

ATR実証炉燃料の第4回出力急昇試験

(IFA-591照射試験)

1995年5月

動力炉・核燃料開発事業団
東海事業所

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2001

A T R 実証炉燃料の第 4 回出力急昇試験 (I F A - 5 9 1 照射試験)

実施責任者 上村 勝一郎*
報告者 飯島 隆**
矢野 総一郎*

要 旨

ノルウェーのOECD Halden Reactor Project (以下、「ハルデン」という)において、平成7年4月18日～27日の間に実施された第4回出力急昇試験(IFA-591.4)に立合った。当試験では、燃料破損しきい線出力を確認することを目的にシングル出力急昇試験を実施したが、過去3回の同シリーズの試験で燃料破損が観測されなかったことから、予定していたタイプAのランプ試験条件のうち、プレコンディショニングレベル(到達線出力を変えずに30kW/mから25kW/mに低下)と出力急昇後の保持時間(2分から4時間に延長)を変更し、より厳しいと考えられる条件で試験を行った。試験に供した燃料ロッドは、IFA591.7(中実ペレット・Zry-2被覆・16.3GWd/t)とIFA591.8(中実ペレット・Zr-liner被覆・14.8GWd/t)であり、それぞれ65.5kW/mおよび68.0kW/mまで出力を急昇させその出力で4時間保持したが、燃料破損の兆候は観測されなかった。この到達線出力は、過去の知見から予想された破損線出力(33kW/m以下)よりもより高い線出力である。

本報告では、出力急昇試験に供したA T R 実証炉燃料の仕様、「ふげん」におけるベース照射データおよびハルデンにおける出力急昇試験結果について報告する。

* 東海事業所 核燃料技術開発部 プルトニウム燃料開発室

** 新型転換炉ふげん発電所 技術課 (ハルデンプロジェクトに海外留学中)

目 次

1. まえがき	1
2. スケジュール	2
3. IFA-591 セグメント燃料の出力急昇試験	3
3.1 全体計画	3
3.1.1 試験目的	3
3.1.2 スケジュール	3
3.1.3 燃料仕様	3
3.1.4 出力急昇試験用燃料の試験前非破壊試験	4
3.1.5 出力急昇試験	4
3.1.6 照射後試験	6
3.1.7 まとめ	6
3.2 第4回出力急昇試験	24
3.2.1 試験目的	24
3.2.2 燃料仕様	24
3.2.3 出力急昇試験前の非破壊試験結果	25
3.2.4 出力急昇試験の試験方法	29
3.2.5 出力急昇試験前のハルデンでの照射履歴	33
3.2.6 被覆管伸び計の参照データ	36
3.2.7 出力急昇試験リハーサル	36
3.2.8 第4回出力急昇試験結果	37
3.2.9 第1回および第3回出力急昇試験結果との比較	44
3.2.10 第5回以降の出力急昇試験へ反映すべき事項	46
4. まとめ	90

別添1 出力急昇試験指示書（ハルデン側メモ）

別添2 試験燃料ロッドの出力計算手法

別添3 被覆管の伸び計装取り付け方法の改善（ハルデン側メモ）

別添4 被覆管の伸び計のファーストスキャンデータ

別添5 燃料の詳細組成データに基づく燃焼度ファクター計算結果（WIMS）

別添6 新燃焼度ファクターに基づく定数再計算結果およびデータ変換プログラム

＜データ集＞

1. リハーサル時の3ペンレコーダ出力
2. 出力急昇試験時の3ペンレコーダ出力
（伸び計出力、リグのポジションインジケータ出力）

図・表リスト

表2.1 第4回出力急昇試験スケジュール

表3.1-1 ATR実証炉燃料の出力急昇試験スケジュール

表3.1-2 燃料要素のタイプ

表3.1-3 ベース照射結果

表3.1-4 燃料要素の主要仕様

表3.1-5 ランプ試験に供する燃料のリスト

表3.1-6 マルチステップ出力急昇試験条件

表3.1-7 シングルステップ出力急昇試験条件

表3.2-1 出力急昇試験用セグメント燃料の主仕様

表3.2-2 ランプ試験に供した燃料棒の非破壊試験結果

表3.2-3 第4回出力急昇試験校正試験結果

表3.2-4 第1回～第4回の出力急昇試験校正試験結果のまとめ

表3.2-5 試験リハーサル結果（1995年4月26日）

表3.2-6 試験期間中のセグメント燃料の線出力

表3.2-7 セグメント燃料の線出力上昇率の検討結果

表3.2-8 第1回および第3回出力急昇試験結果との比較

図3.1-1 照射用セグメント燃料集合体のセグメント燃料要素配置

図3.1-2 セグメント燃料構造図

図3.1-3 シングルステップ出力急昇試験条件

図3.1-4 マルチステップ出力急昇試験条件

図3.1-5 BWR燃料マルチステップ出力急昇試験結果の到達線出力密度と燃焼度の関係

図3.1-6 BWR燃料マルチステップ出力急昇試験結果の到達線出力密度と保持時間の関係

図3.1-7 異常時過渡事象のP C I評価

図3.1-8 BWR燃料シングルステップ出力急昇試験結果の到達線出力密度と保持時間の関係

図3.1-9 BWR燃料シングルステップ出力急昇試験結果の線出力上昇幅と保持時間の関係

図3.1-10 BWR燃料シングルステップ出力急昇試験結果の線出力上昇幅と保持時間の関係

（異常事象との対応）

図3.1-11 BWR燃料シングルステップ出力急昇試験結果の到達線出力密度と保持時間の関係

図3.2-1 IFA-591.7 出力急昇試験前検査結果（外観観察）

図3.2-2 IFA-591.7 出力急昇試験前検査結果（中性子ラジオグラフィ）

図3.2-3 IFA-591.7 出力急昇試験前検査結果（外径測定）

図3.2-4 IFA-591.7 出力急昇試験前検査結果（プロフィロメトリ）

図3.2-5 IFA-591.7 出力急昇試験前検査結果（渦電流探傷試験）

- 図3.2-6 IFA-591.8 出力急昇試験前検査結果（外観観察）
- 図3.2-7 IFA-591.8 出力急昇試験前検査結果（中性子ラジオグラフィ）
- 図3.2-8 IFA-591.8 出力急昇試験前検査結果（外径測定）
- 図3.2-9 IFA-591.8 出力急昇試験前検査結果（プロフィロメトリ）
- 図3.2-10 IFA-591.8 出力急昇試験前検査結果（渦電流探傷試験）
- 図3.2-11 リグの概念図
- 図3.2-12 シングルステップ出力急昇試験モード模式図（第4回試験）
- 図3.2-13 目標到達線出力の決定方法
- 図3.2-14 試験時におけるハルデン炉の炉心構成
- 図3.2-15 ハルデンでの照射履歴（被覆管伸びおよび原子炉出力）
- 図3.2-16 ハルデンでの照射履歴（被覆管伸びおよび原子炉出力）
- 図3.2-17 ハルデンでの照射履歴（被覆管伸びおよび原子炉出力）
- 図3.2-18 ハルデンでの照射履歴（セグメント燃料の線出力）
- 図3.2-19 ハルデンでの照射履歴（セグメント燃料の線出力）
- 図3.2-20 ハルデンでの照射履歴（セグメント燃料の線出力）
- 図3.2-21 試験時の中性子検出器信号の変化（IFA-591.7）
- 図3.2-22 試験時の中性子検出器信号の変化（IFA-591.8）
- 図3.2-23 リグ内の中性子フラックス分布（計算値）と試験直前の中性子検出器指示値
- 図3.2-24 IFA-591.7 の被覆管伸びと出力変化（EXMON データ）
- 図3.2-25 IFA-591.8 の被覆管伸びと出力変化（EXMON データ）
- 図3.2-26 試験リグ内の軸方向中性子フラックス分布想定図
- 図3.2-27 セグメント燃料の線出力上昇推定図
- 図3.2-28 セグメント燃料の線出力上昇推定結果（IFA-591.7）
- 図3.2-29 セグメント燃料の線出力上昇推定結果（IFA-591.8）
- 図3.2-30 出力急昇時間が燃料温度上昇に与える影響（ハルデン解析結果）
- 図3.2-31 IFA-591.7 の線出力と被覆管伸びの相関
- 図3.2-32 IFA-591.8 の線出力と被覆管伸びの相関
- 図3.2-33 IFA-591.7 の被覆管伸びと出力変化（Fast Scan データ）
- 図3.2-34 IFA-591.8 の被覆管伸びと出力変化（Fast Scan データ）
- 図3.2-35 IFA-591.7 試験時の各セグメント燃料の線出力変化（EXMON データ）
- 図3.2-36 IFA-591.8 試験時の各セグメント燃料の線出力変化（EXMON データ）
- 図3.2-37 IFA-591.7 の被覆管伸びと冷却材出口温度との相関（EXMON データ）
- 図3.2-38 IFA-591.7 の被覆管伸びと冷却材入口温度との相関（EXMON データ）
- 図3.2-39 IFA-591.7 試験時の冷却材各部温度変化（EXMON データ）
- 図3.2-40 IFA-591.8 試験時の冷却材各部温度変化（EXMON データ）
- 図3.2-41 IFA-591.7 校正試験およびプレコンディショニング 時の線出力と被覆管伸びの相関
- 図3.2-42 IFA-591.8 校正試験およびプレコンディショニング 時の線出力と被覆管伸びの相関
- 図3.2-43 IFA-591.1(第1回試験)とIFA-591.7(第4回試験)の試験結果の比較
- 図3.2-44 IFA-591.10(第1回試験)とIFA-591.7(第4回試験)の試験結果の比較
- 図3.2-45 出力急昇試験モードの提案

1. まえがき

ノルウェーのOECD Halden Reactor Project（以下、「ハルデン」という）において、平成7年4月18日～27日の間に実施された第4回出力急昇試験（IFA-591.4）に立合った。当試験立合いの目的は、

- ① 出力急昇試験の実施に関するハルデン側との詳細な調整を行うこと、
- ② 出力急昇時の燃料挙動データを取得すること、

の2点であり、ほぼその目的を達成することができた。

今回の試験では、過去3回の同シリーズの試験で燃料破損が観測されなかったことから、予定していたタイプAのランプ試験条件のうち、プレコンディショニングレベル（到達線出力を変えずに30kw/mから25kw/mに低下）と出力急昇後の保持時間（2分から4時間に延長）を変更し、より厳しいと考えられる条件で試験を行うことにした。試験に供した燃料ロッドはIPA591.7（中実ペレット・Zry-2被覆・16.3GWd/t）と、IPA591.8（中実ペレット・Zr-liner被覆・14.8GWd/t）である。また、当該試験ロッドには、試験全体計画に従い、被覆管の長さ測定用計装が施されている。

本報告では、出力急昇試験に供したATR実証炉燃料の仕様、「ふげん」におけるベース照射データおよびハルデンにおける出力急昇試験結果について報告する。なお、本試験後に、これまでの試験の計画・実施において使用してきた燃料組成データを、詳細評価した新組成データに変更することにし、今回も含めた過去の試験結果の再評価を実施した。この組成データは、主として燃料の燃焼度ファクターに影響を及ぼすため、線出力密度の値が再評価によって若干変化するが、結論に影響するほどの変化ではない。本報告書に記されたデータは、全て再評価後のデータである。

2. スケジュール

第4回出力急昇試験スケジュールを表2-1に示す。

当該出力急昇試験は、ハルデンの Fuel Test Execution SectionのMr.Minagawa, Mr.Svanholm, Miss.Pettersen, Miss.Ianiri が実施し、動力炉・核燃料開発事業団（以下、「動燃」という）から飯島（ふげん発電所技術課：ハルデンに海外留学中）が立ち合った。

平成7年4月18日から20日において、中性子検出器信号から試験ロッドの出力を算出する定数を求めるためのカロリメトリックな熱出力測定による校正試験を実施した。その結果に基づき、原子炉出力を調整して、4月21日16時からプレコンディショニングを開始し、4月26日5時までの約4.5日間継続した。その後、原子炉の出力を下げ、プレコンディショニングレベルを越えない出力において試験のリハーサルを行った後、4月26日16時40分から27日5時において試験燃料ロッド2体の出力急昇試験を行った。

なお、試験リハーサルのため、燃料ロッドを試験リグの上部収容位置から下部試験位置まで上げ下げを行っていた際に、当該リグが装荷されている試験用冷却ループ（Loop 10）のいずれかの箇所にて冷却水漏れが発生した。その漏洩量は、ループの補給水ポンプの容量の約20%程度であり、このポンプを稼働させたまま試験を行うことにした。しかし、大きな炉の出力変動が配管や機器に熱変動を生じさせ、漏洩量の拡大につながる恐れが考えられたため、ハルデン側の要請に応じて最初の試験ロッドにおいては、4時間の高出力保持後に炉出力を下降させながらデータをとるステップを省略した。

表2-1 第4回出力急昇試験スケジュール

年 月 日	曜	出力急昇試験記事
平成7年4月18日	火	原子炉出力約8MWにて試験ロッドを下部位置に下降して校正試験実施
4月19日	水	原子炉出力約17MWにて校正試験実施
4月20日	木	同 上
4月21日	金	原子炉出力を約15MWに下げて約24KW/mでプレコンディショニング 開始
4月22日	土	プレコンディショニング 運転
4月23日	日	同 上
4月24日	月	同 上
4月25日	火	同 上
4月26日	水	原子炉出力約6.5MW で試験リハーサル 後、約16MWで出力急昇試験実施
4月27日	木	出力急昇試験終了、データ整理
4月28日	金	データ整理

3. IFA-591 セグメント燃料の出力急昇試験

3.1 全体計画

3.1.1 試験計画

新型転換炉（ATR）実証炉燃料の開発を行うために、ふげんにてベース照射を行った実証炉用MOX燃料について、ハルデン炉において出力急昇試験を行い、以下の目的を達成する。

- (1) ATR実証炉の安全審査に資するため、これまでに得られている軽水炉の出力急昇試験データが、ATR実証炉燃料に適用できることの確認を行う。また、ATR実証炉燃料の破損しきい値を求める。
- (2) 改良型燃料（Zrライナー付き被覆管、中空ペレット）の標準燃料に対するPCI特性の改善効果を確認する。
- (3) 異常な過渡変化における挙動を模擬する燃料挙動解析コードの検証に資する。

なお、本試験は国の安全研究としても位置付けられている。

3.1.2 スケジュール

表3.1-1に出力急昇試験に係わるスケジュールを示す。ふげんにおいて集合体2体のベース照射を行い、原研で非破壊試験を行った後にハルデンへ輸送し、出力急昇試験を行う。出力急昇試験を行うセグメント燃料は計40本あり、平成5年から4回に分けて輸送を行い試験する。出力急昇試験を行う燃料は、原研での非破壊試験とは別にハルデンにおいて試験前の非破壊試験を行う。また、出力急昇試験後にはシェラー研究所において照射後試験を実施する。出力急昇試験を行わない燃料については大洗工学センターにて破壊試験を行う。すべての試験は平成10年度までに終了する予定である。

3.1.3 燃料仕様

ふげんにおいてベース照射を行う集合体にはPPFE06とPPFE07の2体あり、それぞれ、ベース照射の燃焼度が異なる。集合体の構造はATR実証炉と同様に36本3層クラスター構造である。36本のうち6本の燃料は短尺燃料6本から構成されているセグメント燃料であり、図3.1-1に示すように内層と中間層に装荷されている。燃料の種類には表3.1-2に示すようにType-I～IVの4種類があり、4種類の燃焼度の異なるセグメント燃料が得られる。ベース照射の条件を表3.1-3に示す。また、燃料の主要な仕様及び構造図を表3.1-4、図3.1-2に示す。

出力急昇試験に供する燃料のリストを表3.1-5に示す。

3.1.4 出力急昇試験用燃料の試験前非破壊試験

出力急昇試験に供する燃料は、ハルデンへの輸送前後に原研に及びシェラー研究所にて、非破壊試験を実施し、燃料の健全性を確認する。原研での非破壊試験は、外観観察、燃料要素全長測定、直径測定、X線透過試験、 γ スキャンについて行う。この他に、長尺燃料について渦電流探傷試験、酸化膜厚さの測定を行い参考とする。シェラーでの非破壊試験は、外観検査、寸法測定、外径プロフィロメトリ、中性子ラジオグラフィ、渦電流探傷試験について行う。

3.1.5 出力急昇試験

出力急昇試験に用いるリグは、セグメント燃料3本を装荷することができる。出力急昇の方法は、以下のどちらかである。

(1)リグの下部には出力変化させるための ^3He の流れるコイルがある。出力急昇試験はコイル内の ^3He の圧力を変化させることにより、1本ずつの燃料を順次、試験する。

あるいは、

(2)リグ内のセグメント燃料を水圧により上下させることで実施する。まず、セグメント燃料をリグ上部のパーク位置（シールドされて線出力が低い）から所定の高い線出力が得られる出力急昇位置（(1)の ^3He コイル部に対応）に降下させることにより、1本ずつの燃料を順次、試験する。

冷却水の温度及び圧力は、それぞれ552～559K（279～286℃）、 $7.06 \times 10^6 \text{ Pa}$ （72kg/cm²）である。

出力急昇試験の条件は、表3.1-6,7、及び図3.1-3,4 に示すように、1種類のマルチステップ出力急昇試験と3種類のシングルステップ出力急昇試験を行う。各出力急昇試験の内容について以下に示す。

(1)マルチステップ出力急昇試験

マルチステップモードは、具体的な過渡事象を模擬していないが、破損しきい線出力に対する評価を1回の試験で行うことができる。そのため、各燃料要素の破損しきい線出力の燃焼度依存性及び燃料パラメータの依存性を調べることを目的とする。

図3.1-5,6 にBWRのマルチステップ出力急昇試験の公開データを到達線出力密度－燃焼度、到達線出力密度－保持時間の図中にプロットした。これらの図から UO_2 燃料のしきい線出力は図中の実線のように表わすことができる。一方、ATR燃料の破損しきい線出力は、これまでの試験データから UO_2 燃料より約8kW/m高くなることが予測されている。このことより、図3.1-5に

ATR燃料の破損しきい線出力を点線及び実線で想定した。本出力急昇試験の試験条件は想定した破損しきい線出力をもとに、それより低い線出力で破損することと考えて表3.1-6に示すように設定した。その設定理由を以下に示す。

① 線出力上昇幅： $\Delta P=5\text{kW/m}$

最大線出力までに要するステップを回数等考慮し、他の UO_2 燃料の出力急昇試験を同じ値に設定した。

② 線出力上昇速度： $P=1.0\text{kW/m/s}$

ATR実証炉設計において想定される過渡事象のうちもっとも速い値に設定した。

③ 保持時間： $T=60\text{min}$

破損の判断をするためには、長いほうがよいが、 UO_2 燃料のデータとの比較の観点から、他の出力急昇試験の値と同じに設定している。

④ プレコンディショニングレベル： $P_0=25\text{kW/m}$

想定した破損しきい曲線において、もっとも高い燃焼度の燃料では、約 30kW/m で破損する可能性があるため、これより低い 25kW/m とした。

⑤ プレコンディショニング時間： $T_{\text{pre}}=5\text{日間}$

ベース照射終了時の出力レベルとプレコンディショニングレベルの差を考慮して決めた。

マルチステップ出力急昇試験を行う燃料要素には、被覆管伸び計または内圧計のいずれかを取り付け、破損検出とPCMI挙動データまたはFPガス放出挙動データを取得する。

(2) シングルステップ出力急昇試験

シングルステップ出力急昇試験は、具体的な過渡事象を模擬しており、本試験では設計上想定されるもっともシビアな条件での燃料の健全性評価とマルチステップ出力急昇試験で得られた破損しきい線出力を確認するための試験を行う。

本試験では、Type-A, B, B'の3種類のシングルステップ出力急昇試験を行う。図3.1-7にATR実証炉設計において模擬した過渡事象について示す。図3.1-8, 9にATR実証炉設計において想定している過渡事象とType-Aの条件との関係を示す。また、図3.1-10, 11にシングルステップ出力急昇試験の公開データの到達線出力に対する線出力上昇幅と保持時間との関係を示した。本試験で行うType-Aの試験条件を図中に示した。Type-Aの条件は、到達線出力、線出力幅のいずれでも破損しきい値を上回る条件であり、設計時に想定している過渡事象を包絡している。

Type-B, B'の試験は、マルチステップ出力急昇試験で求められた破損しきい値を確認するために行う試験である。各試験の条件を表3.1-7と以下に示す。

①Type-A

到達線出力、線出力上昇速度、プレコンディショニング時間についてはマルチステップ出力急昇試験と同じとする。線出力上昇幅は、ATR実証炉設計において要求しているもっともシビアな線出力上昇幅である30kW/mと設定した。

②Type-B, B'

Type-B及びB'のシングルステップ出力急昇試験は、マルチステップ出力急昇試験の確認のために行う。Type-Bの試験条件は、マルチステップ出力急昇試験において破損した出力レベルより5kW/m低い出力レベルに設定し、破損が起こらないことの確認をする。

一方、Type-B'の試験は破損が発生した出力レベルと同じ到達線出力レベルとし、破損の起こることを確認する。その他の試験条件はマルチステップ出力急昇試験と同じとする。

シングルステップ出力急昇試験を行う燃料要素にはすべての燃料に被覆管伸び計を取り付け、破損検出と過渡時のPCMI挙動のオンラインデータを取得する。

3.1.6 照射後試験

出力急昇試験の終了したセグメント燃料は、シェラー研究所で照射後試験を行う。試験項目について以下に示す。

(1)非破壊試験

- ・ 外観観察
- ・ 中性子ラジオグラフィ
- ・ 渦電流探傷試験
- ・ γ スキャン

(2)破壊試験

- ・ パンクチャー試験
- ・ 金相
- ・ マイクロ γ スキャン
- ・ α 、 β / γ オートラジオグラフィ
- ・ 燃焼度分析
- ・ 残留ガス分析
- ・ 密度測定
- ・ 被覆管内面観察

3.1.7 まとめ

本試験は、ATR実証炉燃料の開発を目的に、標準燃料及び改良型燃料の出力急昇試験を行い、破損限界及び過渡時の照射挙動を調べる。各燃料の破損限界、照射データ及び照射後試験データは、燃焼度のパラメータで整理し、各タイプの燃料の出力変化時の照射挙動を総合的に解析評価する。

表3.1-1 ATR実証炉燃料の出力急昇試験スケジュール

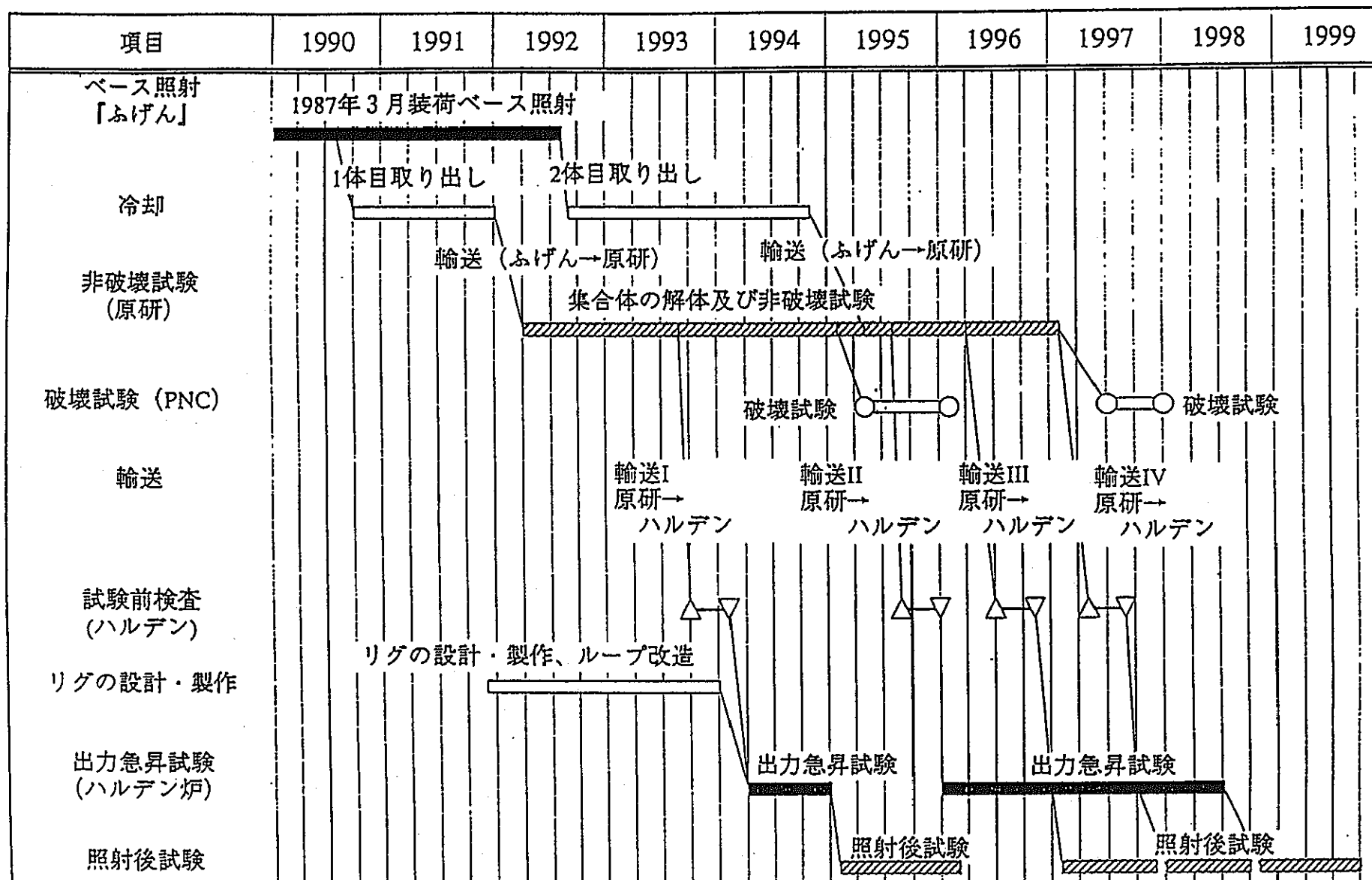


表3.1-2 燃料要素のタイプ

燃料要素のタイプ	ペレット	被覆管
Type-I	中 実	Zry-2
Type-II	中 空	Zry-2
Type-III	中 実	Zrライナー
Type-IV	中 空	Zrライナー

表3.1.3 ベース照射結果

			経験最大*	到達燃焼度**	核分裂物質濃度*** ($^{235}\text{U}+^{239}\text{Pu}+^{241}\text{Pu}$)
集合体	層位置	セグメント位置	線出力密度 kW/m	GWd/t	(U+Pu) wt%
集合体 I (PPFE07) 16サイクル 平均燃焼度 19GWd/t	BI-1 (内層)	1	18.1	約15.5	約2.2
		2		約14.8	約2.2
		3		約16.6	約2.1
		4		約16.3	約2.1
	BI-2 (中間層)	1	23.7	約21.2	約1.7
		2		約20.4	約1.8
		3		約22.6	約1.6
		4		約22.2	約1.7
	BO-1 (外層)		23.8	約19.7	—
集合体 II (PPFE06) 19サイクル 平均燃焼度 27GWd/t	BI-3 (内層)	1	20.7	約24.4	約2.1
		2 (中実)		約22.9	約2.3
		2 (中空)		—	約2.3
		3 (中実)		約25.2	約2.1
		3 (中空)		—	約2.0
		4		約24.5	約2.1
	BI-2 (中間層)	1	24.7	約31.5	約1.5
		2 (中実)		約29.8	約1.7
		2 (中空)		—	約1.7
		3 (中実)		約32.4	約1.4
		3 (中空)		—	約1.4
		4		約31.6	約1.5
	BO-1 (外層)		—	—	—

* FODESからの集合体データを基に、炉燃室で内層、中間層、外層ピンの軸方向の平均的な線出力分布及びその最大値を求めた。その最大値のうち、ベース照射期間中の最大値を求めた。

** Eシート炉燃-06-111「セグメント燃料 (E07) の中間短尺燃料要素の燃料組成評価」及びEシート炉燃-06-196「照射用セグメント燃料集合体 (E06) の燃料組成の算出」(WIMS値を選択) から引用した。

*** 同上Eシート中の核種組成から計算した。

表3.1-4 燃料要素の主要仕様

	中間短尺燃料	長尺燃料
I. ペレット		
種類 材質 外径 内径(中空ペレット) 高さ 形状 密度 核分裂物質質量	中実 / 中空 MOX 12.4 mm 3.5 mm 13.0 mm ディッシュ・チャンファ付 (中空ペレットはチャンファのみ) 95%TD 3.71wt%	同 左 同 左 同 左 同 左 同 左 同 左 同 左 3.71wt% 内層中間層/2.2wt% 外層
II. 被覆管		
種類 外径 内径 Zrライナ層厚さ (Zrライナ付)	Zry-2 / Zrライナ付Zry-2 14.5 mm 12.7 mm 0.075 mm	同 左 同 左 同 左 同 左
III. 燃料要素		
全長 有効長 封入ガス 封入圧力 プレナム体積比 端部出力調整ペレット長	520 mm 365 mm He 3 Kg/cm ² 0.2 10 mm (上端, 下端)	4398 mm 3647 mm 同 左 同 左 0.1 —

表3.1-5 ランプ試験に供する燃料のリスト

輸送	試験No.	要素位置	燃料No.	燃料タイプ	燃焼度	ランプ試験モード	計装
Transport I 1993	IFA 591-1	I 3	A4004	I	1	Multi	EC
	IFA 591-2	I 5	A6002	III	1	Multi	EC
	IFA 591-3	M 8	A4015	I	2	Multi	EC
	IFA 591-4	I 3	A4005	I	1	Multi	PF
	IFA 591-5	I 5	A6014	III	1	Multi	PF
	IFA 591-6	M 8	A4018	I	2	Multi	PF
	IFA 591-7	I 1	A4012	I	1	Type-A	EC
	IFA 591-8	I 1	A6016	III	1	Type-A	EC
	IFA 591-9	I 1	A6018	III	1	Type-B	EC
	IFA 591-10	M 16	A4006	I	2	Type-B	EC
	IFA 591-11	M 16	A4017	I	2	Type-B'	EC
	IFA 591-12	M 16	A5009	II	2	spare rod	T.B.D.
Transport II 1995	IFA 591-13	M 8	A5003	II	2	Multi	EC
	IFA 591-14	M 9	A5017	II	2	Multi	PF
	IFA 591-15	M 12	A6010	III	2	Multi	EC
	IFA 591-16	M 12	A6022	III	2	Multi	PF
	IFA 591-17	M 12	A7010	IV	2	Multi	EC
	IFA 591-18	M 12	A7011	IV	2	Multi	PF
	IFA 591-19	I 3	A4002	I	3	Multi	EC
	IFA 591-20	I 3	A4003	I	3	Multi	PF
	IFA 591-21	I 5	A6001	III	3	Multi	EC
	IFA 591-22	I 5	A6006	III	3	Multi	PF
	IFA 591-23	M 12	A4009	I	4	Multi	EC
	IFA 591-24	M 8	A4010	I	4	Multi	PF
Transport III 1996	IFA 591-25	M 8	A5011	II	4	Multi	EC
	IFA 591-26	M 8	A5016	II	4	Multi	PF
	IFA 591-27	M 12	A6009	III	4	Multi	EC
	IFA 591-28	M 12	A6017	III	4	Multi	PF
	IFA 591-29	M 12	A7001	IV	4	Multi	EC
	IFA 591-30	M 12	A7005	IV	4	Multi	PF
	IFA 591-31	I 1	A4007	I	3	Type-B	EC
	IFA 591-32	I 1	A6012	III	3	Type-B	EC
	IFA 591-33	I 1	A6015	III	3	Type-B'	EC
	IFA 591-34	M 16	A4011	I	4	Type-B	EC
	IFA 591-35	M 16	A4019	I	4	Type-B'	EC
	IFA 591-36	I 3	A5005	II	1	spare rod	T.B.D.
Transport IV 1997	IFA 591-37	I 5	A7006	IV	1	spare rod	T.B.D.
	IFA 591-38	I 3	A5002	II	3	spare rod	T.B.D.
	IFA 591-39	M 16	A5012	II	4	spare rod	T.B.D.
	IFA 591-40	I 5	A7002	IV	3	spare rod	T.B.D.

燃料タイプ I:Solid,Zry-2 II:Hollow,Zry-2 III:Solid,Zr-liner IV:Hollow,Zr-liner

燃焼度 1:13.5Gwd/t 2:18.6Gwd/t 3:24Gwd/t 4:32Gwd/t

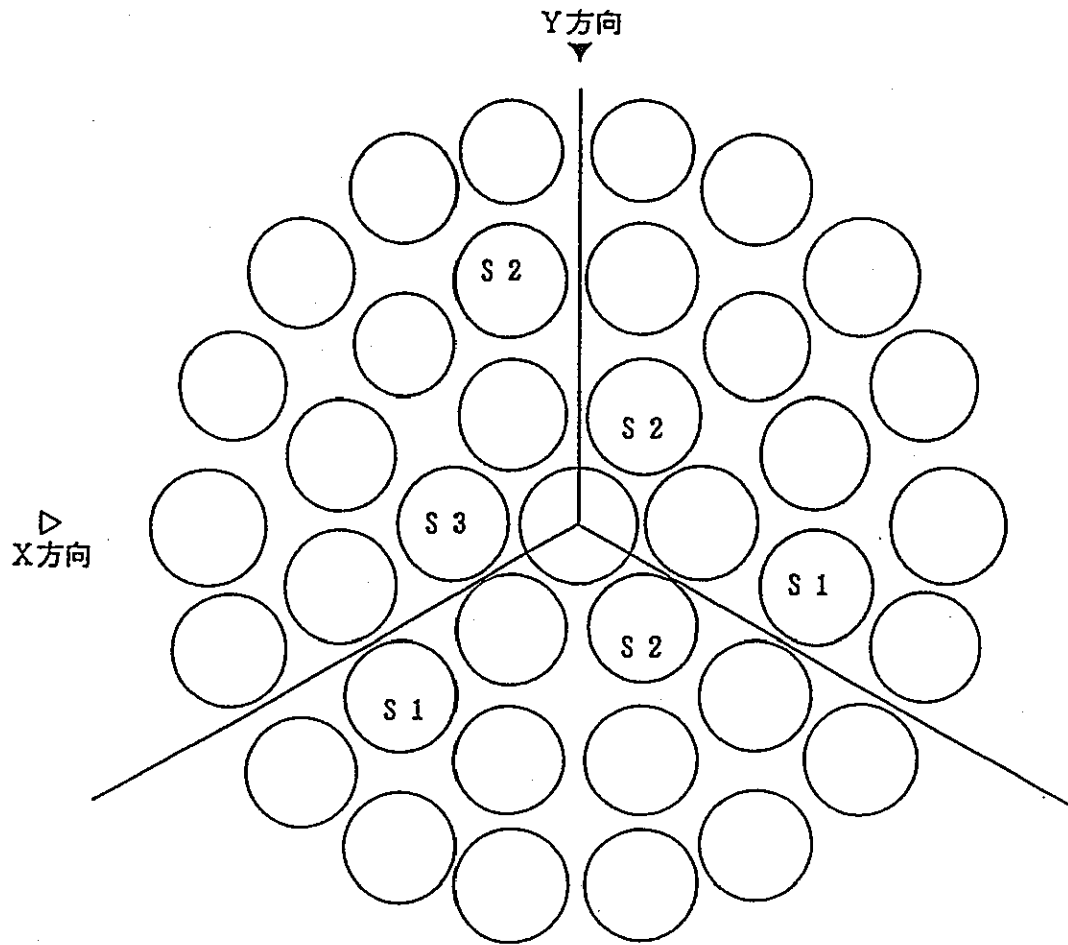
表3.1-6 マルチステップ出力急昇試験条件

項 目	条 件
線出力上昇幅 (ΔP)	5 KW/m
線出力上昇速度 (P)	1.0 KW/ m · S
保持時間 (T)	60 min
プレコンディショニングレベル (P)	25 KW/m
プレコンディショニング時間 (T)	5 days

表3.1-7 シングルステップ出力急昇試験条件

項 目	Type -A	Type - B	Type - B'
到達線出力密度 (P_{max})	60 KW/m	* 1	* 1
線出力上昇幅 (ΔP)	30 KW/m	* 1	* 1
線出力上昇速度 (P)	1.0 KW/m/ · S	1.0 KW/ m · S	1.0 KW/ m · S
保持時間 (T)	2 min	60 min	60 min
プレコンディショニングレベル (P)	30 KW/m	25 KW/m	25 KW/m
プレコンディショニング時間 (T)	5 days	5 days	5 days

* 1 マルチステップ出力急昇試験より定める。



		上部短尺 燃料要素	中間短尺燃料要素				下部短尺 燃料要素
S 1	被覆管	Zry-2	Zry-2	Zry-2	Zry-2	Zry-2	Zry-2
	ペレット	中実	中実	中空	中空	中実	中実
S 2	被覆管	Zry-2	Zrライナ	Zrライナ	Zrライナ	Zrライナ	Zry-2
	ペレット	中実	中実	中空	中空	中実	中実
S 3	被覆管	Zry-2	Zrライナ	Zrライナ	Zrライナ	Zry-2	Zry-2
	ペレット	中実	中実	中実	中実	中実	中実

