるように照射中の燃料棒の発熱部の表面温度は照射期間中平均して 270°C ~ 320°C の範囲にあり、破損のあった個所はその上限である 320°C 程度の被覆管表面温度であったと考えられる。

### 3.2 出力履歴

破損燃料棒の軸方向出力分布は底部から頂部にかけて徐々に増加しており破損個所に近い熱電対部がピーチング係数 1.2 と最も高かった。熱電対部の局所出力と燃焼度は、計装した中性子検出器(ND)から 1.5 分おきにモニタリングした値を使用して次式により決定した。

$$HRT \cdot 0.8 = CE \times f(ND) / N \cdot L_f \quad (\text{kW/m}) \quad \dots \dots \dots \quad (1)$$

$$B_{U,0.8} = 1.0^{-3} \times \sum G_F \times f(ND) \Delta t / W_F \quad (\text{MWd/kg U}) \quad \dots \dots \dots (2)$$

これは、H.P.T. 0.8 : 破損燃料棒 PWR 0.8 の熱電対部での局所線出力 (kW/m)

$G_F$ ：熱水中的定めた核分裂-発熱交換係数 (kW/nA)

(ND) : 熱電対部の電気変換核分裂数 (nA)

#### N-1. 特苦燃料棒綴數

图 5-1 燃料棒有效长 (m)

B<sub>U</sub> 0 8 : 破損燃料棒 PWR 0 8 の熱電対部での局所燃焼度 (MWd / kg U)

△t : H B WR 炉内データのコンピュータへの採取時間間隔 (15 分)

W<sub>f</sub> : 燃料棒へ装荷したU重量 (kg U)

(1)式および(2)式による破損棒の出力履歴を Fig. 5 に示す。また棒出力を照射日数で表示した破損棒の出力履歴を Fig. 6 に示す。Fig. 6 よりわかるように試験炉につきものの多数回の炉停止はあるものの、全体的に熱電対部の出力は 30 kW/m 程度であった。出力履歴に関する限り Fig. 5 および 6 からの判断では比較的定常な運転状態に破損棒はおかれていたことがわかった。

### 3.3 燃料中心温度

破損燃料棒の中心温度の履歴を Fig. 7 に示す。一般に燃料中心温度は燃料棒の出力に強く依存する傾向がある。従って燃料中心温度履歴はこの破損燃料棒の出力履歴 (Fig. 5) に類似して比較的平坦なものになると考えられた。ところが、Fig. 7 中矢印(↓)で示したP点以降燃料中心温度は徐々に低下していくことが判明した。(G点は後述するが、炉水放射能濃度が上昇した点である。)

燃料中心温度測定用の熱電対の読み取り値は、使用中例えば耐用限度を越すような温度を経験したりしてこわれると急激に減少する。したがって Fig. 7 のように読み取り値が徐々に減少していく現象には何らかの理由がなくてはならない。1つの理由としては浸水の結果測定環境に変化が生じ W/Re 熱電対に経時的劣化が進行して徐々に真の読み取り値を示さなくなることである。もう1つは W/Re 熱電対は依然として正常であるのに対し測定対象の孔付 (1.8 mm φ) UO<sub>2</sub> ペレットが変化をおこすことである。すなわち浸入湿分のため孔付 UO<sub>2</sub> の内表面が形状を変え経時にペレット孔径が大きくなるため発熱部が少なくなつて来て温度が低下するものである。

いずれにしても Fig. 7 のP点以降の中心温度のふるまいが正常でないことは 5.4 で非破損であった同一仕様燃料棒の中心温度ふるまいからもはっきりしている。この燃料温度データの解析結果から、Fig. 7 の P 点以降、燃焼度にして約 5 MWd/kg U、から燃料棒 PWR 0 8 に何らかの異状が生じたことが明らかになった。

この破損棒 PWR 0 8 は燃料頂部に今までのべて来たように熱電対が計装されていたが、この他燃料底部には燃料棒内のガス圧力の変化を知るためのヘロース型圧力センサーが計装されていた。そこで燃料中心温度に異状をきたした時期にこの内圧センサーにも何か徵候があったかどうかを調べることとした。

### 3.4 燃料棒内ガス圧力

計装データより燃料棒内のガス圧力の経時的变化を解析した結果、Fig. 8 を得た。初期加压量 (純ヘリウム充填) 3.2 MPa (室温) で照射を開始した燃料棒は照射初期では 6 ~ 7 MPa の定常状態にあったことを棒内ガス圧力データは示している。しかし燃料中心温度に変動をきたした時点 (図中 P 点) で突然ガス圧力の急激な上昇がおこった。上昇後の燃料棒内圧力指示値は 14 ~ 15 MPa となり冷却材圧力に極めて近かった。また燃料棒内圧が上昇後もデータが再現性よく続いていることから、これは棒内圧力測定センサーの故障ではなく、実際に燃料棒内の圧力が外圧と等しくなった即ち破損がおこったことを示しているのではないかと考えられた。

そこで燃料棒内圧力値が本当に冷却材圧力値と同じにふるまつたかどうかの確認のため、冷却材の圧力履歴も測定データよりプロットしたところ Fig. 9 のようになつた。Fig. 9 中の矢印が燃料棒内に圧力上昇のあった P 点に相当するが、それ以降の燃料棒内圧力変化は冷却材のそれとかなり良く似ていたことがわかつた。

即ち燃料中心温度から推定された冷却材の燃料棒プレナム部への浸水の可能性は、燃料棒内のガス圧力が冷却材圧力と平衡してしまつた様子を示唆する炉内データから一段と強まつた。もし破損があれば冷却材の FP 濃度に異常がみられるのが一般的であるから続いて冷却材中の放射能濃度の変化に関して当時のデータを調べることとした。

### 3.5 冷却材中の放射能濃度

PWR 燃料棒の照射試験はいわゆる HBWR 条件でなく特別に設計した高圧ループ内で実施していくため従来の HBWR が有する経時的な冷却材中の FP ガス濃度のモニタリングシステムを利用できなかつた。この高圧ループではその補償として断続的にではあるが必要に応じて水質検査をチェックする管理体制をとっていた。その当時の水質検査のデータにもとづいて破損前後の炉水放射能濃度の測定の様子を Fig. 10 の破損した PWR 08 棒の燃料中心温度履歴を用いて説明する。Fig. 10 には炉運転期間のほか短期及び長期の炉停止期間も含まれている。Fig. 10 中 P 点で燃料棒内ガス圧力指示値の急激な上昇があつたが当時の HBWR 炉運転記録(3)によればその時点で測定した炉水中には放射能濃度の増加はみられなかつた。P 点からあと短期運転ののち、HBWR は約 2 ヶ月の炉停止に入った。この長期炉停止は、照射開始後 1 年目の時期に燃料棒に非破壊検査を実施するという原研側の要求により実施したものである。燃料体を照射リグより取り出してホットセル中に移したが装荷した燃料棒 12 本全てにかなりの水あか(クラッド)の付着がみられた。この水あかはブラシでこすったところ容易に除去できた。

水あかの除去後燃料棒の外観検査に入ったが、熱電対を計装機器としてもつてゐた 7 本の燃料棒の頂部のほぼ同一箇所に付録 I に写真で示したようなひび割れのようなものが生じているのがみられた。この箇所は設計図面との寸法合わせの結果、熱電対のトランジション結合部に相当しており、ジルカロイ-2 とインコネル材を拡散溶接してつなぎあわせた箇所であることが判明した。

ひび割れ形状はあつたが、非破壊検査以前にはループ軽水の放射能濃度の上昇はみられなかつた為、非破壊検査後 Fig. 10 に示すように照射 13 ヶ月目で炉運転を再開した。運転再開後まもない Fig. 10 の G 点に於て炉水放射能濃度が急激に増加して 300 mR/h 程度に達した。HBWR 運転計画の都合と破損がループ内であったため燃料のベース照射はそのまま 2 ヶ月程続行されたのち炉停止がおこなわれた。

そこで再び燃料体を除荷し外観検査を実施したところ Fig. 11 に示すような燃料棒; PWR 08 の明らかな破損がみられた。

#### 4. 炉内計装データおよび2度にわたる炉外外観検査より得た知見のとりまとめ

炉内データの解析および二度にわたる炉外外観検査より得た破損に関する知見をまとめると次の様になる。

- (1) 破損は熱電対燃料棒のトランジション接合部（拡散溶接部）で生じた。破損個所は水素脆化の様相を呈していた（ホットセルでの検査結果）。
- (2) 炉内照射中トランジション接合部の冷却材温度は290°C～320°C付近であった。軽水冷却材の水質管理が十分でなく多量のクラッド付着が生じていた。
- (3) 照射開始後11ヶ月（炉停止期間も含む）後に燃料棒の内圧が急激に上昇し冷却材圧力に近くなった。それ以後燃料棒内圧変化は冷却材圧力と同じふるまいを示した。但しこの時点では冷却材中の放射能濃度の増加はなかった。
- (4) (3)の燃料棒内圧力の急激な上昇があって暫くののち、炉停止を実施して炉外非破壊検査を実施したところトランジション接合部に異常がみられた。燃料中心温度が徐々に低下し冷却材中の放射能濃度の増加がおこったのは、この非破壊検査が終了したあとの炉運転直後である。
- (5) 照射開始後15ヶ月で燃料中心温度は冷却材温度にはほぼ近い値を示した。炉外に燃料棒を取り出したところ、(4)の非破壊検査時にみられたトランジション接合部の異常個所で明らかな破損が生じている燃料棒体が観られた。

#### 5. 考察

前述の様な経過によりPWR型燃料棒1本に破損が生じたが何が原因してこの様な破損に至ったかにつき考察する。

ハルデンでは燃料中心温度測定用の熱電対を拡散溶接により燃料棒に計装したが炉内装荷前に炉外にて耐久性試験にかけておりその結果は下記のとおりであった。

##### 5.1 炉外耐久性試験の結果

H BWRでは拡散溶接した燃料棒の使用前検査を数度に渡って実施している。それらの結果(3)を以下にのべる。

- (i) 3ヶ月余に渡りオートクレープ試験を炉内と同じ高温・高圧下で実施したが何らの異常もなかった。
- (ii) 炉内装荷前のホットループ試験で1 MPa H<sub>2</sub>を含んだ1.5 MPa高圧雰囲気に燃料棒を3ヶ月間さらしたが何らの異常も生じなかった。

この結果は水側から被覆管材料であるジルカロイ-2に水素がアタックしても3ヶ月程度の炉運転では何ら支障は生じないことを示している。すなわち燃料棒水側からのジルカロイ-2の水素脆化に対しては炉外試験の結果は否定的な判断材料を提示している。

#### 4. 炉内計装データおよび2度にわたる炉外外観検査より得た知見のとりまとめ

炉内データの解析および二度にわたる炉外外観検査より得た破損に関する知見をまとめると次の様になる。

- (1) 破損は熱電対燃料棒のトランジション接合部（拡散溶接部）で生じた。破損箇所は水素脆化の様相を呈していた（ホットセルでの検査結果）。
- (2) 炉内照射中トランジション接合部の冷却材温度は290°C～320°C付近であった。軽水冷却材の水質管理が十分でなく多量のクラッド付着が生じていた。
- (3) 照射開始後11ヶ月（炉停止期間も含む）後に燃料棒の内圧が急激に上昇し冷却材圧力に近くなった。それ以後燃料棒内圧変化は冷却材圧力と同じふるまいを示した。但しこの時点では冷却材中の放射能濃度の増加はなかった。
- (4) (3)の燃料棒内圧力の急激な上昇があって暫くののち、炉停止を実施して炉外非破壊検査を実施したところトランジション接合部に異常がみられた。燃料中心温度が徐々に低下し冷却材中の放射能濃度の増加がおこったのは、この非破壊検査が終了したあとの炉運転直後である。
- (5) 照射開始後15ヶ月で燃料中心温度は冷却材温度にはほぼ近い値を示した。炉外に燃料棒を取り出したところ、(4)の非破壊検査時にみられたトランジション接合部の異常箇所で明らかな破損が生じている燃料棒体が観られた。

#### 5. 考察

前述の様な経過によりPWR型燃料棒1本に破損が生じたが何が原因してこの様な破損に至ったかにつき考察する。

ハルデンでは燃料中心温度測定用の熱電対を拡散溶接により燃料棒に計装したが炉内装荷前に炉外にて耐久性試験にかけておりその結果は下記のとおりであった。

##### 5.1 炉外耐久性試験の結果

H B W R では拡散溶接した燃料棒の使用前検査を数度に渡って実施している。それらの結果(3)を以下にのべる。

- (i) 3ヶ月余に渡りオートクレープ試験を炉内と同じ高温・高圧下で実施したが何らの異常もなかった。
- (ii) 炉内装荷前のホットループ試験で1 MPa H<sub>2</sub>を含んだ15 MPa高圧雰囲気に燃料棒を3ヶ月間さらしたが何らの異常も生じなかった。

この結果は水側から被覆管材料であるジルカロイ-2に水素がアタックしても3ヶ月程度の炉運転では何ら支障は生じないことを示している。すなわち燃料棒水側からのジルカロイ-2の水素脆化に対しては炉外試験の結果は否定的な判断材料を提示している。

同じような拡散溶接法により熱電対を計装した燃料棒の HBWR 内における過去の使用例を参考のため調査した結果、次のようなことがわかった。

### 5.2 拡散溶接した燃料棒の他の試験での使用例

PWR 条件を模擬した高圧ループ内で、拡散溶接をおこなった燃料棒を使用した試験のうち、今回の破損解析に参考となると考えられる使用実績は次の 2 件である。

(i) PWR 型燃料を用いた LOCA 実験にて未照射燃料棒を 10 数本使用しているが拡散溶接部での破損例はなかった。

(ii) 燃料棒の曲りに関する実験で 6 本の PWR 型燃料棒を用いたが拡散溶接部での破損例はなかつた。その 6 本中、最高炉内照射期間は燃料棒平均で約 5 MWd / kg U であった。

この結果からみると過去の高圧ループ使用による PWR 燃料の炉内使用経験例はいずれも今回のよる破損がおきにくいことを示しているようにおもわれる。しかし注意すべきこととして上記(i)はごく短期間（1 週間以内）の未照射燃料棒による実験であること、また(ii)は燃料棒底部より熱電対を装荷した形式になっていること、水質管理がしっかりしていたこと等、今回の破損がおこった照射試験とは随分と状況がちがっていることがあげられる。すなわち今回の試験では確実に破損とされた PWR 燃料棒は 1 本だけであったがそのほか同時に照射されていた燃料棒のうち破損には至らなかったが燃料中心温度測定用の熱電対を計装したもののが拡散溶接部にはその殆どものものが被覆管外側からのひびが入っていた（付録 I の写真参考）。一方、同一仕様の燃料棒で拡散溶接をおこなわなかったものはそれが全くみられなかった。そのほか今回の試験に関し過去の健全であった試験に較べ特に顕著であった現象の 1 つに燃料棒表面に付着した多量のクラッド（CRUD）がある。何故このような多量のクラッドが付着したかについて原因を究明するため試験の照射初期からの高圧ループ内水化学について調査をおこなった。

### 5.3 照射中の軽水冷却材の水質管理

PWR 型燃料棒の照射を実施した高圧水ループに関し、冷却軽水に対する水質の分析記録を照射初期から破損発生当時まで経時的にまとめたものを Table 2 に示す。このうちジルカロイ被覆表面酸化や CRUD 付着等に關係の深い冷却材中の溶存酸素量と水素量及び冷却材の電導度についてはそれぞれ Fig. 12 と Fig. 13 に照射時間に対しプロットした。下に示した pH、電導度、溶存酸素等の数値は現行の PWR 炉で使われている一次冷却材水質基準の 1 例であるがそれを Table 2 の値とを較べると照射開始当初から溶存酸素の量が非常に多かったことがわかる。

pH	4 ~ 11
電導度	1 ~ 40 $\mu\text{S}/\text{cm}$
溶存酸素	0.1 ppm 以下
塩素	0.15 ppm 以下
溶存水素	2.5 ~ 3.5 $\text{cm}^3/\text{kg-H}_2\text{O}$

参考のため Fig. 12 中の溶存酸素量に関し現行 PWR 許容量とされている 0.1 ppm を破線で示しておいた。付録 I に示す PWR 燃料棒の外観検査写真は付着クラッドをブラシで除去したのちに撮影してある。

影したものであるが、そのときの立合い記録(3)によれば、照射していた燃料棒全面にわたって赤茶色のクラッドがべつとりと付着していたと報告されている。

一方、冷却材電導度の経時変化を示す Fig. 13 と上記の PWR 水質基準例を比較するとループ内の水質は電導度に関しては現行 PWR 炉のそれと殆んど変わらなかったことがわかる。

照射後 15 ヶ月の燃料とりかえ中に更にもう 1 つ重要な事実が判明した。それは付録 I に記述したが BWR 条件下で照射していた高圧ループの燃料棒にも破損には至らなかつたが PWR 棒と全く同じ拡散溶接をおこなつた燃料棒のみすべて被覆管外側からのひび割れが生じていたことである (Fig. 2B (付録 I) 参照)。

ここで重要なことは 1) PWR 燃料棒及び BWR 燃料棒の製造・組立時期および照射開始時期がほぼ同じであったこと 2) 割れの入った燃料棒は全て燃料中心温度測定用の熱電対を計装するためシェラーベー研で同一時期に拡散溶接を実施したこと、そして 3) PWR 棒同様 BWR 棒でも同じ時期に原研の要望により実施された炉外非破壊検査 (外観検査) で相当量のクラッドが付着していたことが認められたことである。

以上のことから PWR 及び BWR 燃料棒の熱電対拡散溶接部にひび割れが生じる環境をみちびいたものとして照射初期からのゆるい水質管理のため発生したクラッドが考えられる。

今回の実験では同一クラスター内に破損燃料棒と製造仕様が殆んど同じで拡散溶接部にひび割れが生じていたが結果的に非破損と判定された PWR 燃料棒が含まれていた。この非破損燃料棒の炉内ふるまいを参考のため次に紹介する。

#### 5.4 健全であった同一仕様燃料棒の炉内ふるまい

健全であった同一仕様の燃料棒（以下健全棒と略す）は燃料棒の製造・組立・照射そして照射下の冷却材条件まで全て破損のあった燃料棒と同じ過程を経て来ている。また非破壊検査時に実施した外観検査でも破損棒と同程度のクラッド付着がみられた。

この健全棒には破損棒と同様に燃料中心温度測定用の熱電対および燃料棒内ガス圧力センサーが計装されていた。したがって破損棒と全く同様に拡散溶接箇所が存在していた。照射中この健全棒からの冷却材中への FP 放出等破損に関係すると思われる現象は何も生じなかつたが、照射後の外観検査により、拡散溶接部にひび割れが被覆外面から入っていたことが認められた。

すなわちここで言う健全とは破損をおこさなかつた程度の健全（非破損）である。この健全棒の燃料中心温度と棒内ガス圧力の経時的变化を解析した結果を Fig. 14 に示す。Fig. 14 (上) に示す健全燃料棒の内圧変化と Fig. 8 に示す破損棒のそれを比較すると、後者に破損が生じたと考えられる時点 (Fig. 8 中の G 点相当) までは両者の内圧ふるまいデータに殆んど差がないことがわかる。それ以後 Fig. 14 (上) の健全棒の棒内圧力はほぼ従前のデータと同じであったのに対し Fig. 8 に示す破損棒の棒内圧力はいっきに上昇してしまっている。

一方、Fig. 7 にみられた破損棒の燃料中心温度の減少は Fig. 14 (下) の健全棒の燃料中心温度変化では全く生じなかつたことがわかる。

Fig. 8 と Fig. 14 (上) の燃料棒内圧変化のデータ比較で両図とも同一時期に燃料棒内圧力の一時的な上昇がみられるが、これは Fig. 4 の冷却材温度履歴よりわかるように冷却材が一時的に高温になつた時期と一致しており、そのための効果と考えられる。

## 6. ま　と　め

ハルデン炉内に設置したPWR型高圧ループ内で発生したベース照射中のPWR燃料棒の炉内破損につき、炉内データおよび炉外非破壊検査等のデータを解析した結果を経時的にまとめると以下のようになる。

(1) 軽水を用いた強制循環ループ内でベース照射を開始したが、ループ設置当初の水の純化系に対する対応が十分でなく照射当初より溶存酸素量が現行PWRの基準値をはるかに上まわっていた(最大時300倍)。

(2) 照射開始後、燃焼度 $5 \text{ MWd/kg U}$ (のべ日数ではぼ1年)の時点で炉外非破壊試験を実施したところ、ベース照射したPWR燃料棒全てに赤茶色のクラッドが多量に付着していた。このクラッドはブラシでこすったところ容易に除去できた。

(3) このクラッド除去後、照射燃料棒のなかで中心温度測定用に熱電対を計装したもの全てに被覆管外側からはっきり見えるひび割れがみられた。このひび割れは共通して燃料棒頂部、ジルカロイ-2とインコネル-600材を拡散溶接した部分で発生しており形状も殆んど同じであった。

(4) PWR燃料棒と同一時期にBWR型ループを使って照射を開始し、また同一時期に炉外非破壊検査を実施したBWR燃料棒にも多量のクラッドの付着(ブラッシングによる除去可)、中心温度測定用の熱電対を計装した燃料棒全てに被覆管外側からのひび割れ、そしてそのひび割れは拡散溶接部に発生、という現象がおきていた。

(5) 非破壊検査後、PWR燃料棒はひび割れが入ったまま更に照射を続行したが燃料破損を示す炉水放射能濃度の増加がすぐに(Fig. 10のG点)おこった。炉運転計画の都合上FPリーグのまま照射はその後約2ヶ月続行された。

(6) PWR燃料集合体を高圧リグから除荷したところそのうちの1本が明らかに破損していた(Fig. 11)。ハルデンより入手した炉内データに基づきこの破損棒に計装されていた燃料中心温度測定用の熱電対、燃料棒内圧測定用センサーの他、冷却材圧力データ、冷却材温度データ等の経時的な解析をおこなった。また同時にレファレンスとして同一仕様の燃料棒で同様な照射を受け、クラッドの付着もあり、拡散溶接部にひび割れを生じていたが破損には至らなかったものの燃料中心温度と棒内圧力センサーの解析を実施して比較をおこなった。その結果破損棒には、1) 燃料棒内の急激な圧力上昇がありそれがほぼ冷却材圧力に達したこと、2) そのあと燃料中心温度が徐々に低下し除荷直前で冷却材温度とほぼ同一になったこと、3) 燃料内圧と中心温度に1)と2)の変化が生じた時期にループ内冷却材の放射能濃度が急激に増加したこと、が明らかになった。一方、非破損だった燃料棒の内圧、燃料中心温度ともに破損棒で生じた変化は全く生じなかった。

燃料棒の破損はしたがってあくじめひび割れしていた拡散溶接燃料棒のなかで最もその程度がひどかったものが、1) 非破壊検査後の照射サイクルで生じた冷却材の高温化とそれによる燃料棒内圧力の上昇、2) 微細なわれから浸入していた湿分による水素化のために生じた脆化等で、いっさに破損したものと考えられる。破損は燃料頂部のプレナム部に近かったため熱電対は瞬時にこわされるところから免れ侵入湿分の影響もあり燃料中心温度は徐々に低下した(Fig. 7)。

(7) 破損燃料棒はホットラボ施設があるシェラー研究所に輸送されホットセル中で外観検査を受けた。その結果 Fig. 2 (下) のような写真が得られ、拡散結合部の割れは脆性割れの様相を呈していたことがわかった。

## 7. あとがき

熱電対燃料棒の破損が生じたあとの炉停止中に、破損対策としてまず明らかな破損があったPWRループのみならず破損のなかったBWRループに対しても軽水純化系の改良が実施された。Fig. 15及び16は水純化系改良直後から1年8ヶ月あとまでのBWRループ内での溶存水素と酸素の量および冷却材電導度の変化を示している。これらの値は高圧ループ初期運転時の値であるFig. 12およびFig. 13と較べると格段に低く飛躍的に水質管理能力が向上したことがわかる。

本報で言及してきた破損PWR燃料棒は1本であったが破損発生当時の状況からかなり破損に近い燃料棒があるのではないかとの疑いが当初からあった。この疑いは昭和58年夏期に原研が実施したノルウェー・シェラー・ホットラボラトリーオンにおける立合い検査で現実的なものとなった。すなわち、今まで記述してきた破損燃料棒以外にも熱電対付のPWR型燃料棒の1本に破損が認められた。Fig. 17は当時の立合い検査から入手した別の破損燃料棒のホットセル写真である。