図3.1-1 照射用セグメント燃料集合体のセグメント燃料要素配置

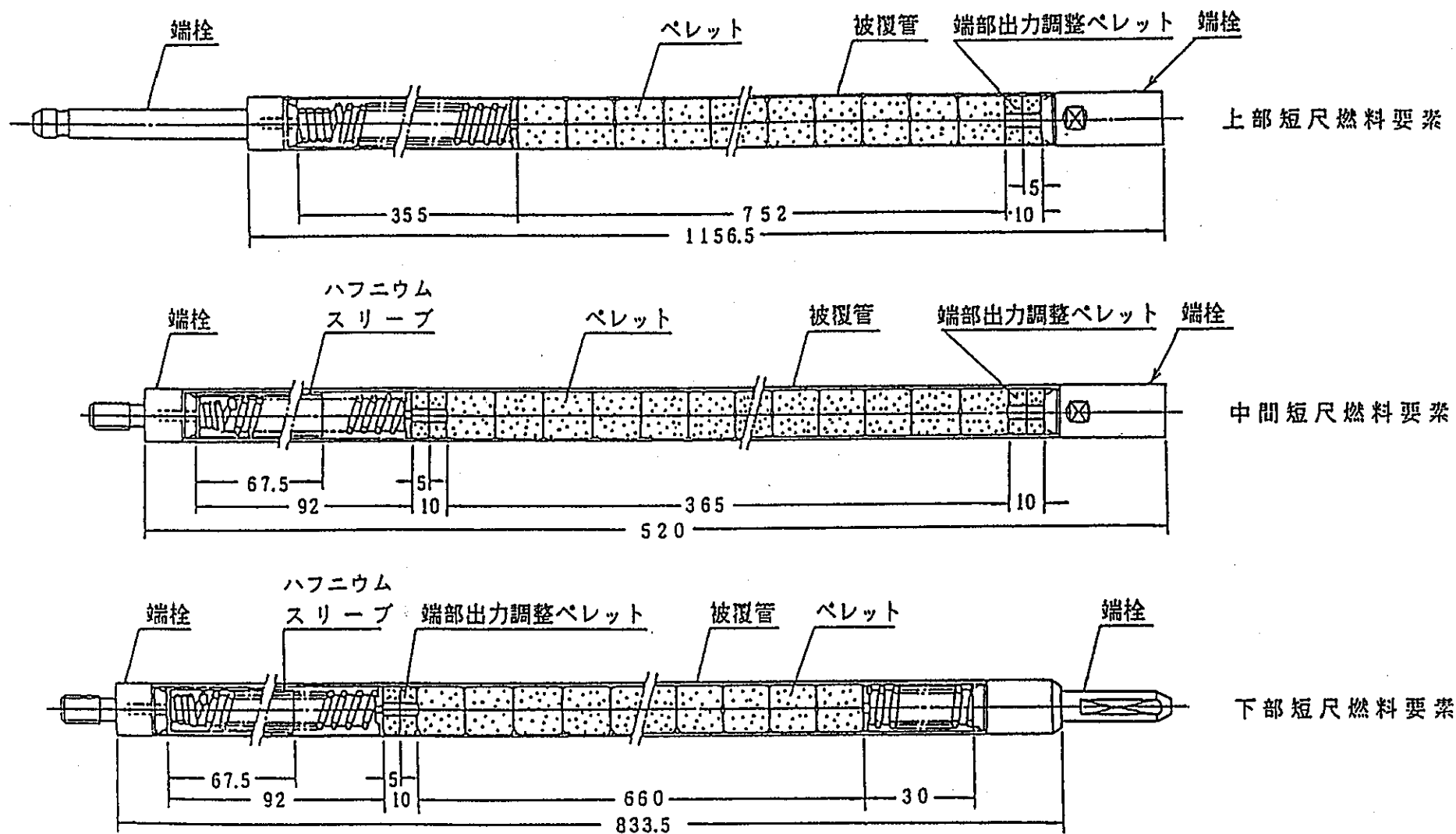


図3.1-2 セグメント燃料構造図

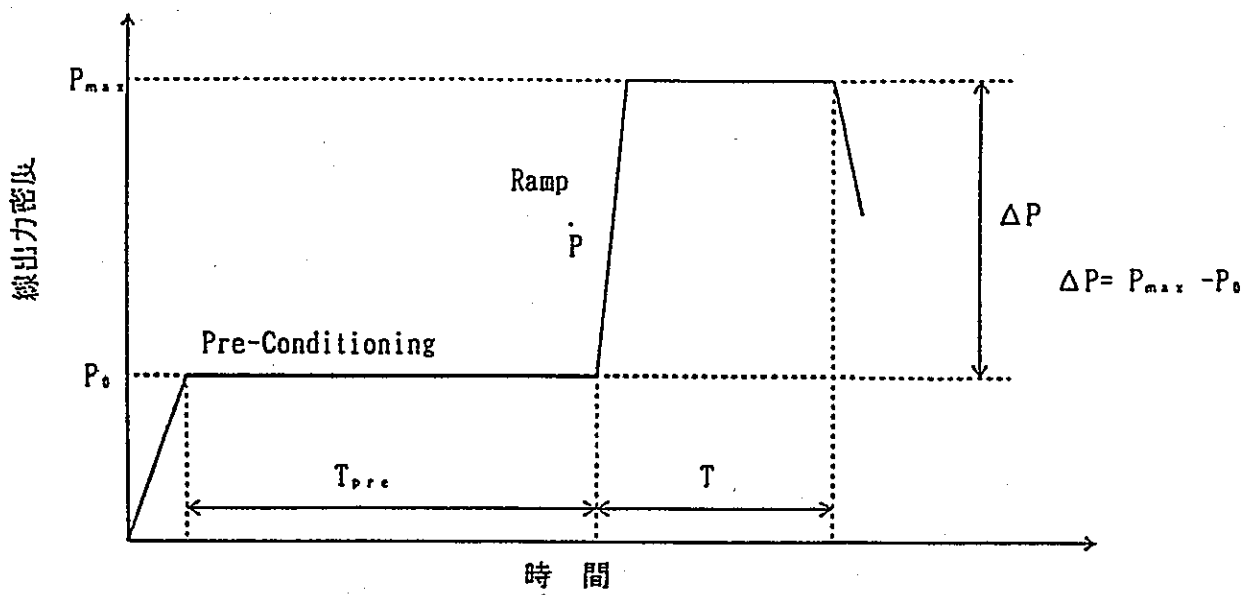


図3.1-3 シングルステップ出力急昇試験条件

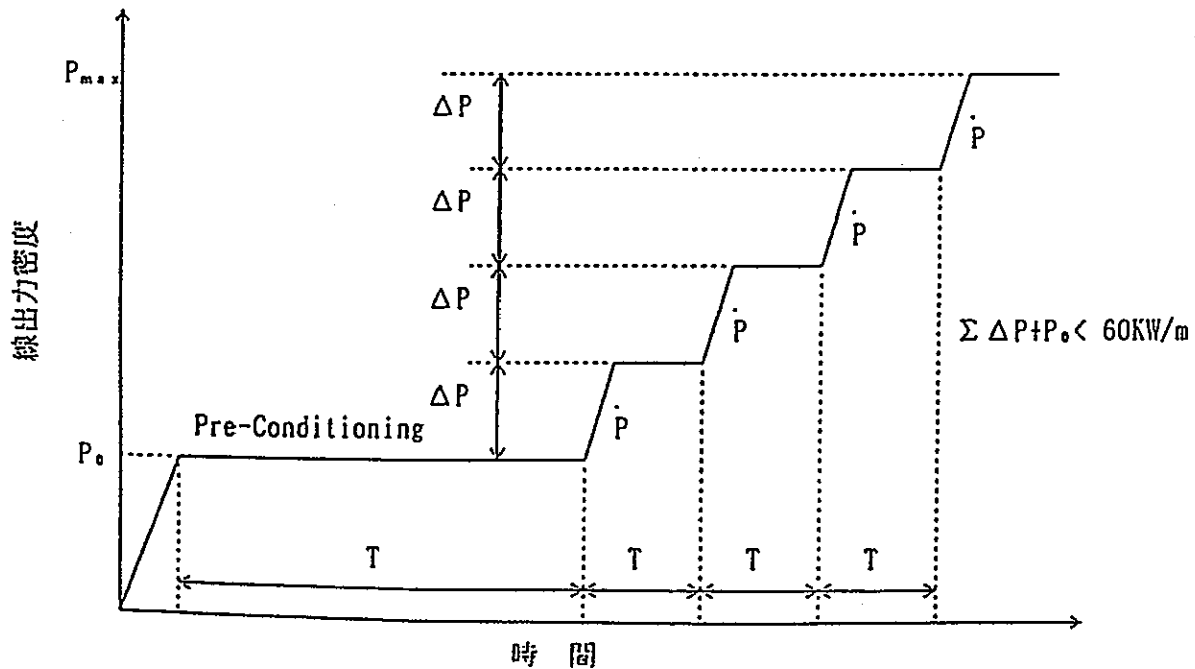


図3.1-4 マルチステップ出力急昇試験条件

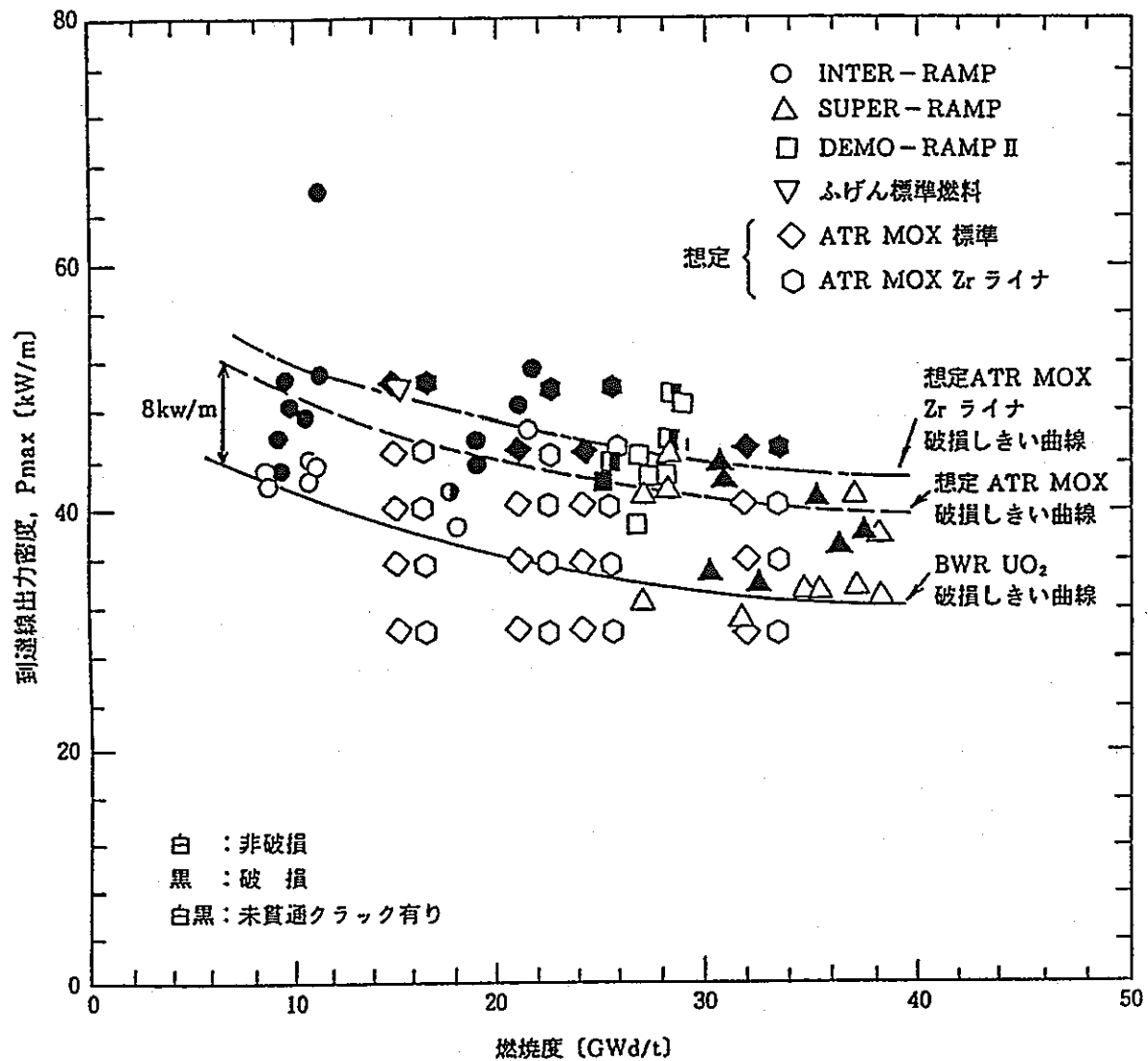


図3.1-5 BWR燃料マルチステップ出力急昇試験結果の
到達線出力密度と燃焼度の関係

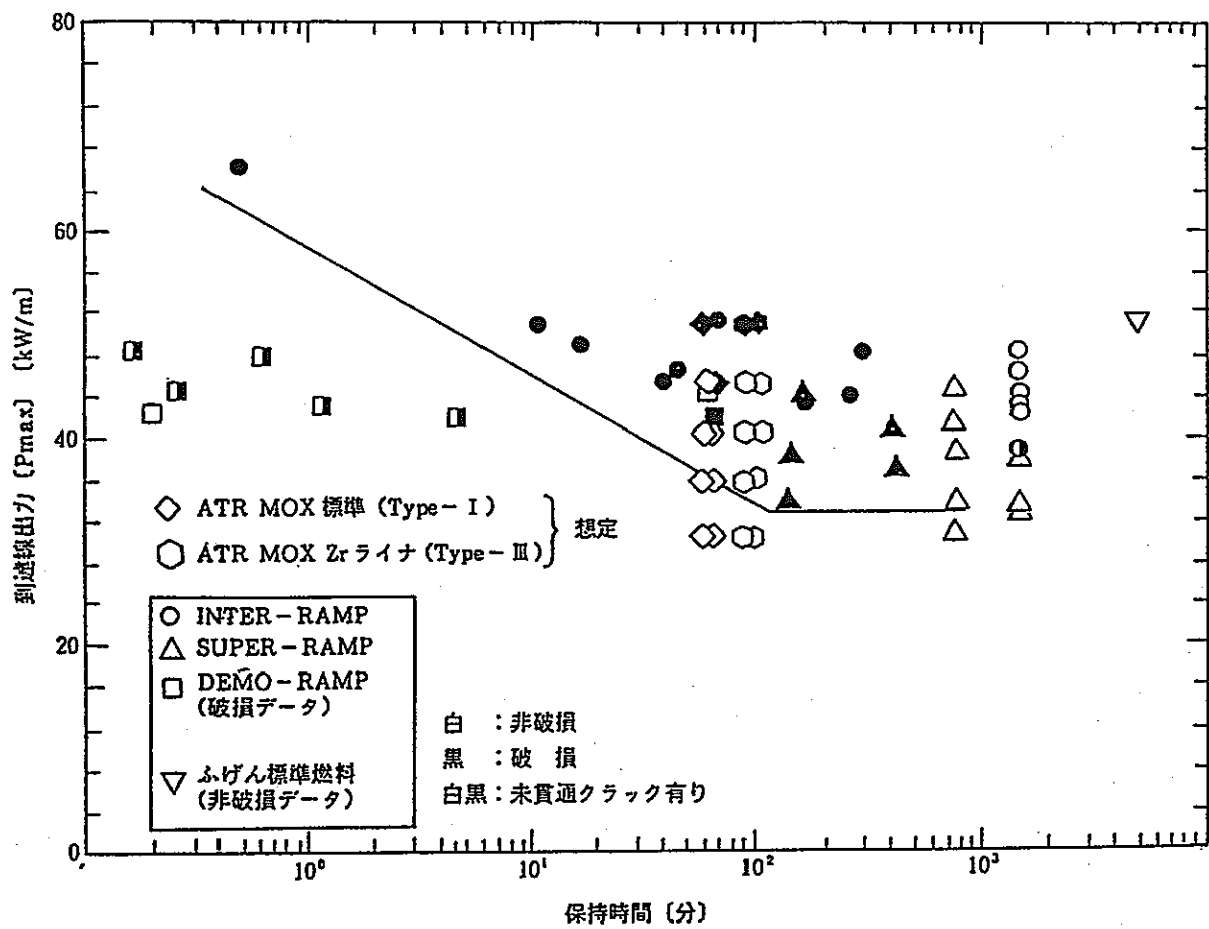
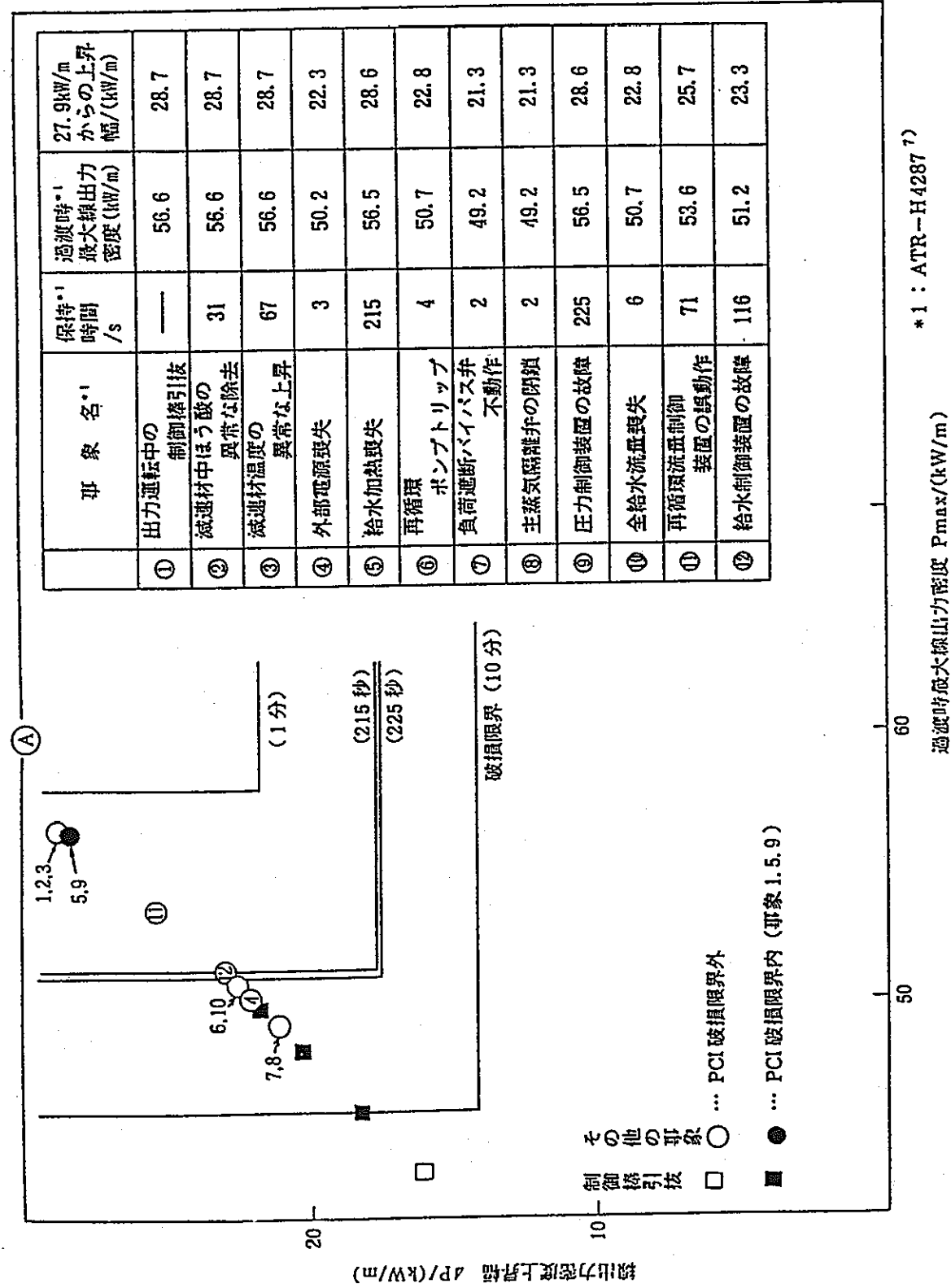


図3.1-6 BWR燃料マルチステップ出力急昇試験結果の
到達線出力密度と保持時間の関係



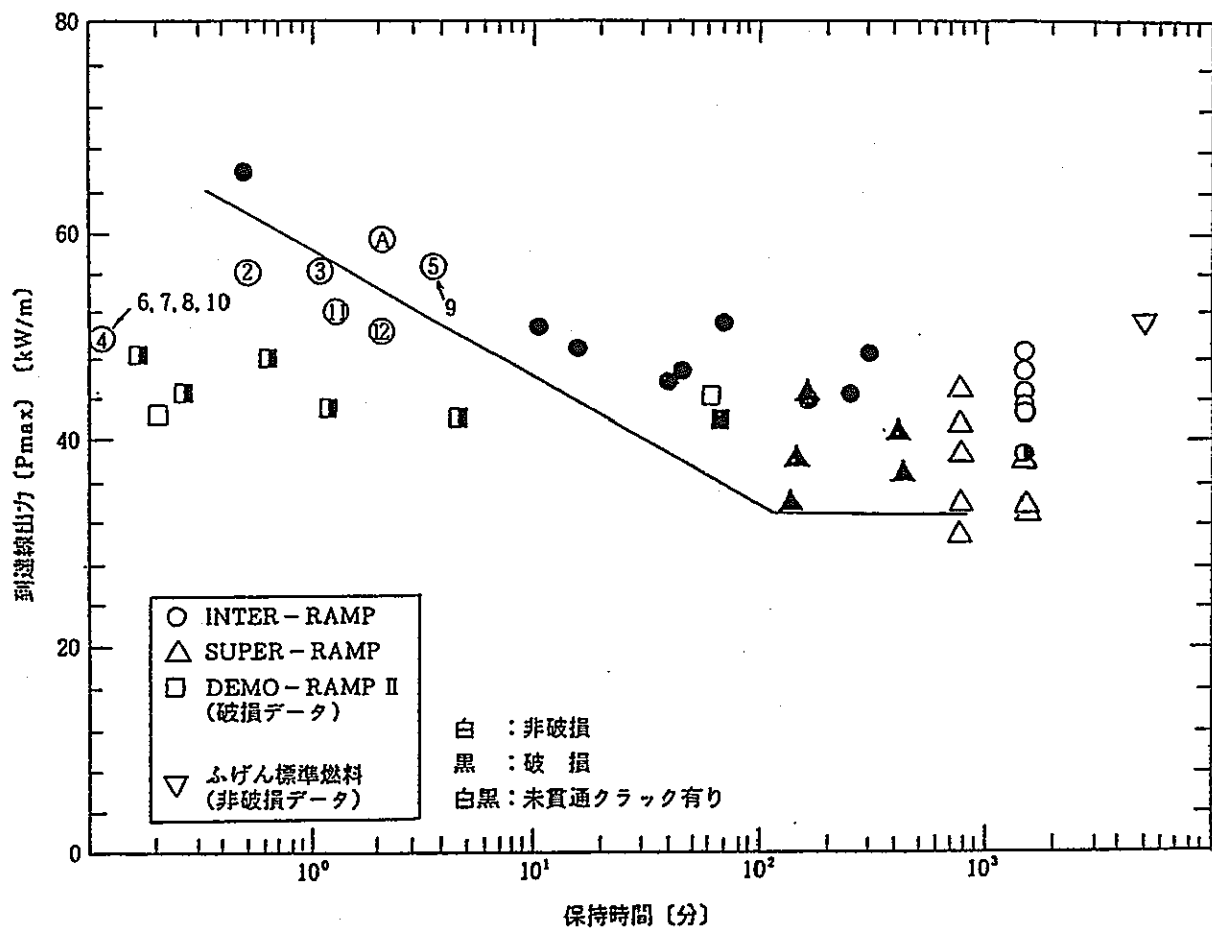


図3.1-8 BWR 燃料シングルステップ出力急昇試験結果の
到達線出力密度と保持時間の関係

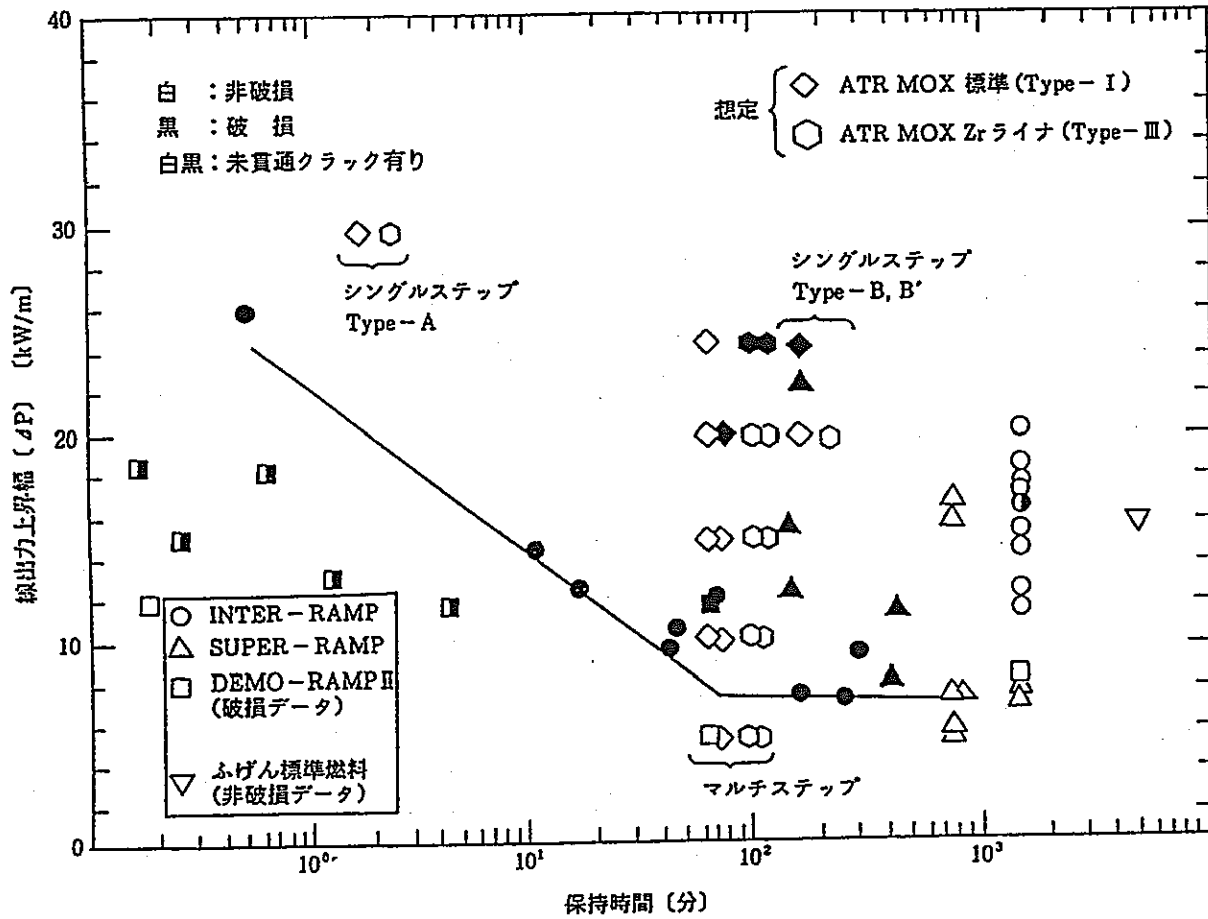


図3. 1-9 BWR燃料シングルステップ出力急昇試験結果の
線出力上昇幅と保持時間の関係

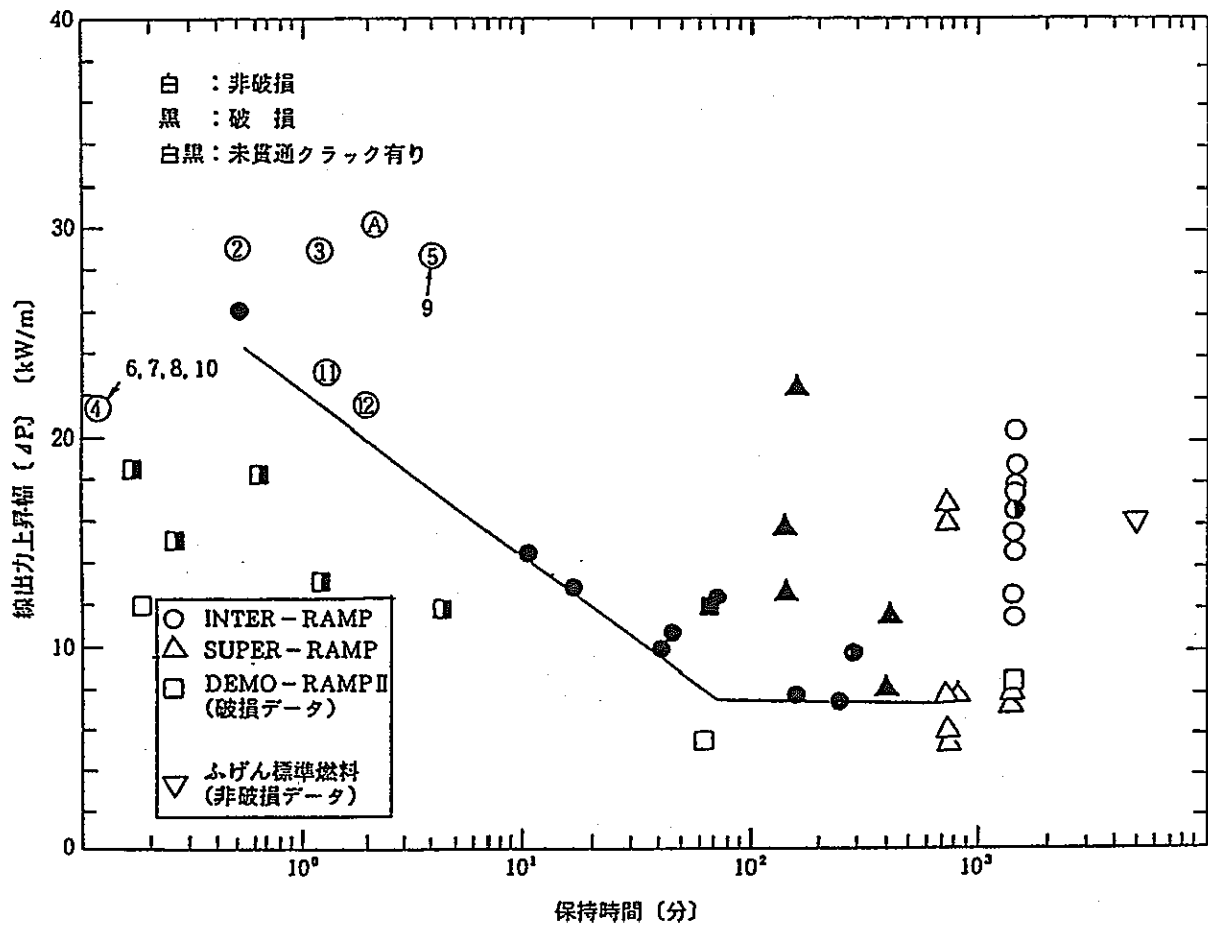


図3.1-10 BWR燃料シングルステップ出力急昇試験結果の
 線出力上昇幅と保持時間の関係 (異常事象との対応)

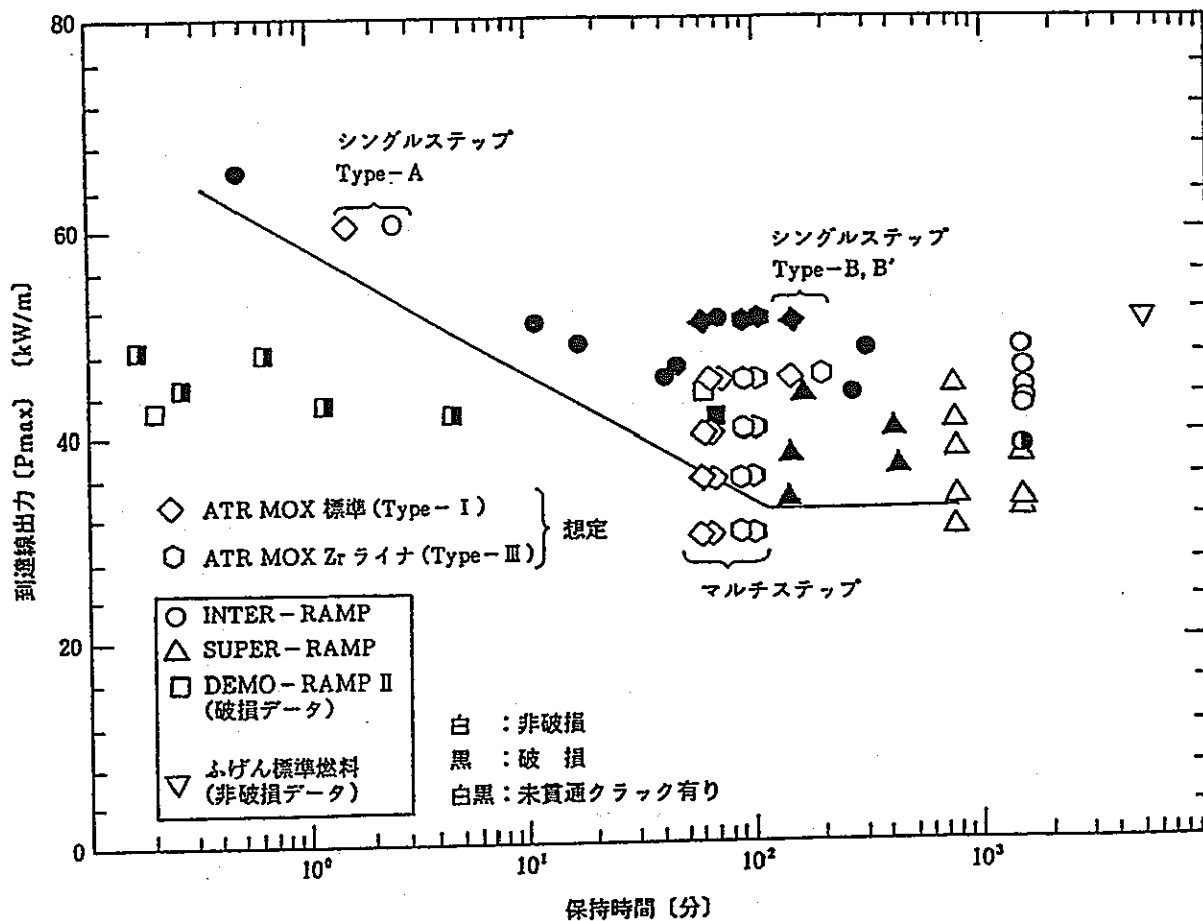


図3.1-11 BWR燃料シングルステップ出力急昇試験結果の
到達線出力密度と保持時間の関係

3.2 第4回出力急昇試験

3.2.1 目的

第4回出力急昇試験は、A4012、A6016の2本のセグメント燃料について、シングルステップ出力急昇試験を行い、破損限界を調べることを目的とする。本試験に用いるセグメント燃料は、「ふげん」に装荷されていた1体目の燃料集合体（PPFE07）の一部であり、平成4年4月に「ふげん」から取り出され、その後原研にて解体、非破壊試験を行い、第1～3回の出力急昇試験用セグメント燃料計12本を平成5年1月に船便にてハルデンへ輸送されたセグメント燃料のうちの2本である。

3.2.2 燃料仕様

第4回出力急昇試験に供する2本のセグメント燃料の燃料仕様を表3.2-1に示す。

IFA-591-7は標準燃料、IFA-591-8はZrライナー管の改良型燃料であり、「ふげん」でのベース照射ピンとしては同一であるが、後者の方が燃焼度が高くなっている。各セグメント燃料には、ハルデンにおいて被覆管伸び計が被覆管を破ることなく取り付けられ、シングル出力急昇試験時の被覆管伸びをオンラインで測定する。

表3.2-1 出力急昇試験用セグメント燃料の主仕様

試験No.	IFA-591-7	IFA-591-8
燃料No.	A4012	A6016
集合体内位置	内層 (I-1)	内層 (I-1)
燃焼度 GWd/t	14.8	16.3
ベース照射時の 最大線出力 kW/m	18.1	18.1
ペレットの種類	中実	中実
被覆管の種類	Zry-2	Zrライナー
計装付き端栓の種類	被覆管伸び計	被覆管伸び計
テストモード	シングルA	シングルA

3.2.3 出力急昇試験前の非破壊試験結果

出力急昇試験前の非破壊試験結果は、原研及びシェラー研究所で行った。各セグメント燃料についての試験結果を以下に示す。

(1) IFA-591-7 (A4012) (Zry-2管)

図3.2-1～5にそれぞれ外観観察、中性子ラジオグラフィ、外径測定、プロフィロメトリ及び渦電流探傷試験の結果を示す。このセグメント燃料は、中実ペレットのZry-2被覆管の標準燃料である。外観の写真を見ると、①傷跡及び引っ掻き傷が全方向で観察された。②原研における外観観察では、上部プレナム部が一部白色化している。③軸方向に2ヵ所白い部分を観察することができる。③この部分は、渦電流探傷試験において大きな乱れが現われており、外径測定の結果、直径で約 $60\mu\text{m}$ の膨らみがあった。原研での長尺燃料の酸化膜厚さから推定すると、 $50\sim 60\mu\text{m}$ 程度が予想される。また、スペーサ部以外の酸化膜厚さは、 $7\sim 15\mu\text{m}$ 程度と推定される。また、直径測定の結果からスペーサ部のすぐ横で直径で約 $20\mu\text{m}$ の減肉がみられる。セグメント燃料ロッドの曲がり量は 0.11mm である。また、原研でのX線透過写真から求めた製造時からのスタック長の減少率は 0.27% である。

中性子ラジオグラフィの写真からは、ペレットの割れは確認されるが、燃料スタック、ペレットギャップは健全であり、被覆管に水素化物は確認されない。原研でのセグメント燃料に対するガンマスキャンの結果から、スペーサ部で強度がわずかに減少しているものの、軸方向で大きな強度変化はほとんどなく、燃焼度はほぼ一定であると思われる。その他、Csの軸方向への移動など特異な事象はなかった。

(2) IFA-591-8 (A6016) (Zrライナー管)

図3.2-6～10にそれぞれ外観観察、中性子ラジオグラフィ、外径測定、プロフィロメトリ及び渦電流探傷試験の結果を示す。このセグメント燃料は、中実ペレットのZrライナー被覆管の標準型燃料である。外観の写真を見ると、①いくつかの傷跡及び引っ掻き傷が全方向で観察された。下端から 185mm （スペーサ部）で剥離が 270° 方向で観察された。②原研における外観観察では、ペレット・ペレット・インタフェースが観察された。③軸方向に2ヵ所白い部分を観察することができる。③この部分は、渦電流探傷試験において大きな乱れが現われており、外径測定の結果、直径で約 $100\mu\text{m}$ の膨らみがあった。原研での長尺燃料の酸化膜厚さから推定すると、 $50\sim 60\mu\text{m}$ 程度が予想される。また、スペーサ部以外の酸化膜厚さは、 $7\sim 15\mu\text{m}$ 程度と推定される。また、直径測定の結果からスペーサ部のすぐ横で直径で約 $50\mu\text{m}$ の減肉がみられる。燃料ロッドの曲がり量は 0.18mm である。また、原研でのX線透過写真から求めた製造時からのスタック長の増加率は 0.04% である。

中性子ラジオグラフィの写真からは、ペレットの割れは確認されるが、燃料スタック、ペレットギャップは健全であり、被覆管に水素化物は確認されない。原研でのセグメント燃料に対するガンマスキャンの結果から、スペーサ部で強度がわずかに減少しているものの、軸方向で大きな強度変化はほとんどなく、燃焼度はほぼ一定であると思われる。その他、Csの軸方向への移動など特異な事象はなかった。

(3)まとめ

以上の出力急昇試験前のセグメント燃料の非破壊試験結果から、第1～3出力急昇試験に供したセグメント燃料と比較して、表3.2-2にまとめた。前2回と比較して、被覆管外観上、スペーサ部での剥離及び上部プレナム部の白色化（IFA-591-8）が特異な点である。燃料スタック長の減少率については、IFA-591-11が特異に低く0.04%（他は、0.2～0.4%）となっており、これはセグメント燃料のスエリングによるものと考えられる。その他の項目すなわち、スペーサ部の酸化膜厚さ、燃料棒曲がり、ペレット外観状態に差はないと考えられる。

表3.2-2 ランプ試験に供した燃料棒の非破壊試験結果 (1/2)

回数	第1回ランプ試験			第2回ランプ試験			第3回ランプ試験		
燃料棒	IFA-591-1 (A4004) 標準燃料 中実ペレット Zry-2管	IFA-591-2 (A6002) 改良型燃料 中実ペレット Zr-110管	IFA-591-3 (A4015) 標準燃料 中実ペレット Zry-2管	IFA-591-4 (A4005) 標準燃料 中実ペレット Zry-2管	IFA-591-5 (A6014) 改良型燃料 中実ペレット Zr-110管	IFA-591-6 (A4018) 標準燃料 中実ペレット Zry-2管	IFA-591-9 (A6018) 改良型燃料 中実ペレット Zr-110管	IFA-591-10 (A4006) 標準燃料 中実ペレット Zry-2管	IFA-591-11 (A4017) 標準燃料 中実ペレット Zry-2管
外観観察	①白色部 (スペーサ2箇所)	①白色部 (スペーサ2箇所) (追記) ②下部スペーサ部で剥離	①白色部 (スペーサ2箇所)	①白色部 (スペーサ2箇所)	①白色部 (スペーサ2箇所) ②上部プレナム部白色化 ③ペレット-ペレット-インクエスを観察	①白色部 (スペーサ2箇所)	①剥離 (下端から160-189mmスペーサ部) ②上部プレナム部白色化 ③ペレット-ペレット-インクエスを観察 ④白色部 (スペーサ2箇所)	①傷跡、引っ掻き傷 (特に上部) ②ペレット-ペレット-インクエスを観察 ③白色部 (スペーサ2箇所)	①局所的な剥離 (下端から61-86mm) ②上部プレナム部白色化 ③白色部 (スペーサ2箇所)
渦電流探傷試験	①部で大きな乱れ	①部で大きな乱れ	①部で大きな乱れ	①部で大きな乱れ	①部で大きな乱れ	①部で大きな乱れ	④部で大きな乱れ	③部で大きな乱れ	③部で大きな乱れ
外径測定	①部で80 μ m膨らみ、すぐ横で20 μ m減肉	①部で90 μ m膨らみ、すぐ横で30 μ m減肉	①部で90 μ m膨らみ、すぐ横減肉なし	①部で60 μ m膨らみ、すぐ横で15 μ m減肉	①部で78、68 μ m膨らみ、すぐ横で25 μ m減肉	①部で90、60 μ m膨らみ、すぐ横で減肉なし	④部で100 μ m膨らみ、すぐ横で60 μ m減肉 (剥離)	③部で70 μ m膨らみ、すぐ横で10 μ m減肉	③部で95 μ m膨らみ、すぐ横で減肉なし
酸化膜厚さ (推定)	スペーサ部: 60 μ m 以外: 7-15 μ m	スペーサ部: 65 μ m 以外: 7-15 μ m	スペーサ部: 73 μ m 以外: 7-15 μ m	スペーサ部: 60 μ m 以外: 7-15 μ m	スペーサ部: 60 μ m 以外: 7-15 μ m	スペーサ部: 60-80 μ m 以外: 7-15 μ m	スペーサ部: 50-60 μ m 以外: 7-15 μ m	スペーサ部: 60-70 μ m 以外: 7-15 μ m	スペーサ部: 60-70 μ m 以外: 7-15 μ m
プロファイル燃料ロッドの最大曲がり	70 μ m	50 μ m	170-180 μ m	>0.29mm	0.32mm	0.10mm	0.15mm	0.12mm	0.12mm
X線透過写真スリット長の増加率	-0.45%	-0.35%	-0.26%	-0.24%	-0.25%	-0.21%	-0.3%	-0.4%	-0.04%
中性子デブリケラ	ペレット割れ異常なし	同左	同左	同左	同左	同左	燃料スタック健全 ペレットキャップ健全 被覆管水素化物なし	同左	同左
ガンマスキャン (推定)	燃焼度は一定 特異事象なし	同左	同左	同左	同左	同左	同左	同左	同左

表3.2-2 ランプ試験に供した燃料棒の非破壊試験結果 (2 / 2)

回数	第4回ランプ試験	
燃料棒	IFA-591-7 (A4012) 標準燃料 中実ペレット Zry-2管	IFA-591-8 (A6016) 改良型燃料 中実ペレット Zr141管
外観観察	①白色部 (スベサ 2箇所) ②上部プレナム部が 一部白色化	①白色部 (スベサ 2箇所) ②ペレット・ペレット・インケース を観察 ③下部ペサ部で剥離
渦電流探傷試験	①部で大きな乱れ	①部で大きな乱れ
外径測定	①部で60 μ m膨らみ、 すぐ横で20 μ m減肉	①部で100 μ m膨ら み、すぐ横で50 μ m 減肉
酸化膜厚さ (推定)	ペサ部：50-60 μ m 以外：7-15 μ m	ペサ部：50-60 μ m 以外：7-15 μ m
プロファイル 燃料ロッドの最大曲 がり	0.11mm	0.18mm
X線透過写真 スリットの増加率	-0.27%	0.04%
中性子放射線 燃料スタック健全 ペレット・ヤブ健全 被覆管水素化物なし	燃料スタック健全 ペレット・ヤブ健全 被覆管水素化物なし	同左
ガンマスキャン (推定)	同左	同左

3.2.4 出力急昇試験の試験方法

(1) データ採取

各データの採取方法について以下に示す。

① 試験データ（デジタルおよびアナログデータ）

デジタルデータは、以下の3種類に分類される。

- (a) TFDB (Test Fuel Data Bank system) : ハルデン炉の全計装データ(IFA-591.4を含む)を15分間隔(設定によっては更に短い間隔となる)で採取する。データは、1週間分まとめて月曜日に変換され保存される。このデータは、出力急昇試験前の照射履歴(プレコンディショニングを含む)の確認に利用できる。
- (b) EXMON : 出力急昇試験時のIFA-591.4 関連の全計装データを20秒間隔で採取する。
- (c) Fast Scan : 出力急昇試験時の計装データのうち、選定したものについて0.1 秒間隔で採取する。今回採取した計装データは、中性子検出器(NDCo)、被覆管伸び計(BC1~BC3)、ループ圧力(ル-10)、試験燃料ロッドのポジションインジケータ、 γ モニター(GM13)、冷却材入口温度(TI1)、冷却材出口温度(TO1, TO2)である。

アナログデータは、3ペン式レコーダにて記録される。

- (a) 3ペンレコーダ : 試験ロッドに該当する被覆管伸び計(BC1又はBC2)および試験燃料ロッドのポジションインジケータ(ペリオディック、リニアの2種類)を記録した。

② 破損検出

試験燃料の破損検出は、被覆管の伸び計信号(BC)と冷却材のactivityの測定により、総合的に判断して行う。BCによる検出は、恩地効果と呼ばれる破損時に被覆管が縮む現象を検知して行う。その量は、ハルデンでの経験では $100\mu\text{m}$ 程度であるとされている。ただし、本試験の照射条件では、冷却材圧力が 72kg/cm^2 であり、被覆管内圧に比べて高いため逆に伸びる現象が観測される可能性もある。また、冷却材のactivityの測定は、試験リグ出口側の冷却材配管に取り付けた γ モニターにより行い、他の計装データとともに同時記録する。なお、燃料破損が実際に生じてFPガス等が冷却材中に放出され、それが γ モニターの設置箇所まで到達してactivityの上昇として計測されるまでの時間は、配管内の流速と配管長から約3分と推定されている。

③ 中性子フラックスの測定

中性子フラックスの測定は、図3.2-11に示すように、合計7個のバナジウム(V)中性子検出器と1個のコバルト(Co)中性子検出器により行う。V中性子検出器は安定した信号が得られるが15分~20分程度の応答遅れ時間がある。そのため、出力急昇試験時は、V中性子

検出器信号で補正しながら、応答の早いCo中性子検出器信号を用いて測定する。なおV中性子検出器は、試験リグの軸方向5ヵ所と下から2番目の高さの位置の径方向それぞれ120°および240°の2ヵ所の合計7個が設置されており、軸方向中性子フラックス分布と下部試験位置付近の径方向中性子フラックスのチルティングを示すデータが得られるように考慮されている。

④ 試験燃料の熱出力の測定

図3.2-11に試験リグの概念図を示す。試験中の燃料ロッドの熱出力は、校正試験において測定した中性子検出器信号を燃料の熱出力に換算する定数（Power factor）等を用いて、中性子検出器信号から計算により求める。この定数は、リグの外側の重水減速材と内側の軽水冷却材との伝熱収支を零とした状態でのリグ出入口冷却材エンタルピの差と冷却材流量から求めたチャンネル熱出力から炉内のγヒートによるチャンネル発熱分（経験式により算出）を差し引いて燃料の熱出力を求め、これをその時の中性子検出器信号で除することによって求められる。しかし、こうして求められた燃料の熱出力は、リグ内の3体のロッドの合計の熱出力であり、実際にはこれを個々の燃料ロッドの出力に分配しなければならない。そのため、校正試験を行って3体の燃料ロッドが上部位置と下部位置のいずれかに位置する種々の組み合わせでの熱出力と中性子検出器信号の関係から燃料ロッドの配置による効果を求め、更に、核計算結果と核物質存在量の比を基に推定した各燃料ロッドの燃焼度および形状に依存する出力分配係数を用いて、各ロッド毎の熱出力を求めるようにする。試験燃料の熱出力を求める手法の詳細については、別添2を参照されたい。

⑤ 線出力の測定

試験燃料ロッドの線出力は、前記のようにして求めた熱出力を、試験燃料ロッド有効長で除した平均線出力として求めた。

(2) 試験手順

本試験の目標出力履歴を図3.2-12に示す。第4回出力急昇試験の当初の予定では、タイプAのシングルランプ試験を行う計画であったが、過去3回の試験において燃料破損が観測されなかったことを勘案して、試験条件をより厳しいものにするため、到達線出力を変えずにプレコンディショニングレベルを30kW/mから25kW/mに下げるとともに、出力急昇後の保持時間を2分から4時間に変更した。また、今回の試験対象の燃料ロッドはIFA591.7およびIFA591.8の2体であるが、当該ロッド2体だけをリグに装荷して試験を行うと、試験中いずれかのロッドを下部試験位置に下ろした際、前回までの経験から上部に残されたロッドの熱出力は、3体あった

時の熱出力に比べて、2体の場合約6%上昇するのには止まるが、1体だけになると約50%上昇するため、上部に残された燃料ロッドの出力が高くなり過ぎてしまうという問題が生じることが予想された。この問題を解決するために、全体計画の中で予備体としている IFA591-12 を今回の試験で試験燃料ロッドとともにリグに装荷し、試験中の上部パーク位置に残留するロッドの余分な出力上昇を抑制する方策をとることにした。これにより、予備体は、今回の試験燃料ロッドと同様のプレコンディショニングを経験することになるが、これに関しては止むを得ないと判断した。

試験方法としては、試験燃料ロッドを、リグ上部のパーク位置から下部の試験位置まで降下させることにより出力を急昇させるという第3回と同様の方法を採用した。これは、下部の試験位置にある ^3He コイル内の ^3He ガスでは、最大45%程度の出力抑制能力しかなく、今回のような大幅な出力急昇は、この ^3He ガス調整では実施不可能だからである。例えば25kW/mの初期出力から ^3He ガス調整により出力急昇させる場合、最大約45kW/mまでしか到達できないことになり、本試験の目標到達線出力68.9kW/mを満足することは不可能である。

第4回出力急昇試験の試験要領は、以下に示すとおりである。

- ① 試験燃料ロッドが全て上部パーク位置にある時に、下部試験位置でのV中性子検出器の平均値 (NDAVL)を読む。そこに試験燃料ロッドが位置した時の遮蔽効果による指示低下も考慮して、目標線出力を達成するためのV中性子検出器の指示すべき値を計算する。それらの結果と現在の炉出力から、試験条件を満たす原子炉出力を求め、その出力になるように原子炉出力を調整する。
- ② 原子炉出力調整後、再び下部試験位置でのV中性子検出器の平均値 (NDAVL)を読んで先程計算した値になっていることを確認し、必要に応じて原子炉出力を微調整する。なお、これらの原子炉出力調整期間においては、上部パーク位置にある燃料ロッドがプレコンディショニングレベルを越えないことを上部パーク位置でのV中性子検出器の平均値 (NDAVU)で確認し、必要に応じて IFA-591 リグ付近の制御棒を用いて調整する。
- ③ 試験データの収集を開始する。(Fast Scan, EXMON, ベンコーダ)
- ④ 試験を行う試験燃料ロッドを、上部パーク位置から下部試験位置に、所定の時間で下降するように制御しながら下降させる。この際の所定の時間は、1kW/m/s の線出力上昇率が達成できるように、目標線出力(kW/m)と急昇前線出力(kW/m)との差から求めた秒数として設定する。なお、目標線出力の決定は、図3.2-13に示すシーケンスに従うこととする。(今回の試験では、最初の試験ロッドの破損・未破損に係わらず全てにおいて一定値68.9kW/mを目標としたが、第3回試験との比較の観点から目標線出力決定シーケンスを示した。)

- ⑤ 試験燃料ロッドが下部試験位置に下降した瞬間から被覆管伸び計の信号(BC)が観測可能となり、そのままの状態ではBCの推移、およびγモニターの指示を監視する。燃料破損の兆候が観察された場合には、その時点で直ちにステップ⑥に移行する。ステップ⑤での出力保持時間は4時間とする。
- ⑥ 試験燃料ロッドを下部試験位置に配置したまま、計装データを継続収集しつつ原子炉出力を降下させる。出力変更速度は、ハルデン炉の運転基準値(通常3 MW/h)に従うものとする。
- ⑦ 試験燃料ロッドの線出力が25kW/m付近まで下降したところで原子炉出力を保持し、試験燃料ロッドを下部試験位置から上部パーク位置に上昇させる。この時の上昇速度は特に規定しない。
- ⑧ 試験データの収集を停止する。

(3) 試験に関する留意事項等

① 原子炉施設における不具合の発生

今回の試験の直前に試験燃料ロッドの移動のリハーサルを行っていた際に、IFA-591 の試験リグが装荷されている試験ループ (Loop 10) のいずれかの箇所において冷却水漏洩が発生している事が確認された。漏洩量としては、ループの補給水ポンプ容量の約20%程度であり、このまま漏洩量が増加しなければ当該ポンプを稼働させつつ運転を継続することは可能であるとのことだったが、状況が悪い方向に変化した場合には、原子炉を停止させて補修しなければならない事態にもなりかねないという状況だった。漏洩箇所については、原子炉が運転中の状況下では特定できないが、過去の経験からトップシールからの漏洩の可能性も考えられ、その場合原子炉の出力を大きく変動させると熱的な変動がそのシール面の漏洩箇所に与えられ、漏洩量の増加につながる可能性も指摘された。そのため、ハルデン側の要請を承諾し、前記試験要領のステップ⑥の出力降下操作を、最初のロッドの試験では省略することにした。その場合、高出力保持後の出力下降時の計装データを得る試験ロッドとしてIFA-591.7 とIFA-591.8 のいずれの燃料にするかという選択の問題が生じた。両者の違いは、Zr-linerとZry-2 ということ以外は、燃焼度が若干異なるのみで、他は同一条件であった。そこで、標準燃料のデータを取ることを優先させ、IFA-591.8 ロッド(Zr-liner)では4時間保持後の出力下降時のデータは断念し、IFA-591.7 ロッド(Zry-2) について出力下降時のデータを取ることにした。

② 出力急昇の目標到達線出力

第1, 2回のマルチステップ出力急昇試験において68.9kW/mでも燃料破損に至らなかったことを受け、第3回のシングルステップ出力急昇試験においては、68.9kW/m付近又はそれ以上のレベルまでの線出力到達を希望したが、他の照射試験リグの照射条件による制限から、最大約65kW/mまでしか出力を上げられなかった。しかし今回の試験では、図3.2-14に示すように前回

IFA-591 付近の出力を制限する結果となってしまったIFA-602 の試験リグを、今サイクル運転に入る前にIFA-591 から離れた所へ移設し、制御棒を炉心径方向で偏在させることによって、IFA-591 付近の出力を相対的に上げるようにした。そのため、第4回出力急昇試験では、最大68.9kW/mまでの目標線出力を達成できる見通しが得られた。

③ 第3回試験におけるEC計装の不具合対策

第3回出力急昇試験において、試験燃料ロッドIFA591.9のEC信号異常が確認され、その原因として当該ロッドのECコア付端栓部が装荷前検査時よりも下方にずれているということが推測され、当該試験ではロッドを試験位置から数mm浮かした状態でデータを取るという方策により対処した。その後、当該試験ロッドを取り出して調べたところ、推定したとおり燃料棒にネジ込んで取り付けてあるECコア付端栓のネジが緩んで約7mm下方にずれていたことが判明した。リグ装荷前検査では異常が認められていないことから、運転中に何らかの原因でネジが緩んだものと考えられた。そこで、今回の試験においては、このような問題の再発を防止するため、以下のような対策を施した。なお、これらの対策に関するハルデン側のメモを別添3に示す。

a. 従来のECコア付端栓取り付け方法

ECコア付端栓を燃料棒にネジ込んだ後、先のとがった道具を用いてネジ込んだ境界の箇所の燃料棒側を端栓に向かってたたき、燃料棒の方の金属を端栓側に食い込ませてネジの緩むのを防ぐようにしていた。

b. 改善したECコア付端栓取り付け方法

従来法では、燃料棒側と端栓側の接触面はそれぞれ平面であったが、より確実に食い込ませるために、端栓側にくぼみ部を作り、そこに向かって先のとがった道具でたたく方法に改善した。

3.2.5 出力急昇試験前のハルデンでの照射履歴

図3.2-15～20に、IFA-591.4 試験燃料ロッドが炉内に装荷された以降の照射履歴を示す。

IFA-591.4 試験燃料ロッドを装荷したハルデン第95サイクル運転は平成7年4月7日に開始され、4月18日～20日に校正試験を実施した後、4月20日18時から約28kW/mのレベルでプレコンディショニングに入った。しかし、その後試験条件を変更したため、4月21日16時に出力を23～24kW/mに再調整し、4月26日の5時までそのレベルでプレコンディショニングを行った。したがって試験ロッドは、約28kW/mで約22時間、その後、約23kW/m(IFA591.7)および約24kW/m(IFA591.8)で約4.5日間のプレコンディショニングが行われたことになる。このようにプレコンディショニング出力を下げることは、安全審査上、想定している条件よりもより厳しい試験条件であると考えられる。

(1) リグ内のフラックス分布

試験燃料ロッドを上部パーク位置から下部試験位置に降下させることにより出力急昇を起こさせる試験方法は、前回の第3回試験で実施したが、その時に考察したリグ内のフラックス分布について今回の状況を報告する。図3.2-21, 22に示した試験期間中における各中性子検出器信号から、試験直前における中性子検出器信号を読み取り、リグ内の軸方向フラックス分布プロファイルのハルデン計算値を示した図3.2-23にそれらをプロットして示す。ここには、前回の試験の際の中性子検出器信号も併せてプロットしてあるが、相対比較のため、今回のプロットは、下部試験位置にあるNo.2の検出器信号が前回の値と等しくなるように規格化して示した。その結果、今回も前回と同様に、軸方向の中間に位置したNo.5の検出器信号がNo.2に比較して高い値を示しており、その割合は約18%であった。前回は約17%であるため、今回も前回とほぼ同様の試験条件であると言える。

ここで、最も厳しい条件として、No.5検出器信号に基づく中性子フラックス分布を持つ領域を、上部にある遮蔽筒下端から ^3He コイル上端までの約24cmと仮定し、上部パーク位置から下部試験位置までの移動時間を45秒とすると、図3.2-23から全移動距離が約80cmであることから、試験燃料ロッドは、局所的に最大約13.5秒間この高フラックス領域に曝されることになる。この値は、前回示されたハルデンでの計算結果のペレット温度のオーバーシュートを引き起こす最小の照射時間である15秒には至らないものの、試験条件としては許容できる限界の条件であると考えられる。