これらの事実に基づいて第二次装荷以後の新燃料棒についてはとりあえず燃料中心熱電対を計装することをやめ被覆管伸び計に切りかえた。その後2年半が経過したがこの型の破損は全く生じていない。

## 謝 辞

燃料破損が生じた当時のハルデン派遣員であった高橋秀武氏（研究炉管理部）にはデータの収集・整理等で大変御世話になりました。照射後試験ではホットセル内試験データ結果についてノルウェー・シェラー研究所 P. アルネセン氏に大変有益な助言と討論を賜りました。

また炉内データの解析作業では当燃料安全第1研究室の藤田操主査をはじめ金沢コンピューターサービスの藤田恵一・山崎隆両氏らに多大の協力を戴いたほか報告書の内容全般に対しては当燃料安全第1研究室の市川達生室長に御討議いただきました。ここに感謝する次第です。

## 参 考 文 献

- (1) Letter from P. Arnesen of Kjeller Hot Lab, Norway to K. Yanagisawa (1983)
- (2) N. Ishiwatari : private communication (1983)
- (3) H. Takahashi : private communication (1981. 9)

(7) 破損燃料棒はホットラボ施設があるシェラー研究所に輸送されホットセル中で外観検査を受けた。その結果 Fig. 2 (下) のような写真が得られ、拡散結合部の割れは脆性割れの様相を呈していたことがわかった。

## 7. あとがき

熱電対燃料棒の破損が生じたあとの炉停止中に、破損対策としてまず明らかな破損があったPWRループのみならず破損のなかったBWRループに対しても軽水純化系の改良が実施された。Fig. 15及び16は水純化系改良直後から1年8ヶ月あとまでのBWRループ内での溶存水素と酸素の量および冷却材電導度の変化を示している。これらの値は高圧ループ初期運転時の値であるFig. 12およびFig. 13と較べると格段に低く飛躍的に水質管理能力が向上したことがわかる。

本報で言及してきた破損PWR燃料棒は1本であったが破損発生当時の状況からかなり破損に近い燃料棒があるのではないかとの疑いが当初からあった。この疑いは昭和58年夏期に原研が実施したノルウェー・シェラー・ホットラボラトリーオンにおける立合い検査で現実的なものとなった。すなわち、今まで記述してきた破損燃料棒以外にも熱電対付のPWR型燃料棒の1本に破損が認められた。Fig. 17は当時の立合い検査から入手した別の破損燃料棒のホットセル写真である。

これらの事実に基づいて第二次装荷以後の新燃料棒についてはとりあえず燃料中心熱電対を計装することをやめ被覆管伸び計に切りかえた。その後2年半が経過したがこの型の破損は全く生じていない。

## 謝 辞

燃料破損が生じた当時のハルデン派遣員であった高橋秀武氏（研究炉管理部）にはデータの収集・整理等で大変御世話になりました。照射後試験ではホットセル内試験データ結果についてノルウェー・シェラー研究所 P. アルネセン氏に大変有益な助言と討論を賜りました。

また炉内データの解析作業では当燃料安全第1研究室の藤田操主査をはじめ金沢コンピューターサービスの藤田恵一・山崎隆両氏らに多大の協力を戴いたほか報告書の内容全般に対しては当燃料安全第1研究室の市川達生室長に御討議いただきました。ここに感謝する次第です。

## 参 考 文 献

- (1) Letter from P. Arnesen of Kjeller Hot Lab. Norway to K. Yanagisawa (1983)
- (2) N. Ishiwatari : private communication (1983)
- (3) H. Takahashi : private communication (1981. 9)

(7) 破損燃料棒はホットラボ施設があるシェラー研究所に輸送されホットセル中で外観検査を受けた。その結果 Fig. 2 (下) のような写真が得られ、拡散結合部の割れは脆性割れの様相を呈していたことがわかった。

## 7. あとがき

熱電対燃料棒の破損が生じたあとの炉停止中に、破損対策としてまず明らかな破損があったPWRループのみならず破損のなかったBWRループに対しても軽水純化系の改良が実施された。Fig. 15及び16は水純化系改良直後から1年8ヶ月あとまでのBWRループ内での溶存水素と酸素の量および冷却材電導度の変化を示している。これらの値は高圧ループ初期運転時の値であるFig. 12およびFig. 13と較べると格段に低く飛躍的に水質管理能力が向上したことがわかる。

本報で言及してきた破損PWR燃料棒は1本であったが破損発生当時の状況からかなり破損に近い燃料棒があるのではないかとの疑いが当初からあった。この疑いは昭和58年夏期に原研が実施したノルウェー・シェラーホットラボラトリーオンにおける立合い検査で現実的なものとなった。すなわち、今まで記述してきた破損燃料棒以外にも熱電対付のPWR型燃料棒の1本に破損が認められた。Fig. 17は当時の立合い検査から入手した別の破損燃料棒のホットセル写真である。

これらの事実に基づいて第二次装荷以後の新燃料棒についてはとりあえず燃料中心熱電対を計装することをやめ被覆管伸び計に切りかえた。その後2年半が経過したがこの型の破損は全く生じていない。

## 謝 辞

燃料破損が生じた当時のハルデン派遣員であった高橋秀武氏（研究炉管理部）にはデータの収集・整理等で大変御世話になりました。照射後試験ではホットセル内試験データ結果についてノルウェー・シェラー研究所 P. アルネセン氏に大変有益な助言と討論を賜りました。

また炉内データの解析作業では当燃料安全第1研究室の藤田操主査をはじめ金沢コンピューターサービスの藤田恵一・山崎隆両氏らに多大の協力を戴いたほか報告書の内容全般に対しては当燃料安全第1研究室の市川達生室長に御討議いただきました。ここに感謝する次第です。

## 参 考 文 献

- (1) Letter from P. Arnesen of Kjeller Hot Lab, Norway to K. Yanagisawa (1983)
- (2) N. Ishiwatari : private communication (1983)
- (3) H. Takahashi : private communication (1981. 9)

(7) 破損燃料棒はホットラボ施設があるシェラー研究所に輸送されホットセル中で外観検査を受けた。その結果 Fig. 2 (下) のような写真が得られ、拡散結合部の割れは脆性割れの様相を呈していたことがわかった。

## 7. あとがき

熱電対燃料棒の破損が生じたあとの炉停止中に、破損対策としてまず明らかな破損があったPWRループのみならず破損のなかったBWRループに対しても軽水純化系の改良が実施された。Fig. 15及び16は水純化系改良直後から1年8ヶ月あとまでのBWRループ内での溶存水素と酸素の量および冷却材電導度の変化を示している。これらの値は高圧ループ初期運転時の値であるFig. 12およびFig. 13と較べると格段に低く飛躍的に水質管理能力が向上したことがわかる。

本報で言及してきた破損PWR燃料棒は1本であったが破損発生当時の状況からかなり破損に近い燃料棒があるのではないかとの疑いが当初からあった。この疑いは昭和58年夏期に原研が実施したノルウェー・シェラー・ホットラボラトリーオンにおける立合い検査で現実的なものとなった。すなわち、今まで記述してきた破損燃料棒以外にも熱電対付のPWR型燃料棒の1本に破損が認められた。Fig. 17は当時の立合い検査から入手した別の破損燃料棒のホットセル写真である。

これらの事実に基づいて第二次装荷以後の新燃料棒についてはとりあえず燃料中心熱電対を計装することをやめ被覆管伸び計に切りかえた。その後2年半が経過したがこの型の破損は全く生じていない。

## 謝 辞

燃料破損が生じた当時のハルデン派遣員であった高橋秀武氏（研究炉管理部）にはデータの収集・整理等で大変御世話になりました。照射後試験ではホットセル内試験データ結果についてノルウェー・シェラー研究所 P. アルネセン氏に大変有益な助言と討論を賜りました。

また炉内データの解析作業では当燃料安全第1研究室の藤田操主査をはじめ金沢コンピューターサービスの藤田恵一・山崎隆両氏らに多大の協力を戴いたほか報告書の内容全般に対しては当燃料安全第1研究室の市川達生室長に御討議いただきました。ここに感謝する次第です。

## 参 考 文 献

- (1) Letter from P. Arnesen of Kjeller Hot Lab, Norway to K. Yanagisawa (1983)
- (2) N. Ishiwatari : private communication (1983)
- (3) H. Takahashi : private communication (1981. 9)

## 付録 I 炉内装荷後 12ヶ月目の外観検査

1981年3月に照射を開始したPWR棒は、約12ヶ月目に入って燃料棒を炉心より取り出し外観検査を実施した。水あか（クラッド）の付着が相当ひどかったが、いずれもブラッシングで除去できた。Photo.IはPWRリグ、下部クラスターの6本の燃料棒の外観を別の角度から撮影したものである。いずれの写真（A及びB）に於ても、燃料棒で中心温度測定用の熱電対を計装したものはTransition Joint部（拡散溶接部）で円周方向に割れがみえた。

Photo. IIは同時に照射したBWR燃料棒の中心温度測定用の熱電対を計装した棒の外観写真である。Photo. II中Cは燃料棒表面に付着したCRUDをブラッシングする前の状態であり、DおよびEはブラッシング後の燃料棒の表面状態である。BWR条件下の照射に於てもTransition Joint部には表面の割れが生じていた。

Table 1 Characterization of 17x17 PWR fuel rod

## 1. Fuel

1.1 Material	Sintered and grounded UO <sub>2</sub> pellet
1.2 Enrichment(%U-235)	13.0
1.3 Density(%TD)	95.2
1.4 Pellet diameter(mm)	8.28
1.5 Pellet length(mm)	13.55
1.6 Dishing(mm)	6.0(dia.)x0.3(depth)
1.7 Edge chamfer(mm)	None

## 2. Cladding

2.1 Material	Stress relieved Zircaloy-4
2.2 Cladding O.D.(mm)	9.498
2.3 Cladding I.D.(mm)	8.377

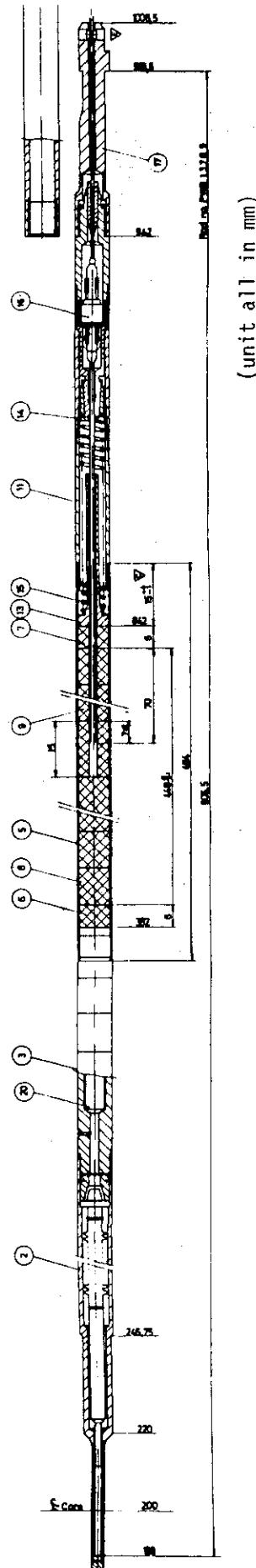
## 3. Assembly

3.1 Enriched fuel length(mm)	446.3
3.2 Enriched fuel weight(g)	247
3.3 Diametral gap(mm)	0.098
3.4 Fill gas(MPa)	3.2 with pure helium
3.5 Plenum volume(c.c)	4.5

Table 2 Time-dependent water chemistry of PWR loop in which  
defected PWR fuel rod has been irradiated

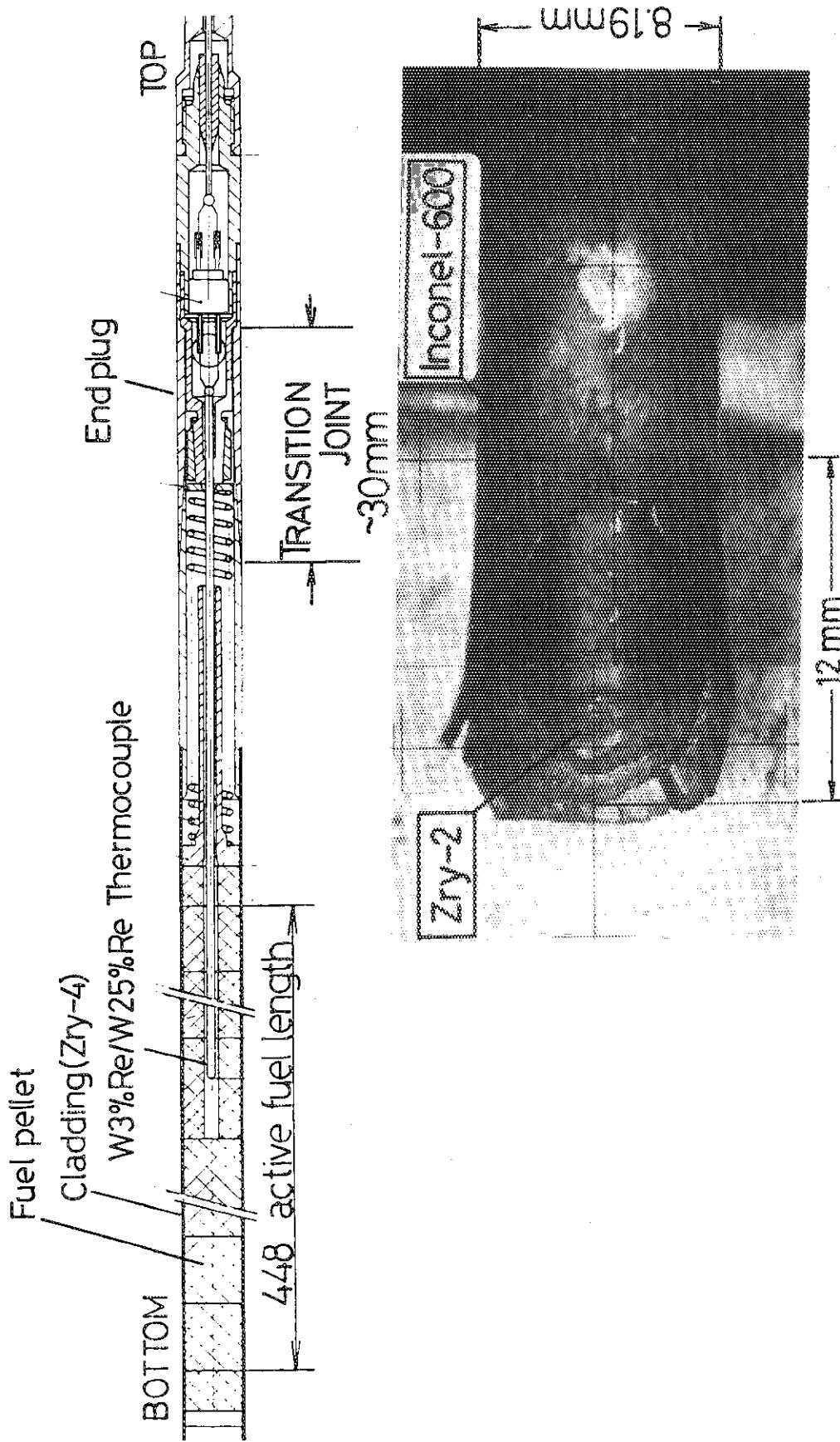
DATES OF IRRADIATION FROM BOL	H <sub>2</sub>	O <sub>2</sub>	N <sub>2</sub>	CONCENTRATION (ppm)		CONDUCTIVITY ( $\mu\text{S}/\text{cm}$ )
				C1 <sup>-</sup>	F <sup>-</sup>	
8	6.16	32.8	33.0	~0.2	<0.05	20
132	10.9	0.21	4.75	-	-	20
192	5.53	0.07	-	-	-	2.7
231	45.5	0.03	-	<0.05	<0.05	3.0
270	40.2	0.035	-	<0.05	<0.05	2.6
297	45.0	0.01	-	<0.05	<0.05	2.4
327	36.5	0.01	-	<0.05	<0.05	2.3
400 *)	43.5	0.05	-	<0.05	<0.05	0.35

\*) After constructing new purification system for high pressure loop



- |   |                                     |    |                            |
|---|-------------------------------------|----|----------------------------|
| 2 | Pressure Transducer end plug        | 11 | Co-extruded end plug       |
| 3 | Extension                           | 13 | Guide for spring           |
| 5 | Cladding                            | 14 | Disk                       |
| 6 | End pellet                          | 15 | Spring                     |
| 7 | End pellet                          | 16 | Thermocouple seal assembly |
| 8 | Enriched pellet                     | 20 | Filler body                |
| 9 | Pellet with hollow for thermocouple |    |                            |

Fig. 1 Schematic drawing of a 17x17 PWR type instrumented fuel rod used in experiment



(Top) Enlargement of a fuel top section including a position of transition joint at which fuel deflection has occurred (Bottom) photomicrograph of defected position (transition joint) of the rod taken at hot cell examination

Fig. 2

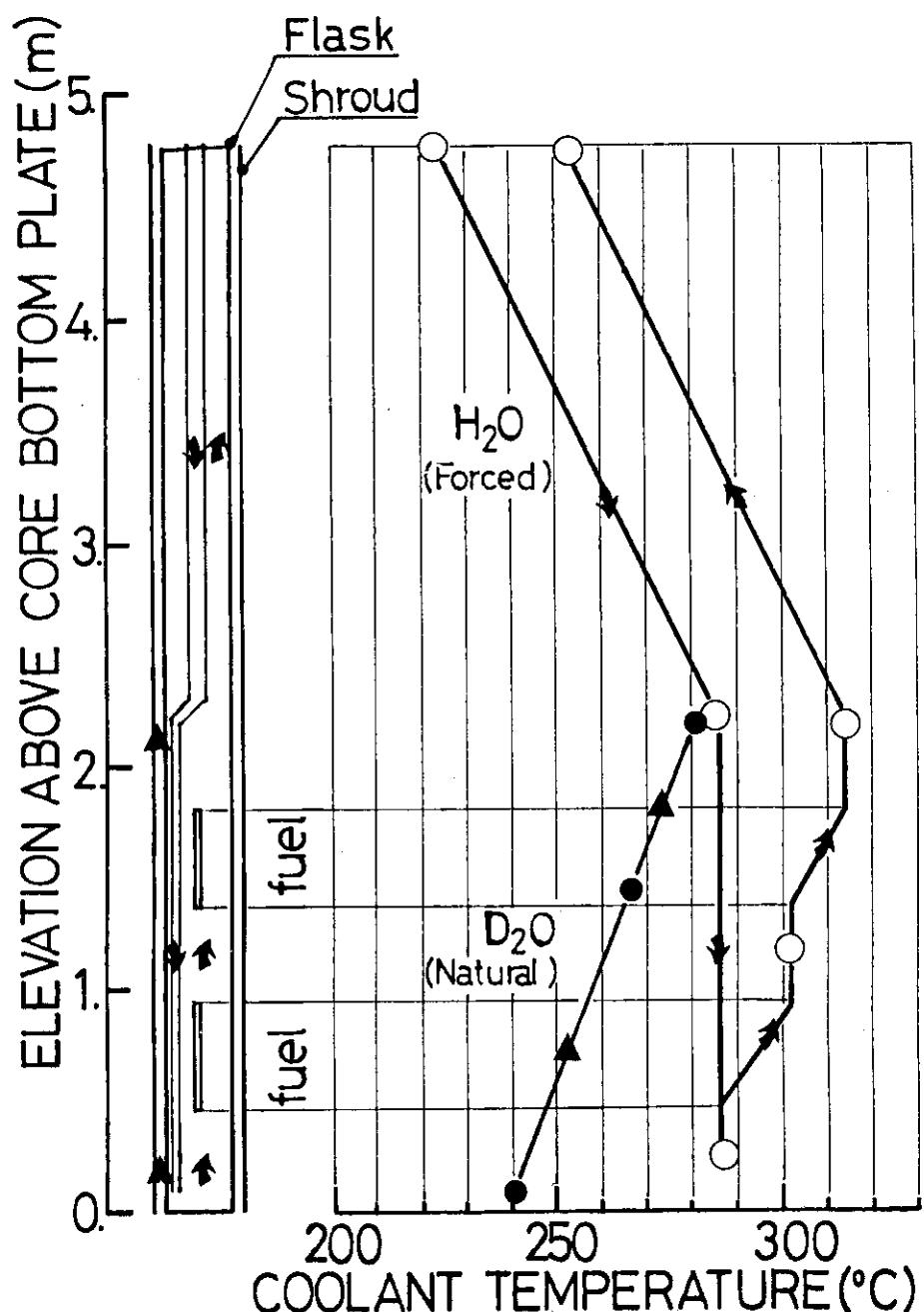


Fig. 3

(Left) Schematic representation of a forced coolant flow in the LWR simulated high pressure flask; coolant flow down through down comer and subsequently cool the instrumented fuel rod, (Right) Axial distribution of coolant temperature where open circles show temperature of light water coolant and closed circles do that of heavy water which flows between high pressure flask and shroud.

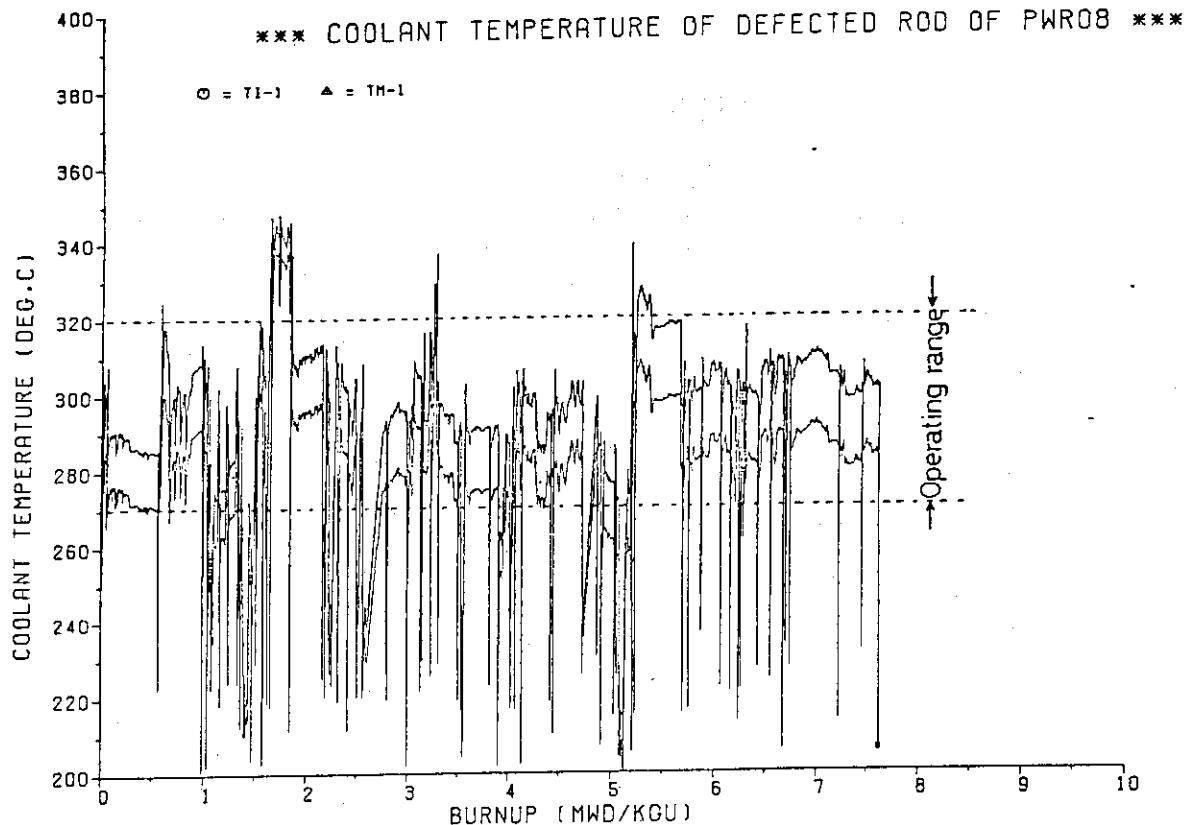


Fig. 4 Chronology of coolant temperature through an irradiation of defected fuel rod.