(2) 校正試験

以下に示す合計5回の校正試験を実施した。

校正試験①：3体の燃料ロッドを全て上部パーク位置に置き、リグ近傍の制御棒No.33およびNo.34を全挿入としてKGUを測定。

校正試験②：3体の燃料ロッドを全て下部試験位置に置き、リグ近傍の制御棒No.33およびNo.34を下部試験位置のフラックスに影響を及ぼさない程度まで引き上げた状態でKGLを測定。

校正試験③：②と同じ状態で下部試験位置の ^3He コイルに ^3He ガスを9.83bar充填し、②での燃料ロッド出力と同等になるレベルまで原子炉出力を上昇させてKGLを測定。

校正試験④：③と同じ状態で制御棒No.33およびNo.34を全挿入とし、再び燃料ロッド出力が②と同等になるレベルまで原子炉出力を上昇させてKGLを測定。

校正試験⑤：①の試験の原子炉出力レベルが低かったことから、念のため高い原子炉出力において3体の燃料ロッドを全て上部パーク位置に置き、KGUを測定。

以上の結果を表3.2-3に示す。

表3.2-3 第4回出力急昇試験校正試験結果

No.	QR (MW)	ロッド 位置	制御棒 33, 34	P ³ He bar	QSC (kW)	QG (kW)	QF (kW)	NDAVU (nA)	NDAVL (nA)	KGU	KGL
①	15.8	上部	全挿入	—	17.06	3.56	13.50	62.22	—	0.217	—
②	11.0	下部	152	—	33.49	2.48	31.01	—	107.91	—	0.287
③	13.7	下部	154	9.83	34.84	3.08	31.76	—	105.06	—	0.291
④	17.0	下部	全挿入	9.83	36.27	3.83	32.44	—	108.61	—	0.288
⑤	16.3	上部	全引抜	—	29.38	3.67	25.71	100.79	—	0.255	—
平 均										0.236	0.289

表3.2-3 より、試験②、③および④におけるKGL の測定結果が良い一致を示していることが判る。これは、KGL の値が原子炉出力や近傍の制御棒位置にほとんど影響を受けないことを意味している。一方、KGU の値は、2つの測定値の間に隔たりが生じた。この原因については不明であるが、この値は上部パーク位置の燃料ロッドの出力に影響を与えるため、より大きい値の方が安全側であるとの考えから、平均値を採用せずにより高い値となった校正試験⑤の結果のKGU=0.255 を採用することにした。念のため、これまでの過去の試験におけるこれらPower Factorの測定結果を表3.2-4 に示す。これによるとKGU の値はこれまでの結果に大きな違いは見られていない。一方、KGL の値は、今回の結果が前回までの結果に比べてやや大きいものとなっている。これは、同じ中性子フラックスで今回の3体の燃料が従来よりもより大きい熱出力を発生していることを意味する。3体の燃焼度の平均値で比較すると今回のケースが最も燃焼度が低く、傾向としては不合理なものではない。なお、第2回のKGL については、第1回の時と燃焼度の組み合わせが同程度であったため測定を省略し、試験においては第1回で求めたKGL の値をそのまま使用した。

表3.2-4 第1回～第4回の出力急昇試験校正試験結果のまとめ

試験No.	Power Factor		試験燃料ロッド燃焼度(GWd/t)			
	KGU	KGL	Pos. 1	Pos. 2	Pos. 3	平均値
第1回	0.251	0.276	15.50	15.50	21.16	17.39
第2回	0.252	—	16.29	16.29	22.16	18.25
第3回	0.253	0.273	16.58	21.16	22.16	19.97
第4回	0.255	0.289	16.29	14.84	20.38	17.17

(3) プレコンディショニング

試験燃料ロッドのプレコンディショニングは、当初 4 月 20 日 18 時から約 28.2kW/m (IFA591.7) および約 27.6kW/m (IFA591.8) のレベルで開始した。しかし、その後試験条件を変更したため、4 月 21 日 16 時に原子炉出力を若干低下させて、試験燃料ロッドの線出力レベルを約 23.0kW/m (IFA591.7) および約 24.0kW/m (IFA591.8) に再調整し、4 月 26 日の 5 時まで継続してプレコンディショニングを行った。すなわち、試験燃料ロッドには、約 28kW/m のレベルで 22 時間および約 23~24kW/m のレベルで 4.5 日間のプレコンディショニングが施された。また、今回の試験には供さない予備体 (IFA591.12) は、同様に約 24kW/m のレベルで 22 時間および約 20kW/m のレベルで 4.5 日間の出力運転を経験したことになる。

3.2.6 被覆管伸び計の参照データ

今回の試験では、第 3 回試験と同様に試験燃料ロッドを下部試験位置に下降させることにより出力を急昇させる手法を採用した。そのため、被覆管の伸びの BC データが得られるのは試験燃料ロッドが下部試験位置に下りて、BC のコア付端栓がリグの試験位置下端にあるコイルの中に入ってからであり、ピーク出力到達直後に被覆管の伸びの BC 信号が出始めることになる。そのため、出力急昇直前の被覆管伸び計データを得ることはできないが、今回はプレコンディショニングを下部試験位置にて実施したため、その時の BC データを参照データとして採用することが可能である。図 3.2-17 より読み取った IFA591.7 および IFA591.8 の被覆管伸び計の各プレコンディショニングレベルでの参照値は、以下のとおりである。

IFA591.7 -2.29 mm (23.2W/m)

IFA591.8 -2.25 mm (24.2W/m)

3.2.7 出力急昇試験リハーサル

試験燃料ロッドのプレコンディショニング終了後、試験燃料ロッドを定めた時間通りに下部試験位置まで下降させる練習とその確認のために、試験のリハーサルを実施した。リハーサルでは、全て 40 秒で下降させることを目標として行ったが、最初に行ったロッドポジション No.1 の 1 回目を除いて、ほぼ $\pm 10\%$ 程度で制御できることを確認した。その結果を表 3.2-5 に示す。

本リハーサルにおいて、ロッドポジション No.1 の位置を示すリアライズされた信号が不安定になる現象が見られた。この原因は、ロッドの動きをサイン曲線で示すペリオディック信号のゼロラインがややシフトしているためと推定された。そこで、このペリオディック信号の極性を逆にしたところこの傾向は改善された。

なお、リハーサルにおいて、ハルデン側のアイデアにより、3 ペンレコーダのチャートに、

予め目標時間で移動することに相当するロッド位置信号の目標斜線を何本か引いておき、それに平行にリニアライズされたロッド位置信号が移動するように水圧弁を調整するという手法が考案され、実際の試験においても採用することにした。

表3.2-5 試験リハーサル結果 (1995年4月26日)

	目標時間 (sec)	1回目 (sec)	2回目 (sec)	3回目 (sec)
ロッド No. 1 (IFA591.7)	40	51.2	39.8	—
ロッド No. 2 (IFA591.8)	40	37.2	37.8	44.8

3.2.8 第4回出力急昇試験結果

(1) 出力急昇試験時の出力変化

図3.2-24～25に IFA-591.7 および IFA-591.8 の出力急昇試験時のセグメント燃料の線出力履歴 (Co中性子検出器信号から変換プログラムを通して換算した値: kW/m)、被覆管伸びBC信号 (mm) および冷却材のγモニター (mR/h) を示す。試験の順番としては、前述のハルデン炉での冷却材漏洩のトラブルのために IFA-591.8 の方を先に行い、4時間高出力保持後の出力降下におけるデータは、後に実施した IFA-591.7 のケースのみ取得している。しかし図3.2-24、25では、比較しやすいように時間軸を双方とも8時間にとってある。

今回の試験での目標到達線出力は68.9kW/mであったが、試験の結果、この目標はほぼ達成された。表3.2-6 に、試験期間中の予備セグメント燃料も含めた各燃料の線出力の評価値を示す。

表3.2-6 試験期間中のセグメント燃料の線出力

	IFA-591.7 試験時		IFA-591.8 試験時	
	試験前 (kW/m)	試験時 (kW/m)	試験前 (kW/m)	試験時 (kW/m)
IFA-591.7	23.3	65.5	22.8	24.4
IFA-591.8	24.3	25.8	23.8	68.0
IFA-591.12	20.7	22.1	20.3	21.6

(2) 出力急昇試験時の出力上昇率

出力急昇試験における出力上昇率の目標値は 1 kW/m/s である。今回の試験においても、セグメント燃料を上部パーク位置から下部試験位置へ降下させることにより出力急昇を行ったためマルチステップ出力急昇試験の時のように燃料の出力上昇を監視しながら行うことが不可能である。そのため、線出力上昇率は、炉の軸方向フラックス分布やセグメント燃料の降下速度の変化等による不均一さを無視して、セグメント燃料移動前後の状態から求めた平均の値をこれまで採用してきている。すなわち、試験実施の際は、 1 kW/m/s を達成するために、上部パーク位置での線出力と、下部試験位置での予測線出力の差をそのまま秒数に置き換え、その値を目標としてセグメント燃料を降下させたのである。しかし、試験リグの上部パーク位置と下部試験位置の間の軸方向の中性子フラックス分布は、直線的に増加しているわけではなく、むしろ極端に歪んだ分布をしていることが、リグ設計条件（上部パーク位置の軸方向中性子フラックスを均一にするように肉厚が調整されている中性子遮蔽筒の設置）並びに軸方向に5箇所配置されたV中性子検出器の信号から明らかとなっている。これは、第3回試験の時に指摘された燃料温度のオーバーシュートの可能性という問題とも関連する。そこで、今回は、セグメント燃料が移動中の出力上昇率について、少し詳しく検討してみることにする。

試験中の中性子検出器信号とリグ設計条件から大まかに推定した燃料が位置する箇所の軸方向中性子フラックス分布を図3.2-26に示す。この図では、V中性子検出器ND5が位置する軸方向中央部付近の高フラックス領域を遮蔽筒下端からHeコイル上端までの領域とし、フラックスの分布形状を全て直線で表現しているが、実際の中性子フラックス分布もこの直線に沿って分布している可能性は大きいと考える。この図で、最も重大なことは、試験に供されたセグメント燃料が上部パーク位置から下部試験位置に下降する時、最初のうちは遮蔽筒の内部のフラックス分布が変化しない箇所を移動するが、遮蔽筒の下端から下にセグメント燃料の下端が出た瞬間に、その部分は、それまでの低フラックス領域から一気に下部試験位置を更に18%も上回る高フラックスの領域に突入することになるということである。これは、ペレット単位で考えるとステップ変更に近い急峻な出力上昇をしていることを意味している。すなわち、試験要領では、出力急昇直前と直後の線出力の差をセグメント燃料の移動時間で割ることにより、平均線出力上昇率として求めているが、実際の線出力上昇率は、この値よりも速いと考えられるのである。以下に、今回のセグメント燃料の出力上昇率について考察した結果を述べる。

まず最初に、セグメント燃料が上部パーク位置から下部試験位置に設定通りの44秒で移動した場合の出力上昇率について検討する。今、図3.2-26の実線で示した仮想中性子フラックス分布の中を有効長0.365mのセグメント燃料（下端をA点、上端をB点とする）が一定の速さで下方に移動したとする。試験リグの製作図面からA点を原点として各部の長さを読み取ると、遮

蔽筒下端までは15cm、ヘリウムコイル上端までは38.5cm、下部試験位置すなわち全ストロークは80cmとなっている。この間を一定の速さで44秒かけて移動するとした時、セグメント燃料の下端A点が経験する出力変化は、以下のようになる。

- ① 0.0 ～8.3 秒： 出力はベース出力値から変化しない。(約25kW/m近傍)
- ② 8.3 ～21.2秒： 最終到達出力の約 118%出力に増加。(約81kW/m近傍)
- ③ 21.2～44.0秒： 最終到達出力。(約69kW/m近傍)

すなわち、移動開始 8.3秒後から約13.0秒間の間、80kW/mを越える線出力を経験し、21.2秒後に目標線出力に到達していることになる。一方、セグメント燃料の上端のB点における出力変化は、以下のようになる。

- ① 0.0 ～28.3秒： 出力はベース出力値から変化しない。(約25kW/m近傍)
- ② 28.3～41.3秒： 最終到達出力の約 118%出力に増加。(約81kW/m近傍)
- ③ 41.3～44.0秒： 最終到達出力。(約69kW/m近傍)

すなわち、移動開始28.3秒の間はベース出力を保ち、その後A点と同様に約13.0秒間の高出力を経験した後、目標線出力に到達するのは41.3秒後になる。

線出力はセグメント燃料の平均値として求めるため、この間の線出力の変化は、上記のA点とB点の変化の間に連続的に分布する燃料棒各点の同様の出力変化を積分して得られる曲線で求まる。これらをまとめて図3.2-27に示す。図中の細線はA点の出力変化、細破線はB点の出力変化、太線はセグメント燃料平均の出力変化を示している。図の太線に注目すると、セグメント燃料平均の線出力は、ロッドの降下開始8.3 秒後から上昇し始め、21.2秒後に62.9kW/mまで直線的に上昇したところで上昇速度が変化し、28.3秒後に最高線出力の77.0kW/mに到達した後、ゆっくり減少して、41.3秒後に目標線出力である69kW/mに達するという変化過程を辿ることが判る。この過程に従うと、セグメント燃料の平均線出力は、ロッド下降開始の8.3 秒後に上昇を開始し、24.3秒後に目標線出力の69kW/mに到達した後、8.0kW/m オーバーシュートして41.3秒後に再び69kW/mに至って整定することになる。このオーバーシュート分を無視して、最初に69kW/mまで到達した地点までの平均の線出力上昇速度を求めると、2.75kW/m/sという結果になる。

次に、実際の出力急昇試験結果について、同様に検討してみる。出力急昇中のセグメント燃料の位置は、燃料ロッドと一体化して取り付けられた極性を交互に違えた磁石板がリグ内の位置信号用コイル内を移動する時の正弦波信号（ペリオディック位置信号）をリニアライズした位置信号により判断することができる。これらは、試験中3ペンレコーダにて記録した。この記録を分析し、上記方法と同様に試験に供したセグメント燃料の線出力上昇の様子および上昇速度を推定した結果を以下に述べる。

図3.2-28～29に、IFA-591.7 およびIFA-591.8 の出力急昇時の位置記録から分析した線出力変化の推定結果を示す。これらの推定には、図3.2-26の軸方向中性子フラックス想定分布を用いている。また、ロッドの移動時間の目標値は、出力急昇前出力が約24kW/m、急昇後の出力が約69kW/mと予測されたため、双方のロッドともに45秒とした。

これより、以下のことが判った。

[IFA-591.7の場合]

- ① ロッド位置信号の推移を直線で近似した時のロッド移動時間は、42.8秒であり、ほぼ目標の時間どおりに移動させることができた。
- ② 高フラックス領域の通過時間は、ロッド下端（A点）が7.3秒後から20.1秒後の12.8秒間であり、ロッド上端（B点）が24.3秒後から39.3秒後の15.0秒間であったと推定される。
- ③ セグメント燃料ロッド平均の線出力は、ロッド下降開始7.3秒後に23.3 kW/m から上昇し始め、20.1秒後に 64.0kW/m に達したところで上昇率が変化し、24.3秒後に到達最高線出力 74.7 kW/m を経験した後ゆっくり下降して39.3秒後に 65.5kW/m に整定したと推定される。
- ④ 最初に最終整定線出力に到達したのは、降下開始20.7秒後であり、当該ロッドの平均線出力上昇率は、約3.1kW/m/s であったと推定される。（従来の評価手法による出力上昇率は、0.99kW/m/sである。）

[IFA-591.8の場合]

- ① ロッド位置信号の推移を直線で近似した時のロッド移動時間は、32.0秒であった。これはペリオディック信号のリニアライズが不調で、ロッドが下部試験位置まで到達した時でもリニアライズされた位置信号が予定した値に至らなかった上に、その位置信号を45秒で予定した値まで来るような目標斜線に沿わせるように調整したために、実際には相当早く移動が終了してしまったことによるものである。
- ② 高フラックス領域の通過時間は、ロッド下端（A点）が8.0秒後から15.7秒後の 7.7秒間であり、ロッド上端（B点）が19.0秒後から28.8秒後の 9.8秒間であったと推定される。
- ③ セグメント燃料ロッド平均の線出力は、ロッド下降開始8.0秒後に23.8 kW/m から上昇し始め、15.7秒後に 63.3kW/m に達したところで上昇率が変化し、19.0秒後に到達最高線出力 77.1 kW/m を経験した後ゆっくり下降して28.8秒後に 68.0kW/m に整定したと推定される。
- ④ 最初に最終整定線出力に到達したのは、降下開始16.8秒後であり、当該ロッドの平均線出力上昇率は、約5.0kW/m/s であったと推定される。（従来の評価手法による出力上昇率は、1.38kW/m/sである。）

以上の推定において、ロッドのA点とB点が各チェックポイントを通過した時刻は、リニア

ライズされた位置信号に基づいて求めたが、A点とB点の間の各点の移動は等速であると近似している。これらの結果より、今回の試験の場合では、実際の線出力上昇速度が、従来の評価手法により求めた値の約3.1～3.6倍の速さであるらしいことが判ったが、これを1kW/m/sにするために、より遅くセグメント燃料を下降させることには問題が生じる。それは、3.2.4の(2)の「試験手順」の所でも述べたように、上部パーク位置と下部試験位置の間に高出力領域が存在する条件においては、下降速度をこれ以上遅くすることは、燃料温度のオーバーシュートを引き起こす可能性が大きくなってしまうということである。今回の結果でも、目標時間よりも早くロッドを降下させたIFA-591.8では、推定線出力上昇率は約5.0kW/m/sというように非常に大きな値になってしまったが、高出力領域の滞在時間はA点が7.7秒でB点が9.8秒というように比較的短い時間であった。図3.2-30に示す第3回出力急昇試験時のハルデンの解析結果からみると、これは燃料温度のオーバーシュートを引き起こすしきい値約15秒に比べて余裕があると言える。しかし、ほぼ目標時間通りにロッドを降下させたIFA-591.7では、推定線出力上昇率は約3.1kW/m/sとなり、IFA-591.8よりも目標値1kW/m/sに近いが、その分、高出力領域の滞在時間は長くなり、A点で12.8秒、B点では15.0秒というようにハルデン解析結果の限界に近い状態であったことが判る。

以上の結果を表3.2-7に示す。

表3.2-7 セグメント燃料の線出力上昇率の検討結果

	降下時間 (sec)	線出力変化幅 急昇前⇒後 (kW/m)	従来評価値 (kW/m/s)	実績推定値 (kW/m/s)	高出力領域滞在時間	
					下端部A (sec)	上端部B (sec)
IFA-591.7	42.8	23.3 ⇒ 65.5	0.99	3.1	12.8	15.0
IFA-591.8	32.0	23.8 ⇒ 68.0	1.38	5.0	7.7	9.8

(3) 出力急昇試験時の被覆管の伸び

図3.2-24～25に出力急昇試験時の被覆管の伸びのEXMON データから得られたグラフを示し、図3.2-31～32に同じデータを線出力と被覆管伸びの相関図として示す。これらの図には、いずれも参照値として得られたプレコンディショニング時の被覆管の伸びのデータがプロットしてある。また、図3.2-33～34にFast Scan データから得られた出力急昇開始から約1時間の間の被覆管伸びのグラフを示す。これらの図より得られた結果を以下に述べる。

[IFA-591.7]

線出力23.2kW/mでのプレコンディショニング時の被覆管伸びの参照値は、-2.29mmである。実際の試験開始直前での被覆管伸び値は判らないが、以降はこの値が試験開始直前における被覆管伸び値であると仮定して述べる。セグメント燃料の線出力を、23.3kW/mから65.5kW/mまで出力急昇させた直後の被覆管伸び値は、EXMON データでは-2.00mm が最初のプロットであるが Fast Scan データでは-1.98mm まで伸びていることが記録されている。（別添4参照）したがって、シングルステップ出力急昇による最大被覆管伸び値は、少なくとも0.31mm (2.29-1.89) 以上あった可能性が強い。

出力急昇後、被覆管の伸びは時間の経過とともに小さくなり、急速なリラクゼーションが生じていることが観測される。この急速なリラクゼーションは、出力急昇後約20分程度で安定するが、その後の4時間の高出力保持期間中にもゆっくりとした被覆管の伸びの減少が見られ、この間においても小さなリラクゼーションが継続していることが推測される。最初の急激なリラクゼーションでは被覆管の伸びは-2.13mm まで減少し、さらに4時間後には-2.15mm まで減少している。

高出力で4時間保持後、原子炉出力をゆっくり降下させると、セグメント燃料の線出力も小さくなっていき、それに比例するように被覆管の伸びも小さくなっていくが、線出力が約59kW/m付近まできた時に被覆管の伸びの低下傾向が小さくなり、約54kW/m付近で低下が止まったが、約50kW/m付近からは逆に再び被覆管が伸び始めるという現象が見られた。この伸びはやがて漸近してほぼ線出力が約39kW/mまで低下した付近で一定値に整定した。

当該セグメント燃料の試験期間中を通して、冷却水の γ モニターの指示値に異常は認められなかった。

[IFA-591.8]

線出力24kW/mでのプレコンディショニング時の被覆管伸びの参照値は、-2.25mmである。前記のIFA-591.7と同様に、以降はこの値が試験開始直前における被覆管伸び値であると仮定して述べる。セグメント燃料の線出力を23.8kW/mから68.0kW/mまで出力急昇させた直後の被覆管伸び値はEXMON データでは-1.92 mmが最初のプロットであるが、Fast Scan データでは-1.87mm まで伸びていることが記録されている。（別添4参照）したがって、シングルステップ出力急昇による最大被覆管伸び値は、少なくとも0.38mm (2.25-1.87)以上あった可能性が強い。

出力急昇後の被覆管の伸びの挙動は、IFA-591.7と非常に良く一致している。最初の急激なリラクゼーションでは被覆管の伸びは-2.08mm まで減少し、さらに4時間後には-2.10mm まで減少している。高出力で4時間保持後、前述の理由により直ちにロッドを上部パーク位置に上昇させたため、出力下降にともなうデータは採取していない。また、当該セグメント燃料の試験期間中を通して、冷却水の γ モニターの指示値に異常は認められなかった。

[試験待機中の燃料の線出力]

IFA-591.7 および IFA-591.8 の試験中において、上部パーク位置にあった各燃料ロッドの線出力は、表3.2-6 および図3.2-35～36に示すように、いずれもプレコンディショニングレベルを大きく越えることはなかった。

(4) 燃料破損の有無

IFA-591.8 については、全てのデータにおいて燃料に異常が生じたことを示す兆候は一切観察されなかった。しかし、IFA-591.7 については、図3.2-33のFast Scan データによるグラフ中に被覆管の伸びの有意な変動が生じた可能性のある箇所が見られた。それは、図3.2-33の出力急昇直後1～2分までの期間において、被覆管伸び信号が一時的に約 $60\mu\text{m}$ 程度低下しているように見える箇所である。今回の出力急昇手法では、出力急昇中の被覆管の伸び信号が得られていないため、これが燃料破損の発生を示すいわゆる恩地効果に基づく変動なのか通常の変動範囲での事象なのかを判定することは困難である。いずれにしても、冷却水の γ モニター信号に異常が認められていないことから、少なくとも貫通クラックの発生はなかったと考えられる。なお、IFA-591.7 については貫通に至らない亀裂が生じている可能性がないとは言えないため、照射後試験において詳細に調べる必要がある。

(5) 被覆管の塑性変形量

IFA-591.7 について、出力急昇前の被覆管の伸びを参照値 -2.29mm (23.2kW/m^2) と仮定した場合、図3.2-31に示された被覆管の伸びのヒステリシス曲線から被覆管の塑性変形量を求めると約 $30\mu\text{m}$ となる。しかしこれには、冷却材の温度変化による熱膨張分が含まれている。

そこで、第1回出力急昇試験時と同様に、被覆管の伸びと冷却材出口温度の関係のグラフを作成してみたが、図3.2-37に示すように、第1回出力急昇試験時のグラフで観察されたような被覆管の伸びのゆっくりした低下曲線が見られず、この図から冷却材の温度変化による熱膨張の様子を観測することはできない。逆に、 273°C 付近以下では温度の低下に伴い被覆管はむしろ伸びていることが明確に示されている。

参考のため、図3.2-38に被覆管の伸びと冷却材入口温度の関係をプロットした図を示す。また、図3.2-39～40に、試験期間中の冷却材の各部（ループ入口(TD)、リグ入口(TI)およびリグ出口(TO))の温度変化を示す。図3.2-39によると、出力急昇試験により、リグ内部の熱出力が急上昇するため、各部の温度は一斉に上昇し、若干オーバーシュートした後に安定していることが判る。これは、冷却材の循環ループにある熱交換器に一定量の冷却水を通水しているだけで、特に温度制御を行っていないことによる正常な変化である。また、4時間の高出力保持運

転後の原子炉出力下降開始から約1.5 時間の間は、リグの出口温度(TO)がゆっくり下降するのに対してリグの入口温度(TI)はほぼ 273℃付近を維持しているが、リグの出口温度が約 283℃にまで低下した所でその温度低下速度が大きくなると、リグの入口温度も低下を開始するという変化を示している。これは、リグ内での冷却材の沸騰の有無による変化であり、リグの出口温度が約283℃以下では、冷却材がリグの出口においても完全にサブクール状態となったことを意味しているものと考えられる。図3.2-38を見ると、このリグ入口温度の低下開始時刻と被覆管が伸び始めた時期が一致していることを示す鋭角的な変化が出力低下中の 273℃付近で生じていることが判る。以上のことより、今回の被覆管の出力降下中における伸びの現象の原因として、リグ入口温度変化との何らかの因果関係の存在も否定できない。ただし、冷却材温度の上記のような変化は、第1回試験においても同様に生じているため、リグ入口温度と被覆管の伸びとに因果関係があるとすればそれは、今回の試験に特有なものである。

(6) 被覆管最大伸び

出力急昇試験前の校正試験およびプレコンディショニング時における線出力と被覆管の伸び信号の相関を図3.2-41～42に示す。これより、第3回試験の時と同様に最大到達線出力時の被覆管の伸びを外挿して求めると、IFA-591.7 が1.39mm、IFA-591.8 が1.09mmとなる。この値は出力上昇に伴って発生することが第1回試験データから確認されている強いPCMIによる被覆管の伸びが考慮されていないが、実際の試験結果では、Fast Scan データでも高々 0.4mm程度の伸びが観測されているに過ぎない。したがって、燃料が下部試験位置に達する以前に既にかなりのリラクゼーションが生じていることが推定される。

3.2.9 第1回および第3回出力急昇試験結果との比較

今回の出力急昇試験結果を、被覆管の伸び計装データが得られている過去の第1回（マルチステップ）および第3回（シングルステップ）出力急昇試験結果と比較して、表3.2-8 に示す。

また、今回の出力急昇試験で出力下降時のデータが得られているIFA-591.7 の被覆管の伸び値のデータを、これと同様仕様のセグメント燃料であるIFA-591.1（第1回試験）およびIFA-591.10（第3回試験）の結果と比較して図3.2-44～44に示す。これらの燃料は、全て中実ペレットおよびZry-2 被覆管仕様であるが、燃焼度については、IFA-591.10が21.2GWd/t であり、他の2体の15.5GWd/t(IFA-591.1), 16.3GWd/t(IFA-591.7)に比べてやや高い。

図3.2-44から、今回のシングルステップ出力急昇試験による被覆管の伸びの挙動は、第3回試験におけるIFA-591.10の挙動と良く似ており、良い再現性を示している。しかし、図3.2-43から明らかなように、マルチステップ出力急昇試験（第1回）結果とは、下記のようないくつかの相違点が見られる。

表3.2-8 第1回および第3回出力急昇試験結果との比較

試験名 ^{*1}	試験燃料番号 (IFA-)	燃料タイプ (中実)	燃焼度 (GWd/t)	出力急昇幅 (kW/m) (マルチステップは 最大到達線 出力まで)	被覆管伸び (mm)		被覆管塑性変形量 (μ m)
					各ステップで の最大伸びの積算	各ステップで のリラクゼーションの積算 を差し引いた伸び	
第1回試験 (マルチステップ)	591.1	Zry-2	15.5	24.6→62.4	1.181	0.44	29.6
	591.2	Zr-liner	15.5	23.9→64.2	1.226	0.43	65.1
	591.3	Zry-2	21.2	24.3→62.2	1.145	0.41	59.3
第3回試験 (シングルステップ)	591.10	Zry-2	21.2	23 →60	0.77 ^{*2}	—	—
	591.11	Zry-2	22.2	23 →60	0.74 ^{*2}	—	—
第4回試験 (シングルステップ)	591.7	Zry-2	16.3	23.3→65.5	1.38 ^{*2}	0.14 ^{*3}	30 ^{*4}
	591.8	Zr-liner	14.8	23.8→68.0	1.09 ^{*2}	0.15 ^{*3}	—

(注記) #1: 第1回試験および第3回試験のデータはそれぞれの出張報告書(1)および(3)から抜粋。

#2: 試験前の参照データおよびプレコンデクショニング時のデータからの外挿推定値

#3: 4時間の高出力保持後の被覆管伸び値－試験直前の伸び推定値 (プレコン時の参照値)

#4: 線出力と被覆管伸びの相関図から求めた熱膨張による変化が含まれた値(3.2.8(5))

(1) 被覆管の伸び量の積算値からリラクゼーションにより収縮した分を差し引いた被覆管の伸び量、すなわち出力急昇後に残留する被覆管の伸び量が、マルチステップ試験時よりも今回のシングルステップ試験の結果の方がかなり小さい。

(2) 出力急昇後のリラクゼーションは、今回のシングルステップ試験では、前述のように約20分で最初の急速な変化が整定するのに対し、マルチステップ試験では各ステップ毎に約30分程度の時間を要している。すなわち、シングルステップ試験の方がマルチステップ試験よりも最初の急速なリラクゼーションが速く整定する傾向が見られる。

以上の2つの相違点から、最大出力上昇幅が同じ程度であっても、シングルステップ試験の方がマルチステップ試験よりもリラクゼーションしやすく、そのために被覆管のPCMIによる伸び量が小さいと言えるかも知れない。特に第3回および第4回のシングルステップ試験では、試験燃料を下部試験位置へ移動させる過程において、前述のように、各燃料ペレットは非常に急峻な出力上昇を経験しており、それに伴って燃料温度も急上昇したらしいことは容易に推測できる。このため、ペレットがクリープしやすい状態に早く到達したためにリラクゼーションが早く進行したとも考えられる。

この他の相違点としては、以下があげられる。

- (3) セグメント燃料の出力を低下させている期間の被覆管の伸びの変化に関して、第1回急昇試験結果からは、出力低下過程の途中で、被覆管とペレットの強い接触から被覆管が開放され、被覆管の伸びの低下速度が変化する様子が明確に観察されている。これは、第2回急昇試験での被覆管の内圧測定データからも同様な変化が観察されており、再現性が裏付けられている事である。しかし、今回のシングルステップ試験では、被覆管とペレットの強い接触から被覆管が開放される様子は伺われるものの、その後に被覆管が再び伸びるという現象が観察されている。この事象のメカニズムが何であるかについて断定することはできないが、照射後試験での詳細な長さ測定データから、被覆管の塑性変形量を推定するなどして、詳細な検討を行うことが望まれる。

3.2.10 第5回以降の出力急昇試験へ反映すべき事項

これまでの4回の出力急昇試験を踏まえて、第5回目以降の出力急昇試験計画へ反映すべき事項について以下にまとめて述べる。

(1) 出力急昇方法について

第1回および第2回出力急昇試験では、1回の出力急昇幅が小さいマルチステップ試験であったため、試験に供するセグメント燃料を下部試験位置に置いた状態で、 ^3He コイル内の ^3He ガスを減圧することにより出力急昇を行った。一方、第3回および第4回出力急昇試験では、1回の出力急昇幅が大きいシングルステップ試験であったため、試験に供するセグメント燃料を、中性子フラックスの低い上部パーク位置からフラックスの高い下部試験位置に降下させることにより出力急昇を行う方法を採用した。これらの特徴を以下にまとめてみる。

^3He ガス減圧法	燃料降下法
① ^3Heガスにより抑制できる出力は約45%であるため、1回の出力急昇により上昇可能な出力は、元の出力の約180%以下となる。 ② 炉心内の中性子吸収物質を排除することになるため、原子炉の運転制御面から大きな出力変化の場合の出力急昇速度は制約を受ける。(スクラムの危険性) ③ 試験開始直前から終了後まで、計装データのオンライン収集が可能である。	① 1回の出力急昇により上昇させることができる出力は、これまでの実績によれば、元の出力の約280%まで可能である。 ② 元々存在する中性子フラックス分布の差を利用して出力急昇を行うため、原子炉の運転制御に与える影響は小さい。 ③ セグメント燃料を降下し始めてから下部試験位置に到達するまでの期間の被覆管の伸び等の計装データは得られない。 (リグ改造により改善できる可能性はある)

^3He ガス減圧法	燃料降下法
④ セグメント燃料ロッド全体の出力を、均一かつほぼ連続的に（すなわちランプ状に）上昇させることができる。	④ セグメント燃料ロッドの下端からフラックスの高い所に入っていくため、ロッドの下端から順に出力が急昇する。局部的に見ると、ステップ出力変更に近い。
⑤ 右のような問題はない。	⑤ 上部パーク位置と下部試験位置の間のリグの見通し部における高い中性子フラックス部を通過しなければならないため、燃料ロッドは目標線出力よりも高い線出力を一時的に経験することになる。（燃料温度のオーバーシュートの危険性）

以上より、 ^3He ガス減圧法で行う場合には、出力急昇幅と出力急昇速度の試験仕様の変更が必要であり、燃料降下法で行う場合には、燃料の降下中でも計装データが得られるようにすること並びにリグの見通し部の高フラックス対策について、何らかの改善策を検討する必要があると言える。

(2) 出力急昇モードについて

これまでの試験では、従来の破損しきい予測値を大きく越える線出力までの急昇試験を行ってきたにも関わらず、燃料破損の兆候が一切確認されていない。唯一、第4回試験での被覆管の伸びデータにおいて、やや不連続的な変化が生じている疑いが見られたが、少なくとも、これまでの全試験燃料において被覆管の貫通孔は生じていない。この原因としては、従来の燃料破損予測式が過去のBWR燃料の試験データに基づいて作成されており、そこには現在までの燃料製造上の技術改良による高品質化やウラン燃料とMOX燃料の高温クリープ特性の違い等の効果が含まれていないこと等が指摘されている。そこで、今後の試験における出力急昇モードについて、燃料を破損させるにはどうしたら良いかという観点から再度検討する必要があると考えられる。ここでは、そのための一つの案を提案する。

第1回と第2回試験でのマルチステップ試験結果から、線出力を約40kW/mに上昇させた所でそれまでよりも強いPCMIが生じて被覆管は大きく伸ばされ、約45kW/mに上昇させた所でサーマルフィードバック現象が観察されるとともに、それ以上の出力では、リラクゼーション効果により被覆管の伸びが抑制されることが判っている。これは、約40kW/mより小さい出力領域ではペレットのクリープがごく小さいためにリラクゼーションがあまり生じないのに対して、約40kW/m以上では、ペレットと被覆管が強く接触し始めるものの、ペレットの温度も高くなっていくためペレットがクリープし易くなり、リラクゼーションが進むものと推

測することができる。また、出力急昇を燃料降下法により行った場合は、試験燃料ロッド全体の線出力が均一に上昇するのではなく、前述のとおりロッド下端から順にステップ状に上昇するため、被覆管に加わる力が分散されて働く可能性がある他、燃料温度が局所毎に急速に上昇してクリープし易い領域にすぐに到達してしまうことも考えられる。そのため、ハルデン炉の試験条件も加味した上で、今後の出力急昇試験の試験モードとして、図3. 2-45に示すような出力急昇モードを提案する。この試験モードでは、出力上昇が試験燃料ロッド全体にわたって均一かつランプ状に行え、その間の計装データが確実に得られる ^3He ガス減圧法で行うことを提案している。以下にその概略手順を述べる。この中の線出力の数値は全て仮設定値である。

- ① ^3He ガスを抜くことにより、下部試験位置に配置した試験燃料の線出力を約25kW/mから約45kW/mまで、原子炉制御可能な上昇速度（恐らく0.3kW/m/s 程度）で上昇させる。
- ② 最もPCMIが厳しいと考えられる線出力約45kW/mの場合は、マルチステップ試験との比較の意味も含めて、1～4時間その出力で保持する。それ以外の線出力の場合は、燃料破損の兆候が確認できる最小時間（例えば約3分）だけ出力を保持する。この保持時間は、試験燃料ロッドのリラクゼーションが進まないようにできるだけ短い時間とする。
- ③ ^3He ガスを充填して燃料の出力を約30kW/mまで低下させる。
- ④ 原子炉出力を上昇するか、もしくは試験リグ周辺の制御棒操作により、下部試験位置の中性子フラックスを所定の値まで高くする。この時、試験燃料の線出力が約30kW/mに維持されるように、 ^3He ガスを更に充填して調整する。
- ⑤ ステップ①と同様の方法で、試験燃料の線出力を約54kW/mまで上昇させる。
- ⑥ 以上のステップ①～⑤をを繰り返し行って次第に到達線出力を上げていき、最終的には試験燃料の線出力を約70kW/mまで上昇させる。

上記の試験モードによれば、以下の成果が期待できると考えられる。

- ① 最初の出力急昇では、強いPCMIが生じ始めかつペレットの温度があまり高くない出力領域を狙って行うため、この領域が最も厳しい条件であるとする見解に対する回答が得られる可能性がある。
- ② 試験開始直前からの計装データが得られるため、被覆管の最大伸びやリラクゼーション挙動、サーマルフィードバック現象等の確認が可能である。
- ③ 1回の出力上昇幅は従来のシングルスステップ試験条件よりも小さいが、マルチステップ試験の4回分の上昇幅をとることができ、更に、出力上昇幅以外はマルチステップ試験とほぼ同じ試験条件で実施することから、信頼性の高いマルチステップ試験との比較が可能である。

(3) その他の反映事項

これまでの試験の報告書 ((1)~(3)) でも指摘されている事項を含めて、以下に上記以外の反映すべき事項を述べる。

- ① 試験リグの装荷に当たっては、本試験での最大線出力の試験仕様をハルデン側に示し、装荷位置の周辺に本試験の遂行を制限するような照射条件を有するリグがないように、ハルデン側に要請する。
- ② 1回のシリーズ試験に供する3体の試験燃料は、できる限り同一もしくは同程度の燃焼度のものを組み合わせるようにする。また、中実ペレットと中空ペレットの試験燃料についてもなるべく同じ仕様のもの同士が組み合わせられるようにする。
- ③ 燃料への再計装に際しては、第3回試験時に生じた伸び計のネジの緩みに対する改善方策に従って今後の再計装を行うようにする。

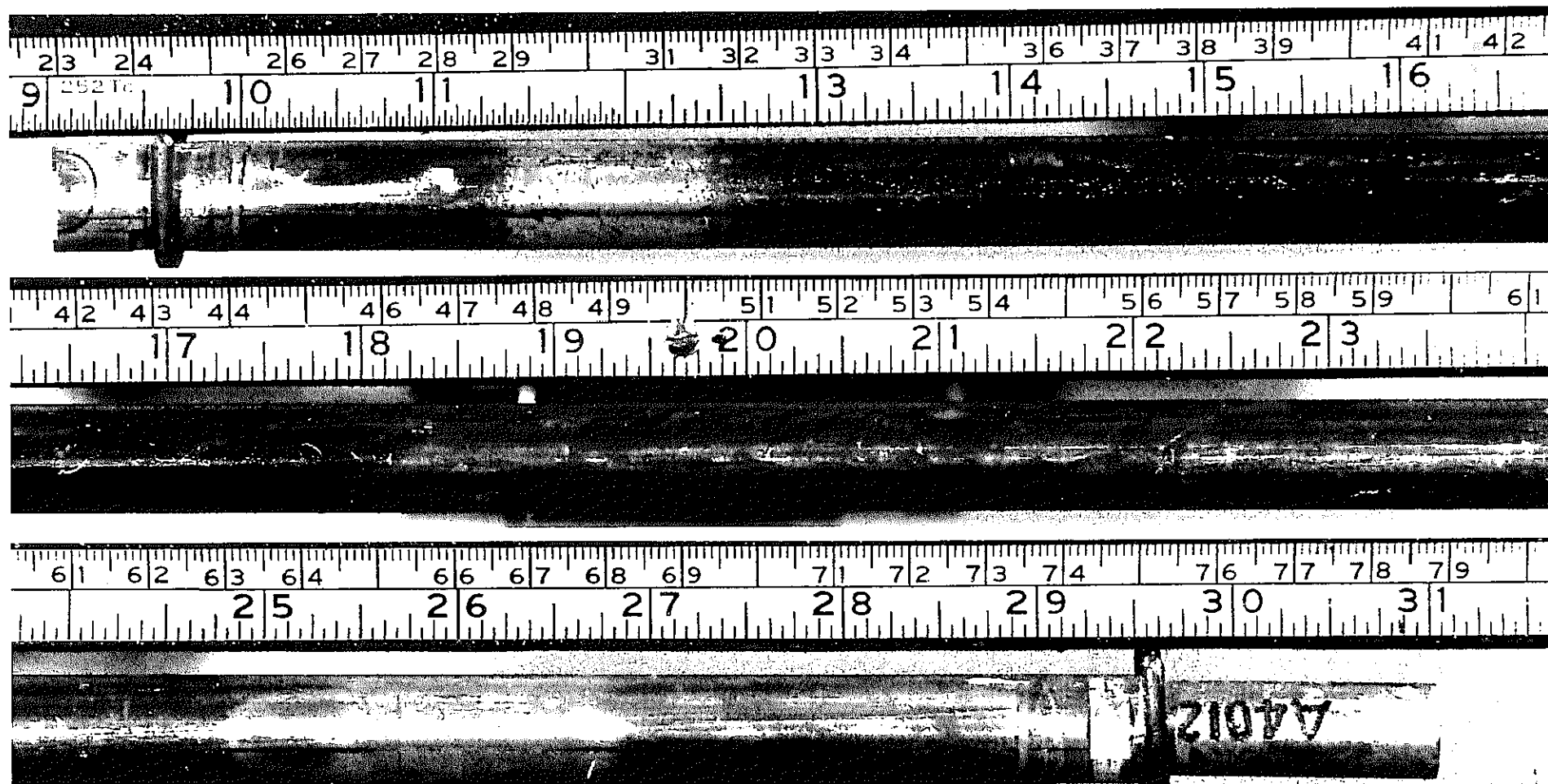


図3.2-1 IFA-591.7 出力急昇試験前検査結果（外観観察）

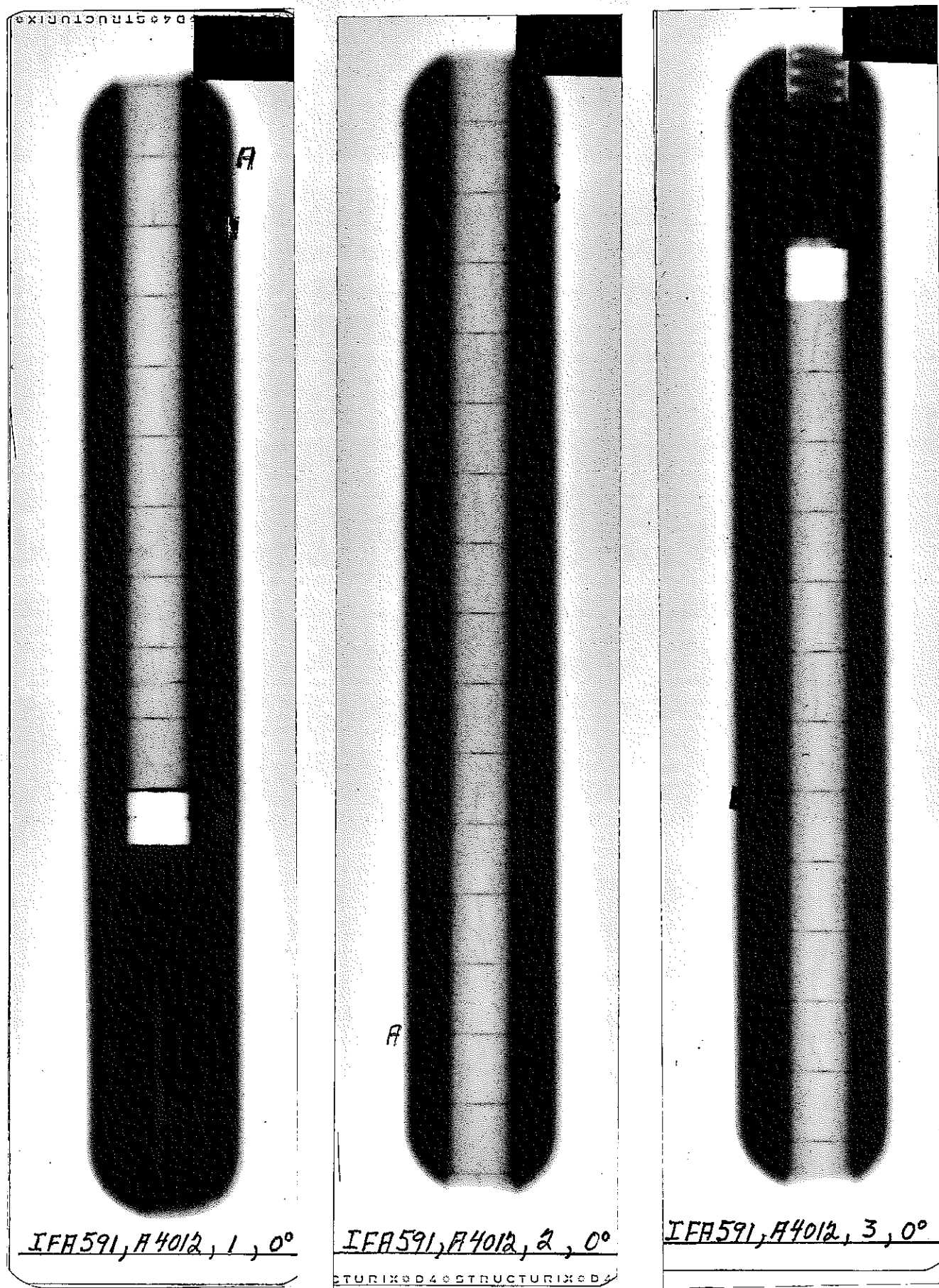


図3.2-2 IFA-591.7 出力急昇試験前検査結果（中性子ラジオグラフィ）

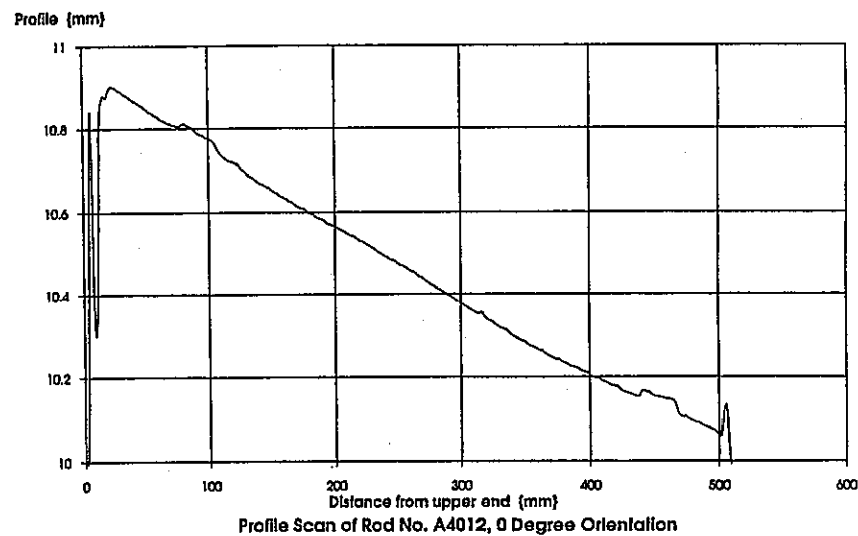
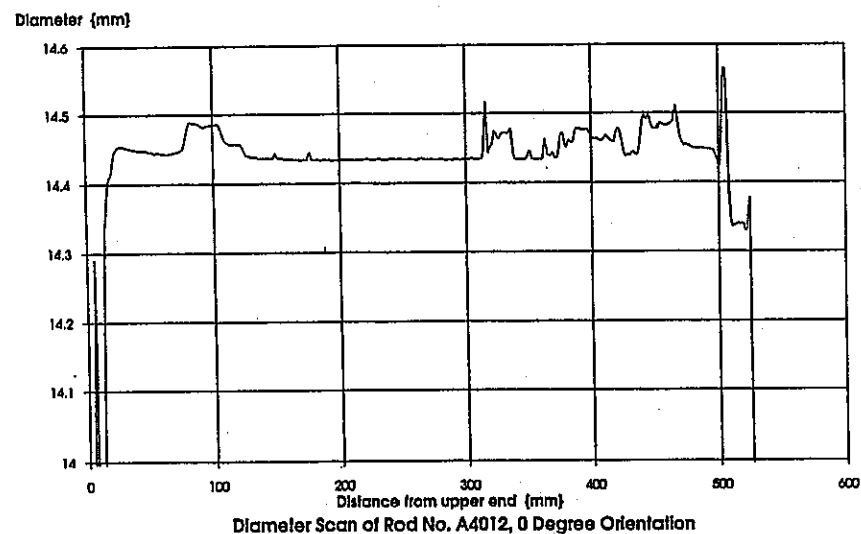
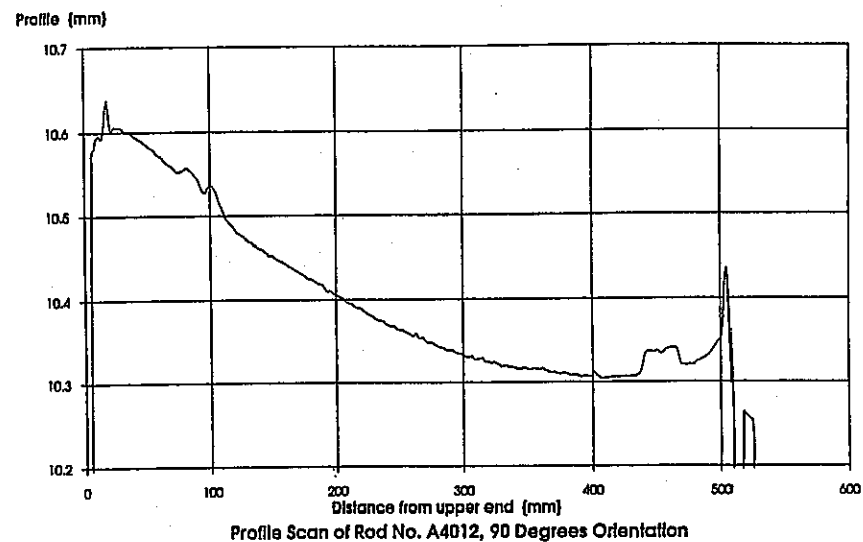
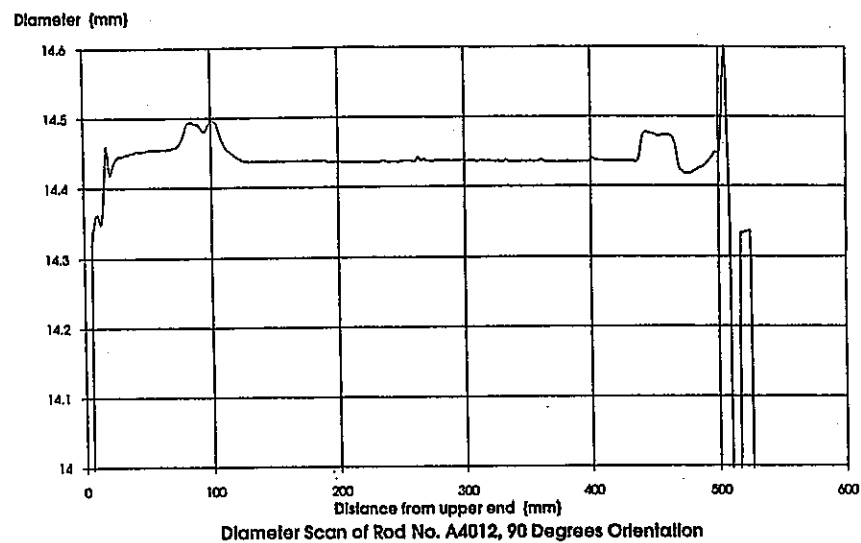