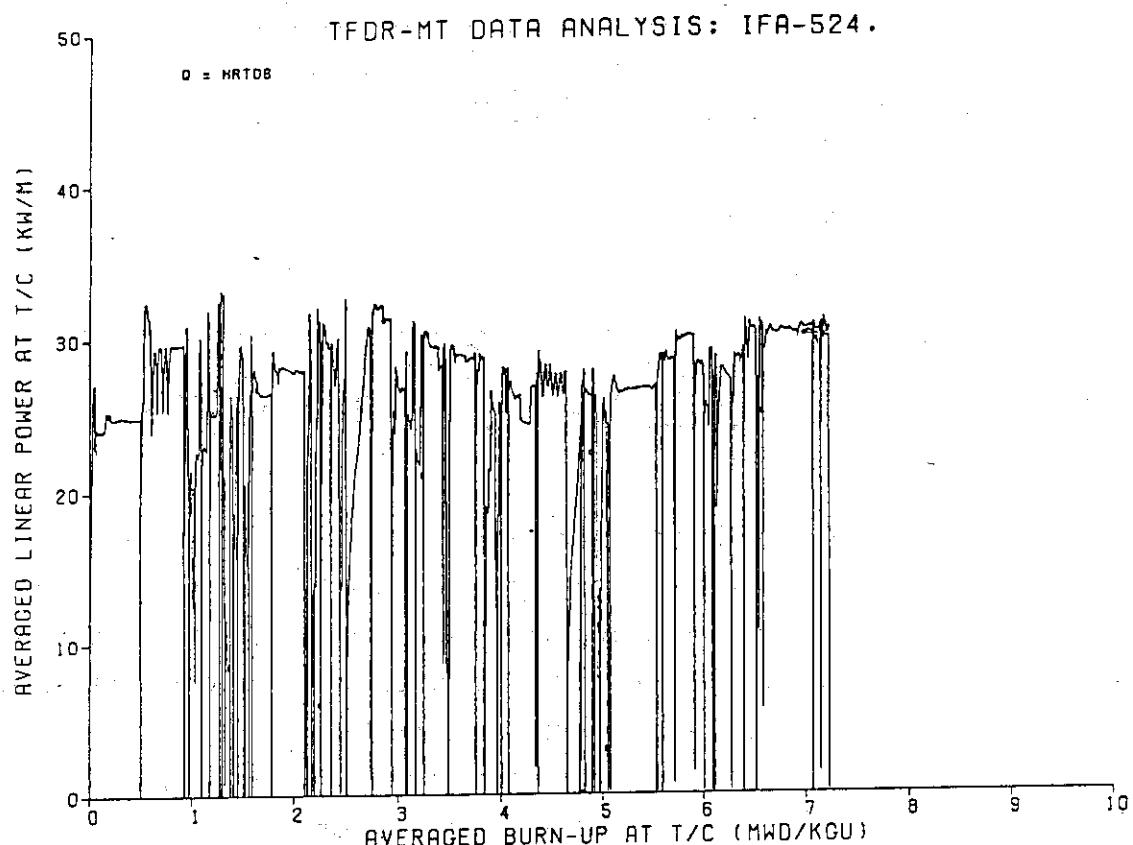


Fig. 5 Local power history measured at thermocouple position of the defected fuel rod as a function of burnup

## \*\*\* POWER HISTORY OF DEFECTED ROD PWR08 \*\*\*

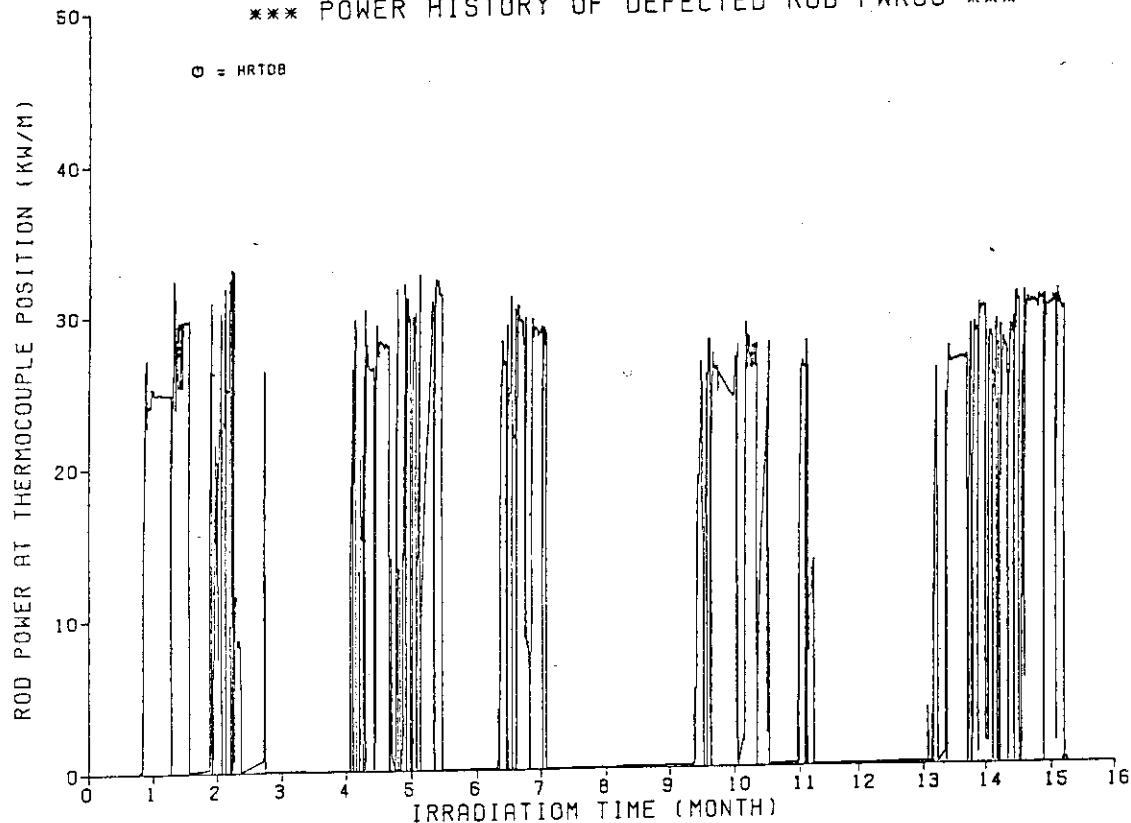


Fig. 6 Local power history measured at thermocouple position of the defected rod as a function of irradiation time.

## \*\*\* FUEL CENTERLINE TEMPERATURE OF DEFECTED ROD PWR08 DURING IRRAD. \*\*\*

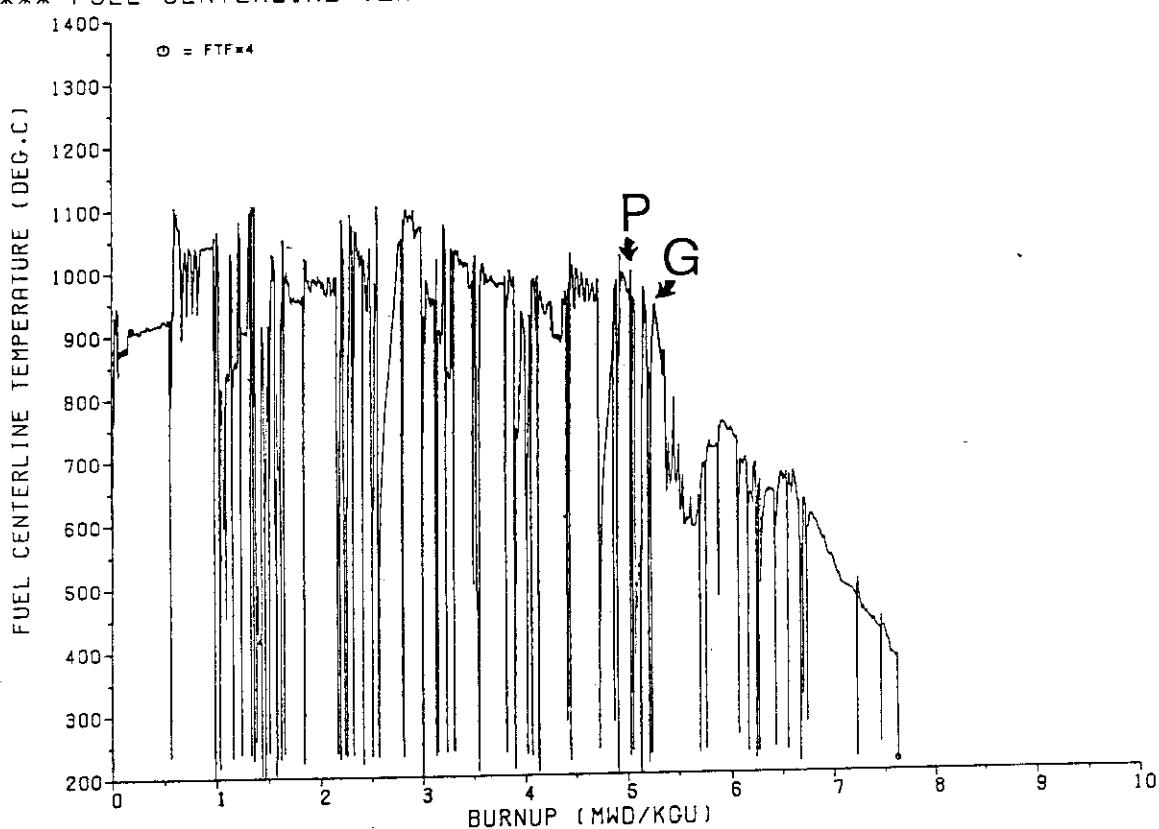


Fig. 7 Chronology of fuel centerline temperature of the defected rod as a function of burnup in which point G is showing the starting point of gradual decrease of fuel centerline temperature.

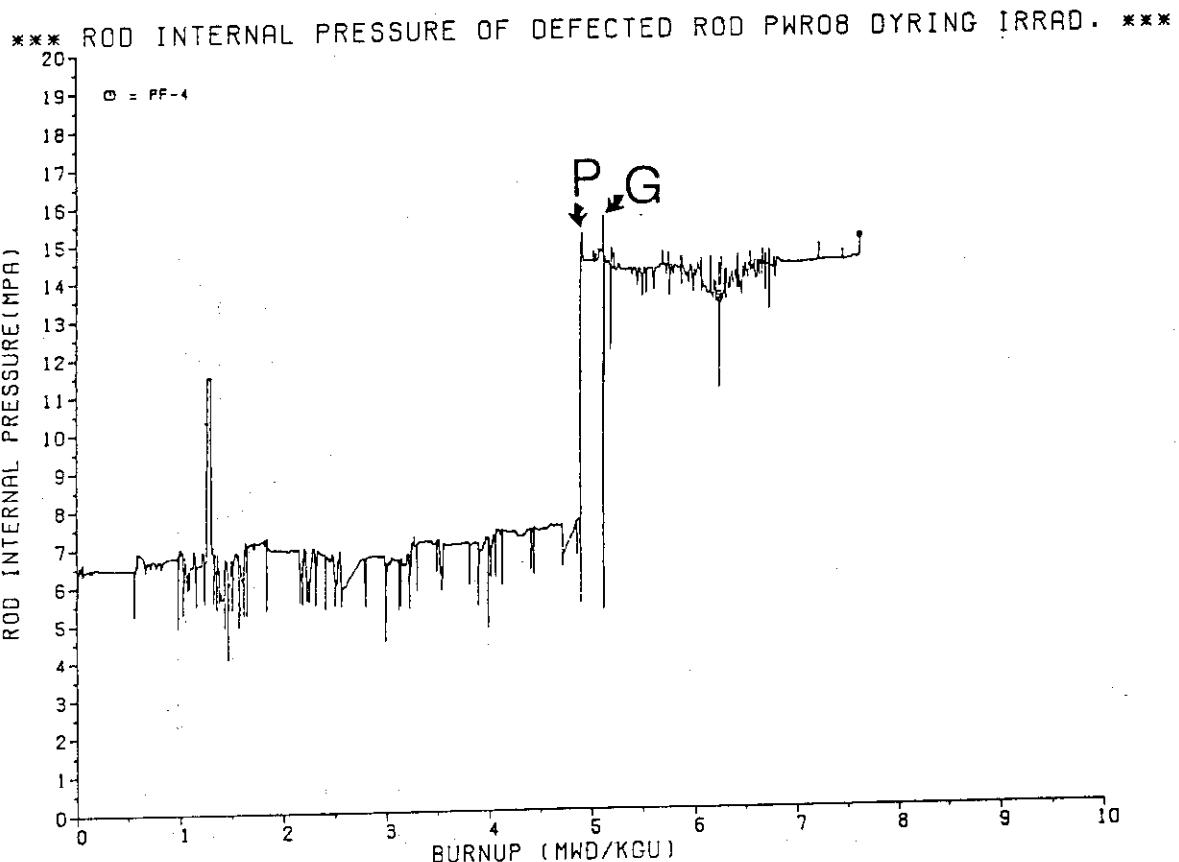


Fig. 8 Variation of rod internal pressure as a function of burnup; point P shows sudden increase of rod pressure at the burnup