図3.2-3 IFA-591.7 出力急昇試験前検査結果 (外径測定)

図3.2-4 IFA-591.7 出力急昇試験前検査結果 (プロフィロメトリ)

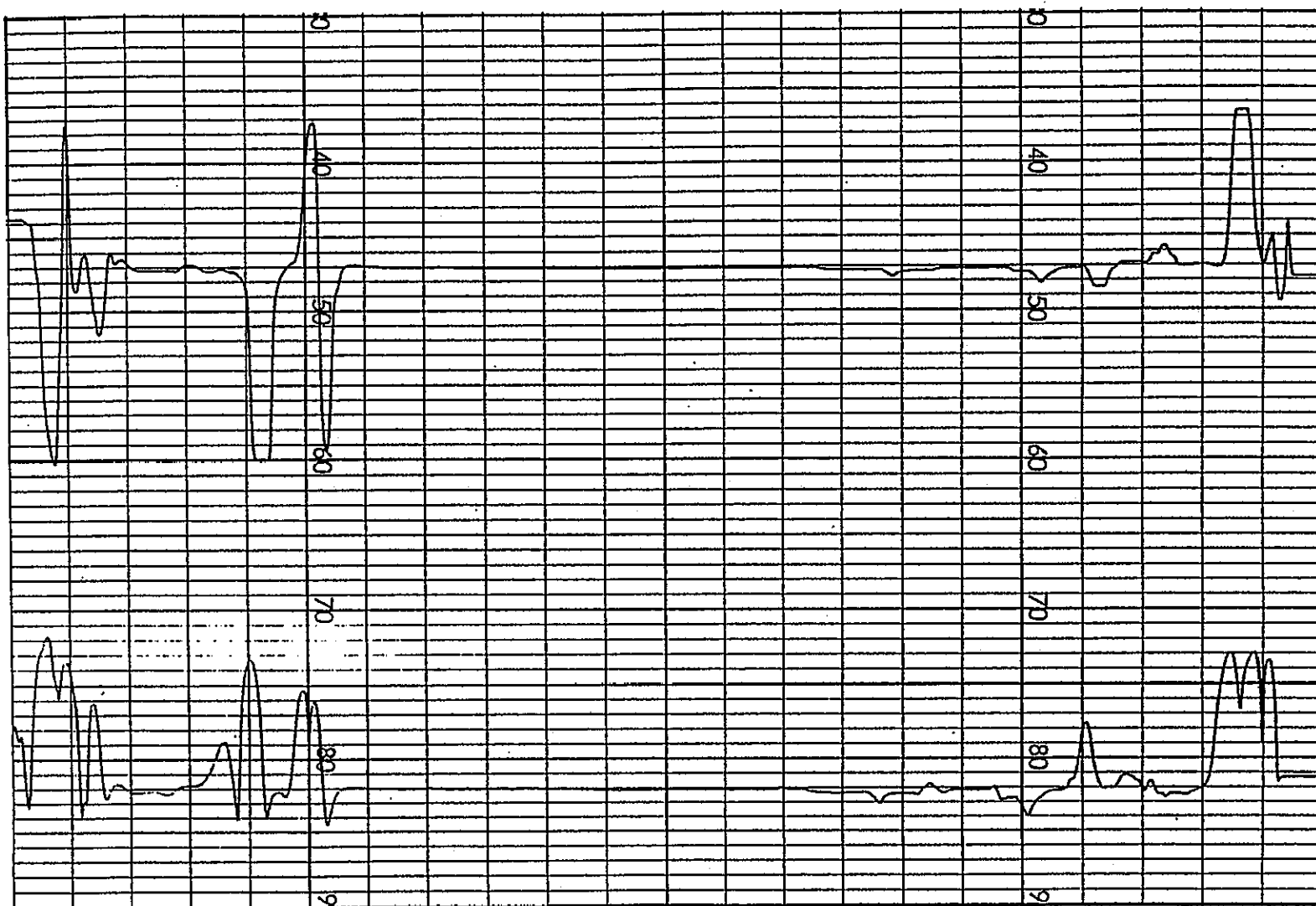


図3.2-5 IFA-591.7 出力急昇試験前検査結果 (渦電流探傷試験)

Upper Curve : Phase Signal, Lower Curve : Amplitude Signal

Gain : 4, Phase : 1.75

Axial Scale : 25.2 mm/Sc. div. Upper End to the Left

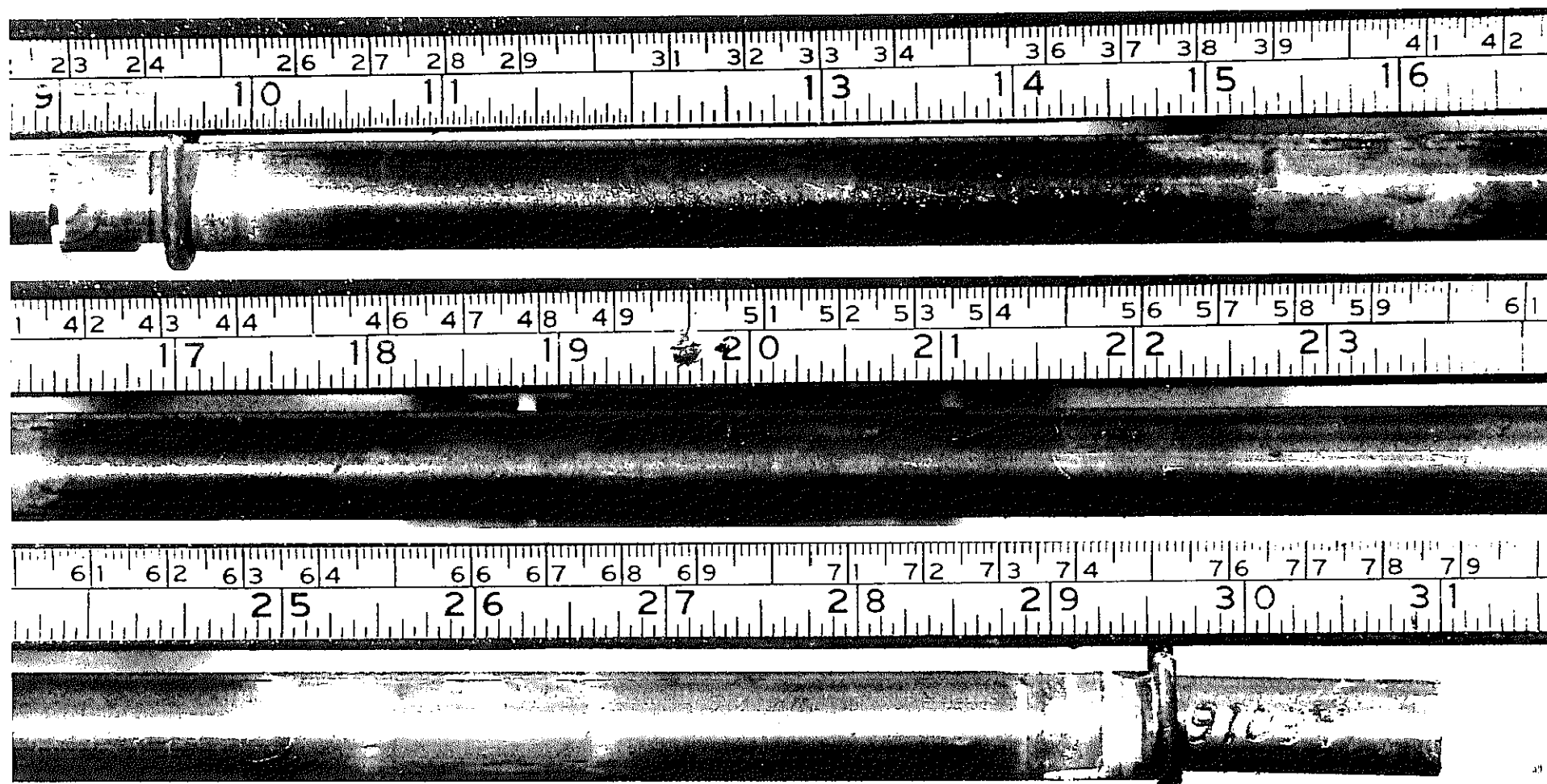


図3.2-6 IFA-591.8 出力急昇試験前検査結果（外觀観察）

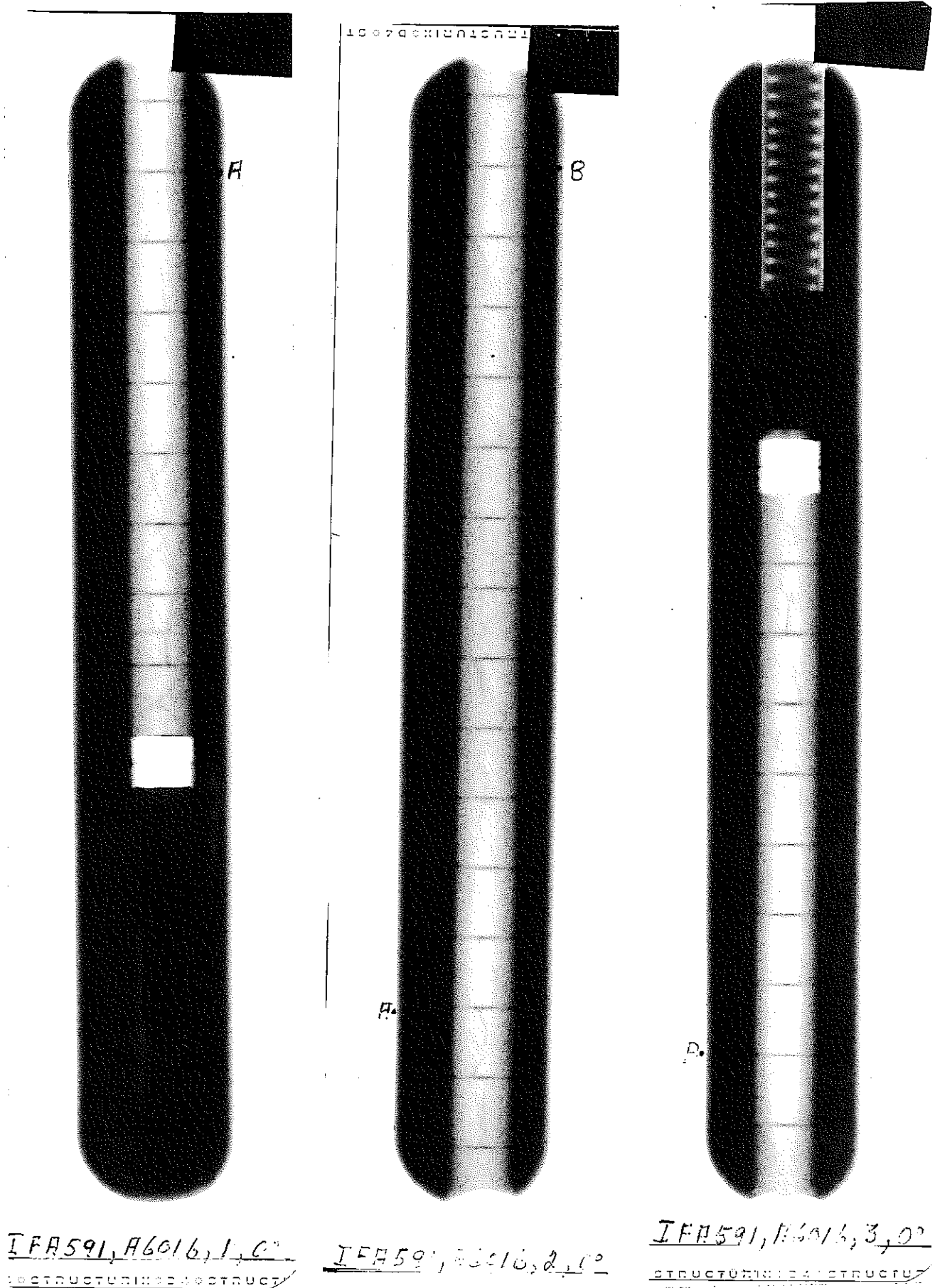


図3.2-7 IFA-591.8 出力急昇試験前検査結果（中性子ラジオグラフィ）

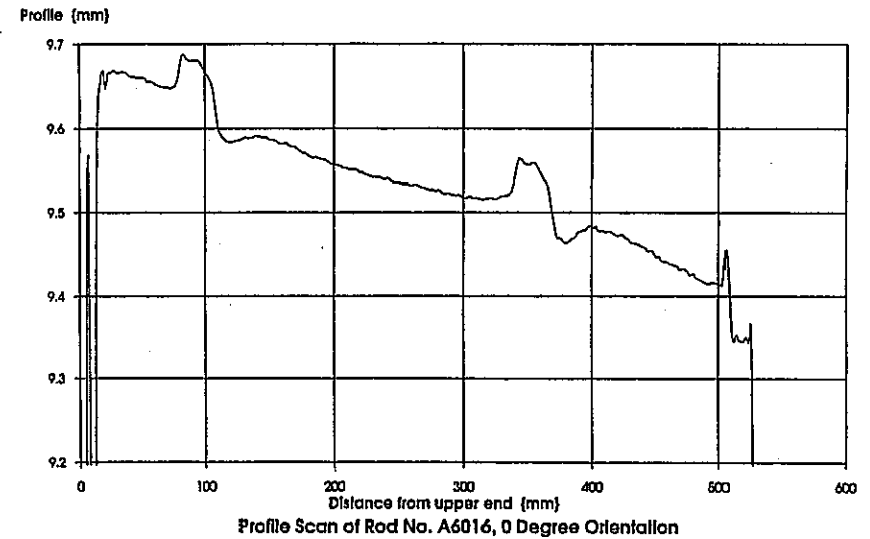
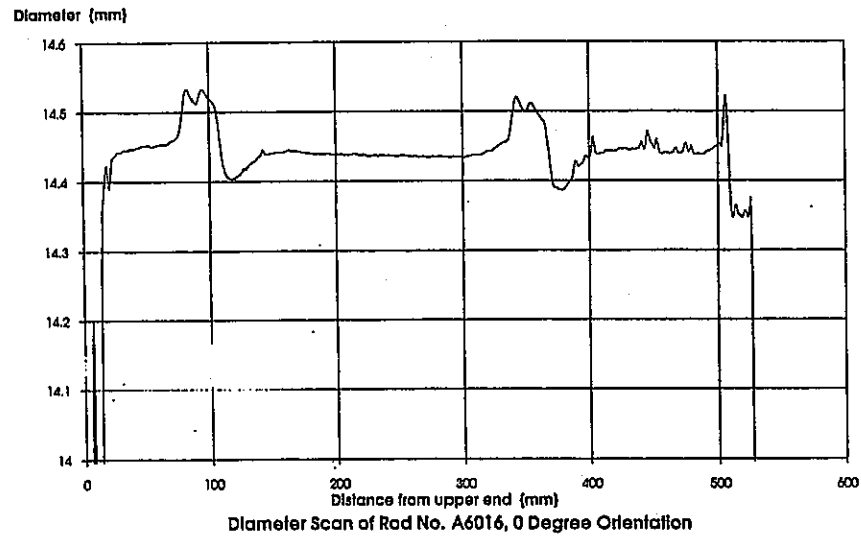
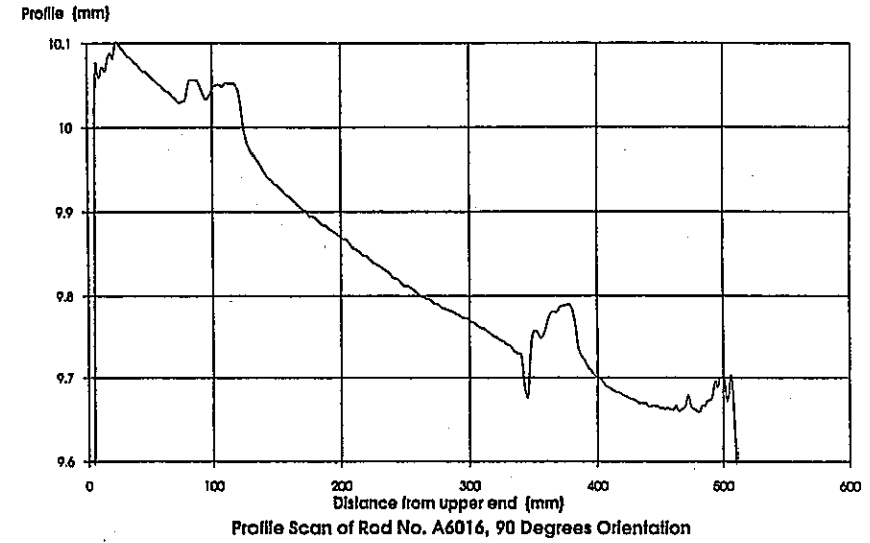
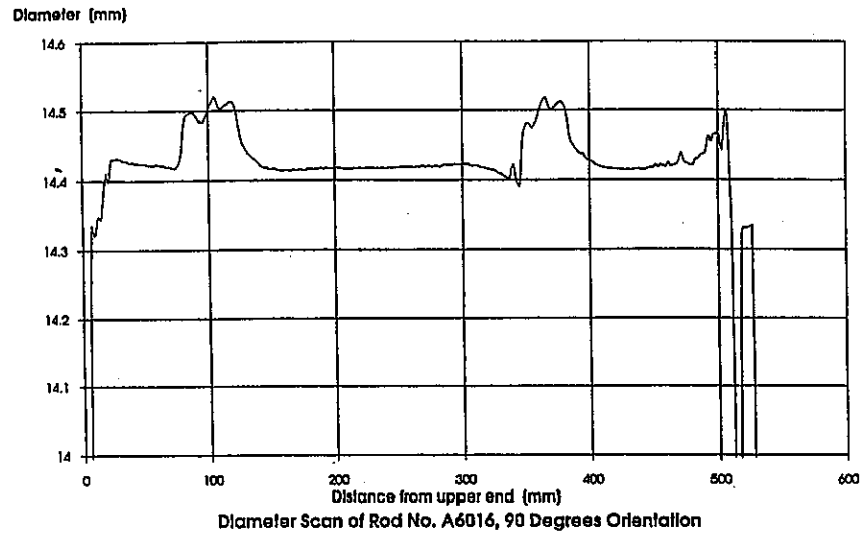


図3.2-8 IFA-591.8 出力急昇試験前検査結果（外径測定）

図3.2-9 IFA-591.8 出力急昇試験前検査結果（プロフィロメトリ）

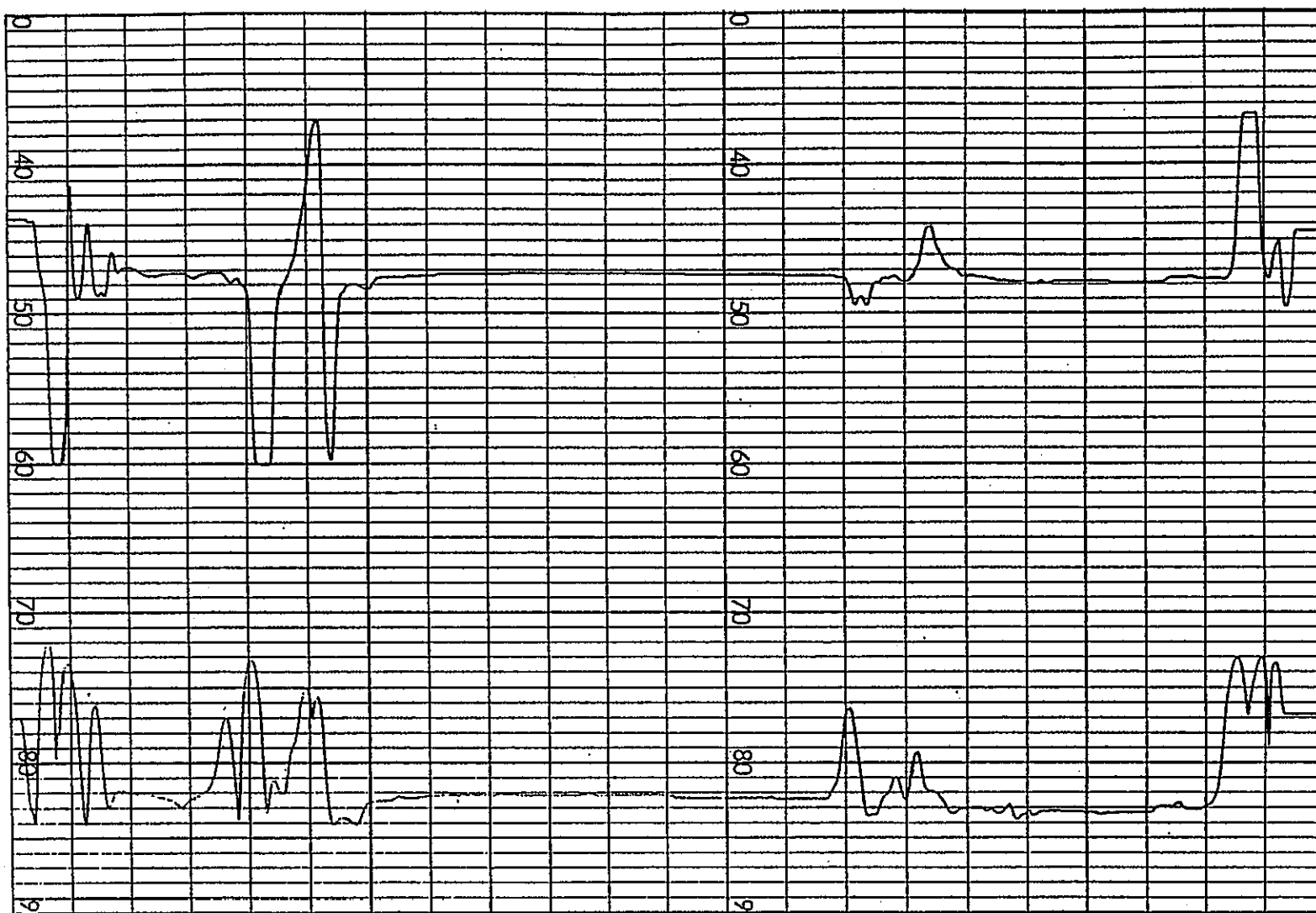


図3.2-10 IFA-591.8 出力急昇試験前検査結果 (渦電流探傷試験)

Upper Curve : Phase Signal, Lower Curve : Amplitude Signal

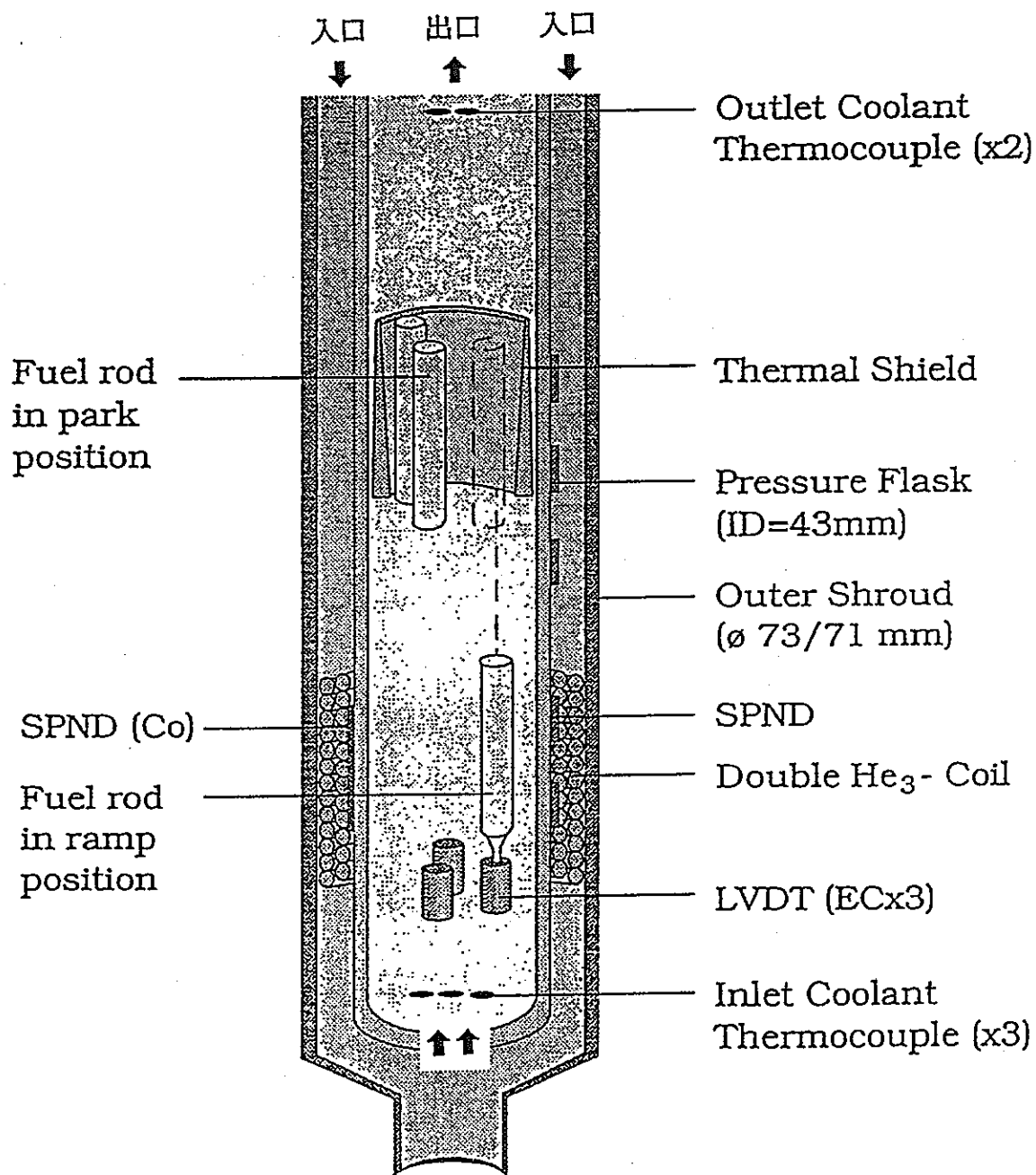
Gain : 4, Phase : 1.75

Axial Scale : 25.2 mm/Sc. div. Upper End to the Left



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
HALDEN REACTOR PROJECT

IFA-591, PNC ATR RAMP TEST RIG. (3 - RODS)



Tegn H.S-O 10/4-94 Uacrs/H0/Aarrcat4.drw

図3.2-11 リグの概念図

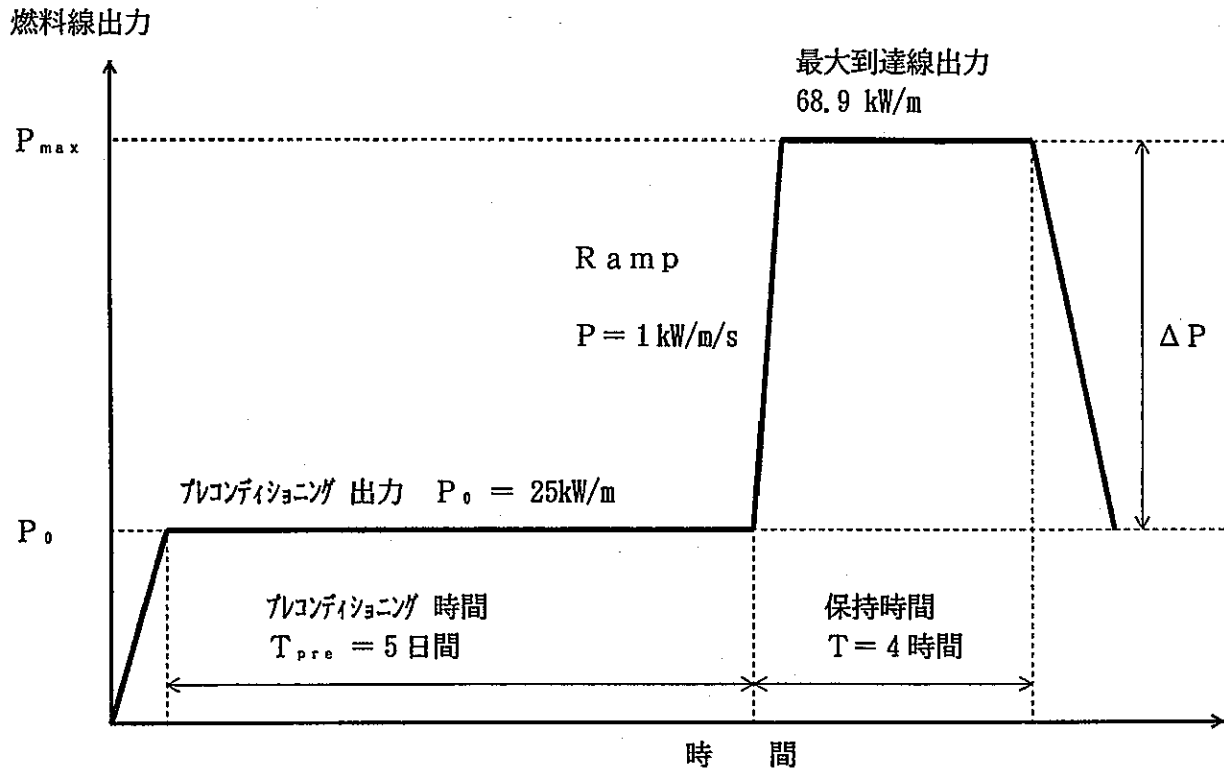


図3.2-12 シングルステップ出力急昇試験モード模式図（第4回試験）

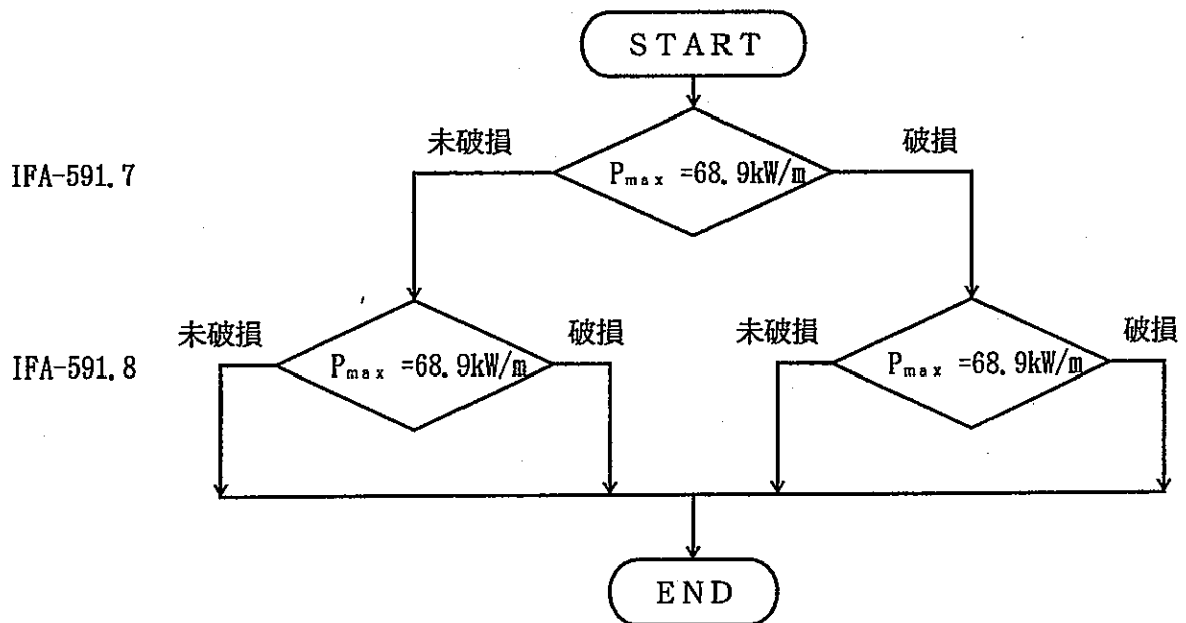
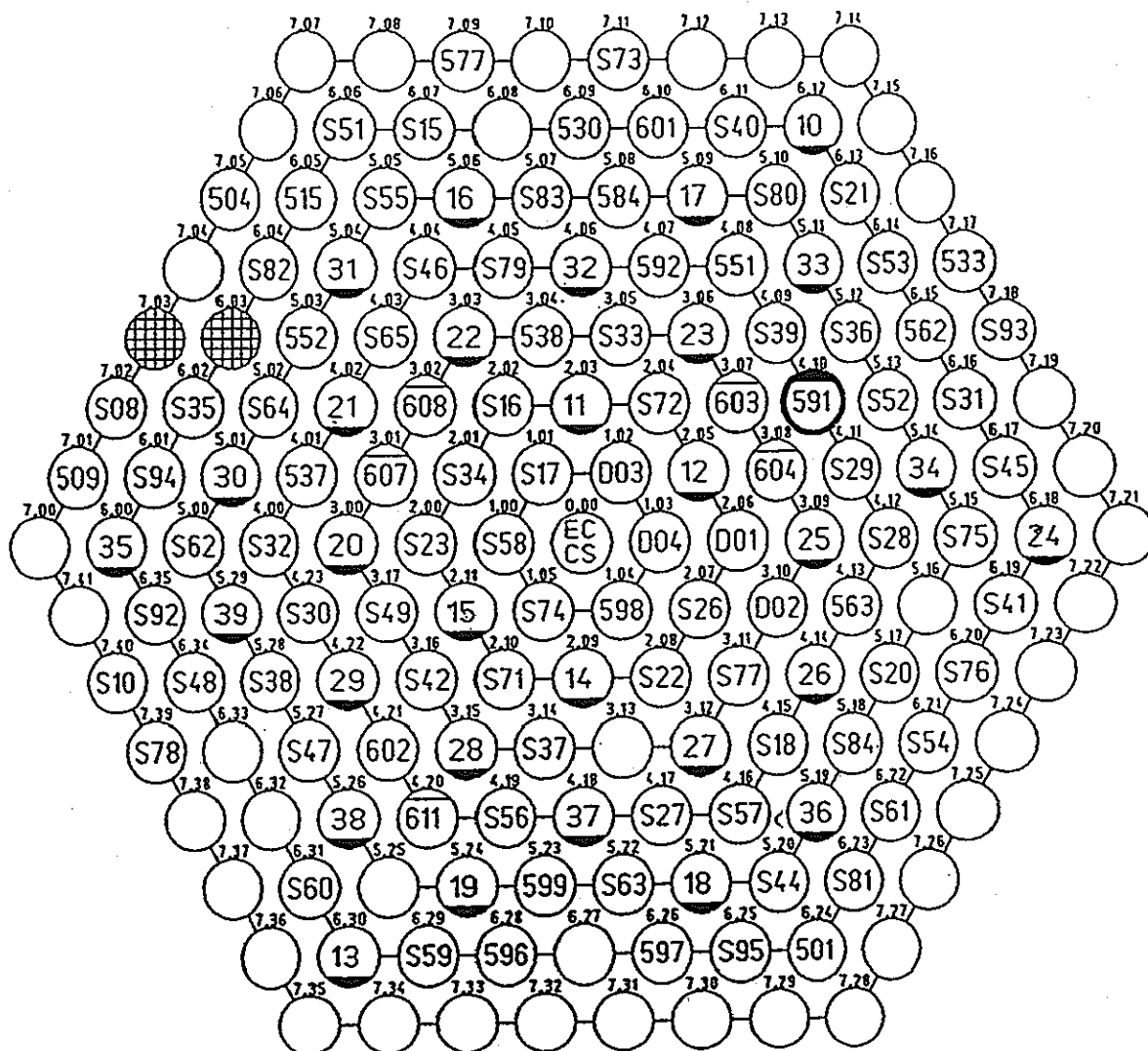


図3.2-13 目標到達線出力の決定方法

The Core Map for Core Loading no. 95

April 1995



* CONTROL ROD CONFIGURATION *

```

QTERM= 16.29   VARIAC= 214.90   DATE 26/04/95
T2     = 235.29   L58     = 222.96   TIME 16:02:07
*****
*      * 0  1  2  3  4  5  6  7  8  9  *
*****
* 10 * IN  -  -  IN  -  -  98  -  88 106 *
* 20 * -   82  -  -  47  -  153 -  - 112 *
* 30 * IN 177 219 -  -  IN 168 -  IN  -  *
*****
                        LIMITS
- MEANS : GT.   220.0
IN      " : LT.   45.0
    
```

図3.2-14 試験時におけるハルデン炉の炉心構成



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

From: 1995/04/07 00:00

To : 1995/04/13 24:00

ECMM1, ECMM2 and QTERM vs Time

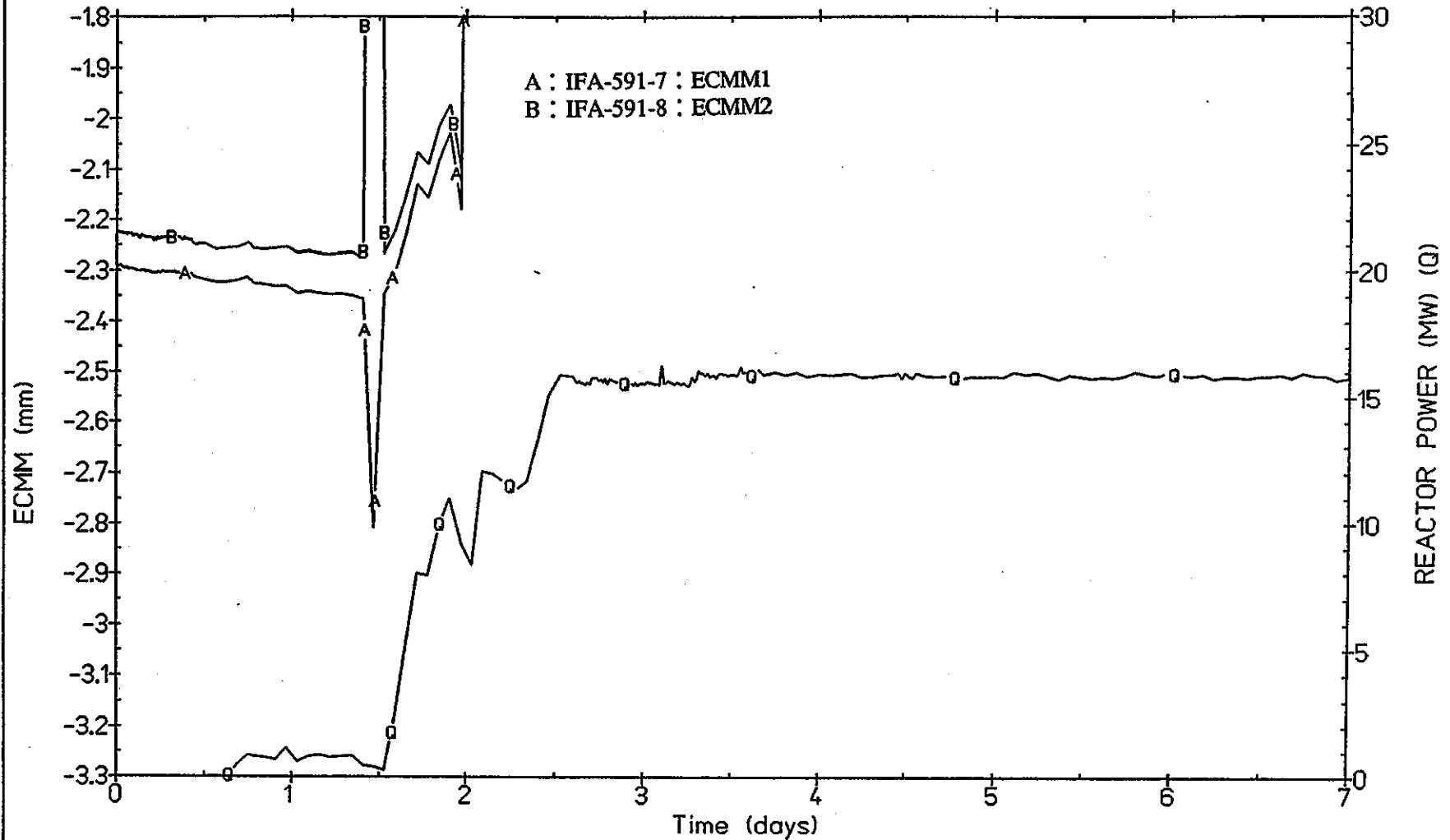


図3.2-15 ハルデンでの照射履歴（被覆管伸びおよび原子炉出力）



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

From: 1995/04/14 00:00
To : 1995/04/20 24:00

ECMM1, ECMM2 and QTERM vs Time

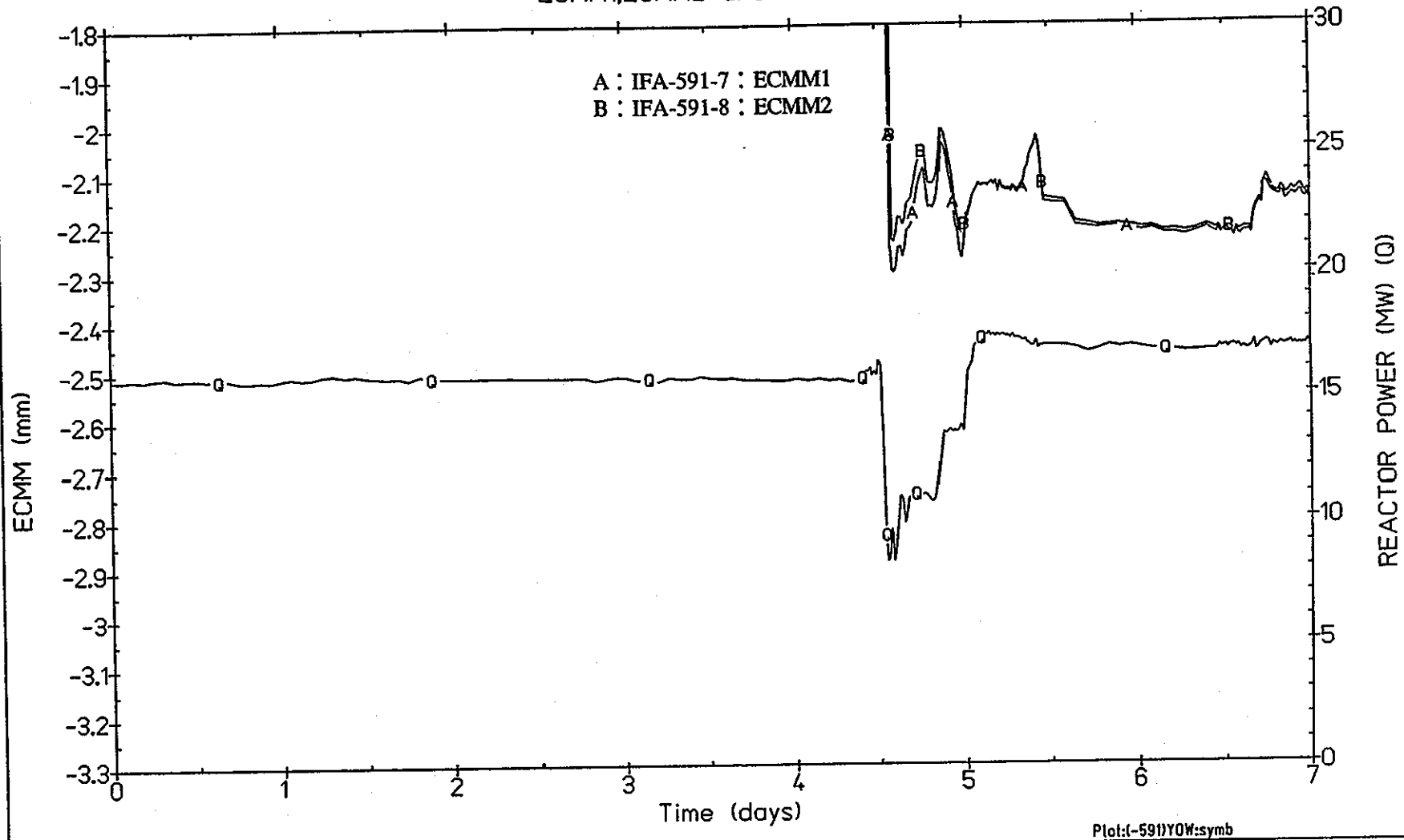


図3.2-16 ハルデンでの照射履歴 (被覆管伸びおよび原子炉出力)