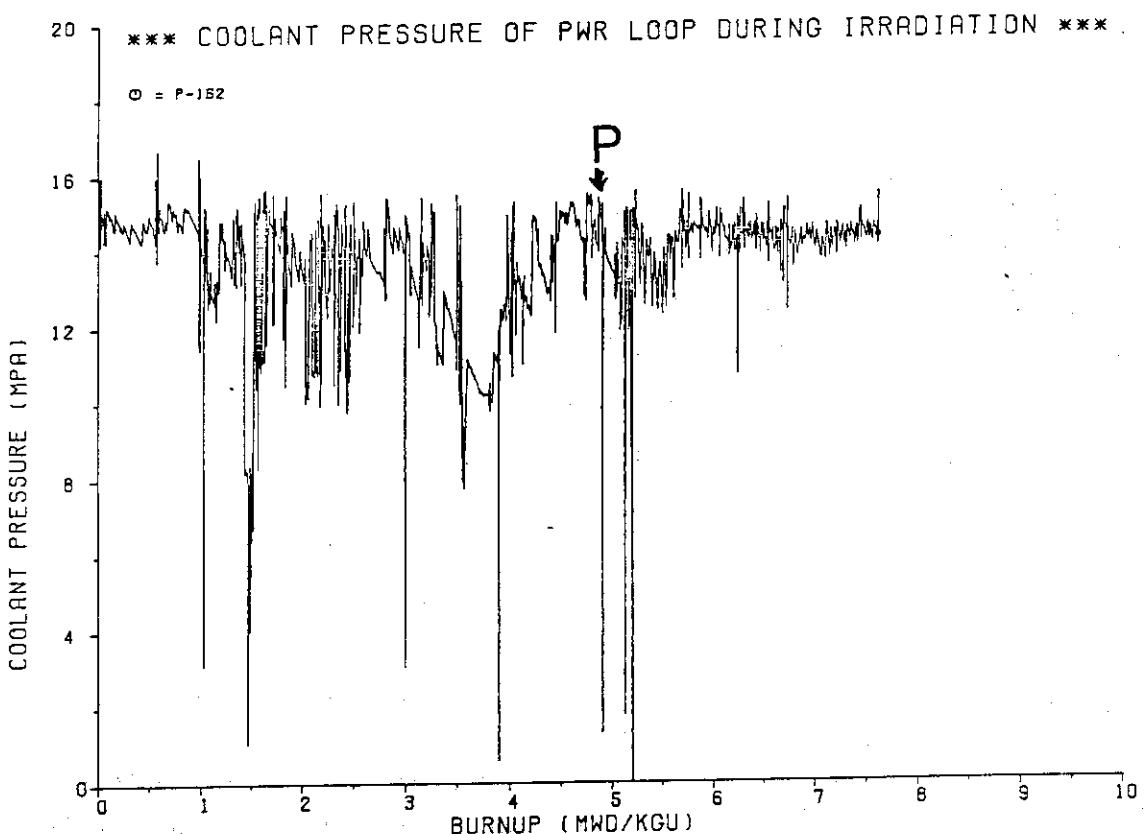


Fig. 9 Coolant pressure in PWR condition loop; an arrow indicates point of sudden increase of fuel rod internal pressure

\*\*\* FUEL CENTERLINE TEMPERATURE OF DEFECTED ROD PWR08 DURING IRRAD. \*\*\*

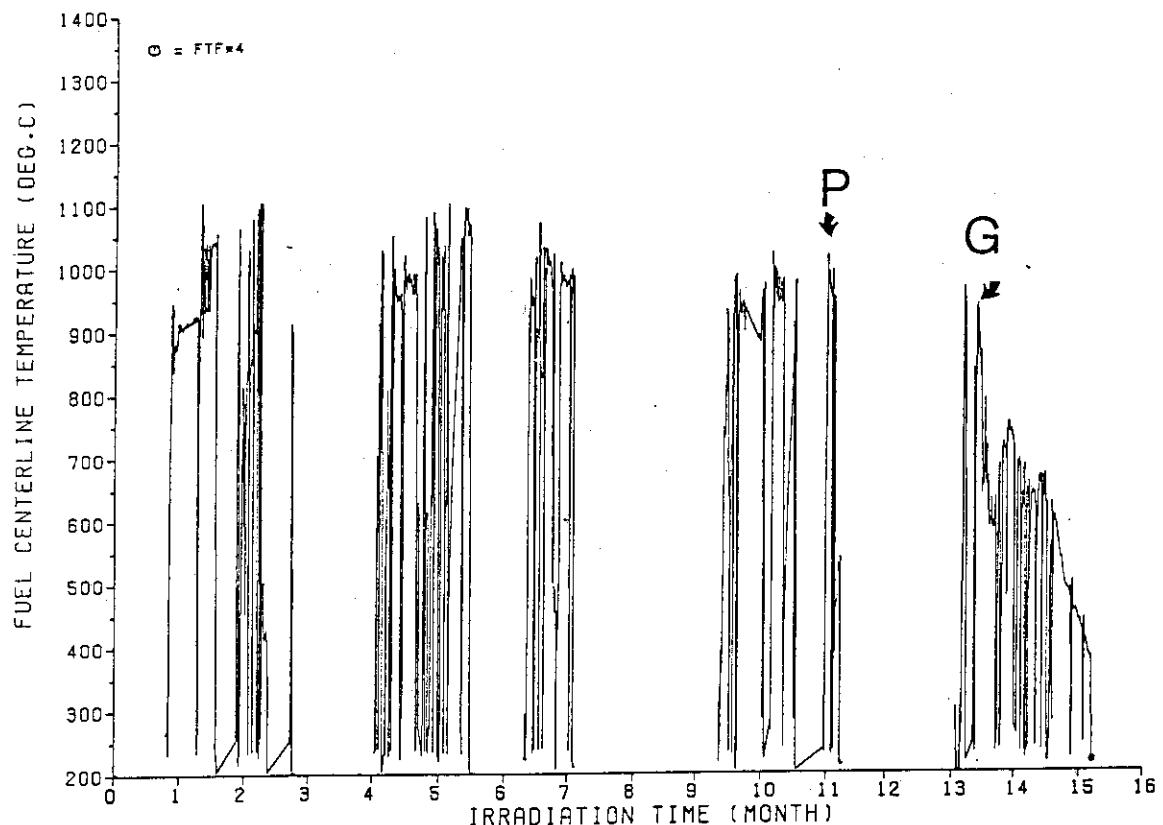


Fig. 10      Fuel centerline temperature of the defected rod as a function of irradiation time(month)

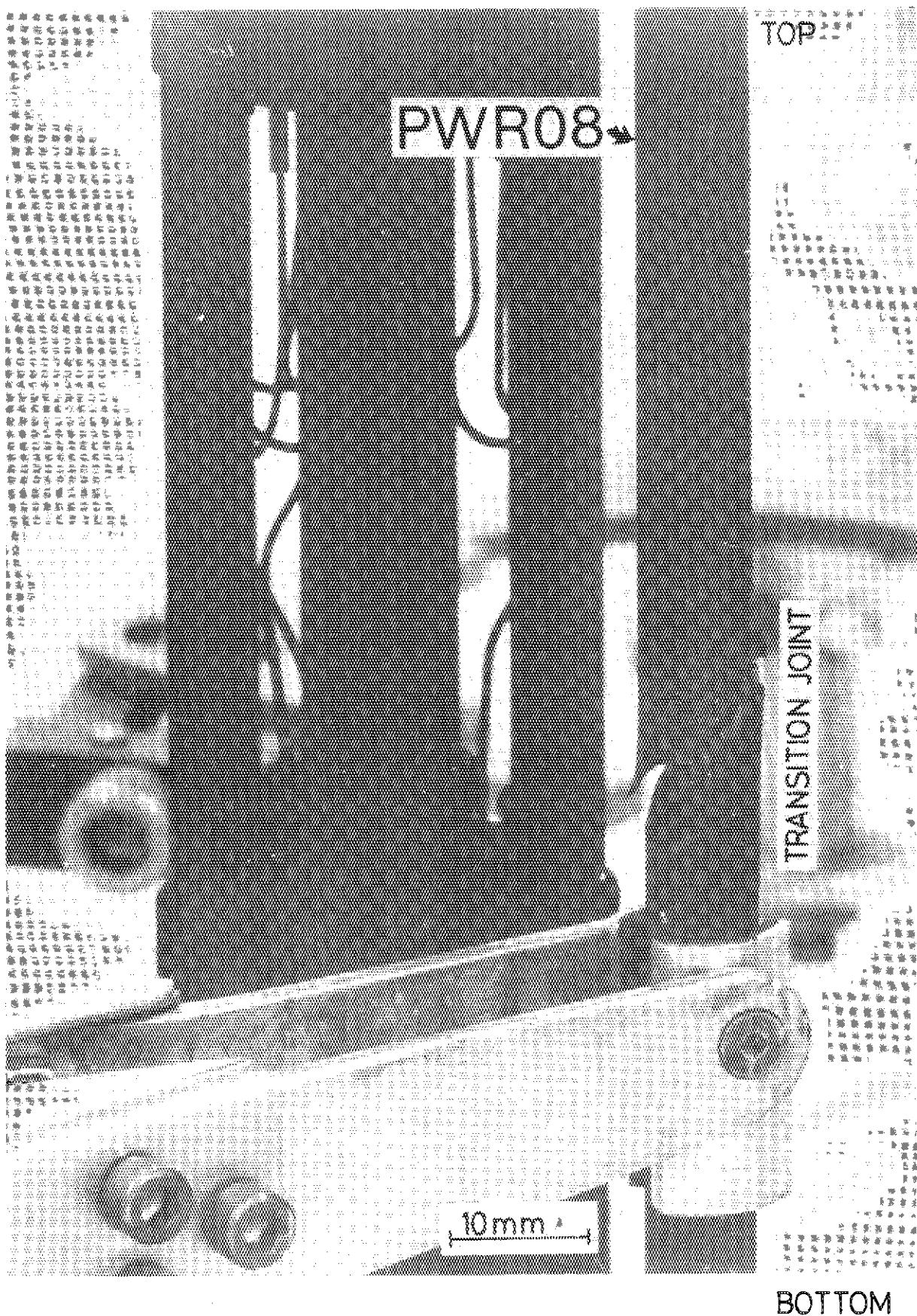


Fig. 11

Overview of fuel rod found to be defected at transition joint position

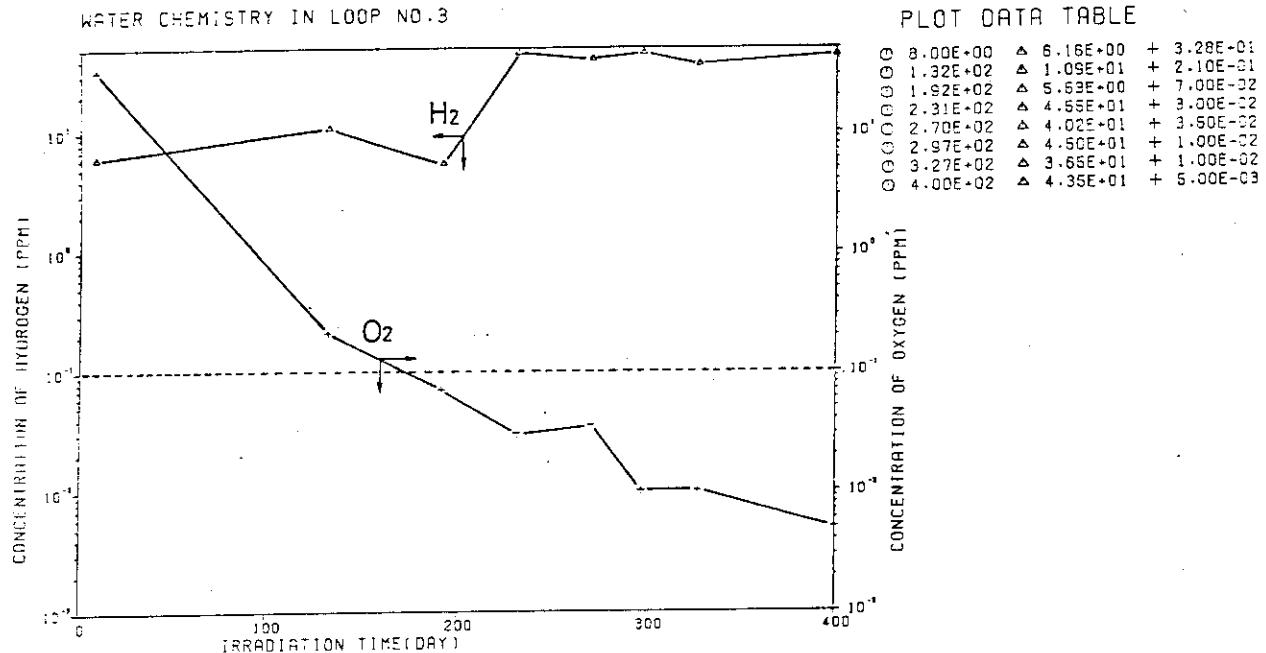


Fig. 12 Concentration of time-dependent dissolved hydrogen and oxygen in which the defected fuel rod has been irradiated; broken line in the figure is a upper limit of dissolved oxygen contents has been applied in current commercial PWR.