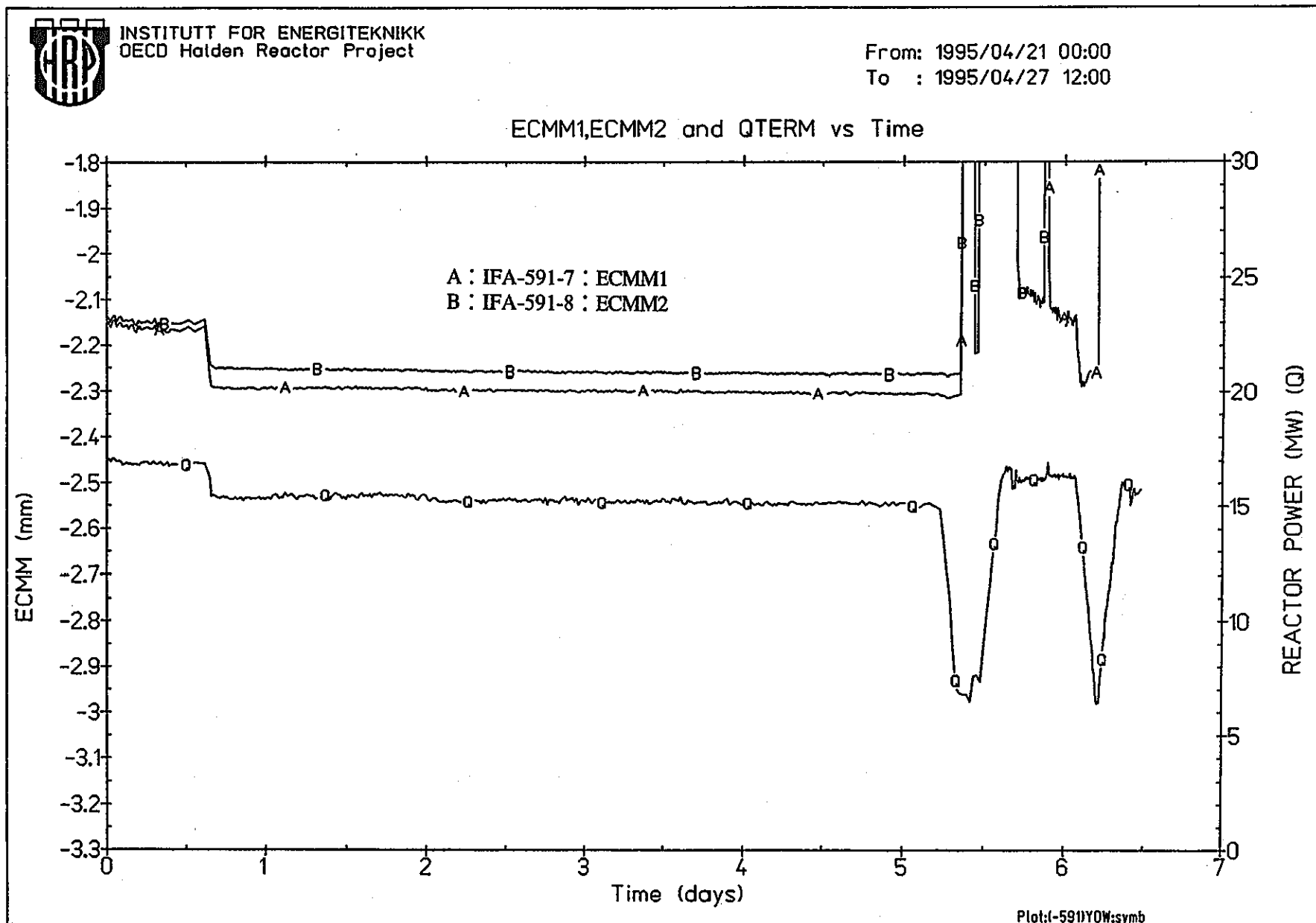


図3.2-17 ハルデンでの照射履歴（被覆管伸びおよび原子炉出力）



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

From: 1995/04/07 00:00
To : 1995/04/13 24:00

IFA-591.4, AHR7, AHR8, AHR12 versus TIME

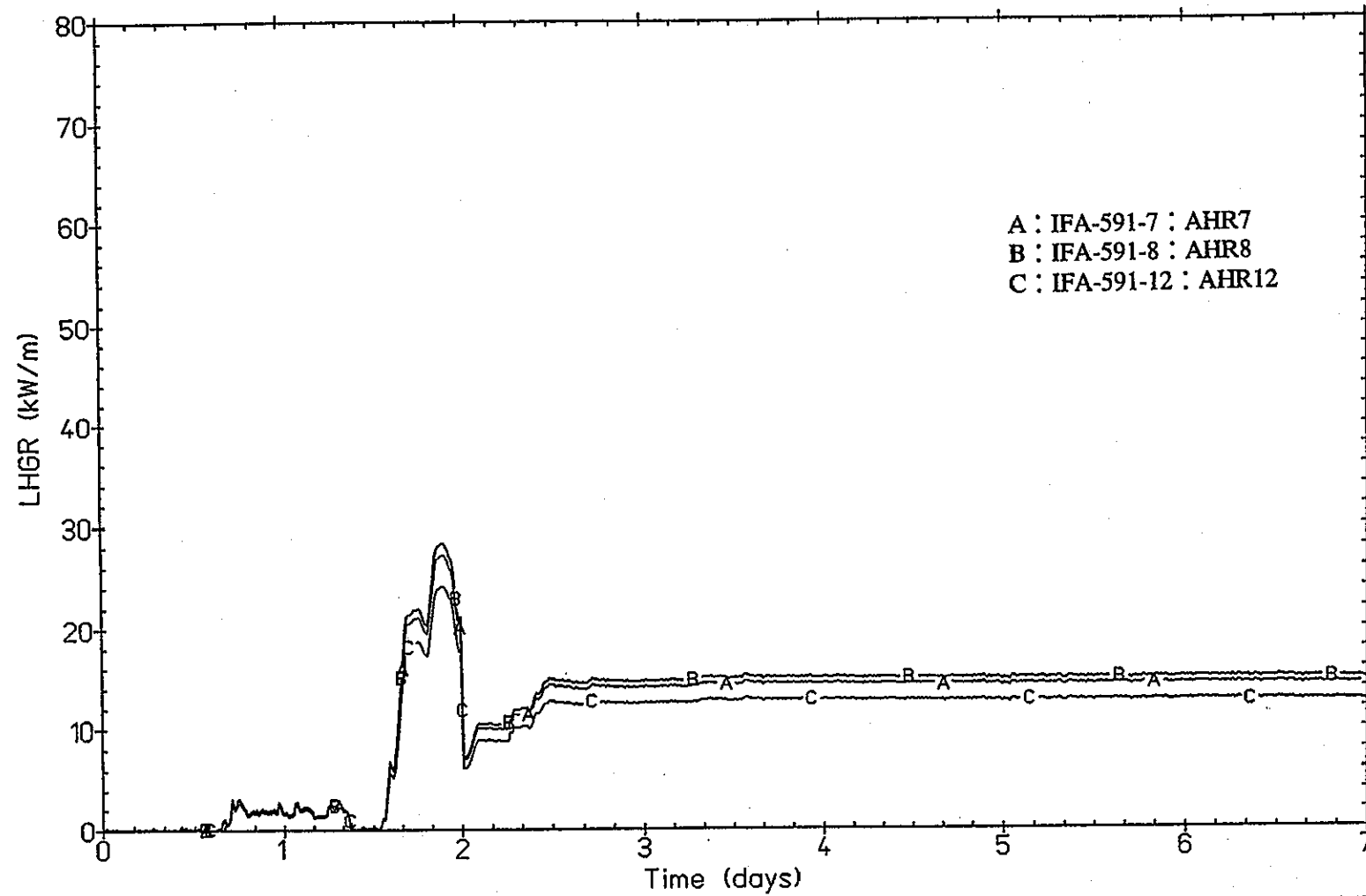


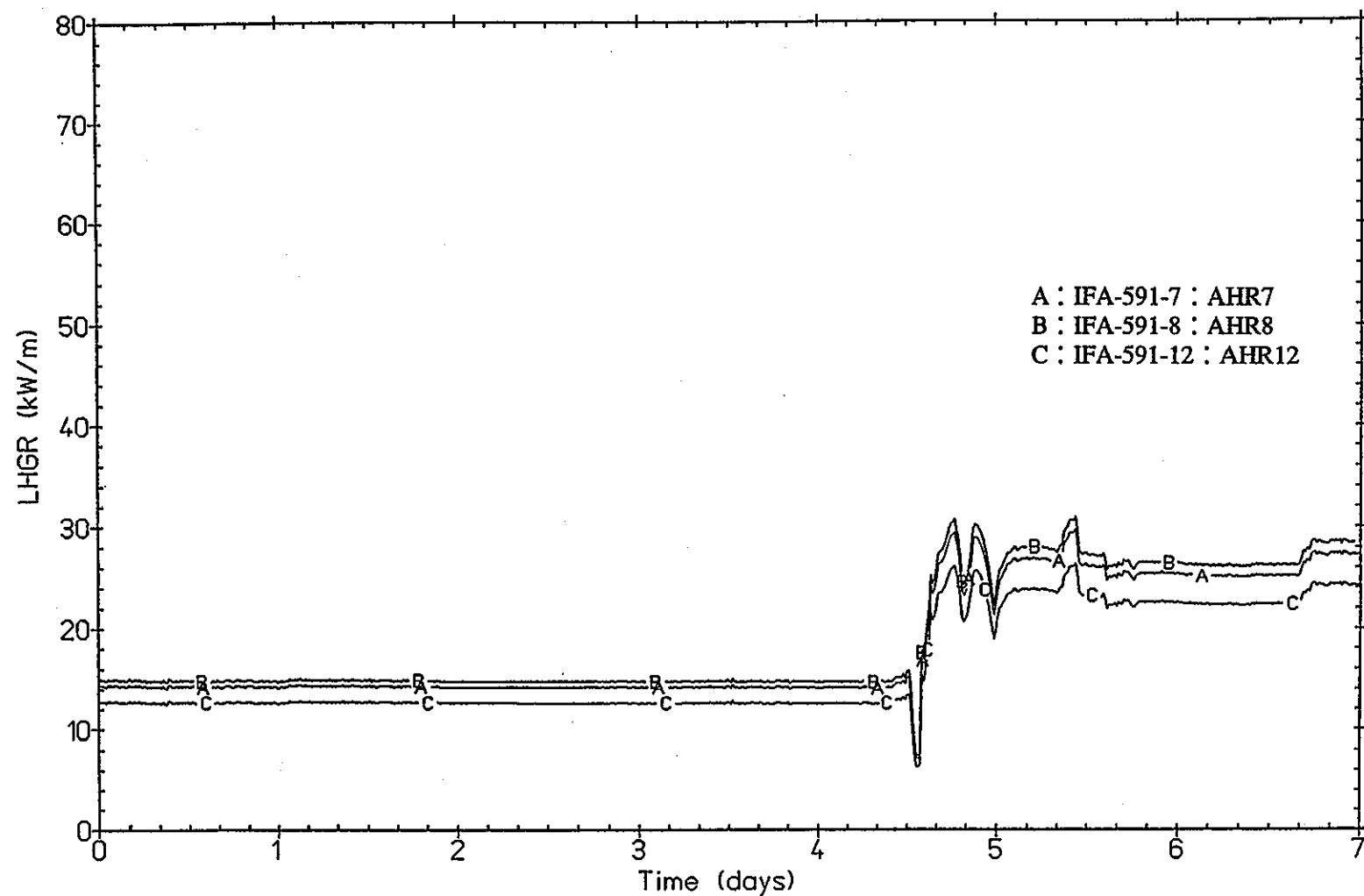
図3.2-18 ハルデンでの照射履歴 (セグメント燃料の線出力)



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

From: 1995/04/14 00:00
To : 1995/04/20 24:00

IFA-591.4, AHR7, AHR8, AHR12 versus TIME



591-EC-AHR Plotted 1995/09/11 15:18

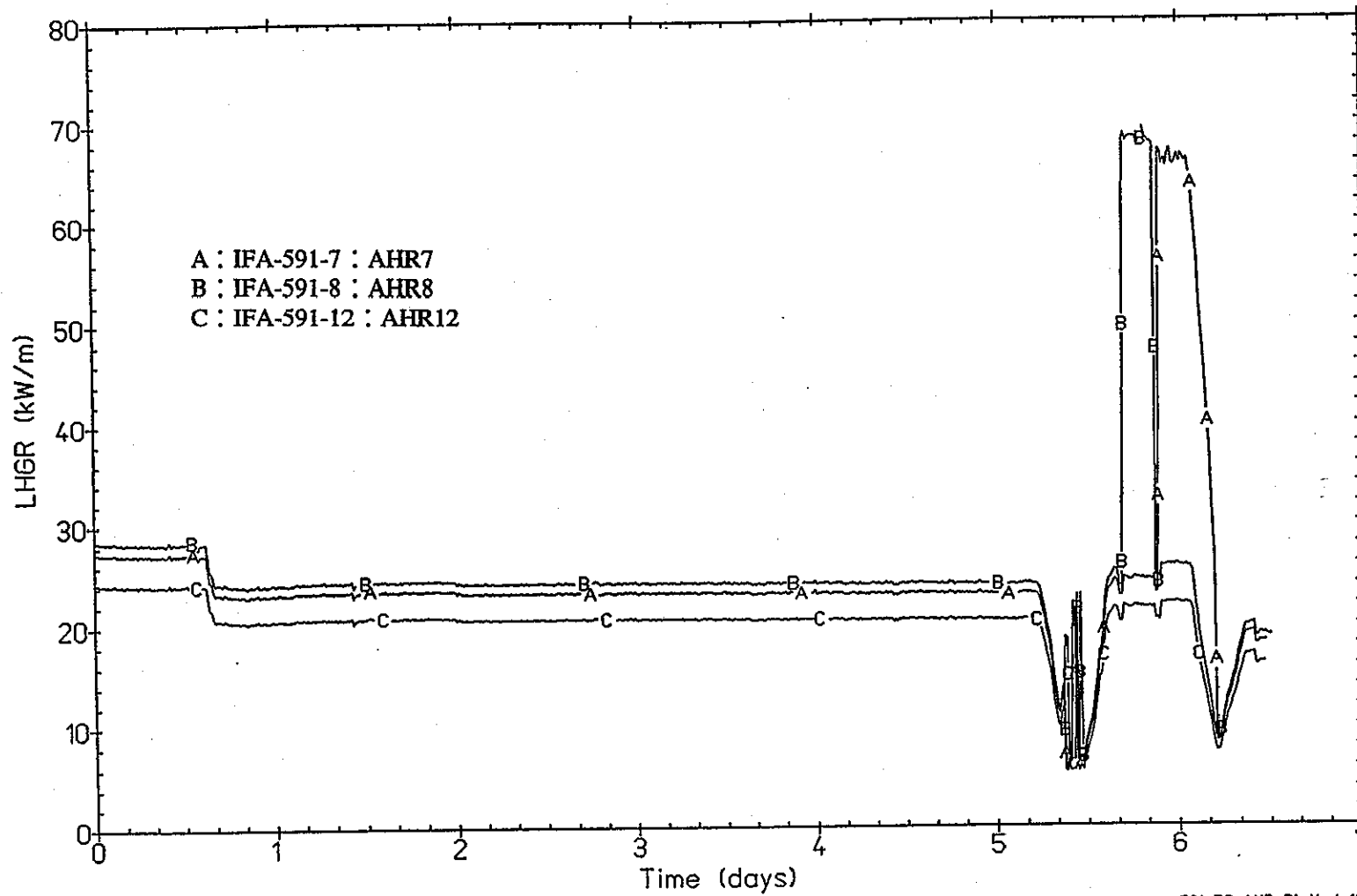
図3.2-19 ハルデンでの照射履歴 (セグメント燃料の線出力)



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

From: 1995/04/21 00:00
To : 1995/04/27 12:00

IFA-591.4, AHR7, AHR8, AHR12 versus TIME



591-EC-AHR Plotted 1995/09/11 15:16

図3.2-20 ハルデンでの照射履歴 (セグメント燃料の線出力)

INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

EP-219

IFA-591.4 ND1,2,5,6,7,8 vs Time

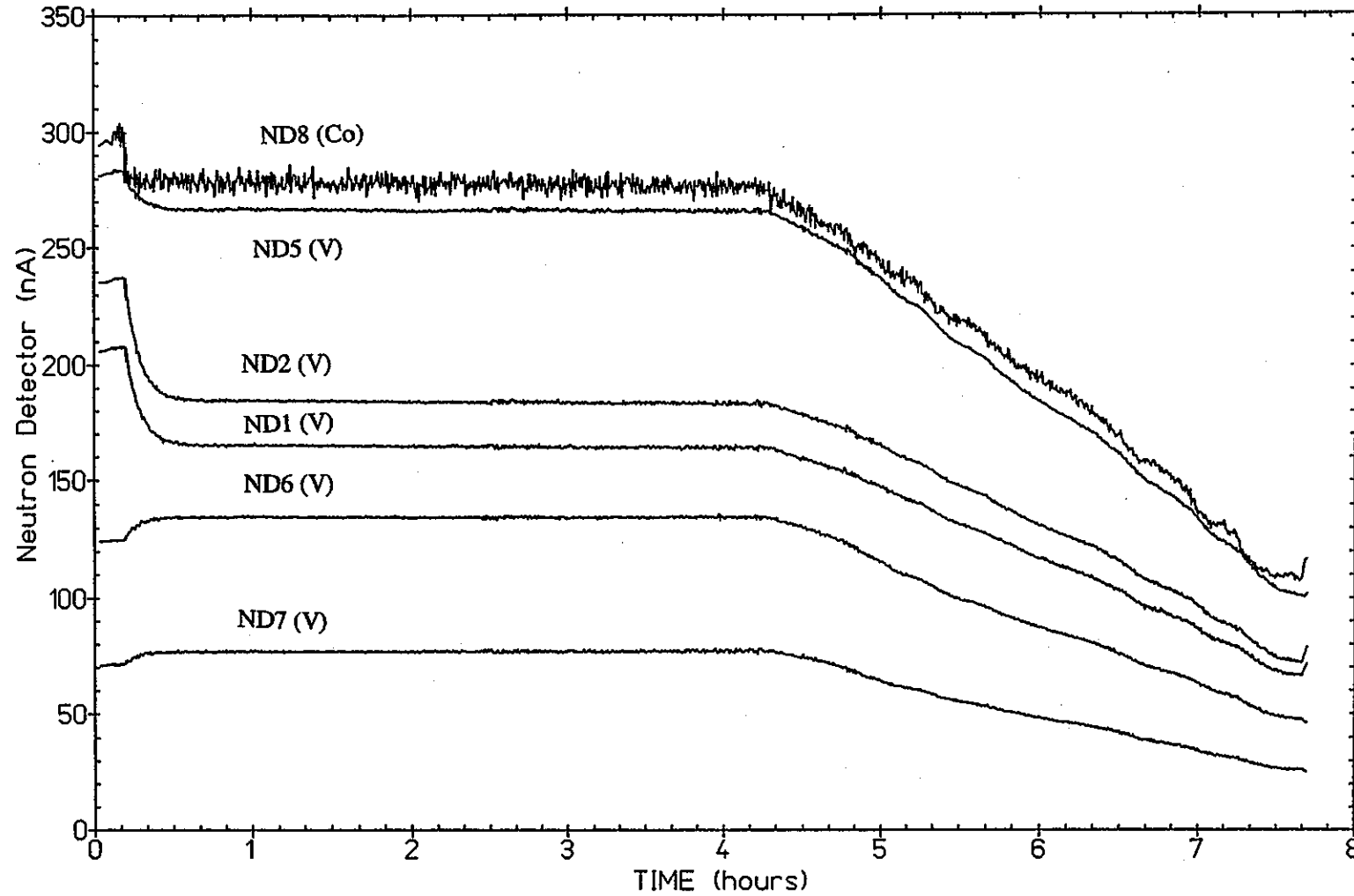
From: 1995/04/26 21:15
To : 1995/04/27 04:57

図3.2-21 試験時の中性子検出器信号の変化 (IFA-591.7)

INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

EP-219

IFA-591.4 ND1,2,5,6,7,8 vs Time

From: 1995/04/26 16:30

To : 1995/04/26 21:00

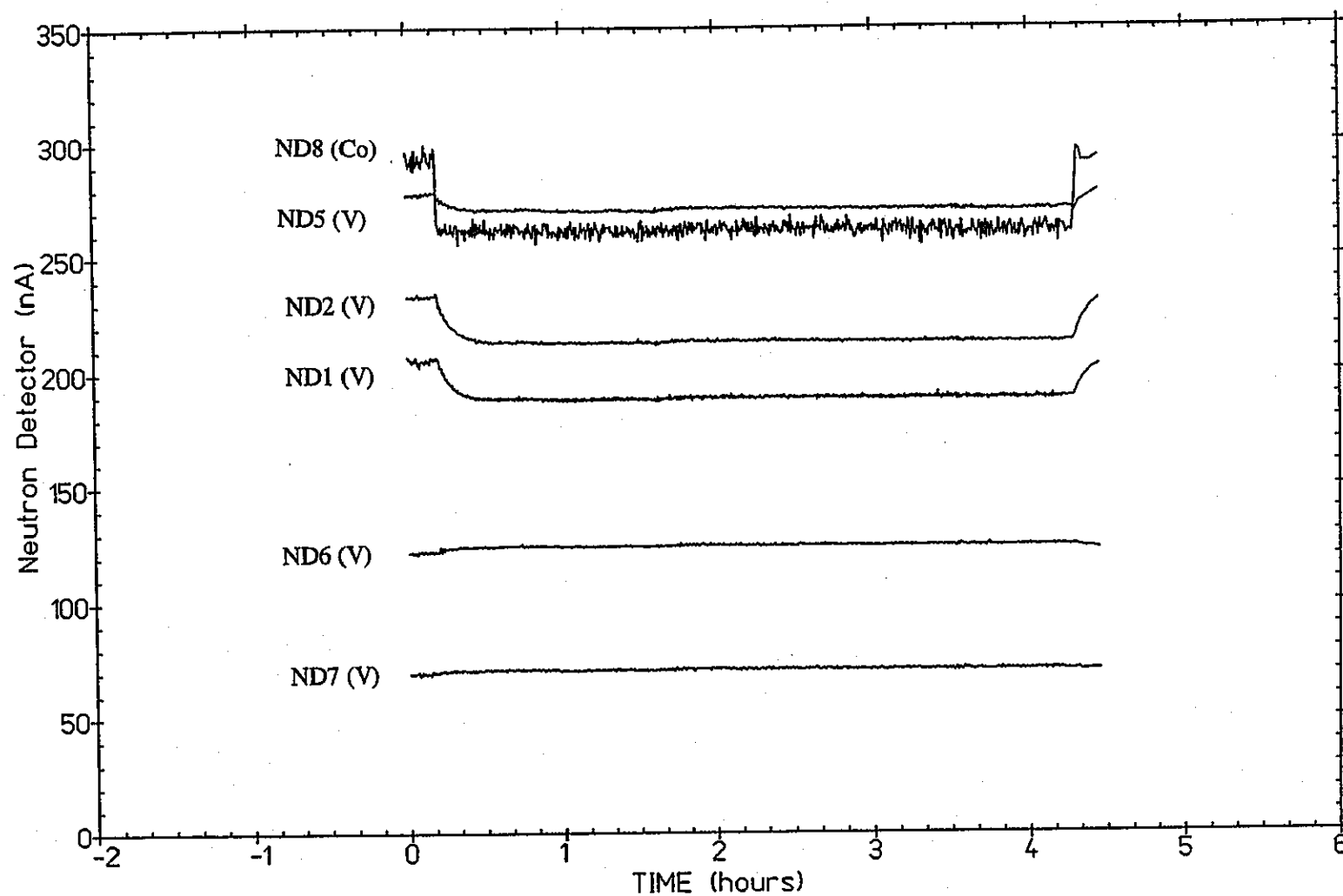


図3.2-22 試験時の中性子検出器信号の変化 (IFA-591.8)



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

IFA-591.1 AXIAL FLUX DISTRIBUTION

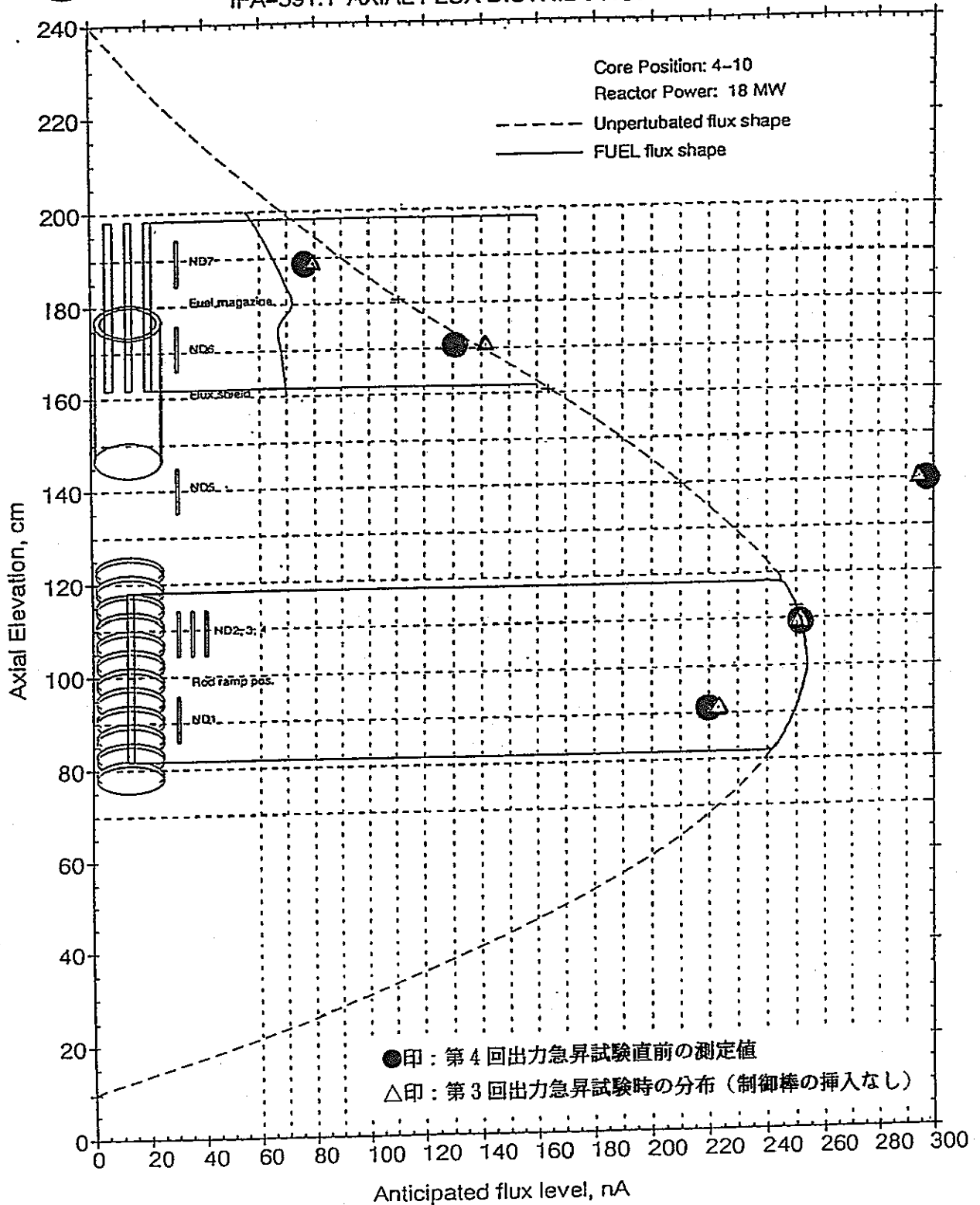


図3.2-23 リグ内の中性子フラックス分布 (計算値) と試験直前の中性子検出器指示値



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

EP-219

IFA-591.4: AHR7, ECMM1 and GM13 vs TIME

From: 1995/04/26 21:15
To : 1995/04/27 04:57

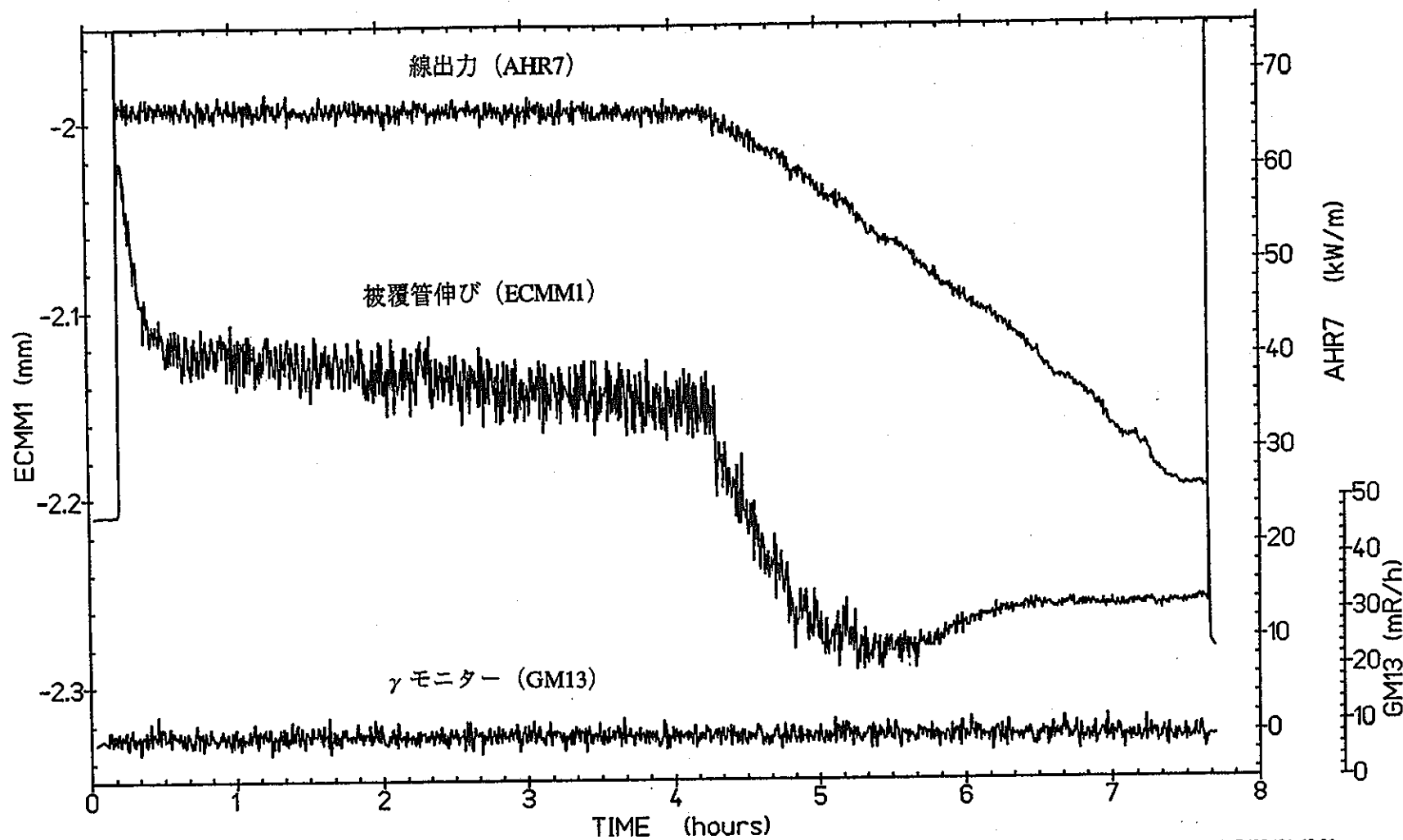


図3.2-24 IFA-591.7 の被覆管伸びと出力変化 (EXMON データ)

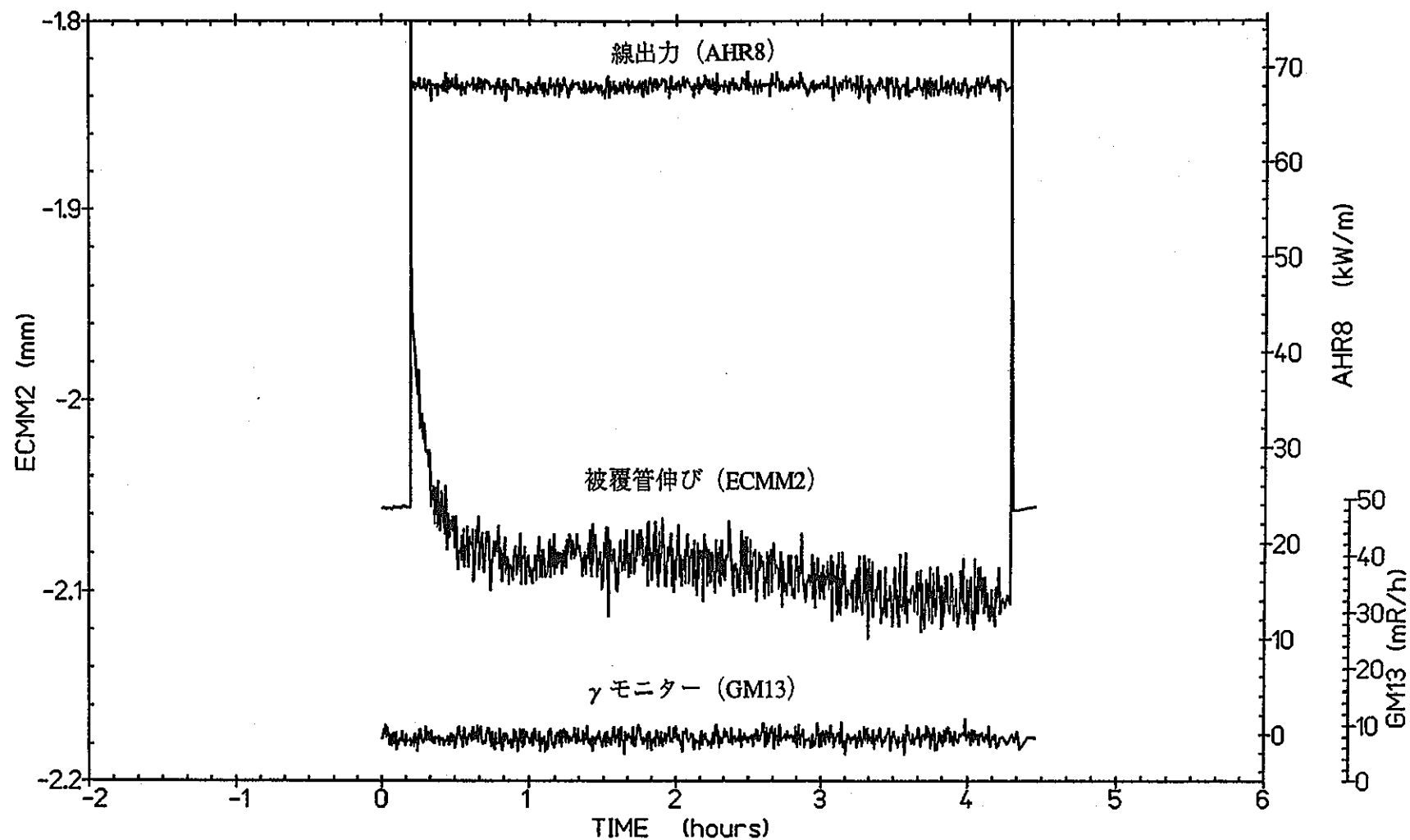


INSTITUT FÜR ENERGIE TECHNIK
OECD Halden Reactor Project

EP-219

IFA-591.4: AHR8, ECMM2 and GM13 vs TIME

From: 1995/04/26 16:30
To : 1995/04/26 21:00



591-EC Plotted 1995/09/01 13:05

図3.2-25 IFA-591.8 の被覆管伸びと出力変化 (BXMON データ)



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

IFA-591.1 AXIAL FLUX DISTRIBUTION

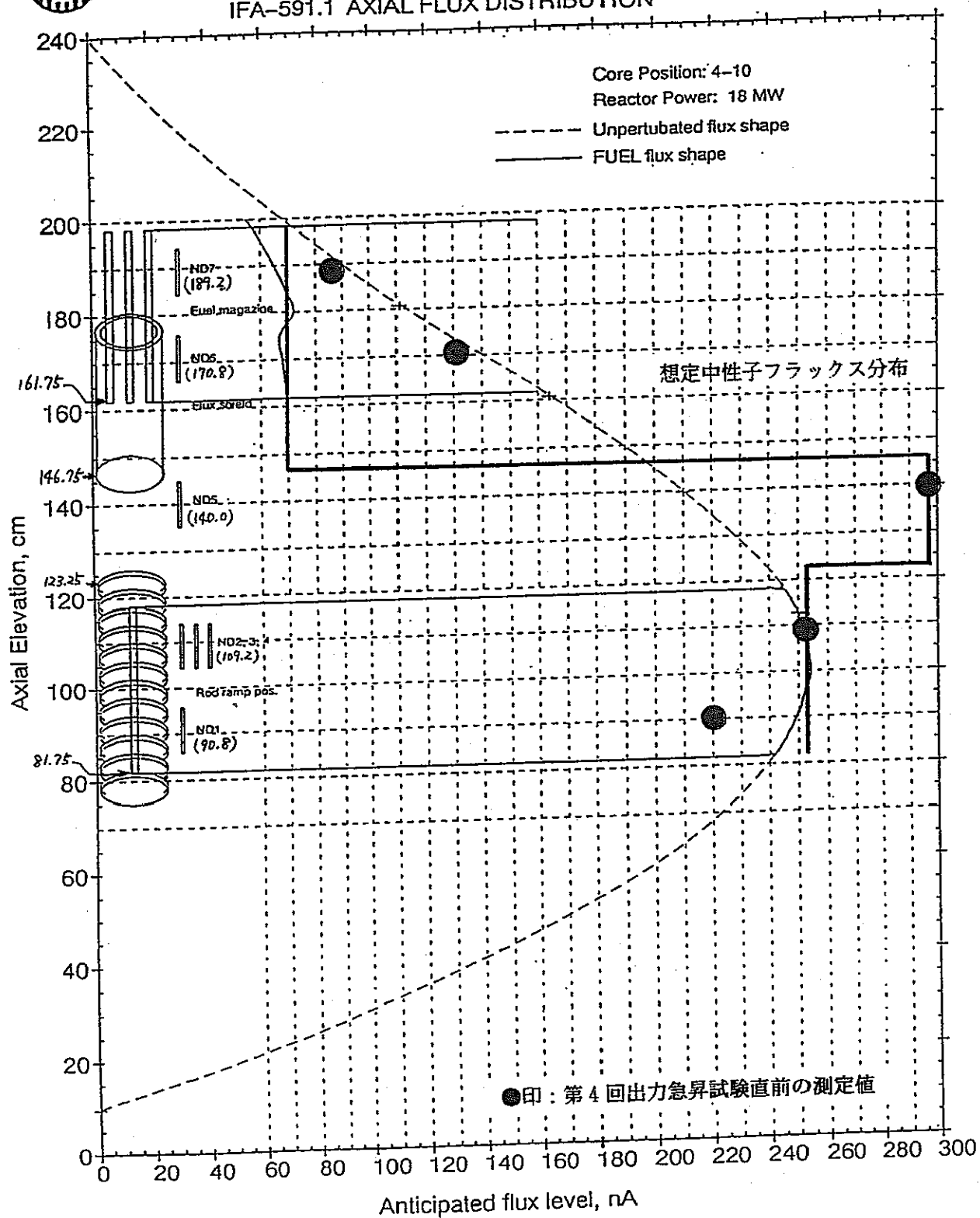


図3.2-26 試験リグ内の軸方向中性子フラックス分布想定図

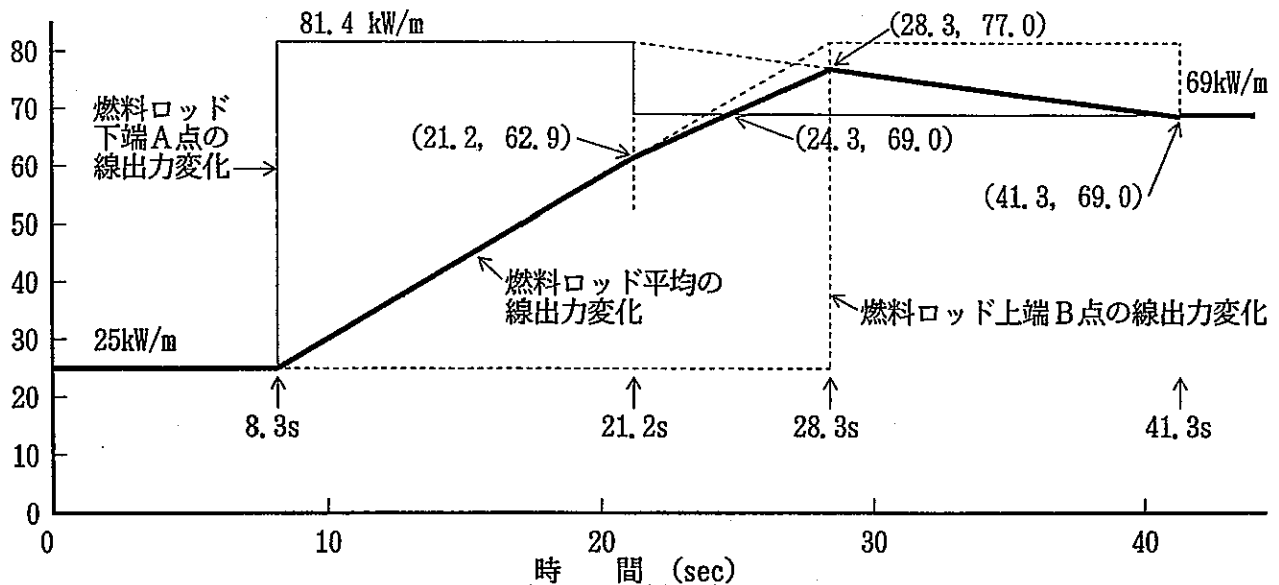


図3.2-27 セグメント燃料の線出力上昇推定図

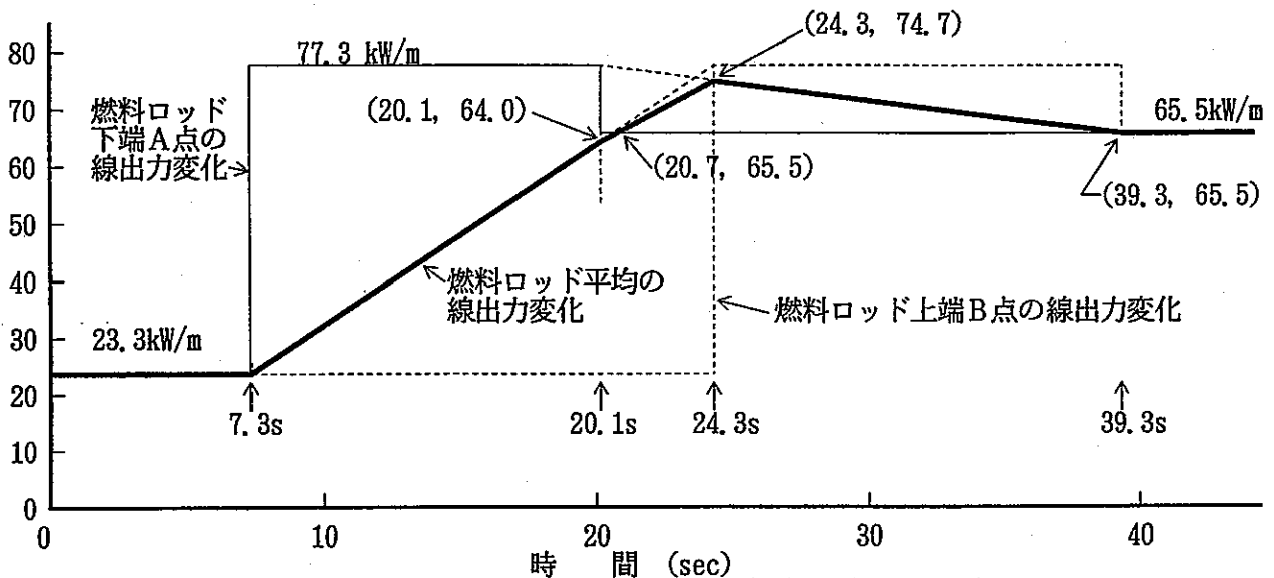


図3.2-28 セグメント燃料の線出力上昇推定図 (IFA-591.7)

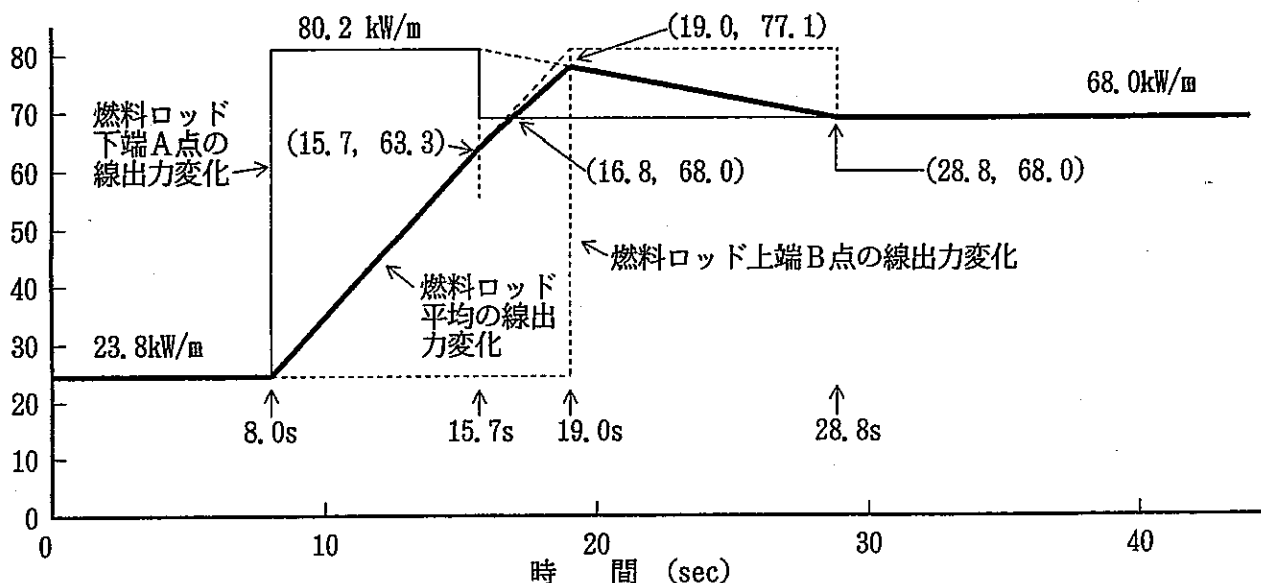


図3.2-29 セグメント燃料の線出力上昇推定図 (IFA-591.8)

IFA-591 RAMP FUEL TEMPERATURE

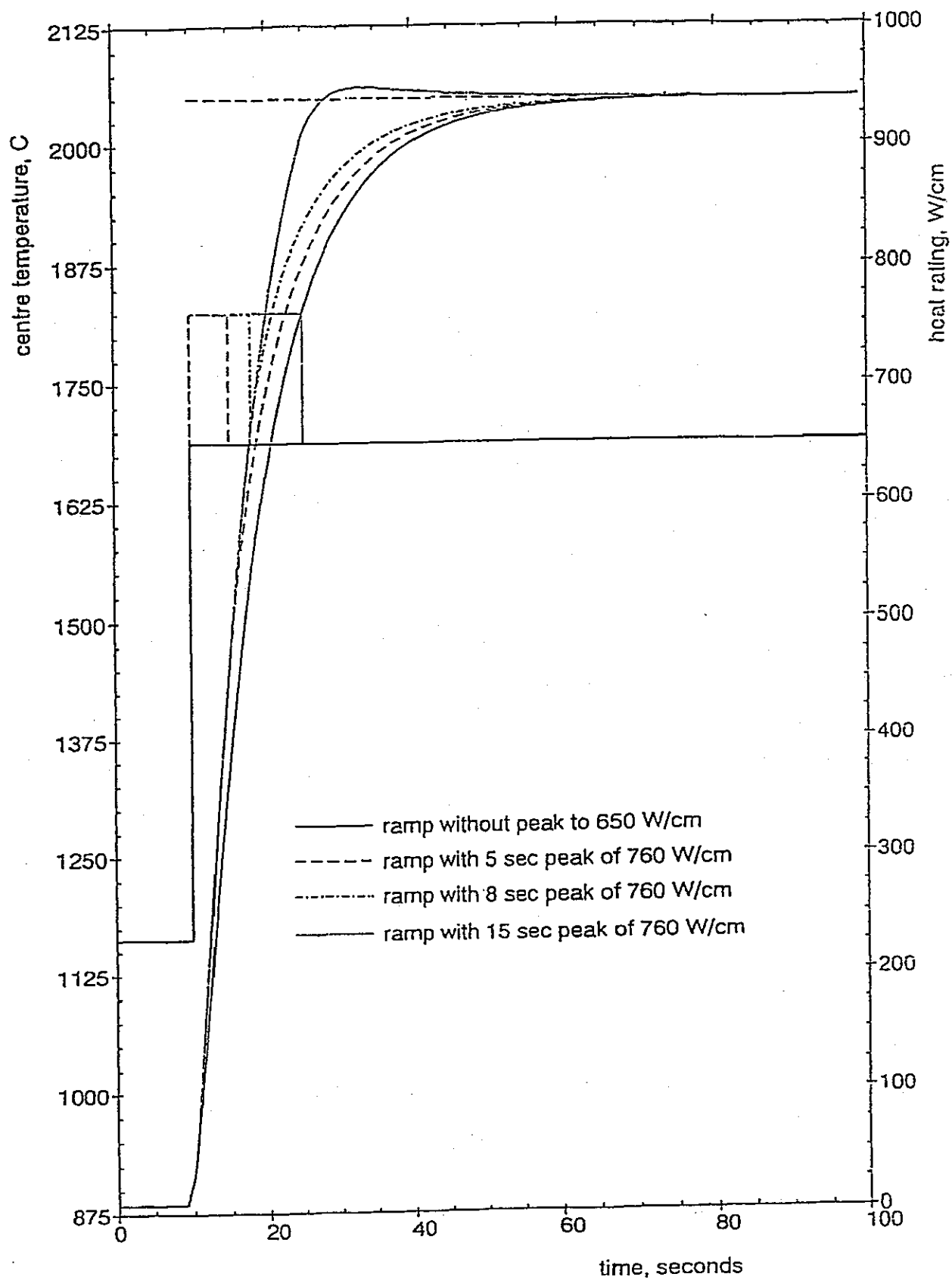


図3.2-30 出力急昇時間が燃料温度上昇に与える影響 (ハルデン解析結果)