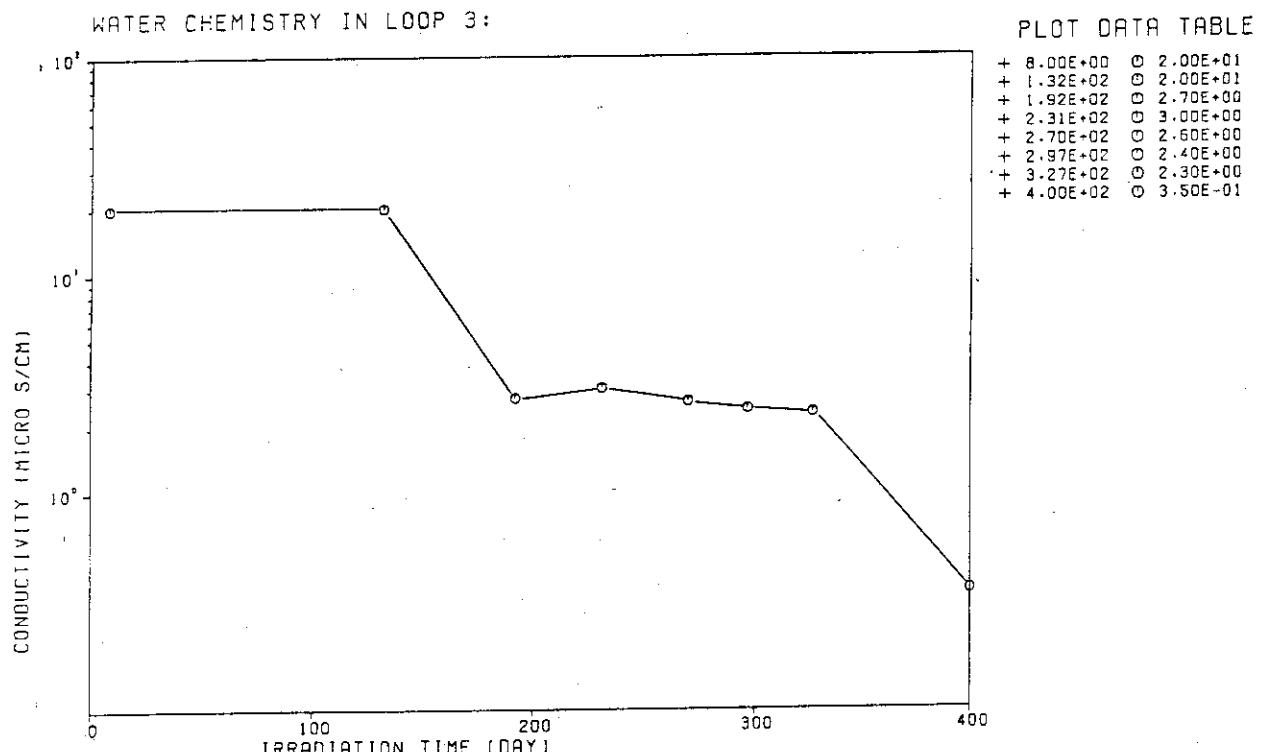


Fig. 13 Conductivity of light water in the loop as a function of irradiation time

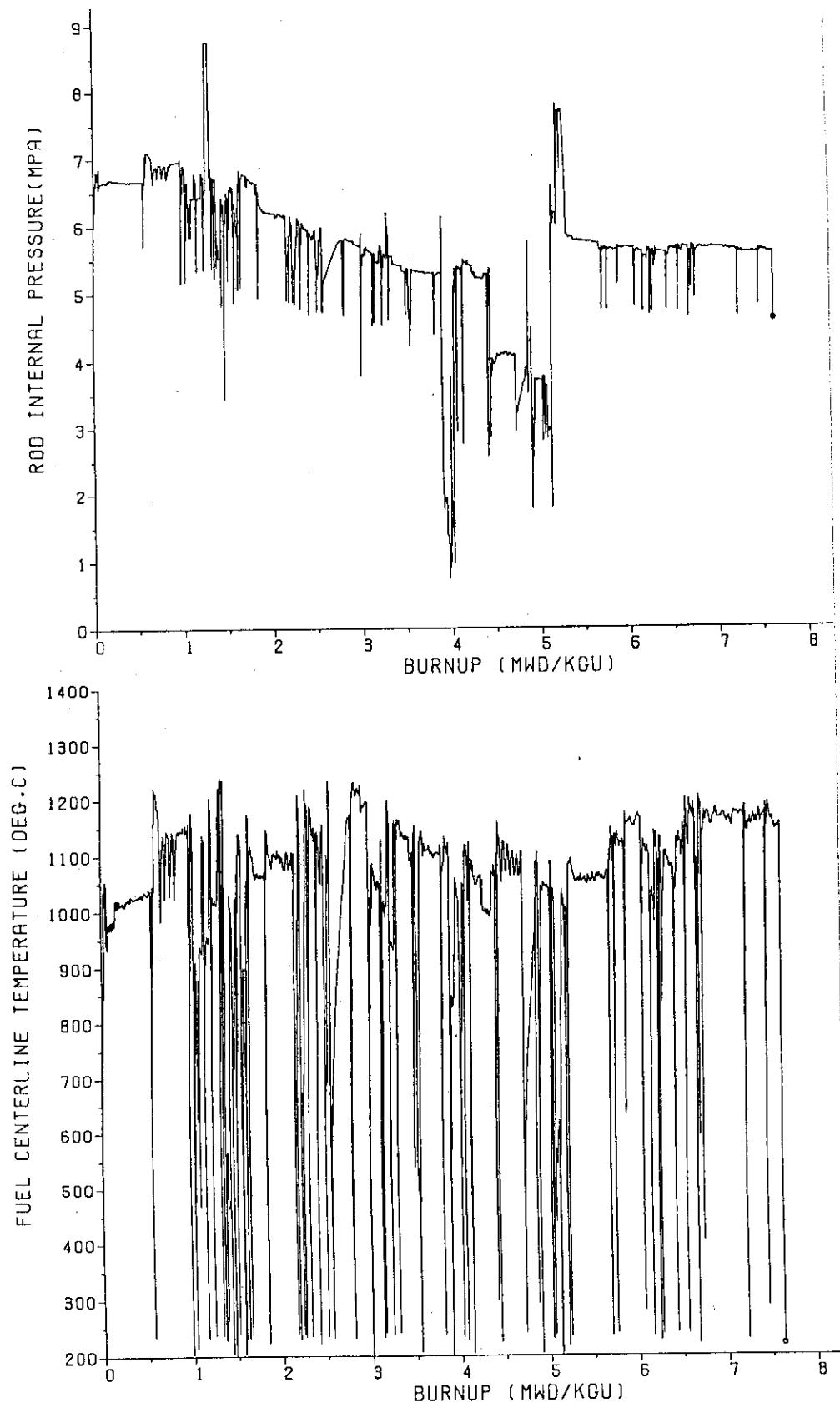


Fig. 14 Variation of rod internal pressure(Top) and that of fuel centerline temperature(Bottom) of non-defected fuel rod as a function of burnup;the rod has been loaded in the same cluster with defected fuel rod

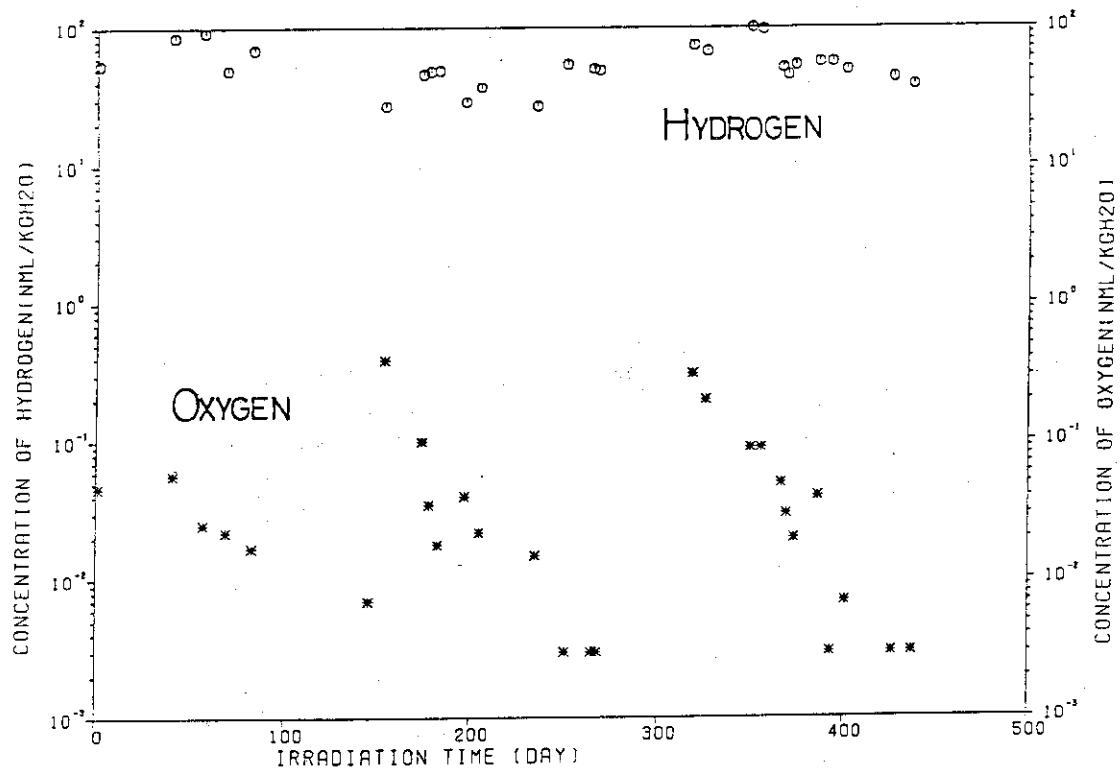


Fig. 15 Concentration of time-dependent dissolved hydrogen and oxygen after the construction of new purification system for high pressure loop in HBWR