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

EP-219

IFA-591.4: ECMM1 vs AHR7

From: 1995/04/26 21:15
To : 1995/04/27 04:57

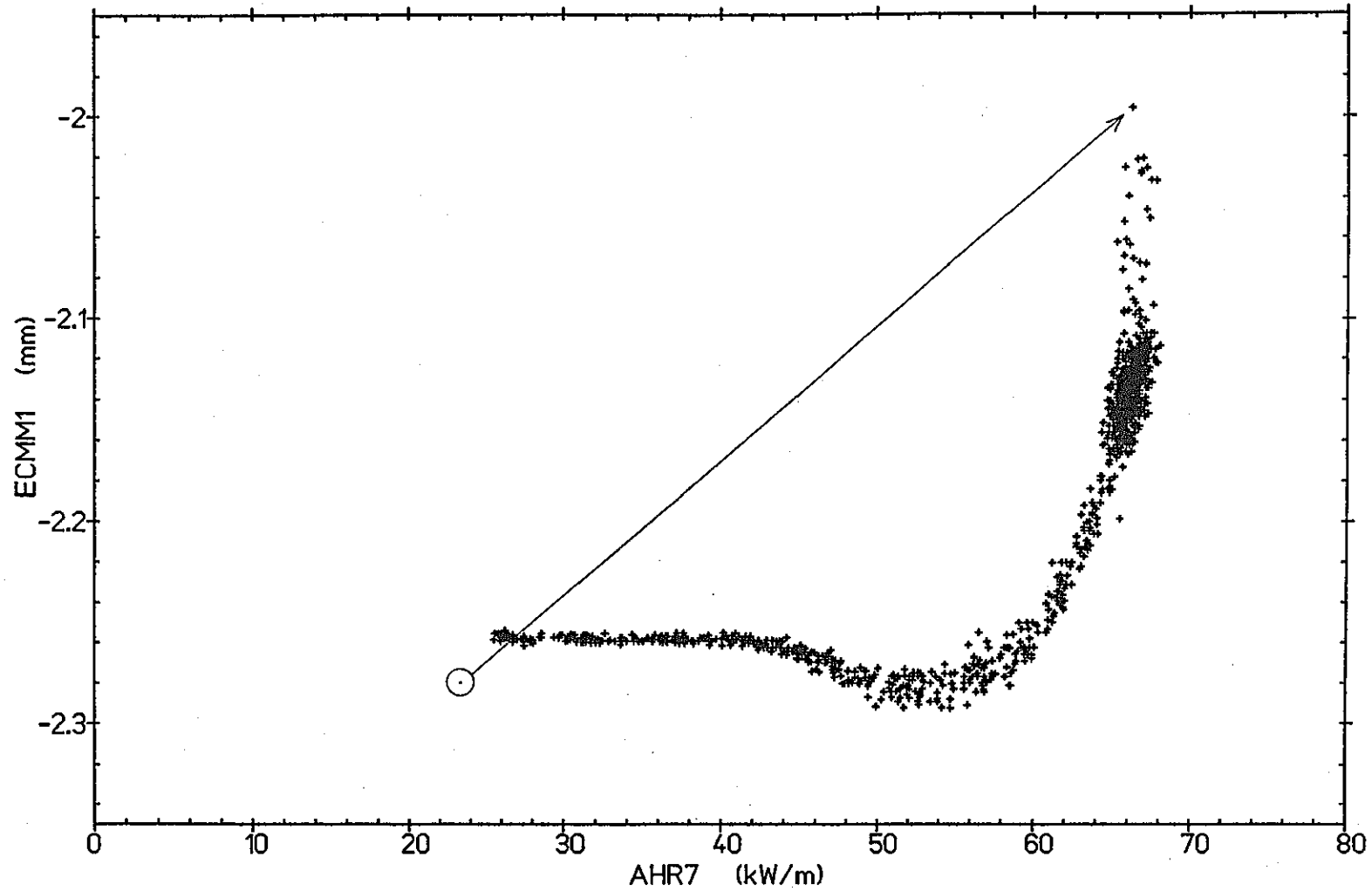


図3.2-31 IFA-591.7 の線出力と被覆管伸びの相関



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

EP-219

IFA-591.4: ECMM2 vs AHR8

From: 1995/04/26 16:30

To : 1995/04/26 21:00

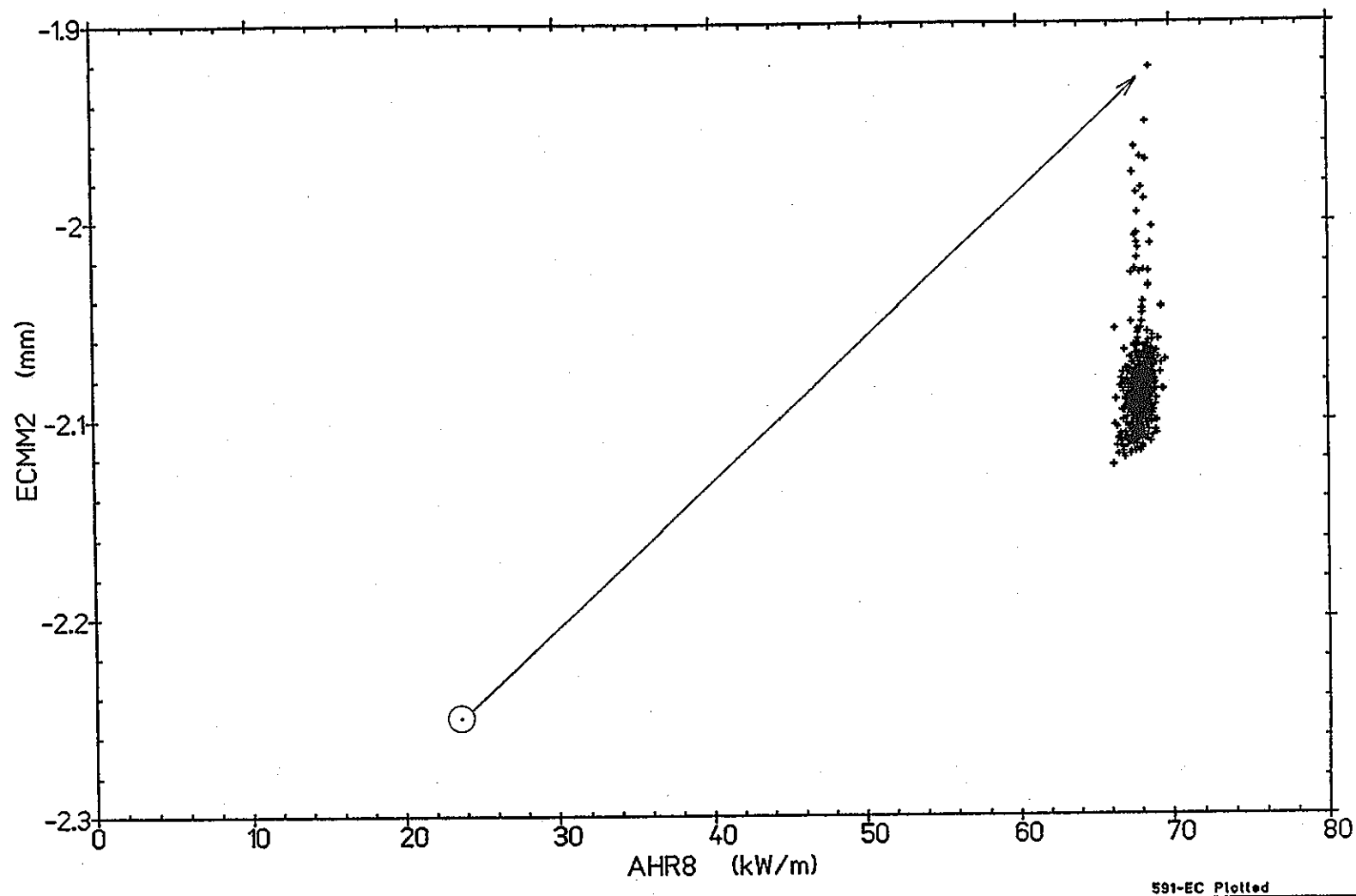
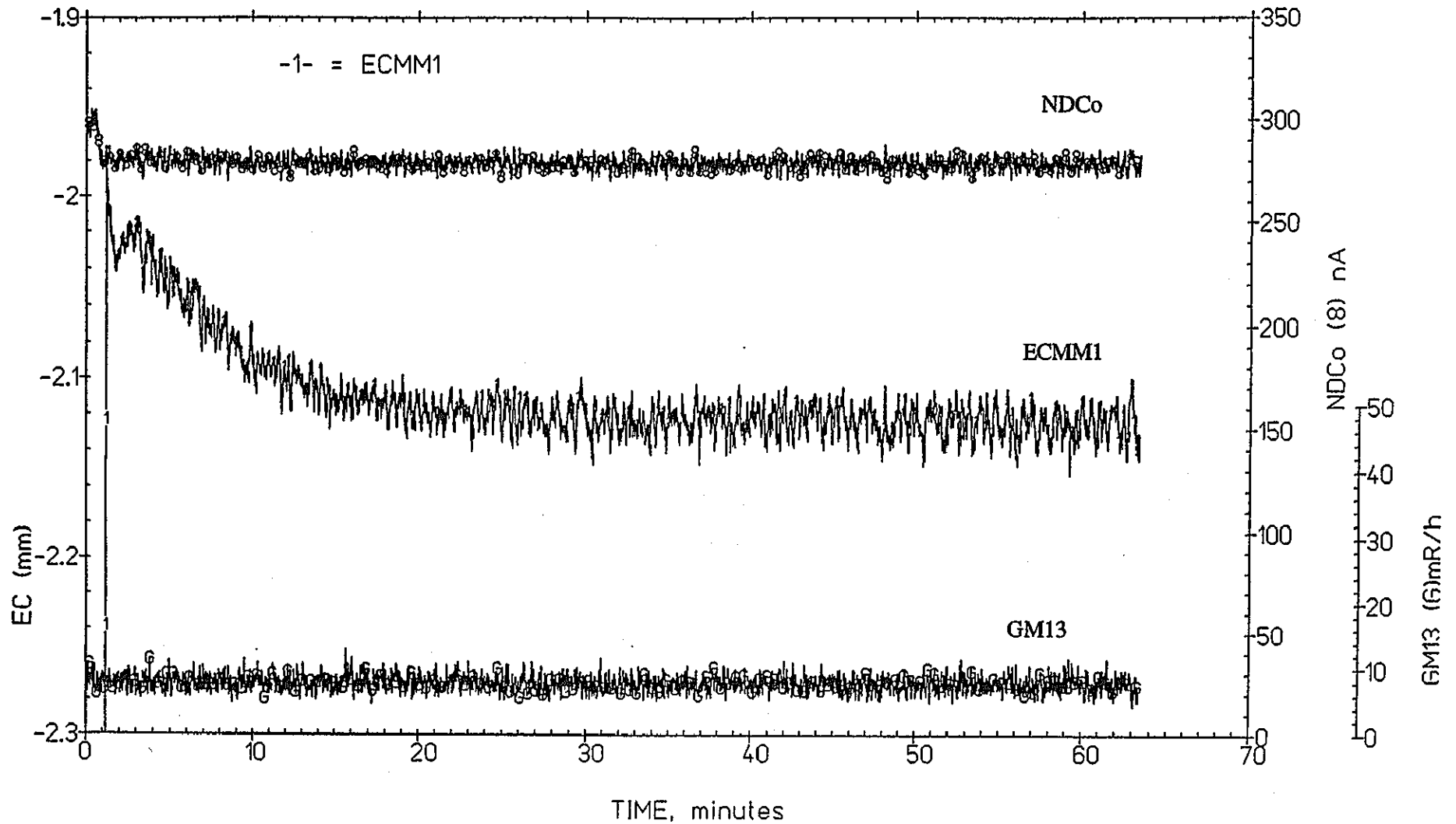


図3.2-32 IFA-591.8 の線出力と被覆管伸びの相関

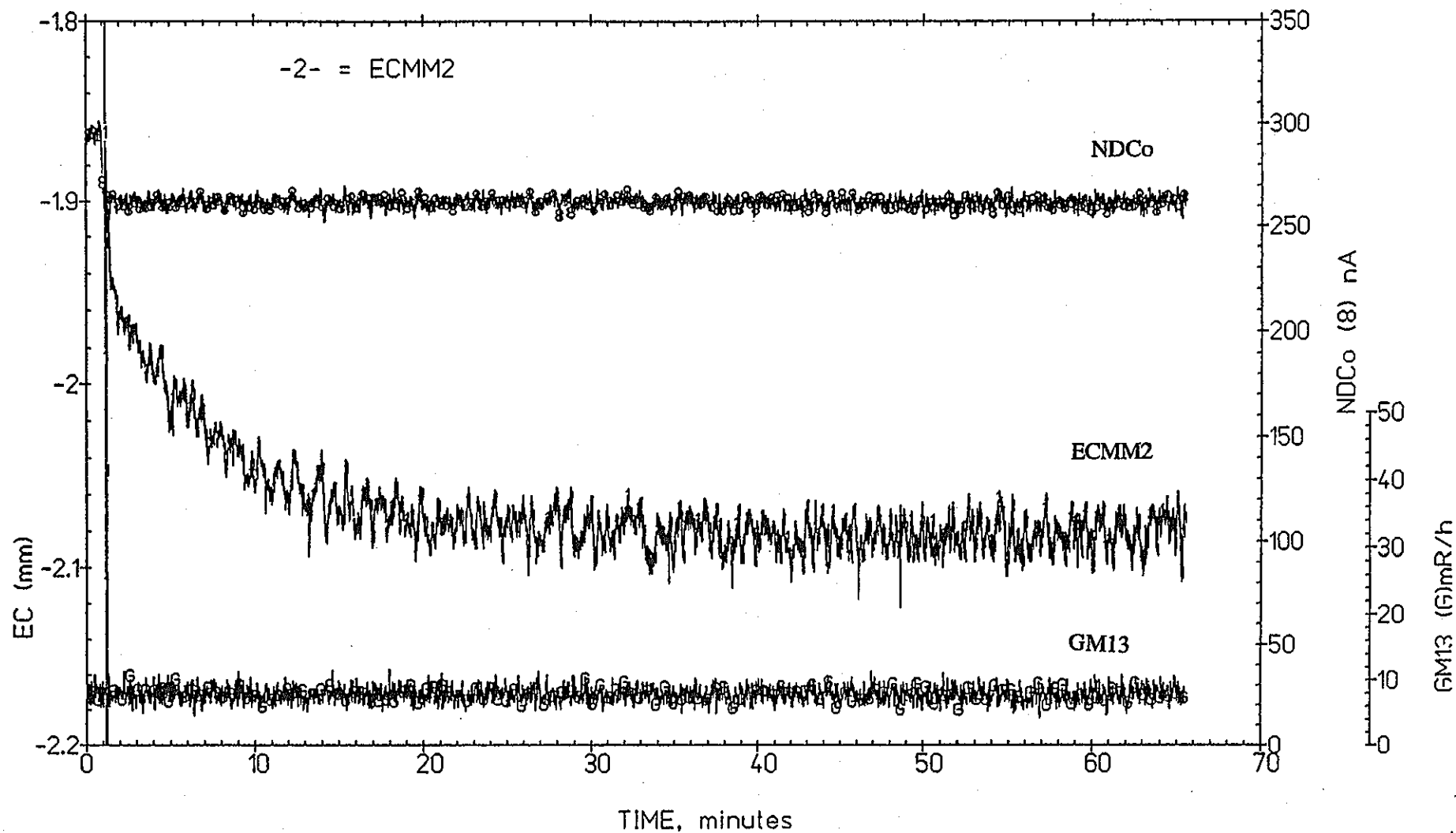
IFA-591.4 Pos No. 1, Fast Scan Run No. 4051



File: (db-data)f-s-591-3:plot, Plotted 1995/05/24 11:

図3.2-33 IFA-591.7 の被覆管伸びと出力変化 (Fast Scan データ)

IFA-591.4 Pos No. 2, Fast Scan Run No. 4050



File: (db-data)f-s-591-3:plot, Plotted 1995/05/24 11:

図3.2-34 IFA-591.8 の被覆管伸びと出力変化 (Fast Scan データ)

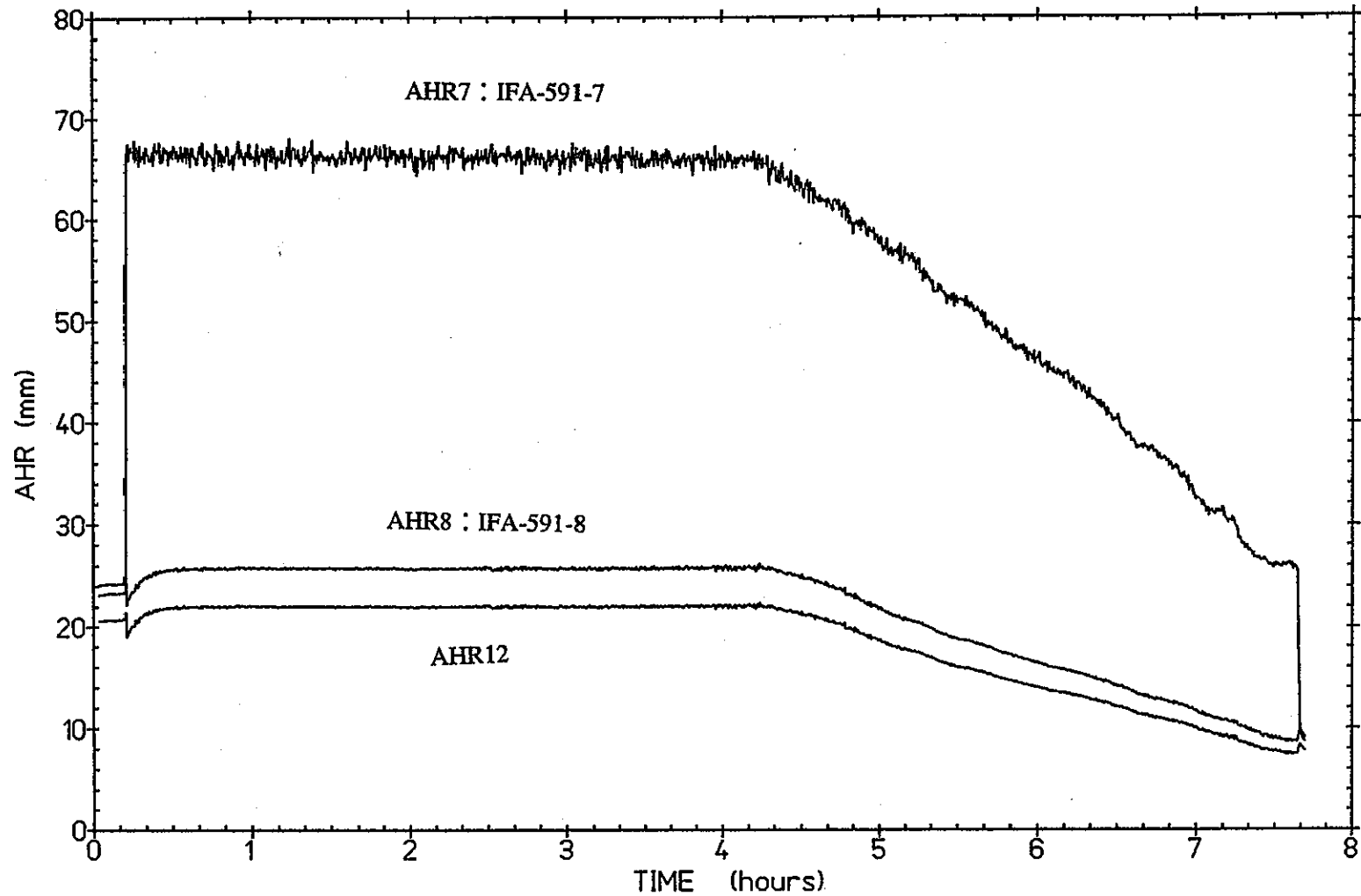


INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

EP-219

IFA-591.4: AHR7, AHR8 and AHR12 vs TIME

From: 1995/04/26 21:15
To : 1995/04/27 04:57



591-EC Plotted 1995/09/01 13:31

図3.2-35 IFA-591.7 試験時の各セグメント燃料の線出力変化 (BXMN データ)



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

EP-219

IFA-591.4: AHR7, AHR8 and AHR12 vs TIME

From: 1995/04/26 16:30

To : 1995/04/26 21:00

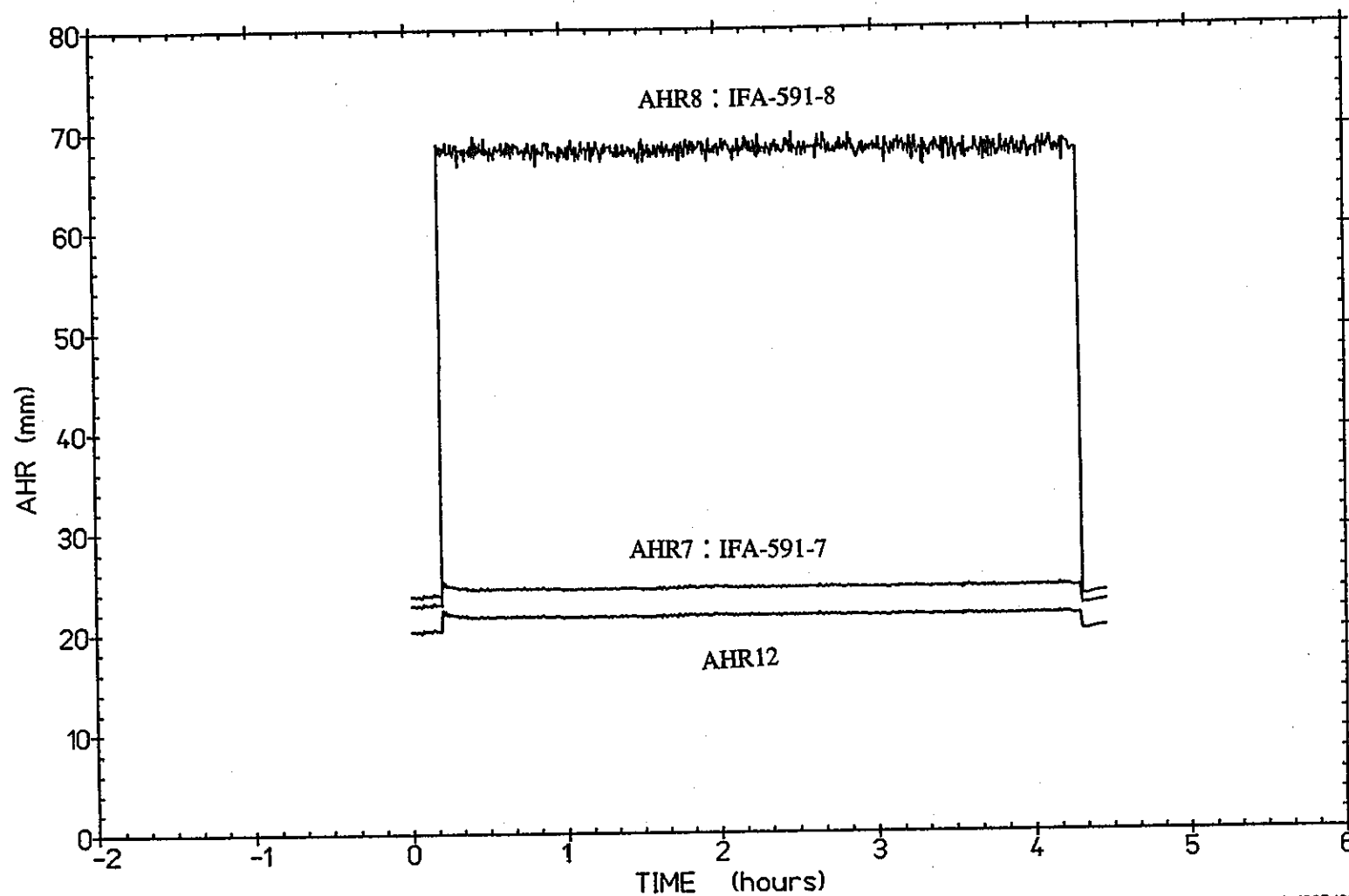


図3.2-36 IFA-591.8 試験時の各セグメント燃料の線出力変化 (EXMON データ)



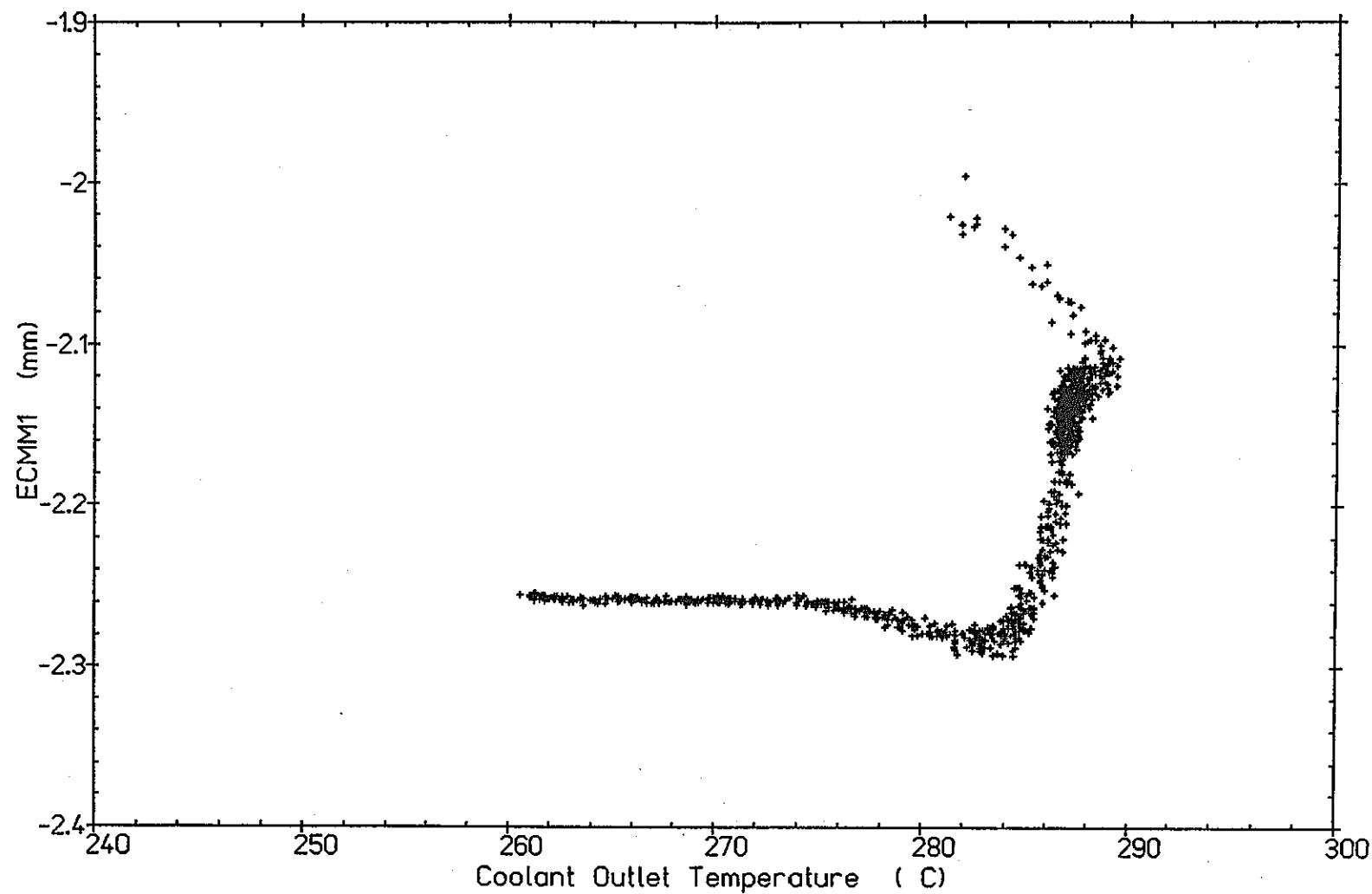
INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

EP-219

IFA-591.4: ECMM1 vs TO-591

From: 1995/04/26 21:00

To : 1995/04/27 04:57



591-EC Plotted 1995/05/19 12:14

図3.2-37 IFA-591.7 の被覆管伸びと冷却材出口温度との相関 (EXMON データ)



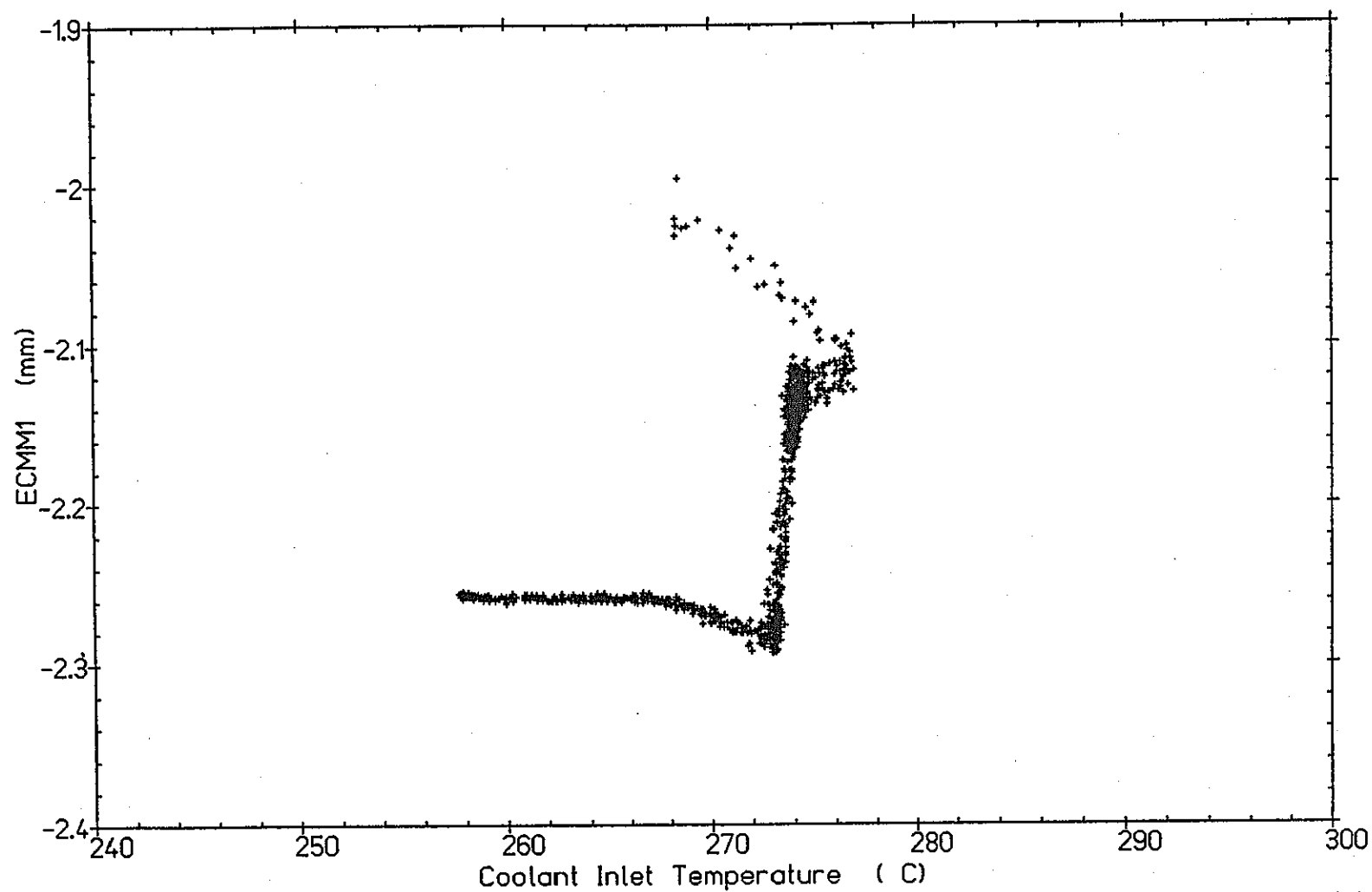
INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

EP-219

IFA-591.4: ECMM1 vs TI-591

From: 1995/04/26 21:00

To : 1995/04/27 04:57



591-EC Plotted 1995/05/19 12:30

図3.2-38 IFA-591.7 の被覆管伸びと冷却材入口温度との相関 (EXMON データ)



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

EP-219

IFA-591.4, TI, TO, TD and MASSFLW

Data from: 1995/04/26 21:15
Data to : 1995/04/27 04:57

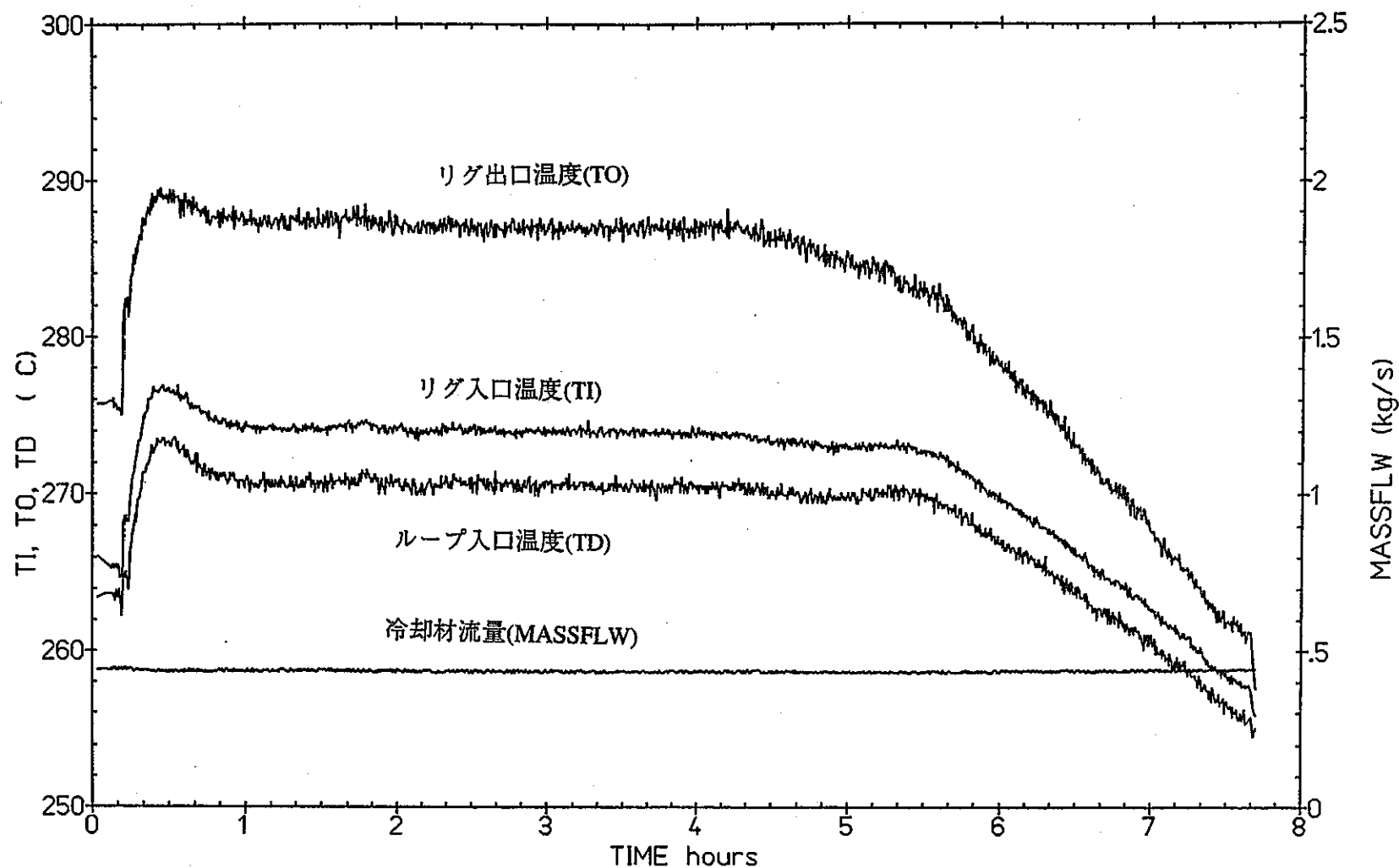


図3.2-39 IFA-591.7 試験時の冷却材各部温度変化 (BXMON データ)



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

EP-219

IFA-591.4, TI, TO, TD and MASSFLW

Data from: 1995/04/26 16:30
Data to : 1995/04/26 20:50

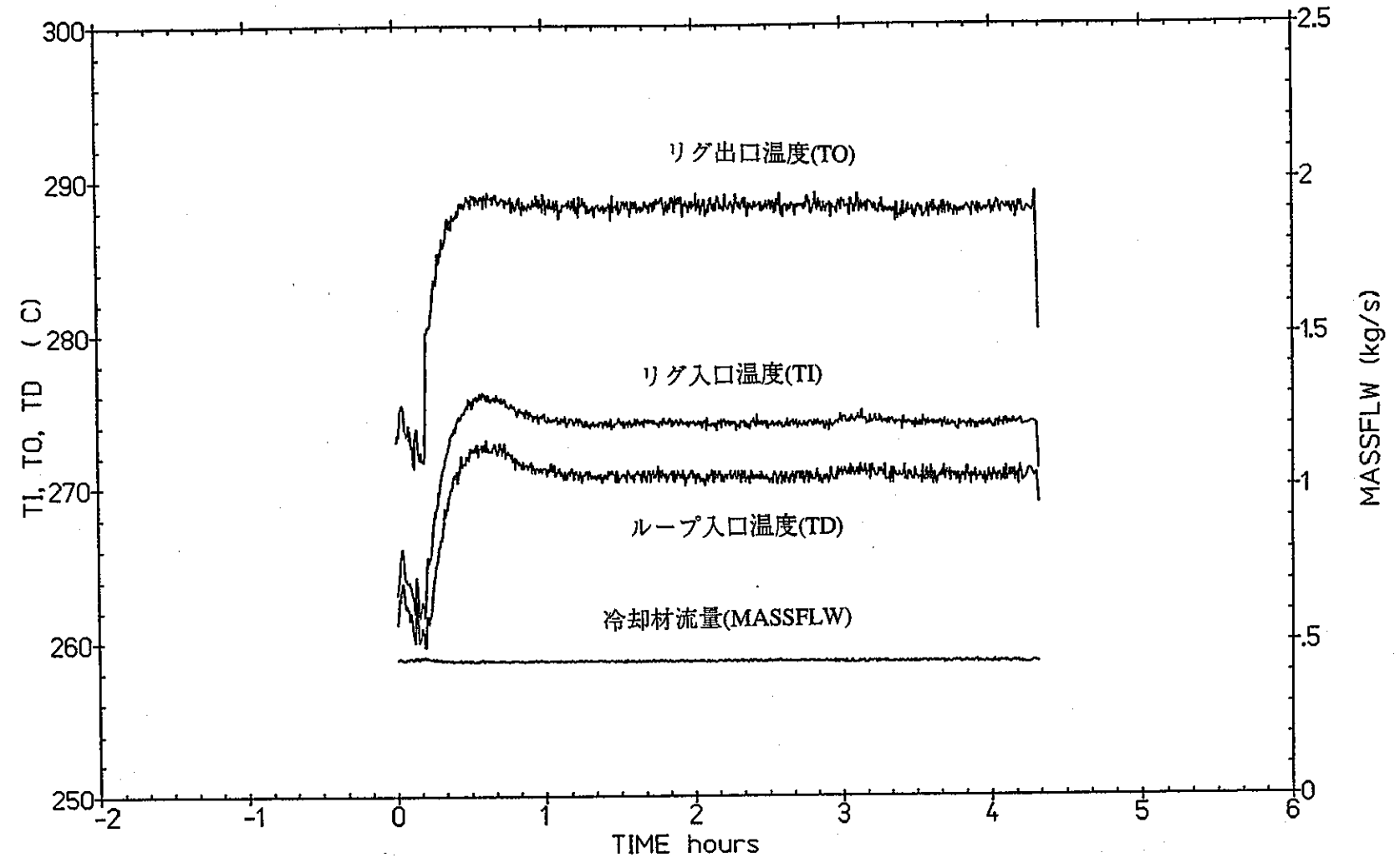


図3.2-40 IFA-591.8 試験時の冷却材各部温度変化 (EXMON データ)



INSTITUT FÜR ENERGIE-TECHNIK
OECD Halden Reactor Project

IFA-591.4, EC versus AHR

Data from: 1995/04/18 12:00
to : 1995/04/27 04:57

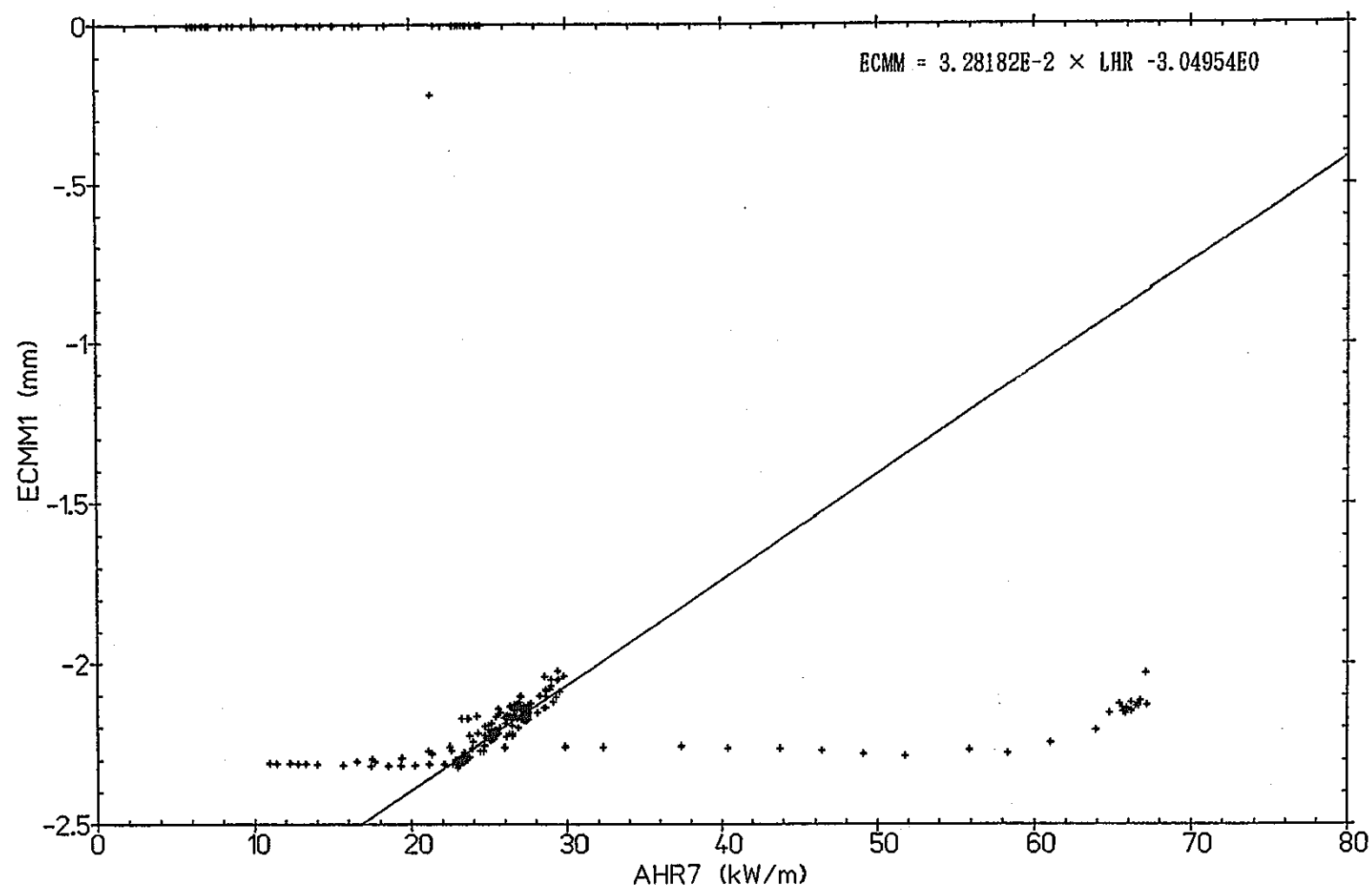


図3.2-41 IFA-591.7 校正試験およびプレコンディショニング 時の線出力と被覆管伸びの相関



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

IFA-591.4, EC versus AHR

Data from: 1995/04/18 12:00
to : 1995/04/26 21:00

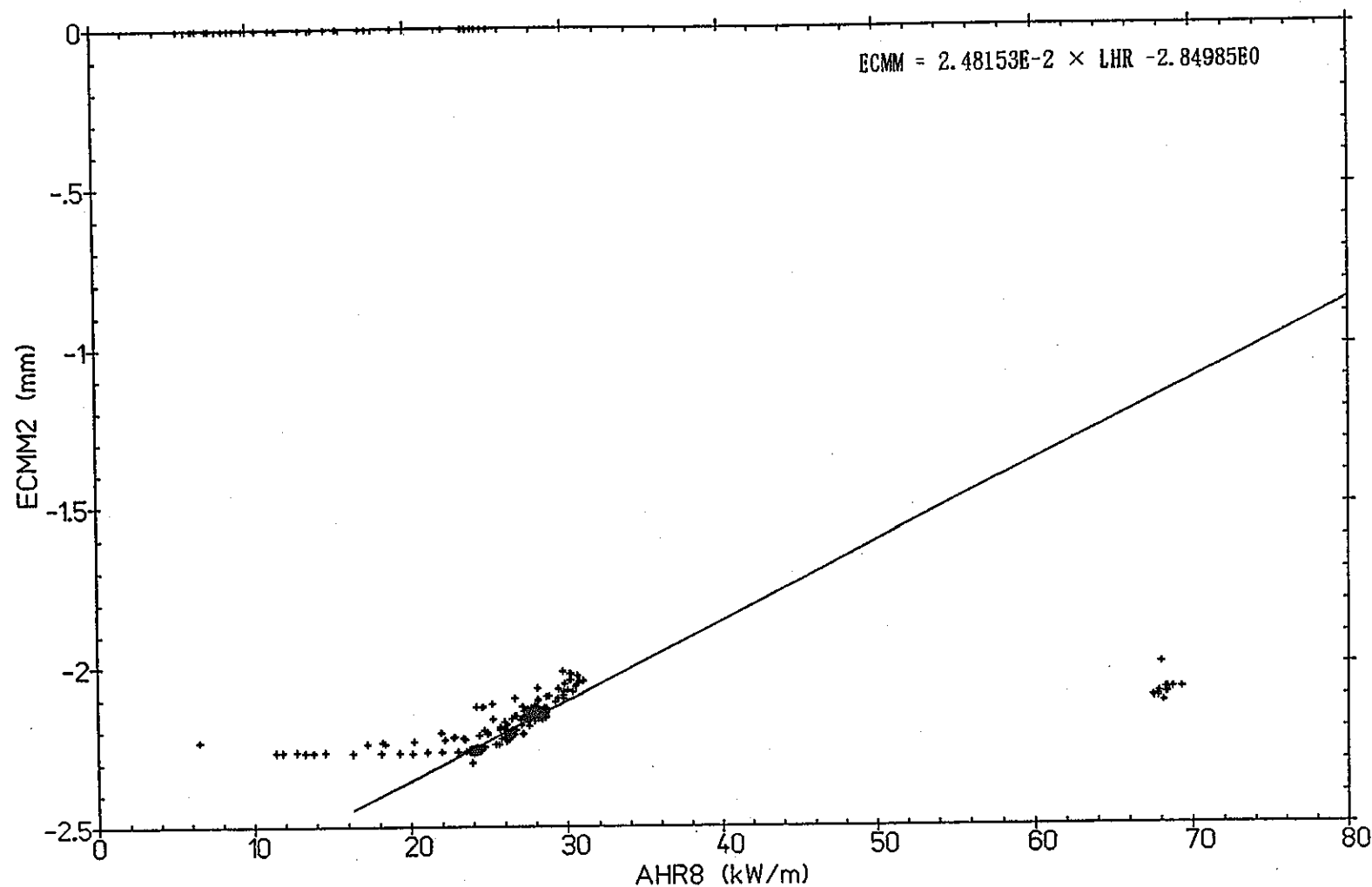


図3.2-42 IFA-591.8 校正試験およびフルコンディショニング 時の線出力と被覆管伸びの相関



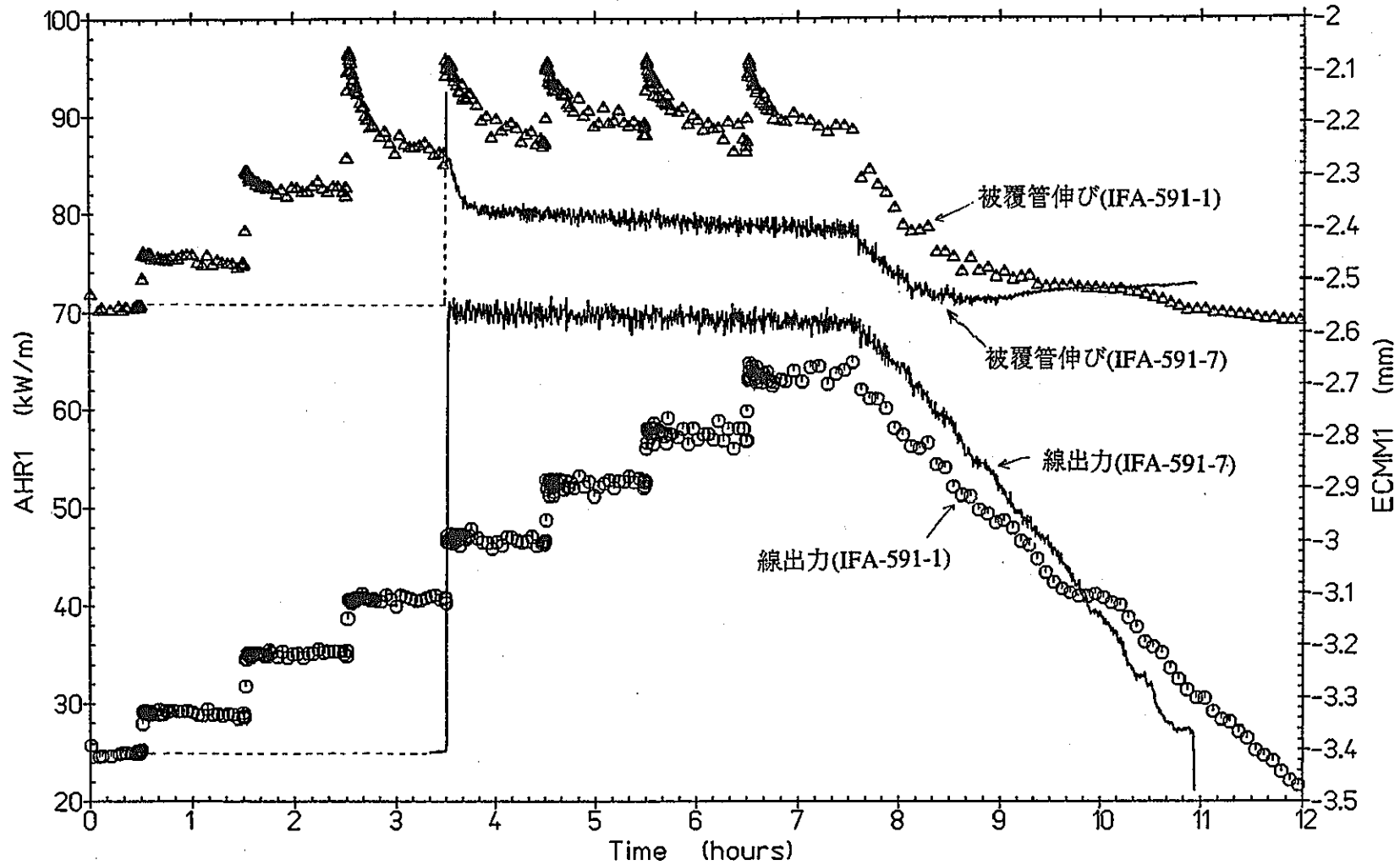
INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

EP-219

IFA-591.1: AHR1, ECMM1 vs TIME

From: 1994/08/11 15:30

To : 1994/08/12 05:30



591-EC Plotted 1995/05/16 13:15

図3.2-43 IFA-591.1(第1回試験)とIFA-591.7(第4回試験)の試験結果の比較



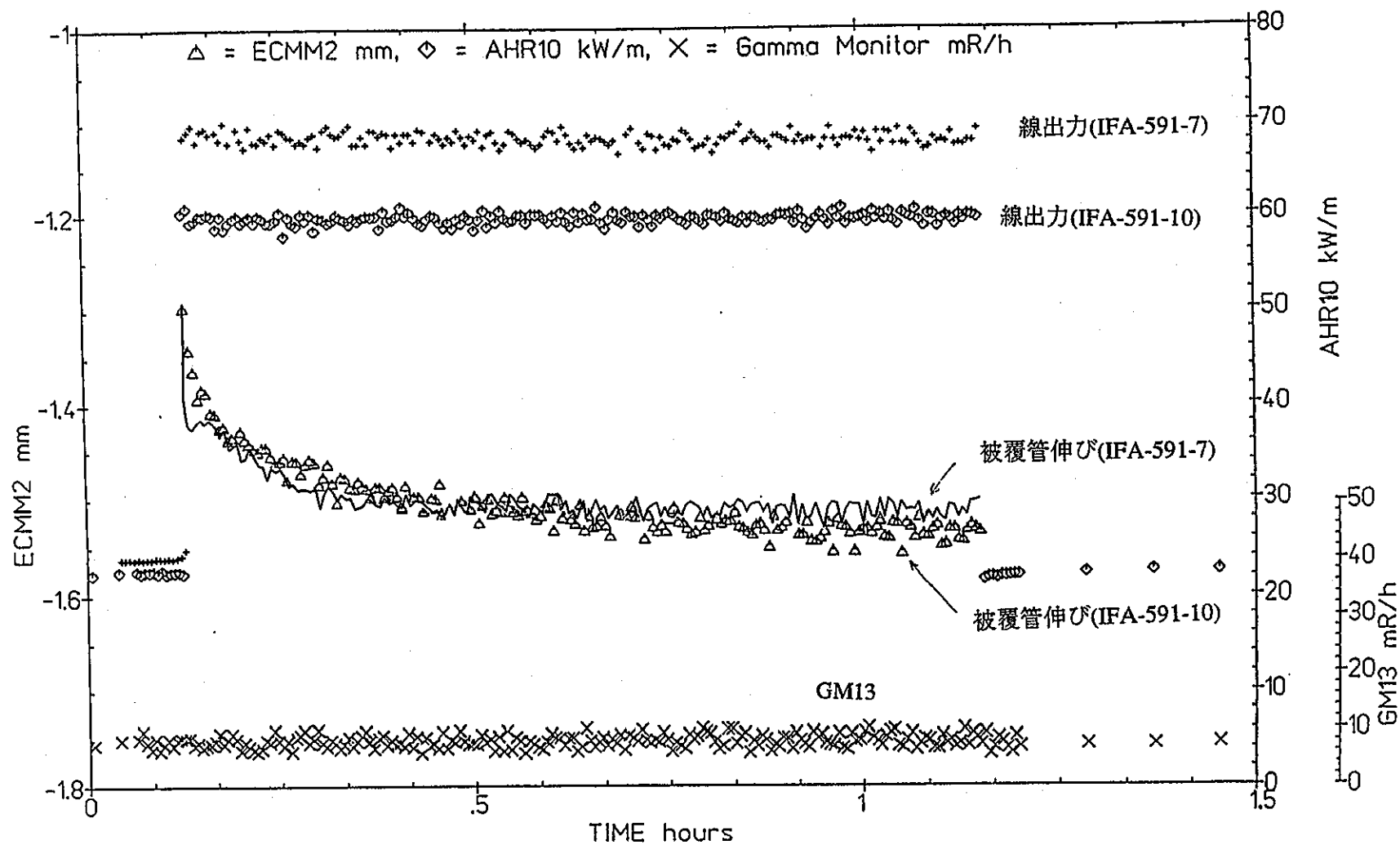
INSTITUT FÜR ENERGIE TECHNIK
OECD Halden Reactor Project

EP-212

IFA-591.3, EC,ND8 and Gamma Monitor

Data from: 1995/02/09 11:30

Data to : 1995/02/09 13:00



591-EC Plotted 1995/02/10 16:07

図3.2-44 IFA-591.10 (第1回試験) と IFA-591.7 (第4回試験) の試験結果の比較

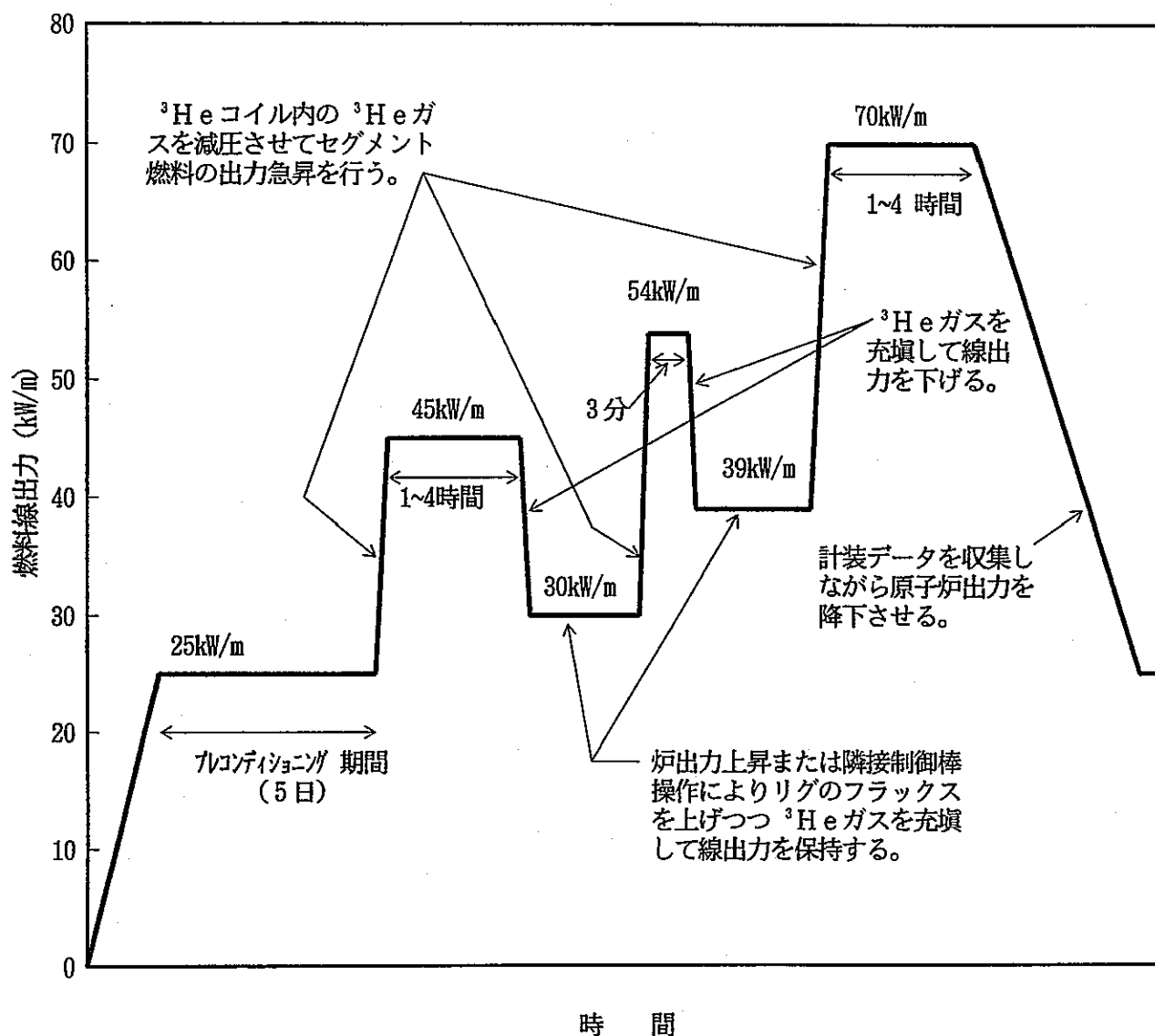


図3.2-45 セグメント燃料の出力急昇試験モードの提案

4. まとめ

平成7年4月18日～27日において実施された第4回出力急昇試験（IFA-591.4）に立合った。当試験では、燃料破損しきい線出力を確認することを目的にシングル出力急昇試験を実施した。本報告の要旨は、以下のとおりである。

- (1) 過去3回の同シリーズの試験で燃料破損が観測されなかったことから、予定していたタイプAのランプ試験条件のうちプレコンディショニングレベル（到達線出力を変えずに30kW/mから25kW/mに低下）と出力急昇後の保持時間（2分から4時間に延長）を変更し、より厳しいと考えられる条件で試験を行った。
- (2) 試験に供した燃料ロッドはIFA591.7（中実ペレット・Zry-2 被覆・16.3GWd/t）とIFA591.8（中実ペレット・Zr-liner被覆・14.8GWd/t）であり、それぞれ、65.5kW/mおよび68.0kW/mまで出力を急昇させその出力で4時間保持したが、燃料破損の兆候は観測されなかった。
しかし、IFA591.7のFast Scan データでは、出力急昇直後に被覆管の伸びの不連続的な変化が見られており、貫通にまでは至らないクラックが生じている可能性も否定できない。
- (3) 燃料ロッドを上部パーク位置から下部試験位置に降下させる方法における線出力上昇率について、考察を行った。その結果、当該方法では、燃料の線出力は燃料ロッド全体にわたって均一に上昇せず、ロッド下端から順にステップ状に急上昇していくと考えられ、そのロッド平均の線出力上昇速度は、従来の評価方法の3.1～3.6倍程度速いことが推定された。
また、当該方法によると、リグの中央部付近の高フラックス領域に試験燃料が滞在する時間によっては、燃料ペレットの温度がオーバーシュートする恐れがあることが前回試験で指摘されたが、上部から下部への燃料の目標移動時間を45秒に設定して実施する手法では、この限界に近い状況であることが推定された。
- (4) 今回の試験結果は、比較できる範囲において、第3回の試験結果をほぼ再現していると言える。また、第1回のシングルステップ試験結果と比較すると、破損しなかった点においては同じ結果であることが確認できたが、リラクゼーション挙動や出力下降時の被覆管の伸び変化挙動において、若干の違いが見られた。これらの原因については、引き続き検討を要する。
- (5) これまでの試験を通しての経験および結果から、次回以降の試験計画へ反映すべき事項をまとめた。その中で、新しい出力急昇試験モードについて提案した。

別添1 出力急昇試験指示書 (ハルデン側メモ)

1995.03.15

To : Kolstad, Wiesenack, Aarrestad, T. Johnsen, Stien, Knudsen, Hofgaard,
Svanholm, A.C. Pettersen
From : Minagawa
Copy : Vitanza, Hanevik, Iijima, Gunnerud

4th Ramp Test of IFA-591

The 4th ramp test is the last test of the first series of ramp tests, and only 2 rods (rod-591-7 and 8) will be ramp tested. However, 3 rods (rod-591-7, 8 and 12) will be loaded in the rig for a purpose of balancing the rods power during the test. The spare rod (rod-591-12) will not be ramped, and will be stored at Halden after the 4th ramp test for a possible future use.

In the 4th ramp test the fuel rods will be pre-conditioned at 30 KW/m (the earlier level was 25 KW/m), and will be ramped to a target power of ca. 69 KW/m (the same level as for the 2nd ramp test) with a single step ramp (type A) since none of the fuel rods have been defected until now. The rods may be pre-conditioned at the lower (high flux) position of the rig with max. He-3 gas pressure, since the pre-conditioning level is as high as 30 KW/m. After the pre-conditioning, all the rods will be lifted to the upper (lower flux) position at a reduced reactor power, and the ramp test will be performed by lowering the rods to the high flux position one by one in almost the same way as for the 3rd ramp test. Since we have to achieve the target power of ca. 69 KW/m, we need reactivity enough to be able to tilt the reactor core flux, and we would also like to have no assembly close to IFA-591 which may limit the power level of IFA-591.

As for the fuel rods handling in the handling compartment, we wish the followings;

- Check the cause of abnormal EC signal of rod-591-9 in the IFA-591.3 test.
- Check all the EC signals of 4th set of fuel rods with an extra care before loading the rig into the reactor core. The IFA-591.4 rig should only be loaded into the reactor core when the function of all the ECs are confirmed.

1995.04.24

To : Svanholm, Aasgaard, A.C. Pettersen, R. Ianiri
From : Minagawa
Copy : Øyan, Gunnerud, T.M. Karlsen

OPERATIONS TO BE PERFORMED IN CONNECTION WITH IFA-591.4 RAMP TESTS

²⁶
April ~~25 (Tue)~~

- . Reactor power reduction to ca. 7 MW
Reactor power should be reduced to obtain ca. 7 MW at ca. 8:00.
- . 8:15 : He-3 depressurization of IFA-591
He-3 gas should be depressurized in ca. 10 min. at ca. 7 MW.
- . 8:30 : Reference NDAVL reading without He-3 in the coil
- . 9:00 : All rods up to the parking pos. (Seq. 1, 2 & 3)
- . Reactor power increment to ca. 15 MW with 3 MW/h.
(CS33 & 34 out)
- . In-pile power calib. for rods at the parking pos. & data evaluation.
- . Reactor power adjustment to the precond. level for the rods at the parking pos., if possible.
If the reactor power has to be operated higher than 17 MW, the ramp rate should be reduced to ca. 1 MW/h.
- . Maintain the established power level over the night.

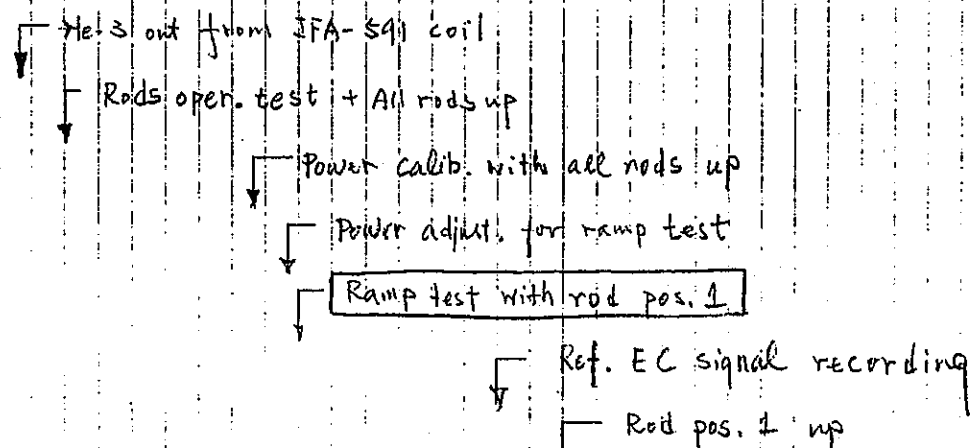
²⁷
April ~~26 (Wed)~~

- . 8:00- : Final power adjustment for a rod at the lower pos.
The target power is 68.9 KW/m.
- . ca. 9:30 : Rod pos. 1 down (actual ramp test)
- . ca. 13:30 : Rod pos. 1 up.
- . ca. 14:00 : Rod pos. 2 down (actual ramp test)
- . ca. 18:00 : Rod pos. 2 up. (end of the ramp test)

After the ramp test, the reactor can be operated at a comfortable power level.

Operation schedule for IFA-591.4 ramp tests (2 rods)

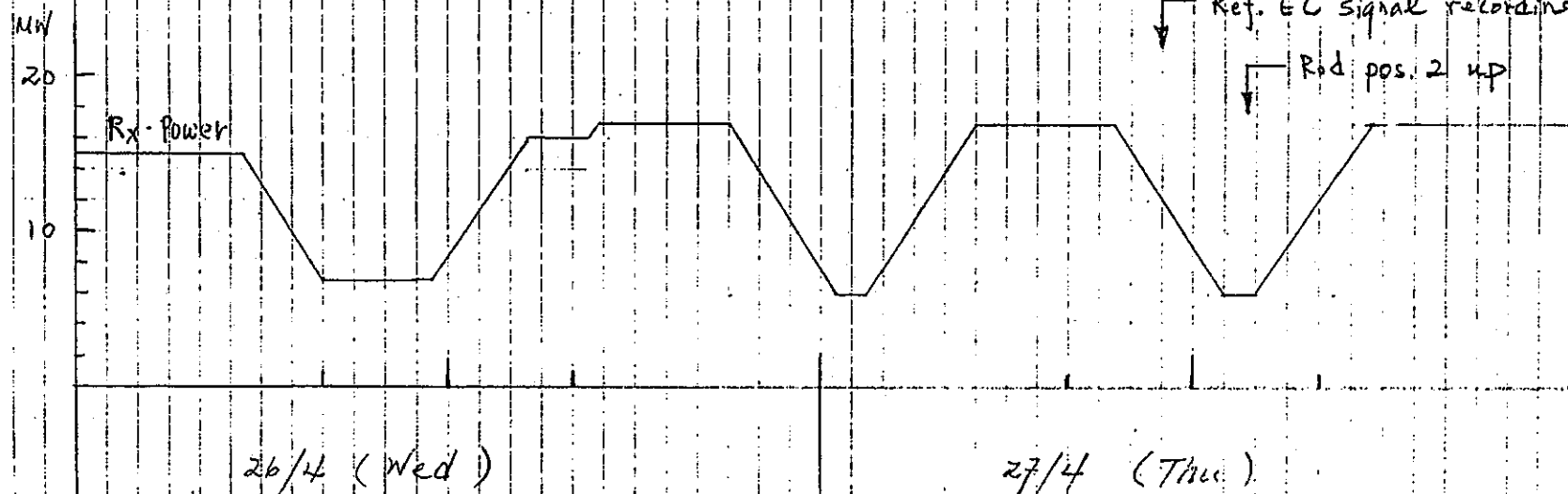
95.4.26
J. Mungana



Ramp test with rod pos. 2

↓ Ref. EC signal recording

↓ Rod pos. 2 up



別添 2. 試験燃料ロッドの出力計算手法

1. 概 要

ハルデンでの出力急昇試験においては、試験燃料ロッドの線出力を求めることが必要不可欠である上に、実際の試験の実施に際しては、線出力の予測が精度良く立てられること、並びに試験中オンラインで観測が可能なが要求される。ここでは、そのための計算手法について述べる。

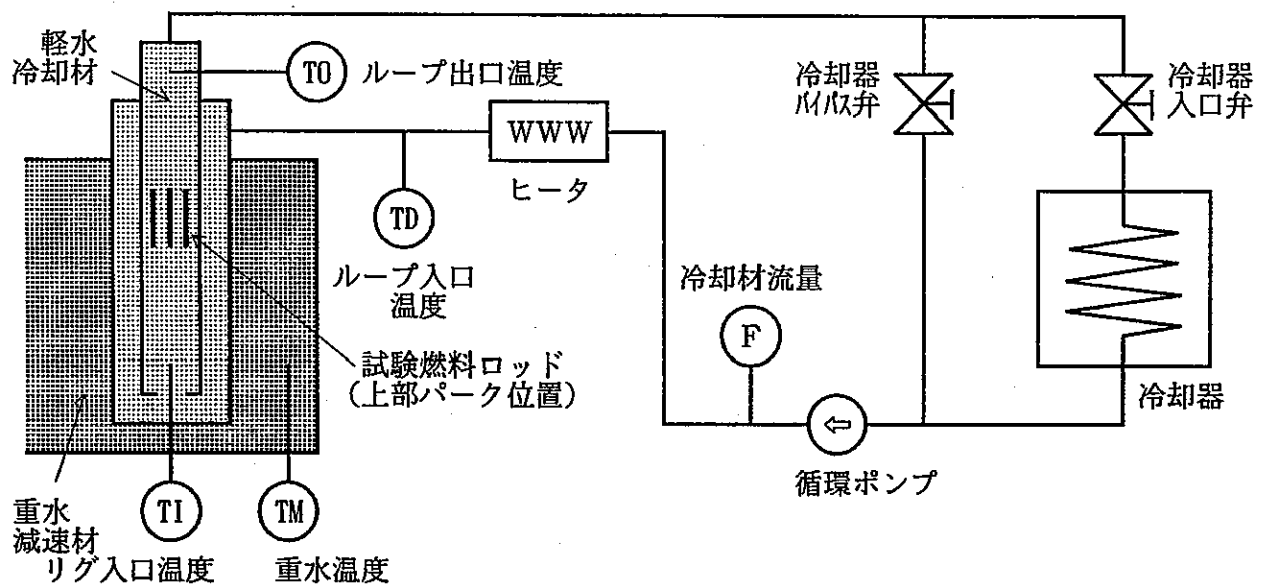
試験燃料ロッドの線出力は、基本的には、事前の校正試験によりカロリメトリックな測定によって求めた熱出力と中性子検出器信号との換算定数を用いてモニターするが、実際には、それに付随したいくつかの補正係数や分配係数を用いて算出しなければならない。その大まかな手順は、以下のとおりである。

- (1) 試験燃料ロッドが3体とも上部パーク位置および下部試験位置にある場合の上部および下部の中性子検出器信号の平均値から燃料の出力を求める係数 (Power Factor) KGUおよびKGLを求める。
- (2) 付随する補正係数として、試験燃料ロッドの燃焼度の差や核物質量の差に起因する補正係数、並びに ^3He ガスによる補正係数を評価して準備する。
- (3) 試験燃料ロッドのうちの1体が、上部パーク位置から下部試験位置に移動した時の熱出力の変化、及び中性子検出器信号の変化を測定し、それらの効果の係数を求める。
- (4) 以上を総合して、試験燃料ロッド1本毎の中性子検出器信号と線出力換算定数セットを求める。この中に含まれる定数(KHR)は、着目するロッドが下部にある場合の定数3種類に加えて、上部に残された場合の定数として6種類が必要である。なぜならば、着目したロッド以外のロッドのどちらが下部試験位置に下りたかによって定数が変化する場合があるからである。

以上により、試験に供した燃料ロッドの出力は基より、試験中に上部に位置しているロッドの線出力も監視することが可能になるのである。以下に、これらの詳細な測定・計算方法を述べる。

2. Power Factor (KGU 及びKGL)の求め方

Power Factorは、中性子検出器信号を燃料の熱出力に換算する係数であり、試験燃料ロッド3体がいずれも上部パーク位置にある場合の係数 KGUと、下部試験位置にある場合の係数KGLの2種類を求める。



上の図は、IFA-591 試験リグが装荷されている冷却ループの概略図である。冷却水は、循環ポンプにより原子炉に装荷された圧力容器の上部に供給され、試験リグと圧力容器の間のアニュラス部を下方に流れ、試験リグの底部からリグ内部に流入する。この時、冷却水温度は、ATRの環境に併せて約 270℃ 近辺としてあるが、圧力容器の外側の重水温度は 235℃ 程度であるため、通常は冷却水から一部の熱量が重水減速材へ流れる。一方、試験リグ内を上昇する冷却水は、試験燃料の発熱および炉内の γ 線により直接又は間接的に加熱され、リグの上部から炉外へ出て冷却器に入る。この時、試験リグ内の冷却水から、一部の熱量が試験リグの外側の冷却水に伝わる。冷却器で冷却された水は、再び循環ポンプで圧力容器へ循環される。

以上より、燃料出力 Q_F は次式のように書くことができる。

$$Q_F = Q_{SC} + Q_{MOD} - Q_{GM} \quad (1)$$

ここで、

Q_{SC} : 出入口温度と流量から求められるチャンネル熱出力 (kW)

Q_{MOD} : 重水系へ逃げていった熱量 (kW)

Q_{GM} : γ ヒートによる発熱量 (kW)

Q_{SC} は、ループの入口温度 T_D と出口温度 T_O 並びに冷却水流量 $MASSFLW$ (kg/s) から、(2) 式により求める。

$$Q_{SC} = (ENTW(T_O) - ENTW(T_D)) \times MASSFLW \quad (2)$$

ここで、

$ENTW(T)$: 75bar の圧力下での冷却水のエンタルピを温度 T の関数として求める二次フ

ィッティング関数: $ENTW(T) = K_1 + T \times (K_2 + T \times K_3)$ (kJ/kg)

試験使用定数: $(K_1, K_2, K_3) = (149.65, 2.6244, 0.449E-02)$

なお、リグおよびループの出入口温度TD, TI, TOは、複数個設置されている温度センサーからの信号の平均値を用いている。

$$TD = (TD1 + TD2)/2 \quad (^\circ\text{C}) \quad \text{----- T-Downcomer}$$

$$TI = (TI1 + TI2 + TI3)/3 \quad (^\circ\text{C}) \quad \text{----- T-Inlet}$$

$$TO = (TO1 + TO2)/2 \quad (^\circ\text{C}) \quad \text{----- T-Outlet}$$

ただし、TD2 センサー信号が不安定となったため、第3回試験以降はTD1 信号のみを採用してTDとしている。

(1)式の右辺第2項の重水系へ伝熱した熱量QMODを求めるのは容易ではない。しかし、システムの冷却水温度を調整すれば、QMODを零とすることは可能である。すなわち、冷却水の平均温度が重水温度TMと等しくなった時に、冷却水から重水へ伝わる熱収支が零になると考え、

$$\Delta T = TM - (TI + TO)/2 = 0 \quad (3)$$

となる時のチャンネル出力QSC を測定すればよい。しかし、各信号はそれぞれある幅でゆらいであり、(3)式を満足する瞬間を特定することは困難である。そこで、次のような方法をとる。原子炉の出力を一定に保った状態で、前頁の概略図中のヒータ電源を切り、冷却器バイパス弁と冷却器入口弁を調整して冷却器への通水量を徐々に増加させていく。これにより、冷却水側の温度が高い状態から平衡状態を通して逆に重水側の温度が高い状態までの(3)式による温度差 ΔT とチャンネル出力 QSCのデータをプロットする。これらのプロットを一次式でフィッティングした時のY軸切片が求めるチャンネル熱出力QSC(QMOD=0)である。(添付図1参照)

また、(1)式右辺第3項の γ 線による発熱量QGM は、ハルデン炉での経験則から、その時の原子炉出力QRと換算定数を用いて、(4)式で求める。

$$QGM = 0.174 \times QR \quad (4)$$

ここで、QGM の単位はkW、QRの単位はMWである。

以上により、リグ内部の燃料の発熱量を測定することができるが、校正試験では、まず、3体の試験燃料ロッドが全て上部パーク位置にある場合と全て下部試験位置にある場合の燃料の発熱量と各中性子検出器信号を測定し、(5)式および(6)式により、それぞれのPower Factorを求める。

$$KGU = \left\{ QSCU(QMOD=0) - QGM \right\} / NDAVU \quad (5)$$

$$KGL = \left\{ QSCL(QMOD=0) - QGM \right\} / NDAVL \quad (6)$$

ここで、

KGU, KGL : 試験燃料ロッド3体が全て上部パーク位置又は下部試験位置にある時の
Power Factor (kW/nA)

QSCU, QSCL: 試験燃料ロッド 3 体が全て上部パーク位置又は下部試験位置にある時の
チャンネル熱出力測定値 (kW)

NDAVU, NDAVL: 試験燃料ロッド 3 体が全て上部パーク位置又は下部試験位置にある時の
上部又は下部の中性子検出器信号の平均値 (nA)

中性子検出器は、応答は遅いが安定した信号が得られるバナジウム検出器を用いる。これらは、軸方向に 5 ヲ所（下から ND 1, ND 2, ND 5, ND 6, ND 7）ある他、下部試験位置の ND 2 の検出器位置の高さに、径方向のチルティングを見るため ND 2 から 120° と 240° の位置に 2 ヲ所（ND 3, ND 4）設置されている。これらのバナジウム検出器信号を用いて、NDAVU, NDAVL は (7), (8) 式で計算される。

$$NDAVU = \left\{ (ND 6 + ND 7) / 2 \right\} \times \left\{ (ND 2 + ND 3 + ND 4) / (3 \times ND 2) \right\} \quad (7)$$

$$NDAVL = \left\{ (ND 1 + ND 2) / 2 \right\} \times \left\{ (ND 2 + ND 3 + ND 4) / (3 \times ND 2) \right\} \quad (8)$$

(7), (8) 式ともに右辺第 1 項は、それぞれ上部パーク位置および下部試験位置に設置されているバナジウム中性子検出器信号の平均であり、第 2 項は径方向の向きによるフラックス分布を考慮するために、ND 2 の位置の径方向にある 3 個の検出器信号を ND 2 信号で規格化した補正項である。

3. 燃焼度等による補正係数および ^3He ガスによる補正係数

前記 2. 項により、試験燃料ロッドが上部パーク位置又は下部試験位置にある場合の 3 体の試験燃料ロッドの合計の熱出力とバナジウム中性子検出器信号との関係が導かれたが、これを基に、各ロッド毎の出力に分配しなければならない。また、下部試験位置には ^3He ガスコイルがあり、この中の ^3He ガス圧が変化するとコイル・燃料・検出器の幾何学的な配置の関係から、Power Factor が僅かに変化する。ここでは、試験燃料ロッドの燃焼度および形状の違いに基づく補正係数と ^3He ガスによる補正係数の算出方法について述べる。

3.1 燃焼度および形状の違いに基づく補正係数

試験燃料ロッドにはいくつかの種類の燃焼度があり、また中実ペレットと中空ペレットという形状の違うロッドが存在する。全て同じ条件のロッドがリグに装荷されている場合はこれらの補正係数は全て 1.0 であるが、これまでの 4 回の試験では異なる燃焼度（1～4 回）および異なる形状（4 回のみ）の試験燃料ロッドが装荷された。

まず、燃焼度の違いによる補正係数は、動燃からハルデンに提示した燃焼度 13.5 GWd/t および 18.6 GWd/t に対する燃料組成データを基にハルデンでリグ内のロッドの出力分布を計算した

結果を基に設定している。すなわち、同一のフラックス条件下におけるこの両者の出力の差は8%であるという核計算結果から以下の係数を設定した。

燃焼度タイプ (1, 1, 2) ==> 補正係数 (1.025, 1.025, 0.950)

燃焼度タイプ (1, 2, 2) ==> 補正係数 (1.050, 0.975, 0.975)

ただし、燃焼度タイプ1 = 13.5GWd/t, 燃焼度タイプ2 = 18.6GWd/t

また、第4回出力急昇試験においては、予備体としていた中空ペレットのIFA591-12も試験中の上部パーク位置での出力上昇を抑制するバランスをとるために装荷した。そのため、実際にはこの形状の違いも考慮した核計算を再度行うことにより、新しい係数を求めることが望ましいが、試験実施においては、時間的な制約等から従来の燃焼度係数に加えて、中空ペレットの分は核物質含有量の比率を以て加味するという簡易的手法で係数を作成することにした。下表にその計算手順を示す。

第4回出力急昇試験時における燃焼度・形状補正係数算出手順

ロッドNo. IFA	燃焼度 GWd/t	装荷時の核物質質量(g)			①の相対 値 ②	燃焼度 係数 ③	燃焼度・形状 補正係数 ②×③
		U-metal	Pu-metal	① 合計			
591-7	16.3	382.6	12.50	395.10	1.025	1.025	1.05
591-8	14.8	383.4	12.53	395.93	1.027	1.025	1.05
591-12	20.4	354.3	11.57	365.87	0.949	0.950	0.90

(注記) ③の燃焼度係数は当該ロッドに対して計算したものではなく、従来のタイプ1およびタイプ2の燃焼度に対する計算結果に基づく係数をそのまま引用したものである。

なお、これらの燃焼度・形状補正については、第4回出力急昇試験後に、詳細評価した燃料組成データを用いて、それまでの全ての試験ケースに対する補正係数をハルデンにて解析し、再評価した。(別添5, 別添6参照)

3.2 ^3He ガスによる補正係数

^3He コイルに ^3He ガスを充填していった場合の中性子吸収の増加の影響は、中性子検出器信号と試験燃料ロッド出力の低下となって現れるが、その程度は前者の方がやや大きいことが経験的に判っている。これは、中性子検出器が ^3He コイルのすぐ内側に設置されているために、試験燃料ロッドよりもコイル内の ^3He ガス濃度変化の影響を受けやすいこと等が原因として考えられる。この ^3He ガスによる影響を補正する補正係数 KHEは、(9)式で表されるハルデン炉での経験式に基づき求める。

$$\text{KHE} = \text{PHe3} \times (0.095/25) + 1.000$$

ここで、PHe3は、コイル内 ^3He ガス圧力 (bar)である。

(9)

4. 試験燃料ロッドの移動（上部 $\rightleftharpoons$ 下部）に伴う補正係数

前項までの係数等により、3体の試験燃料ロッドが上部パーク位置又は下部試験位置にある場合の個々の燃料ロッドの熱出力が、中性子検出器信号から変換計算してモニターできるようになった。しかし、実際の試験は、試験燃料ロッドのうちの1体を下部試験位置に下ろして行うため、この幾何学的配置の違いによるPower Factorの変化を補正しなければならない。試験燃料ロッドは、ハルデン炉の体系にあっては相対的に中性子を吸収する物質として振る舞うため、試験燃料ロッドが3体同じ位置にあるよりも2体ないしは1体で存在する方が、その燃料ロッドの出力もその位置付近にある中性子検出器信号も高くなる。そこで、最初に記した目的のために、同一組成・形状の試験燃料ロッド3体が同じ位置にある状態と2体および1体になった状態での燃料ロッド出力の増加率をここで求める必要がある。このために、試験燃料ロッドの配置を変えた次の4ケースについて、チャンネル熱出力と中性子検出器信号を測定し、これらの結果を基に作成した連立方程式を解くことによってこの係数を求める。

	下部パーク位置のロッド	上部試験位置のロッド
ケース①	(1, 2, 3)	(, ,)
ケース②	(, 2, 3)	(1, ,)
ケース③	(, , 3)	(1, 2,)
ケース④	(, ,)	(1 2, 3)

以下にその手順を示す。

- [1] ケース①およびケース④により、前記2.項に示した手法でPower Factor KGLおよびKGUを求める。
- [2] 前記3.項に示した手法で、燃料の燃焼度・形状に依存する補正係数を求める。ここでは、各3体の燃料ロッドに対する補正係数をそれぞれN1, N2, N3とする。
- [3] 3体の試験燃料ロッドが、組成および形状ともに全く同一と仮定し、3体ともに同じ場所に位置する場合、2体の場合および1体の場合の各燃料ロッドの熱出力の相対値をそれぞれX3, X2, X1とする。このうち、3体が同じ位置にある場合を基準にするとX3=1となり、残るX2およびX1が求めたい係数である。

今、全ての試験燃料ロッドが下部試験位置にあった場合の1体当たりの平均熱出力をPとすると、その時の下部試験位置での燃料出力QFL並びに上部パーク位置での燃料出力QFUは、(10)並びに(11)式のように書ける。

$$QFL = P \cdot X3 \cdot (N1 + N2 + N3) \quad (10)$$

$$QFU = 0 \quad (11)$$

ケース①の校正試験をすることによりQFが求められ、(10), (11)式からその値をQFLに代入できることが判る。

- [4] 燃料ロッドの出力は、下部試験位置から上部パーク位置に移動することにより減少する。
この減少係数をUとして、ロッドNo.1だけを上部パーク位置に上げた時の関係式を記述すると、(12)および(13)式のようになる。

$$QFL = P \cdot X2 \cdot (N2 + N3) \quad (12)$$

$$QFU = U \cdot P \cdot X1 \cdot N1 \quad (13)$$

ここでは、ケース②の校正試験をすることにより $QF = QFL + QFU$ が求められる。

- [5] 同様に、ロッドNo.1とNo.2を上部パーク位置に上げた時の関係式を記述すると(14)および(15)式のようになる。

$$QFL = P \cdot X1 \cdot N3 \quad (14)$$

$$QFU = U \cdot P \cdot X2 \cdot (N1 + N2) \quad (15)$$

ここでは、ケース③の校正試験をすることにより $QF = QFL + QFU$ が求められる。

- [6] 同様に、全てのロッドを上部パーク位置に上げた時の関係式を記述すると(16)および(17)式のようになる。

$$QFL = 0 \quad (16)$$

$$QFU = U \cdot P \cdot X3 \cdot (N1 + N2 + N3) \quad (17)$$

ここでは、ケース④の校正試験をすることにより QF が求められ、(16)式および(17)式からその値を QFU に代入できることが判る。

- [7] 以上の連立方程式に $X3 = 1.0$, $N1 + N2 + N3 = 3$ を代入して解けば、 $X1$ および $X2$ が求められる。

これらは、第1回出力急昇試験前に行った校正試験において求められており、その時の方程式を以下に示す。

$$21.94 = P \cdot X3 \cdot (N1 + N2 + N3) = P \cdot 1 \cdot 3$$

$$21.13 = P \cdot X2 \cdot (N2 + N3) + U \cdot P \cdot X1 \cdot N1$$

$$18.71 = P \cdot X1 \cdot N3 + U \cdot P \cdot X2 \cdot (N1 + N2)$$

$$11.28 = U \cdot P \cdot X3 \cdot (N1 + N2 + N3) = U \cdot P \cdot 1 \cdot 3$$

$$N1 = N2 = 1.025, \quad N3 = 0.950$$

上式より以下が求まる。

$$P = 7.313 \text{ (kW)}$$

$$U = 0.514$$

$$X1 = 1.521$$

$$X2 = 1.057$$

なお、ケース①とケース④での中性子検出器信号変化から、試験燃料ロッド3体が下部試験位置から全て上部パーク位置に移動した時の下部にある中性子検出器信号平均値NDAVLの相対変化R(NDAVL)も求めておく。第1回試験での例では、以下のものであった。

$$R(NDAVL) = 107.38 / 79.68 = 1.348$$

5. 試験燃料ロッド1本毎の中性子検出器信号と線出力換算定数(KHR)

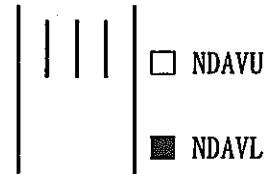
前記2.項～4.項に述べた手法で求めた下記係数を用いて、最終的に試験燃料ロッド1本毎の中性子検出器信号と線出力換算定数セットを求める。

$$KGL, KGU, X1, X2, N1, N2, N3, R(NDAVL)$$

5.1 下部試験位置にて試験中の燃料ロッドの線出力換算係数測定手順

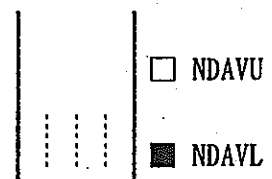
- [1] 試験燃料ロッド3体が全て上部パーク位置にある場合の中性子検出器信号の下部平均値 NDAVL(0) を測定する。

$$NDAVL(0) \quad (nA)$$



- [2] 試験燃料ロッド3体が全て下部試験位置に移動したと仮定した時の中性子検出器の下部平均値 NDAVL(3) を次式により計算する。

$$NDAVL(3) = NDAVL(0) / R(NDAVL) \quad (nA)$$

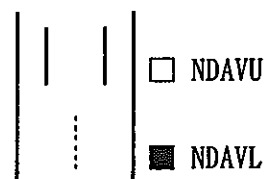


- [3] この時の燃料ロッド3体が発する熱出力は、Power Factorを用いて次式で求められる。

$$Q(3) = KGL \times NDAVL(3) \quad (kW)$$

- [4] この状態から2体の試験燃料ロッドを上部パーク位置に戻したと仮定して、残された下部試験位置にある試験燃料ロッドの線出力AHRを次式により計算する。

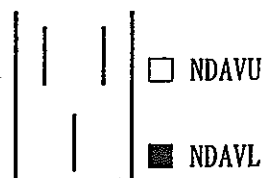
$$AHR = Q(3) / (3 \times Lf) \times X1 \times N \quad (kW/m)$$



ここで、Lfは試験燃料ロッドの有効長である。X1は前述のとおり、3体の燃料が同じ位置にあった状態から1体のみになった場合の出力上昇率であり、Nは燃焼度・形状補正係数で、N1, N2, N3のいずれかの値を下部位置にあると想定した燃料ロッドに応じて選定して与える。

- [5] 実際に、想定した試験燃料ロッドを下部試験位置に降下させ、その時の下部の中性子検出器信号平均値 NDAVL(1) を測定する。

$$NDAVL(1) \quad (nA)$$



- [6] [4] で求めた燃料の線出力を[5] で測定した下部の中性子検出器信号平均値 NDAVL(1) で割ることにより、当該試験燃料ロッドの線出力換算係数KHR が求まる。

$$KHR = AHR / NDAVL(1) \quad (\text{kW/m/nA})$$

なお、これらの係数は、全てバナジウム中性子検出器信号に基づくものであるが、実際の急昇試験では、数十秒のオーダーでの出力急昇を監視する必要があるため、応答が遅いバナジウム検出器はこの目的には適していない。そこで、応答の早いコバルト中性子検出器信号をバナジウム中性子検出器信号に換算することにより、出力急昇時のオンライン監視を行う。この換算式の一例を以下に示す。

$$NDAVL(1) = NDCo \times 0.742 - 3.37$$

上式の係数は、試験中の監視には前回試験の際のデフォルト値を用い、試験後に各ロッド毎の添付図2に示すようなバナジウム中性子検出器信号とコバルト中性子検出器信号の相関図から、一次フィッティング曲線を求め、それを用いて最終的な線出力の過渡変化挙動を決定する。

また、下部試験位置のコイルに ^3He ガスが充填されている場合には、補正係数KHB を更に乗じる必要がある。

以上より、下部試験位置の燃料ロッドの線出力AHR(1~3)は、(18)式で求めることができる。

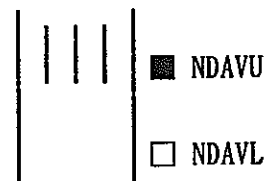
$$\begin{aligned} AHR(1\sim3) &= NDAVL(1) \times KHR(1\sim3) \times KHB \\ &= (NDCo \times K1 + K2) \times KHR(1\sim3) \times KHB \end{aligned} \quad (18)$$

(K1, K2 は NDAVL(1) と NDCo の換算式の係数)

5.2 上部試験位置にて待機中の燃料ロッドの線出力換算係数測定手順

- [1] 試験燃料ロッド3体が全て上部パーク位置にある場合の中性子検出器信号の上部平均値 NDAVU(3) を測定する。

$$NDAVU(3) \quad (\text{nA})$$

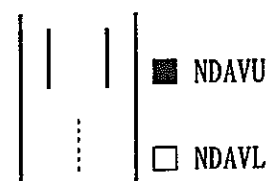


- [2] この時の燃料ロッド3体が発する熱出力は、Power Factorを用いて次式で求められる。

$$Q(3) = KGU \times NDAVU(3) \quad (\text{kW})$$

- [3] この状態から1体の試験燃料ロッドを下部試験位置に移動させたと仮定して、残された上部パーク位置にある試験燃料ロッドの線出力AHR を次式により計算する。

$$AHR = Q(3) / (3 \times Lf) \times X2 \times N \quad (\text{kW/m})$$



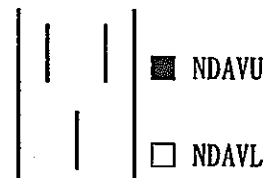
ここで、X2 は前述のとおり、3体の燃料が同じ位置にあった状態から2体になった場合

の出力上昇率である。Nについては、前記5.1の場合と同様であるが、ここでは上部パーク位置に残された2体の燃料ロッドのうちのいずれか着目する方のN値を選択する。

- [4] 実際に、1体の試験燃料ロッドを下部試験位置に降下させ、その時の上部の中性子検出器信号平均値 NDAVU(2) を測定する。

NDAVU(2)

(nA)



- [5] [3] で求めた燃料の線出力を[4] で測定した上部の中性子検出器信号平均値 NDAVU(2) で割ることにより、着目した上部パーク位置にある試験燃料ロッドの線出力換算係数KHR が求まる。

$KHR = AHR / NDAVU(2)$

(kW/m/nA)

以上より、上部試験位置の燃料ロッドの線出力AHR(1, 2~3, 2)は、(19)式で求めることができる。

$$AHR(1, 2\sim3, 2) = NDAVU(2) \times KHR(1, 2\sim3, 2)$$

(19)

ここで、AHR(1, 2)および KHR(1, 2) とは、Na 1 の試験ロッドを下部試験位置に下降させた時に上部パーク位置に残されたNa 2 の試験ロッドの線出力およびその換算係数を意味している。すなわちこれらには、以下のように6種類の組み合わせがある。

KHR(1, 2), KHR(1, 3), KHR(2, 1), KHR(2, 3), KHR(3, 1), KHR(3, 2)