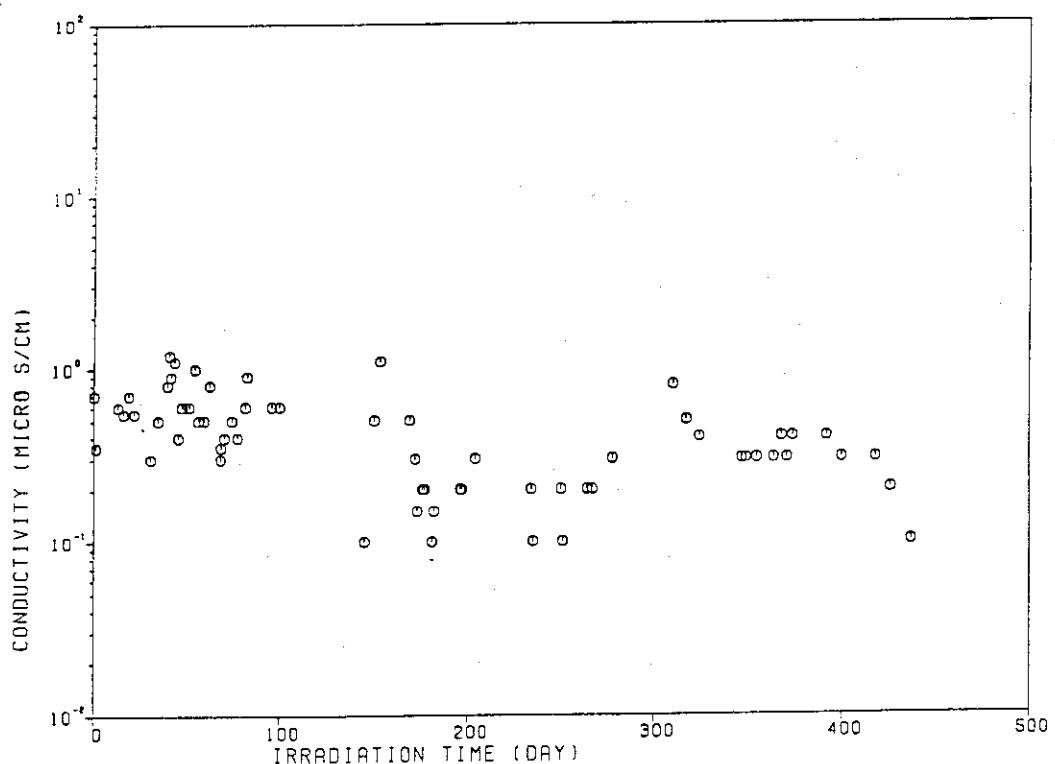


Fig. 16 Conductivity of coolant as a function of irradiation time after the construction of new purification system for high pressure loop in HBWR

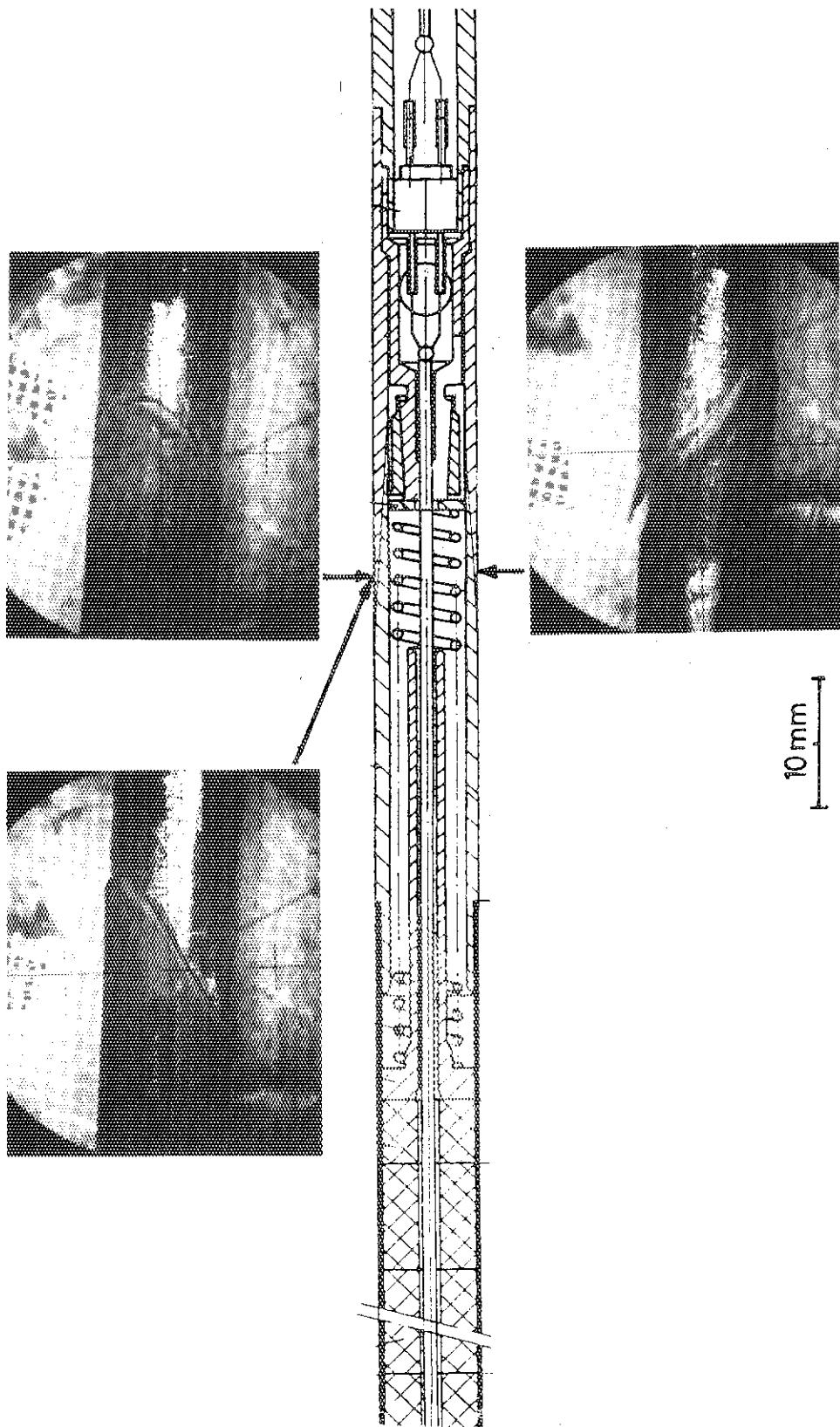


Fig. 17      Overview of an additional broken PWR fuel rod which is also instrumented thermocouple ; the condition has inspected in the post irradiation examination at Kjeller Hot Lab., Norway

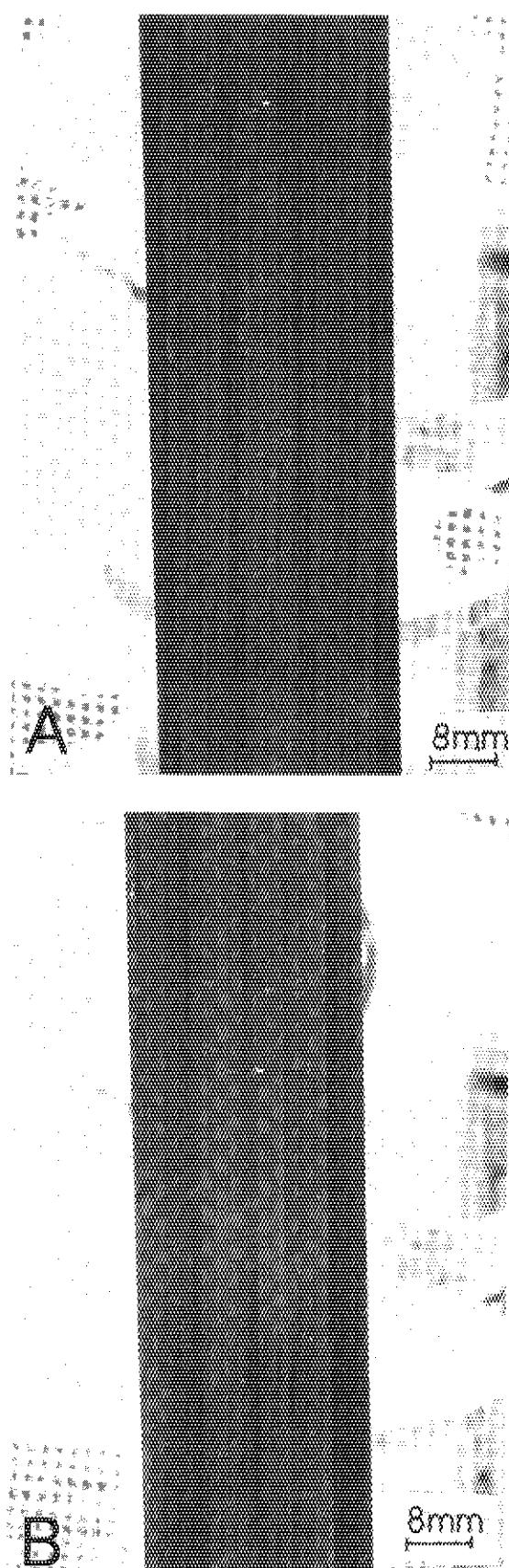


Photo I

Overview of irradiated PWR fuel rods unloaded from HBWR core  
for suspicion of deflection at thermocouple transition joint  
position; photo B is taken from different angle to photo A.

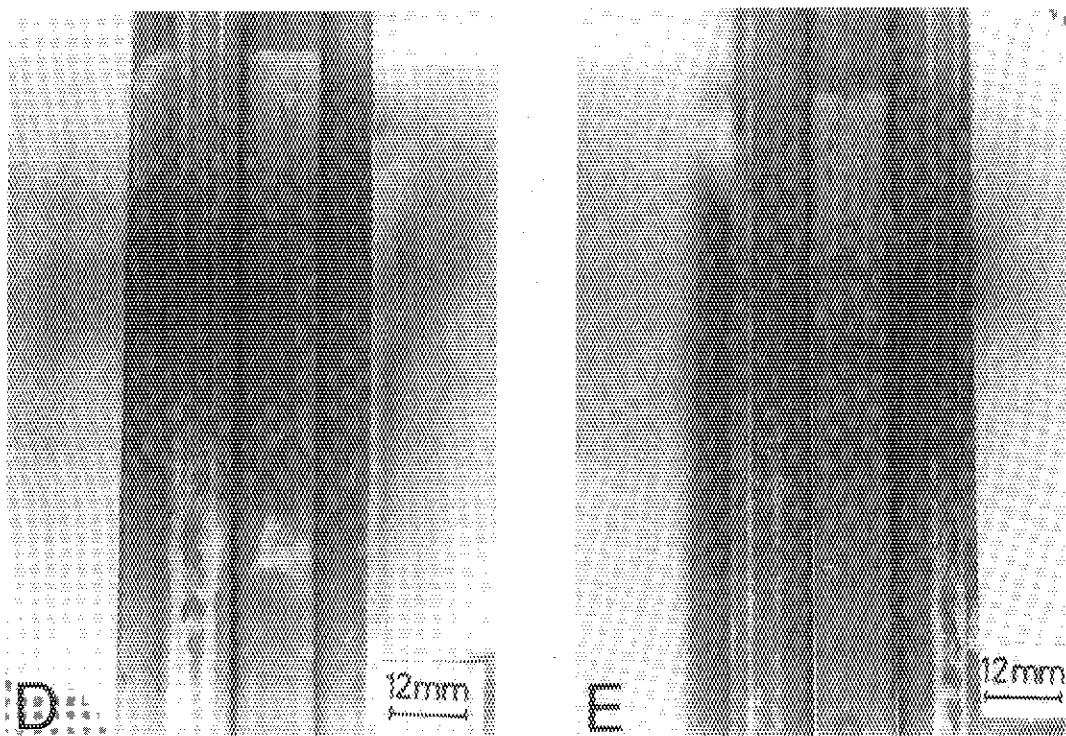
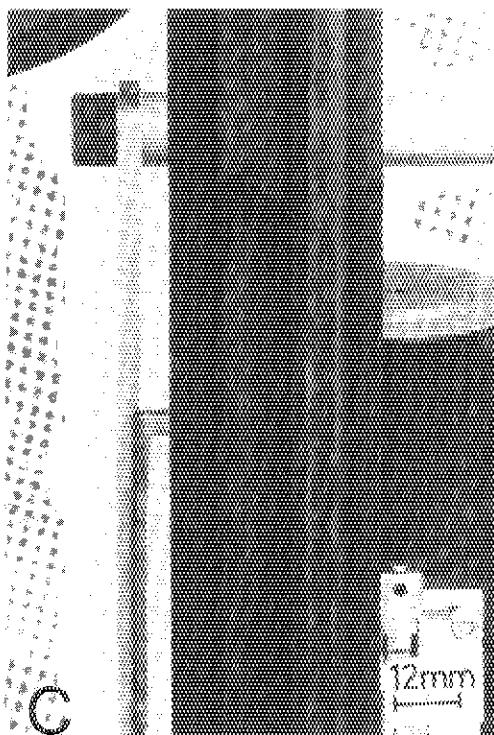


Photo II      Overview of irradiated BWR fuel rods have been irradiated in high pressure loop system in HBWR core and unloaded for suspicion of their defections at thermocouple transition joint positions; photo C is showing a rod surface covered with significant deposition of crud, photos D and E are showing a rod surface after brashing deposited crud