なお、第4回出力急昇試験実施後に、それまでの試験の計画および評価のために用いているセグメント燃料の組成データを、詳細評価した新組成データに変更することにしたため、実験データを処理する一連の変換プログラム並びにそこに入力される定数についての見直しを行った。これらについての詳細は、別添5および別添6を参照されたい。

以 上



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK
OECD Halden Reactor Project

EXP No. 217

IFA-591.4 Power Calibration no.3, rods in lower pos

Data From 1995/04/18 21:14

Data To 1995/04/18 22:42

plotted 95/04/18 22:57

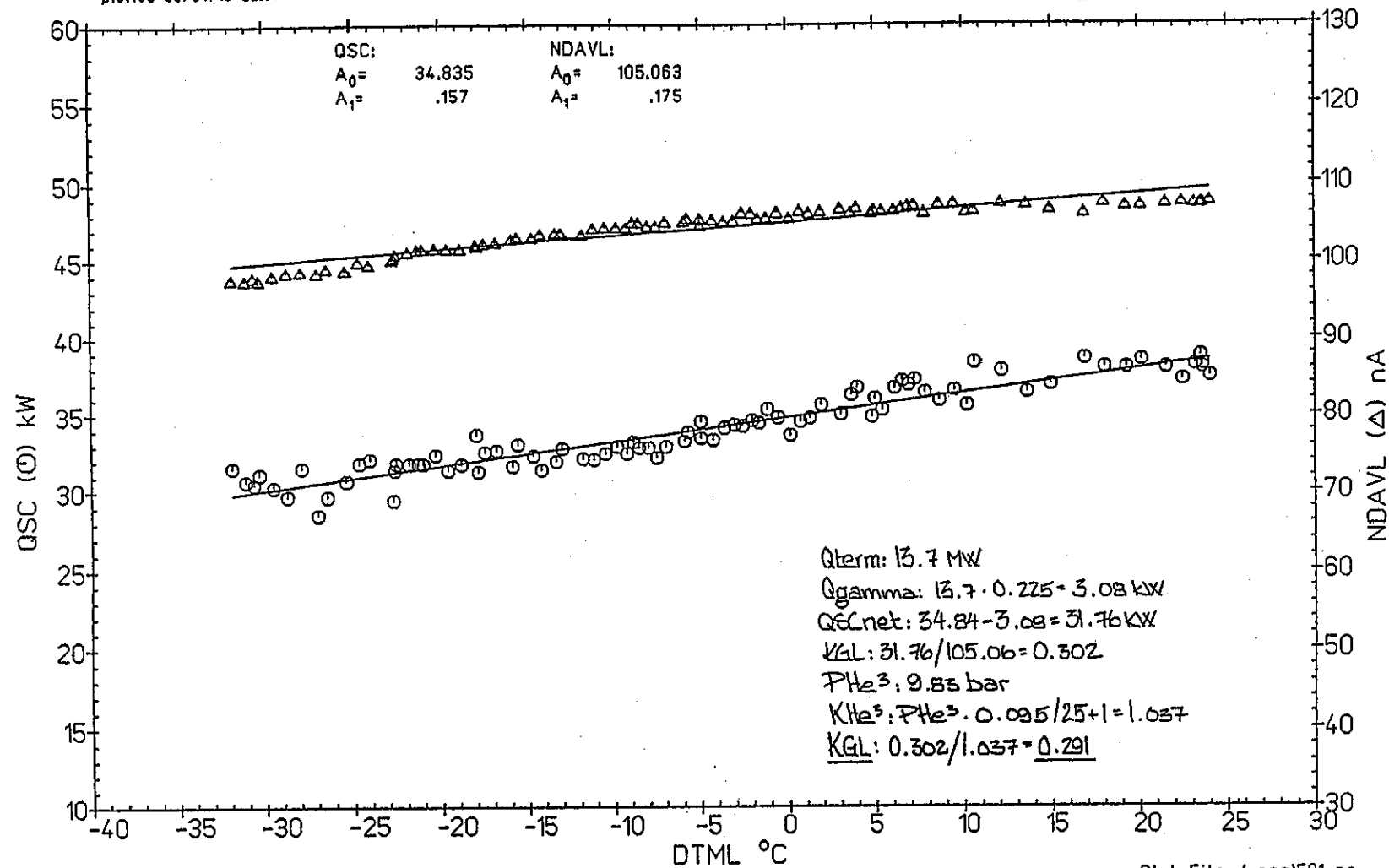
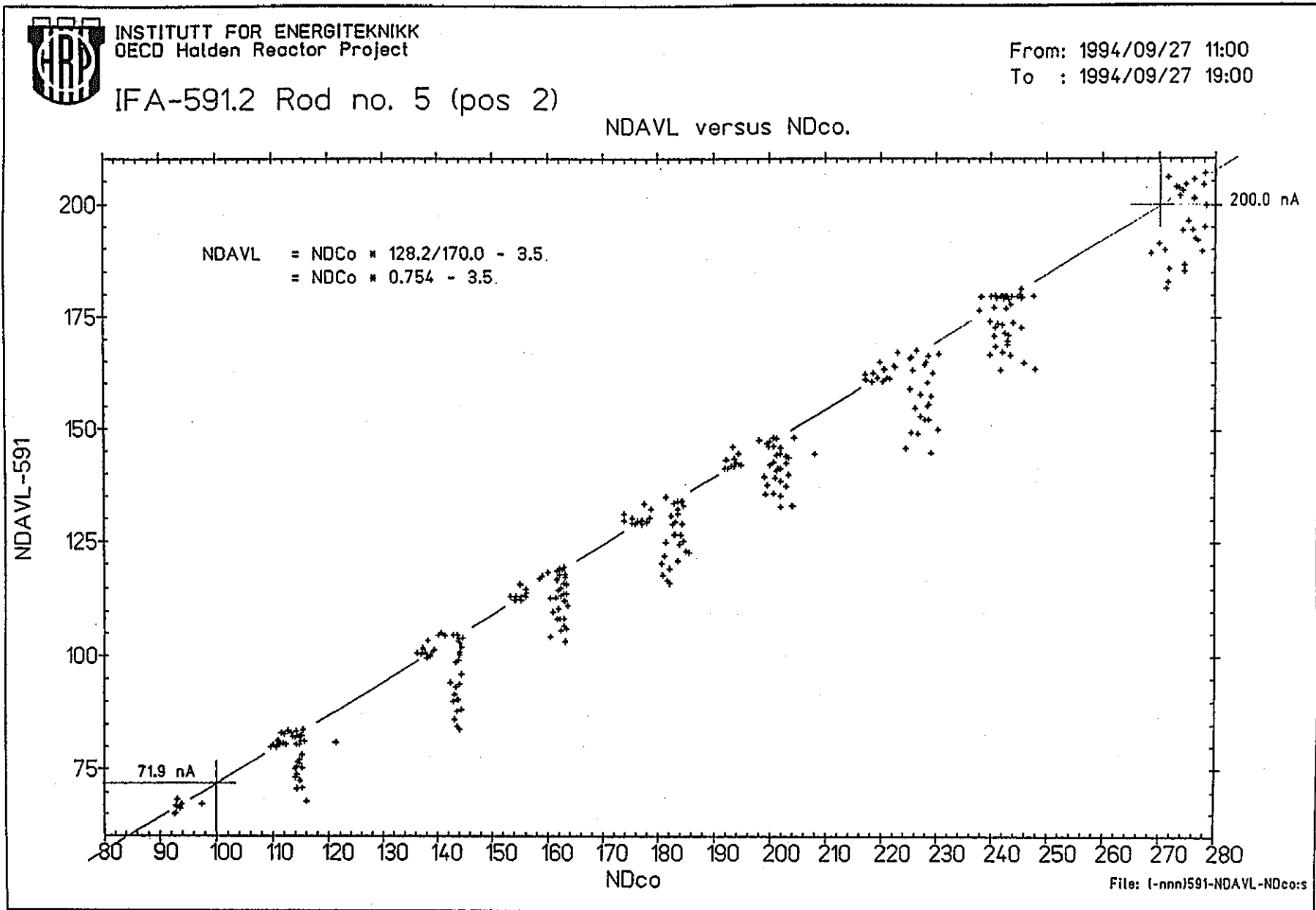


Figure no. 5

別添2 - 添付図1 第4回出力急昇試験校正試験 (冷却材/減速材温度差とQSC, NDAVLの関係)

Figure no. 2



別添 2 - 添付図 2 第 2 回出力急昇試験時 V 中性子検出器信号と Co 中性子検出器信号の相関)

別添 3 被覆管の伸び計装取り付け方法の改善 (ハルデン側メモ)



INSTITUTT FOR ENERGITEKNIKK

DATE: 1995-03-31

OECD HALDEN REACTOR PROJECT

TELEFAX

Fax no.: 095-81-292-87-0391

TO : MESSRS. K. KAMIMURA / S. KOHNO
Plutonium Fuel Technology Development Section
PNC Tokai-works JAPAN

FROM: YOJI MINAGAWA

Yoji Minagawa

Fax no.: 47-69186144

Phone no.: 47-69183100

NUMBER OF PAGES: 3 (including cover sheet)

件名: IFA-591.3 & 4 の燃料交換並ち合の結果

3月29日(月)に小生並ち合のものと IFA-591.3 と 4 の燃料交換作業が行われられたものと結果と御連絡致します。

< IFA-591.3 用燃料棒 >

前回のランプ試験時に Rod-591-9 の EC 信号の異常が確認されたが、運転中には確認が原因が何であるかを調べることは不可能でした。今回の立ち合の時の調査結果によると Rod-591-9 の EC core 付端栓 (燃料棒にネジ込んで取り付けがある) が Rig 装荷前の検査では異常がなかったのに、炉内で運転中にネジが伸び約 7mm 下部にづれまいることが判明しました (ネジ部の全長は約 15mm です)。他の二本の燃料棒 Rod-591-10 と 11 は異常ありません。

< IFA-591.4 用燃料棒 >

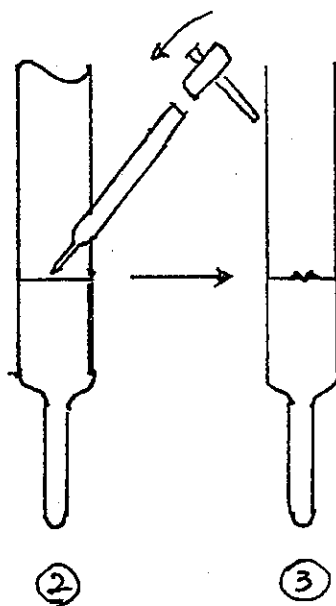
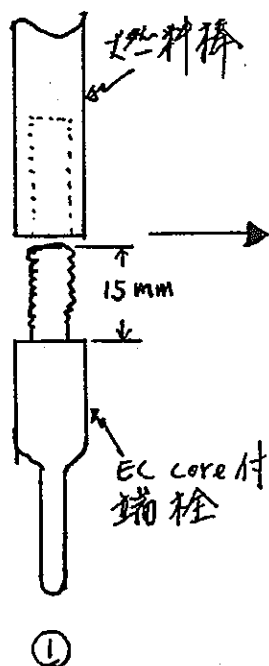
Rod-591-7, 8 それから 12 (これは出カバランスの目的で装荷されるだけでランプ試験は行われず、将来予備として保存しておく) は IFA-591.3 に於ける

Rod-591-9の出来事と前提に対策を施しEC core付端栓を取り付け金又異常の無いことを確認致しました。

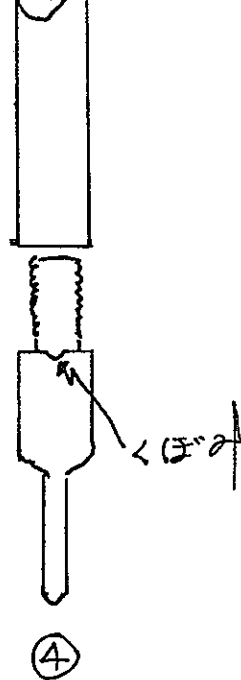
＜EC付端栓の取り付け法＞

従来の取り付け法にて Rod-591-9 以外は異常が
生じたことは無いが、たまに異常が発生してレ
イの申し訳なく思っております。二度と同様に異常が
発生しないよう IFA-591.4 の燃料棒には対策を施し
ました。従来の方法と対策を講じた方法について簡単に
説明致します。

従来の方法。



改善法



従来の法

①に示す EC core 付端栓を ② に示すように燃料
棒にネジ込み、その後先へとかつた道具を用いて燃料
棒の方を端栓に押し、また燃料棒の方へ金属を
端栓側にくみ込ませネジの中をふさぐのを防ぐ。

改善法

①に見られるように従来法では燃料棒側と端栓側の接触面はそれぞれ平面でありこの状態を燃料棒側へのミートを端栓側へいれ込ませる方法であったが、より確実にいれ込ませるため改善法では④に示すように端栓側にくぼみ部をつくり、そこに向けて光の当たった道具でいれ込む方法を採用した。並行して検査の結果はミートがこのくぼみに完全にいれ込められ、次期運転中に前回のようになぜかの中がはれることは考えられずい。

以上

110: 飯島様 (PNC/Halden)

HRP. 1995.03.28/TES

To: Minagava, Kolstad, Wiesenack Aarrestad, Johnsen, Knudsen, Hofgaard, Svanholm
A.C. Pettersen
From: Stien / V. Pettersen
Cpy: Vitanza, Hanevik, Iijima, Gunnerud, Valseth

REPORT OF IFA 591.4 INSPECTION / LOADING

Ref. E-request 921, - and Note from Minaganva of 15/3-95
" 4th ramp test of IFA 591 "

Introduction

Shortly after installation of the reinstrumented fuelrods (segments) of IFA 591.3, it was observed some irregularities in the "set.point values" of the EC-cores of the new installed rods. i.e. one rod, in posn. 1 indicated an offset of ~ 4 - 5 mm from "normal" setting. The set.point-control was carried out in the handling compartment during installation of the rods, without any notice to large discrepancy from expected signal readings. The most probable reason to the large offset was a loosened endplug, - as reported by Stien.

The signal seemed however to stabilize under a pre-test, and a decision was taken to start the reactor. (meeting betw. Minagava, Valseth, Vitanza)

Inspection of IFA 591.3 was carried out in the handling compartment monday the 27th of March by Minagava / V. Pettersen, and the reason to the set.point offset was confirmed: - the lower endplug of rod 591-9 had loosened and was ~ 6 -7 mm. out of position. The fuel rod(endplug) was resting on the diff.trafo cone !

Installation of new rods

Three new re-instrumented fuelrods have been installed in IFA 591.4

In posn.1 (E 1)	591-7 (segm.no: A4012)	- mV.AC read. = 143	= ~-2.3 mm.
" " 2 (E 2)	592-8 (" " : A6016)	- mV.AC read. = 140	= ~-2.3 mm.
" " 3 (E 3)	593-12(" " : A5009)	- mV.AC read. = 164	= ~-2.7 mm.

The cores were pre-set to the lower endplug (by Stien) according to given segment length, measured in Hot.cell at Kjeller. Segment length was given with a +/- 0.5 mm. tolerance. The set.points are withing acceptable range and both upper and lower end - plugs have been properly secured.

Conclusion

The reason to the malfunction of rod 591-9, loading 3. has been found.

IFA 591.4 core setting accepted and the rig approved for reactor installation.

別添 4 被覆管の伸び計のファーストスキャンデータ

Printed by dbman from mox

Sep 14 1995 14:14:46		fil4		Page 1	
+IFA f4051		DATA OUTPUT TO FILE FIL4		記録開始時刻: 1995年 4月26日21時26分	
(IFA591.7)					
IFA-f4051	ECMM1	ECMM2	ECMM3	SECONDS	
95/04/26	0.	0.	0.	67.2000	
95/04/26	0.	0.	0.	67.3000	
95/04/26	0.	0.	0.	67.4000	
95/04/26	-.0376223	0.	0.	67.5000	
95/04/26	-.0517344	0.	0.	67.6000	
95/04/26	-.0658438	0.	0.	67.7000	
95/04/26	-.0862240	0.	0.	67.8000	
95/04/26	-.112867	0.	0.	67.9000	
95/04/26	-.134804	0.	0.	68.0000	
95/04/26	-.148911	0.	0.	68.1000	
95/04/26	-.180274	0.	0.	68.2000	
95/04/26	-.233605	0.	0.	68.3000	
95/04/26	-.308839	0.	0.	68.4000	
95/04/26	-.399737	0.	0.	68.5000	
95/04/26	-.509396	0.	0.	68.6000	
95/04/26	-.611319	0.	0.	68.7000	
95/04/26	-.719475	0.	0.	68.8000	
95/04/26	-.837157	0.	0.	68.9000	
95/04/26	-.998559	0.	0.	69.0000	
95/04/26	-1.25878	0.	0.	69.1000	
95/04/26	-1.69445	0.	0.	69.2000	
95/04/26	-2.36707	0.	0.	69.3000	
95/04/26	-3.07562	0.	0.	69.4000	
95/04/26	3.20887	0.	0.	69.5000	
95/04/26	3.20887	0.	0.	69.6000	
95/04/26	3.20910	0.	0.	69.7000	
95/04/26	3.20887	0.	0.	69.8000	
95/04/26	3.20910	0.	0.	69.9000	
95/04/26	3.20887	0.	0.	70.0000	
95/04/26	3.20910	0.	0.	70.1000	
95/04/26	3.20864	0.	0.	70.2000	
95/04/26	3.20910	0.	0.	70.3000	
95/04/26	3.20887	0.	0.	70.4000	
95/04/26	3.20887	0.	0.	70.5000	
95/04/26	3.20864	0.	0.	70.6000	
95/04/26	3.20887	0.	0.	70.7000	
95/04/26	3.20887	0.	0.	70.8000	
95/04/26	3.20887	0.	0.	70.9000	
95/04/26	3.20933	0.	0.	71.0000	
95/04/26	3.20910	0.	0.	71.1000	
95/04/26	3.20887	0.	0.	71.2000	
95/04/26	-2.93454	0.	0.	71.3000	
95/04/26	-2.41410	0.	0.	71.4000	
95/04/26	-2.18209	0.	0.	71.5000	
95/04/26	-2.17426	0.	0.	71.6000	
95/04/26	-2.17285	0.	0.	71.7000	
95/04/26	-2.17441	0.	0.	71.8000	
95/04/26	-2.16501	0.	0.	71.9000	
95/04/26	-2.15246	0.	0.	72.0000	
95/04/26	-2.14306	0.	0.	72.1000	
95/04/26	-2.14149	0.	0.	72.2000	
95/04/26	-2.14088	0.	0.	72.3000	
95/04/26	-2.14275	0.	0.	72.4000	
95/04/26	-2.14290	0.	0.	72.5000	
95/04/26	-2.14306	0.	0.	72.6000	
95/04/26	-2.12677	0.	0.	72.7000	
95/04/26	-1.98301	0.	0.	72.8000	
95/04/26	-1.98144	0.	0.	72.9000	
95/04/26	-1.98273	0.	0.	73.0000	
95/04/26	-1.98329	0.	0.	73.1000	
95/04/26	-1.98144	0.	0.	73.2000	
95/04/26	-1.98287	0.	0.	73.3000	
95/04/26	-1.98287	0.	0.	73.4000	
95/04/26	-1.98500	0.	0.	73.5000	
95/04/26	-1.98472	0.	0.	73.6000	
95/04/26	-1.98458	0.	0.	73.7000	

Printed by dbman from mox

Sep 14 1995 14:14:46		fil4		Page 2
95/04/26	-1.98615	0.	0.	73.8000
95/04/26	-1.98743	0.	0.	73.9000
95/04/26	-1.98771	0.	0.	74.0000
95/04/26	-1.98942	0.	0.	74.1000
95/04/26	-1.98914	0.	0.	74.2000
95/04/26	-1.99099	0.	0.	74.3000
95/04/26	-1.99085	0.	0.	74.4000
95/04/26	-1.99242	0.	0.	74.5000
95/04/26	-1.99256	0.	0.	74.6000
95/04/26	-1.99242	0.	0.	74.7000
95/04/26	-1.99242	0.	0.	74.8000
95/04/26	-1.99370	0.	0.	74.9000
95/04/26	-1.99242	0.	0.	75.0000
95/04/26	-1.99413	0.	0.	75.1000
95/04/26	-1.99555	0.	0.	75.2000
95/04/26	-1.99541	0.	0.	75.3000
95/04/26	-1.99712	0.	0.	75.4000
95/04/26	-1.99883	0.	0.	75.5000
95/04/26	-1.99854	0.	0.	75.6000
95/04/26	-1.99869	0.	0.	75.7000
95/04/26	-1.99740	0.	0.	75.8000
95/04/26	-1.99883	0.	0.	75.9000
95/04/26	-1.99712	0.	0.	76.0000
95/04/26	-1.99997	0.	0.	76.1000
95/04/26	-2.00040	0.	0.	76.2000
95/04/26	-1.99997	0.	0.	76.3000
95/04/26	-2.00025	0.	0.	76.4000
95/04/26	-2.00225	0.	0.	76.5000
95/04/26	-2.00196	0.	0.	76.6000
95/04/26	-2.00168	0.	0.	76.7000
95/04/26	-2.00182	0.	0.	76.8000
95/04/26	-2.00196	0.	0.	76.9000
95/04/26	-2.00339	0.	0.	77.0000
95/04/26	-2.00325	0.	0.	77.1000
95/04/26	-2.00325	0.	0.	77.2000
95/04/26	-2.00339	0.	0.	77.3000
95/04/26	-2.00496	0.	0.	77.4000
95/04/26	-2.00524	0.	0.	77.5000
95/04/26	-2.00496	0.	0.	77.6000
95/04/26	-2.00510	0.	0.	77.7000
95/04/26	-2.00652	0.	0.	77.8000
95/04/26	-2.00652	0.	0.	77.9000
95/04/26	-2.00652	0.	0.	78.0000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	78.1000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	78.2000
95/04/26	-2.00667	0.	0.	78.3000
95/04/26	-2.00667	0.	0.	78.4000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	78.5000
95/04/26	-2.00652	0.	0.	78.6000
95/04/26	-2.00496	0.	0.	78.7000
95/04/26	-2.00681	0.	0.	78.8000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	78.9000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	79.0000
95/04/26	-2.00681	0.	0.	79.1000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	79.2000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	79.3000
95/04/26	-2.00667	0.	0.	79.4000
95/04/26	-2.00467	0.	0.	79.5000
95/04/26	-2.00667	0.	0.	79.6000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	79.7000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	79.8000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	79.9000
95/04/26	-2.00496	0.	0.	80.0000
95/04/26	-2.00652	0.	0.	80.1000
95/04/26	-2.00766	0.	0.	80.2000
95/04/26	-2.00780	0.	0.	80.3000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	80.4000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	80.5000
95/04/26	-2.00966	0.	0.	80.6000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	80.7000

Sep 14 1995 14:14:46		fil4		Page 8
95/04/26	-2.00809	0.	0.	80.8000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	80.9000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	81.0000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	81.1000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	81.2000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	81.3000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	81.4000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	81.5000
95/04/26	-2.00667	0.	0.	81.6000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	81.7000
95/04/26	-2.00852	0.	0.	81.8000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	81.9000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	82.0000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	82.1000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	82.2000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	82.3000
95/04/26	-2.00652	0.	0.	82.4000
95/04/26	-2.00496	0.	0.	82.5000
95/04/26	-2.00652	0.	0.	82.6000
95/04/26	-2.00496	0.	0.	82.7000
95/04/26	-2.00838	0.	0.	82.8000
95/04/26	-2.00481	0.	0.	82.9000
95/04/26	-2.00339	0.	0.	83.0000
95/04/26	-2.00510	0.	0.	83.1000
95/04/26	-2.00524	0.	0.	83.2000
95/04/26	-2.00353	0.	0.	83.3000
95/04/26	-2.00353	0.	0.	83.4000
95/04/26	-2.00310	0.	0.	83.5000
95/04/26	-2.00310	0.	0.	83.6000
95/04/26	-2.00652	0.	0.	83.7000
95/04/26	-2.00524	0.	0.	83.8000
95/04/26	-2.00667	0.	0.	83.9000
95/04/26	-2.00496	0.	0.	84.0000
95/04/26	-2.00652	0.	0.	84.1000
95/04/26	-2.00952	0.	0.	84.2000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	84.3000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	84.4000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	84.5000
95/04/26	-2.00838	0.	0.	84.6000
95/04/26	-2.00795	0.	0.	84.7000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	84.8000
95/04/26	-2.00995	0.	0.	84.9000
95/04/26	-2.00795	0.	0.	85.0000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	85.1000
95/04/26	-2.00809	0.	0.	85.2000
95/04/26	-2.00824	0.	0.	85.3000
95/04/26	-2.00838	0.	0.	85.4000
95/04/26	-2.00966	0.	0.	85.5000
95/04/26	-2.00980	0.	0.	85.6000
95/04/26	-2.00966	0.	0.	85.7000
95/04/26	-2.00980	0.	0.	85.8000
95/04/26	-2.00980	0.	0.	85.9000
95/04/26	-2.01123	0.	0.	86.0000
95/04/26	-2.01265	0.	0.	86.1000
95/04/26	-2.00980	0.	0.	86.2000
95/04/26	-2.01308	0.	0.	86.3000
95/04/26	-2.01137	0.	0.	86.4000
95/04/26	-2.01108	0.	0.	86.5000
95/04/26	-2.01279	0.	0.	86.6000
95/04/26	-2.01279	0.	0.	86.7000
95/04/26	-2.01279	0.	0.	86.8000
95/04/26	-2.01279	0.	0.	86.9000
95/04/26	-2.01279	0.	0.	87.0000
95/04/26	-2.01407	0.	0.	87.1000
95/04/26	-2.01294	0.	0.	87.2000
95/04/26	-2.01451	0.	0.	87.3000
95/04/26	-2.01593	0.	0.	87.4000
95/04/26	-2.01451	0.	0.	87.5000
95/04/26	-2.01436	0.	0.	87.6000
95/04/26	-2.01436	0.	0.	87.7000

Sep 14 1995 14:18:50		fil5		Page 1	
+IFA f4050 (IFA591.8)		DATA OUTPUT TO FILE FIL5		記錄開始時刻：1995年4月26日16時40分	
IFA-f4050	ECMM1	ECMM2	ECMM3	SECONDS	
95/04/26	0.	0.	0.	69.5000	
95/04/26	0.	0.	0.	69.6000	
95/04/26	0.	0.	0.	69.7000	
95/04/26	0.	0.	0.	69.8000	
95/04/26	0.	0.	0.	69.9000	
95/04/26	0.	0.	0.	70.0000	
95/04/26	0.	0.	0.	70.1000	
95/04/26	0.	0.	0.	70.2000	
95/04/26	0.	0.	0.	70.3000	
95/04/26	0.	-.0447027	0.	70.4000	
95/04/26	0.	-.0622645	0.	70.5000	
95/04/26	0.	-.0846159	0.	70.6000	
95/04/26	0.	-.119757	0.	70.7000	
95/04/26	0.	-.166015	0.	70.8000	
95/04/26	0.	-.233093	0.	70.9000	
95/04/26	0.	-.328908	0.	71.0000	
95/04/26	0.	-.439076	0.	71.1000	
95/04/26	0.	-.573235	0.	71.2000	
95/04/26	0.	-.761652	0.	71.3000	
95/04/26	0.	-.978741	0.	71.4000	
95/04/26	0.	-1.17025	0.	71.5000	
95/04/26	0.	-1.36653	0.	71.6000	
95/04/26	0.	-1.57748	0.	71.7000	
95/04/26	0.	-1.76269	0.	71.8000	
95/04/26	0.	-1.94748	0.	71.9000	
95/04/26	0.	-2.18756	0.	72.0000	
95/04/26	0.	-2.43772	0.	72.1000	
95/04/26	0.	-2.71569	0.	72.2000	
95/04/26	0.	-3.00147	0.	72.3000	
95/04/26	0.	3.26832	0.	72.4000	
95/04/26	0.	3.26856	0.	72.5000	
95/04/26	0.	3.26832	0.	72.6000	
95/04/26	0.	3.26809	0.	72.7000	
95/04/26	0.	3.26832	0.	72.8000	
95/04/26	0.	3.26832	0.	72.9000	
95/04/26	0.	3.26856	0.	73.0000	
95/04/26	0.	3.26832	0.	73.1000	
95/04/26	0.	3.26832	0.	73.2000	
95/04/26	0.	3.26832	0.	73.3000	
95/04/26	0.	3.26879	0.	73.4000	
95/04/26	0.	3.26832	0.	73.5000	
95/04/26	0.	3.26832	0.	73.6000	
95/04/26	0.	3.26856	0.	73.7000	
95/04/26	0.	3.26832	0.	73.8000	
95/04/26	0.	-2.84521	0.	73.9000	
95/04/26	0.	-2.21582	0.	74.0000	
95/04/26	0.	-1.86807	0.	74.1000	
95/04/26	0.	-1.86820	0.	74.2000	
95/04/26	0.	-1.86967	0.	74.3000	
95/04/26	0.	-1.86953	0.	74.4000	
95/04/26	0.	-1.87126	0.	74.5000	
95/04/26	0.	-1.87299	0.	74.6000	
95/04/26	0.	-1.87286	0.	74.7000	
95/04/26	0.	-1.87459	0.	74.8000	
95/04/26	0.	-1.87619	0.	74.9000	
95/04/26	0.	-1.87605	0.	75.0000	
95/04/26	0.	-1.87911	0.	75.1000	
95/04/26	0.	-1.87778	0.	75.2000	
95/04/26	0.	-1.87952	0.	75.3000	
95/04/26	0.	-1.87952	0.	75.4000	
95/04/26	0.	-1.88098	0.	75.5000	
95/04/26	0.	-1.88257	0.	75.6000	
95/04/26	0.	-1.88071	0.	75.7000	
95/04/26	0.	-1.88244	0.	75.8000	
95/04/26	0.	-1.88244	0.	75.9000	
95/04/26	0.	-1.88563	0.	76.0000	

Sep 14 1995 14:18:50

fil5

Page 2

95/04/26	0.	-1.88563	0.	76.1000
95/04/26	0.	-1.88417	0.	76.2000
95/04/26	0.	-1.88257	0.	76.3000
95/04/26	0.	-1.88404	0.	76.4000
95/04/26	0.	-1.88377	0.	76.5000
95/04/26	0.	-1.88563	0.	76.6000
95/04/26	0.	-1.88563	0.	76.7000
95/04/26	0.	-1.88896	0.	76.8000
95/04/26	0.	-1.88883	0.	76.9000
95/04/26	0.	-1.88896	0.	77.0000
95/04/26	0.	-1.89042	0.	77.1000
95/04/26	0.	-1.89029	0.	77.2000
95/04/26	0.	-1.89042	0.	77.3000
95/04/26	0.	-1.89188	0.	77.4000
95/04/26	0.	-1.89188	0.	77.5000
95/04/26	0.	-1.89202	0.	77.6000
95/04/26	0.	-1.89216	0.	77.7000
95/04/26	0.	-1.89188	0.	77.8000
95/04/26	0.	-1.89348	0.	77.9000
95/04/26	0.	-1.89402	0.	78.0000
95/04/26	0.	-1.89348	0.	78.1000
95/04/26	0.	-1.89508	0.	78.2000
95/04/26	0.	-1.89695	0.	78.3000
95/04/26	0.	-1.89681	0.	78.4000
95/04/26	0.	-1.89708	0.	78.5000
95/04/26	0.	-1.89681	0.	78.6000
95/04/26	0.	-1.89854	0.	78.7000
95/04/26	0.	-1.89854	0.	78.8000
95/04/26	0.	-1.89813	0.	78.9000
95/04/26	0.	-1.90000	0.	79.0000
95/04/26	0.	-1.90014	0.	79.1000
95/04/26	0.	-1.90014	0.	79.2000
95/04/26	0.	-1.90160	0.	79.3000
95/04/26	0.	-1.90187	0.	79.4000
95/04/26	0.	-1.90187	0.	79.5000
95/04/26	0.	-1.90014	0.	79.6000
95/04/26	0.	-1.90306	0.	79.7000
95/04/26	0.	-1.90479	0.	79.8000
95/04/26	0.	-1.90333	0.	79.9000
95/04/26	0.	-1.90507	0.	80.0000
95/04/26	0.	-1.90493	0.	80.1000
95/04/26	0.	-1.90493	0.	80.2000
95/04/26	0.	-1.90493	0.	80.3000
95/04/26	0.	-1.90333	0.	80.4000
95/04/26	0.	-1.90493	0.	80.5000
95/04/26	0.	-1.90666	0.	80.6000
95/04/26	0.	-1.90507	0.	80.7000
95/04/26	0.	-1.90625	0.	80.8000
95/04/26	0.	-1.90479	0.	80.9000
95/04/26	0.	-1.90653	0.	81.0000
95/04/26	0.	-1.90799	0.	81.1000
95/04/26	0.	-1.90666	0.	81.2000
95/04/26	0.	-1.90653	0.	81.3000
95/04/26	0.	-1.90653	0.	81.4000
95/04/26	0.	-1.90666	0.	81.5000
95/04/26	0.	-1.90826	0.	81.6000
95/04/26	0.	-1.90785	0.	81.7000
95/04/26	0.	-1.90826	0.	81.8000
95/04/26	0.	-1.90812	0.	81.9000
95/04/26	0.	-1.90840	0.	82.0000
95/04/26	0.	-1.90785	0.	82.1000
95/04/26	0.	-1.90972	0.	82.2000
95/04/26	0.	-1.90999	0.	82.3000
95/04/26	0.	-1.91145	0.	82.4000
95/04/26	0.	-1.90972	0.	82.5000
95/04/26	0.	-1.91145	0.	82.6000
95/04/26	0.	-1.91145	0.	82.7000
95/04/26	0.	-1.90986	0.	82.8000
95/04/26	0.	-1.91118	0.	82.9000
95/04/26	0.	-1.91145	0.	83.0000

Sep 14 1995 14:18:50

f115

Page 3

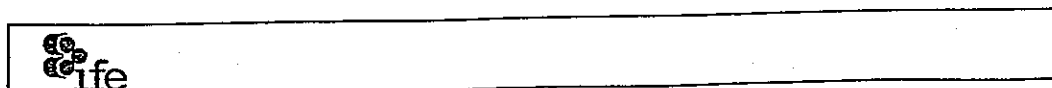
95/04/26	0.	-1.91132	0.	83.1000
95/04/26	0.	-1.91305	0.	83.2000
95/04/26	0.	-1.91451	0.	83.3000
95/04/26	0.	-1.91305	0.	83.4000
95/04/26	0.	-1.91291	0.	83.5000
95/04/26	0.	-1.91451	0.	83.6000
95/04/26	0.	-1.91451	0.	83.7000
95/04/26	0.	-1.91305	0.	83.8000
95/04/26	0.	-1.91465	0.	83.9000
95/04/26	0.	-1.91437	0.	84.0000
95/04/26	0.	-1.91451	0.	84.1000
95/04/26	0.	-1.91638	0.	84.2000
95/04/26	0.	-1.91611	0.	84.3000
95/04/26	0.	-1.91770	0.	84.4000
95/04/26	0.	-1.91784	0.	84.5000
95/04/26	0.	-1.91770	0.	84.6000
95/04/26	0.	-1.91770	0.	84.7000
95/04/26	0.	-1.91944	0.	84.8000

1

別添 5 燃料の詳細組成データに基づく燃焼度ファクター計算結果 (WIMS)

Title:	
Power distributions for the ATR ramp tests in IFA-591 (PNC) using revised isotopic compositions	
Data file reference : /disks/FUEL1/users/lise/ CP-Notes/IFA591/ power.note	Document ID : CP-Note 95-14
No. of enclosures : 0	Confidential grade: In confidence
Document type : Technical note	Issue No./Date : 1 / May 18, 1995

Name	Signature	Date
Prepared by : Lise Akselsen	<i>L. Akselsen</i>	18/5-95
Approved by : Wolfgang Wiesenack	<i>W. Wiesenack</i>	18.5.95
Distribution : H. Devold, E. Kolstad, <u>Y. Minagawa</u> , A. C. Pettersen, K. Svanholm		



 Institut for energiteknikk OECD HALDEN REACTOR PROJECT	Title: Power distributions for the ATR ramp tests in IFA-591 (PNC) using revised isotopic compositions	Page 2 of 7
---	---	--------------------

1. INTRODUCTION

The test rig IFA-591 contains 3 positions (Fig. 1) for loading of fuel rods which have been irradiated in the Fugen reactor. The experiment started in july -94 and was completed in may 1995 as illustrated in the loading scheme (Table 1).

The main objectives of these calculations have been to determine the initial power distributions in the four loadings of IFA-591.

2. POWER DISTRIBUTION CALCULATIONS USING THE WIMS-E CODE

The power distribution calculations have been carried out using the recommended WIMS-E calculation scheme [1]. Calculations were performed on the four loadings of the test rig IFA-591 using the revised fuel compositions as achieved from PNC [2]. The relative fission rates in the fuel rods have been determined using the WIMS-E module W-WED. The relative initial power map of the four loadings of IFA-591 are shown in Fig. 2 - Fig. 5 respectively.

Rig position	IFA-591.1	IFA-591.2	IFA-591.3	IFA-591.4
	CL90 [07/94 - 08/94] CL91 [08/94 - 08/94]	CL92 [09/94 - 09/94] CL93 [09/94 - 10/94]	CL94 [01/95 - 03/95]	CL95 [04/95 - 05/95]
	Rod no.	Rod no.	Rod no.	Rod no.
1	591/01	591/04	591/09	591/07
2	591/02	591/05	591/10	591/08
3	591/03	591/06	591/11	591/12

Table 1: The fuel rod locations in the four loadings of IFA-591.

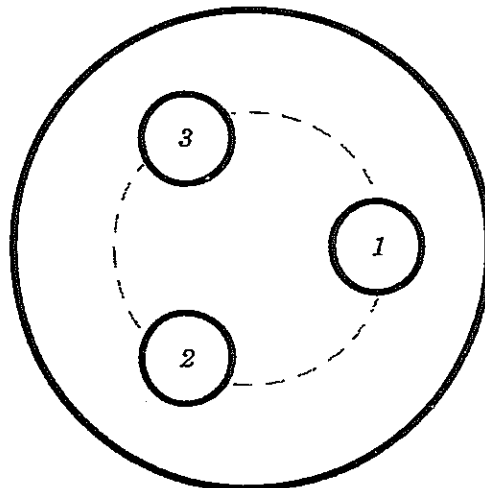


Fig. 1 The rod position in the test rig IFA-591 (Scale 1:1)

	Document ID: CP-Note 95-14	Issue no: 1
---	-----------------------------------	--------------------

	Institutt for energiteknikk OECD HALDEN REACTOR PROJECT	ramp tests in IFA-591 (PNC) using revised isotopic compositions	Page 3 of 7
---	--	--	-------------

3. CONCLUSION

The initial power differences according to assorted burnup values are calculated to be in the range between 17% and 19%.

4. REFERENCES

- 1) Skardhamar T.: Revised recommended calculation scheme with WIMS-E on Halden test rigs. F-Note 855 (May 19, 1994).
- 2) Minagawa: Recalculation/reconversion of the ATR ramp test rods power, IFA-591 (1995.04.28)

Calculations previously reported for the test rig IFA-591:

Akselsen L.: Power distribution and depletion calculations for the ATR ramp test IFA-591.1 (PNC). F-Note 918 (Aug. 11, 1994)

	Document ID: CP-Note 95-14	Issue no: 1
---	----------------------------	-------------

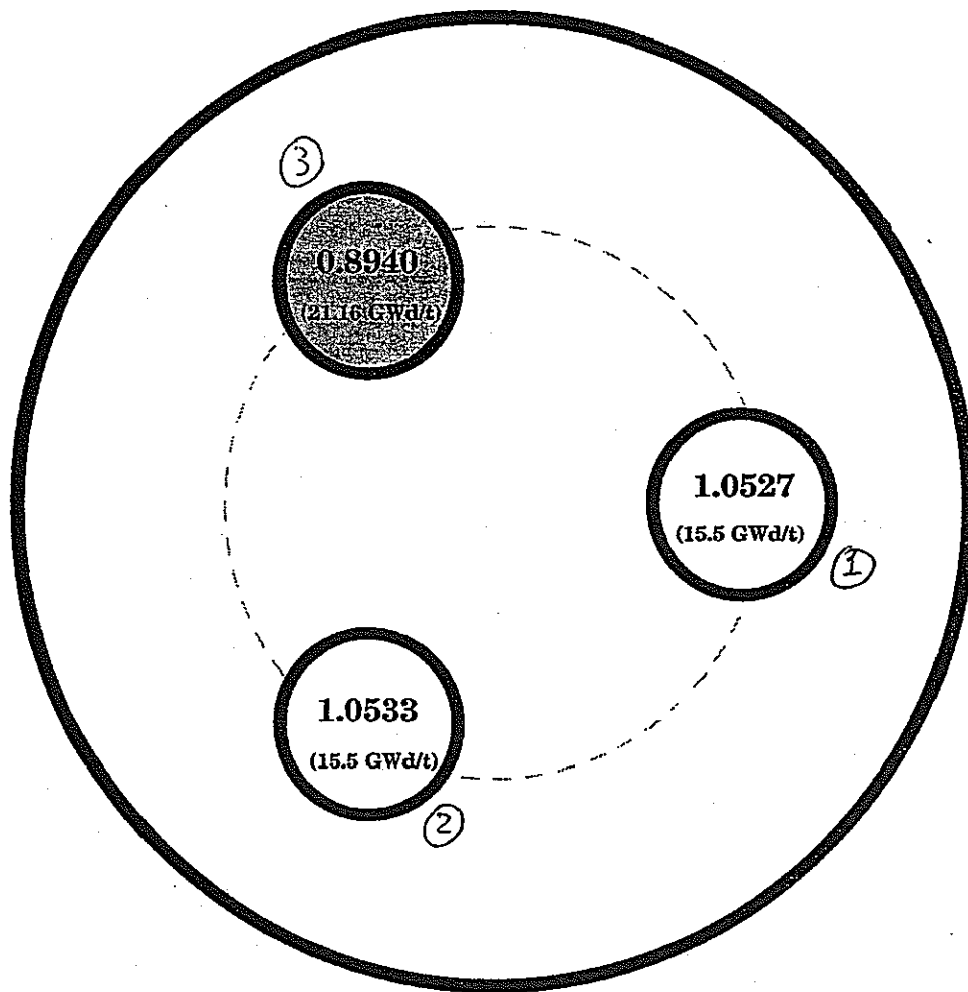


Fig. 2 Relative initial power distribution for the test rig IFA-591.1 (Scale 2:1)

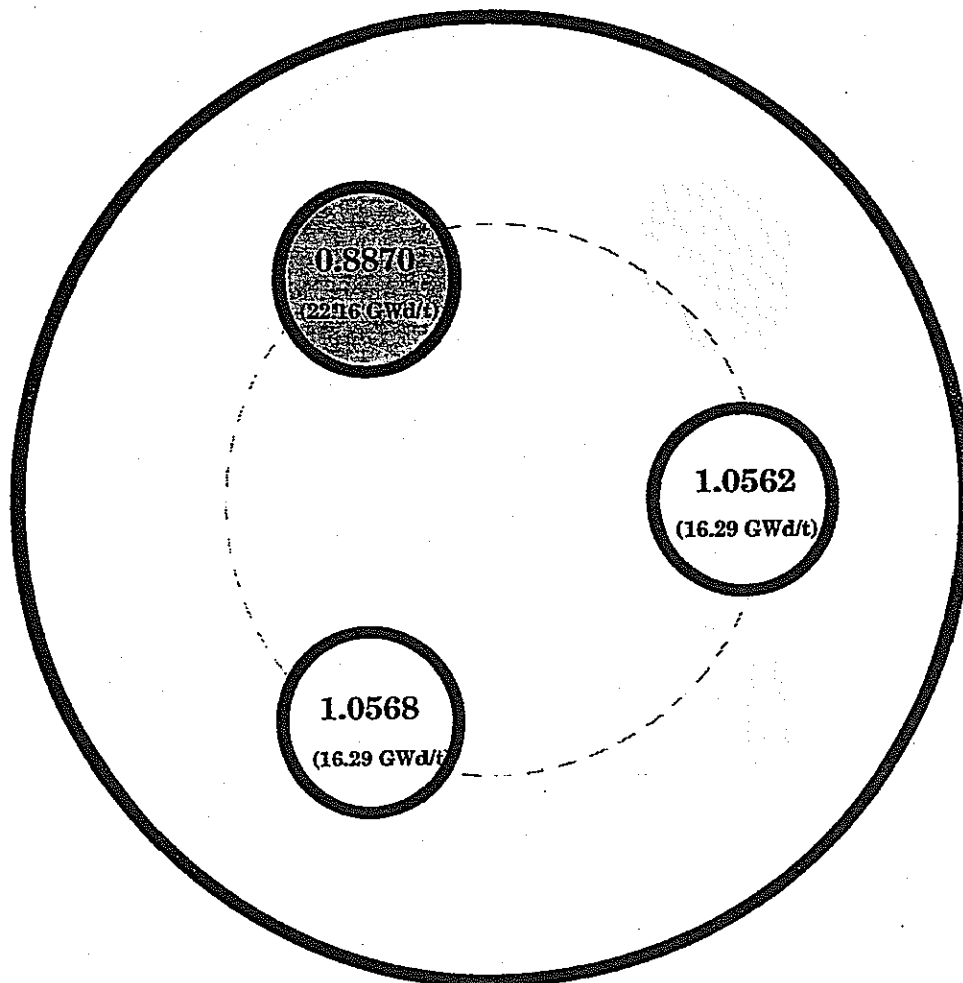


Fig. 3 Relative initial power distribution for the test rig IFA-591.2 (Scale 2:1)

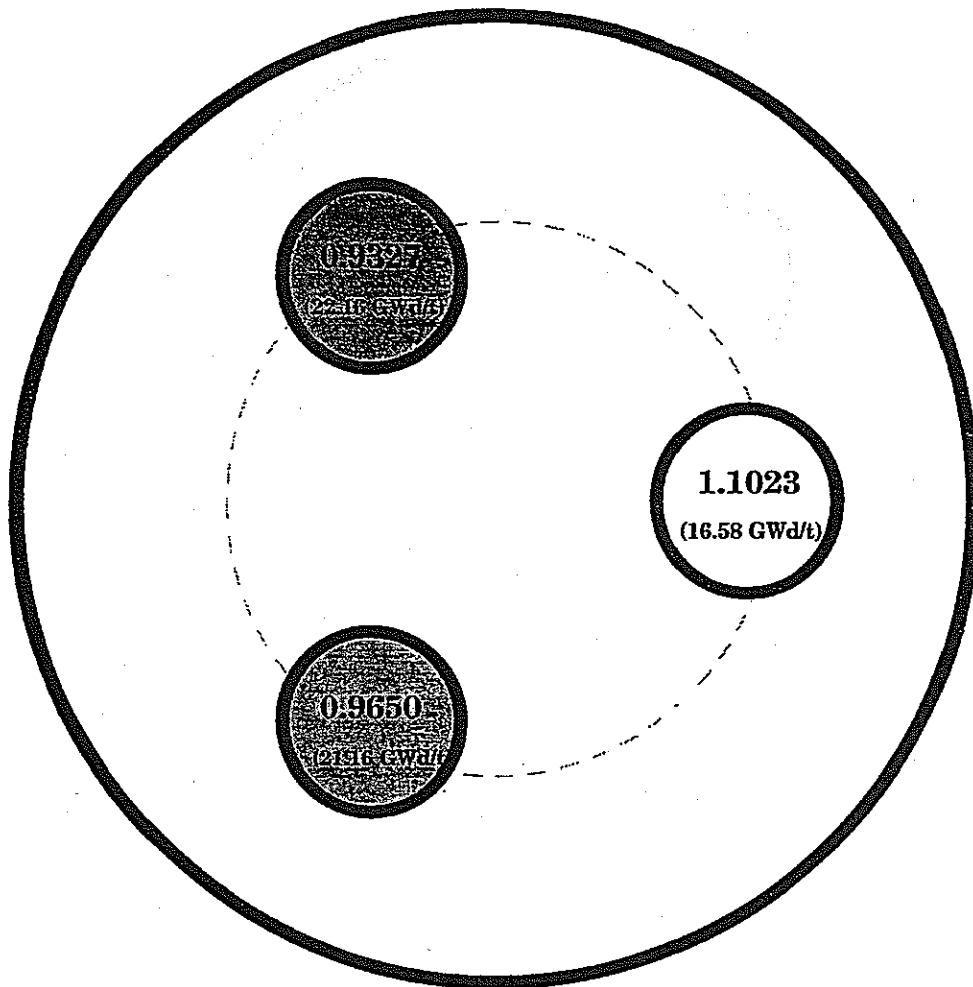


Fig. 4 Relative initial power distribution for the test rig IFA-591.3 (Scale 2:1)

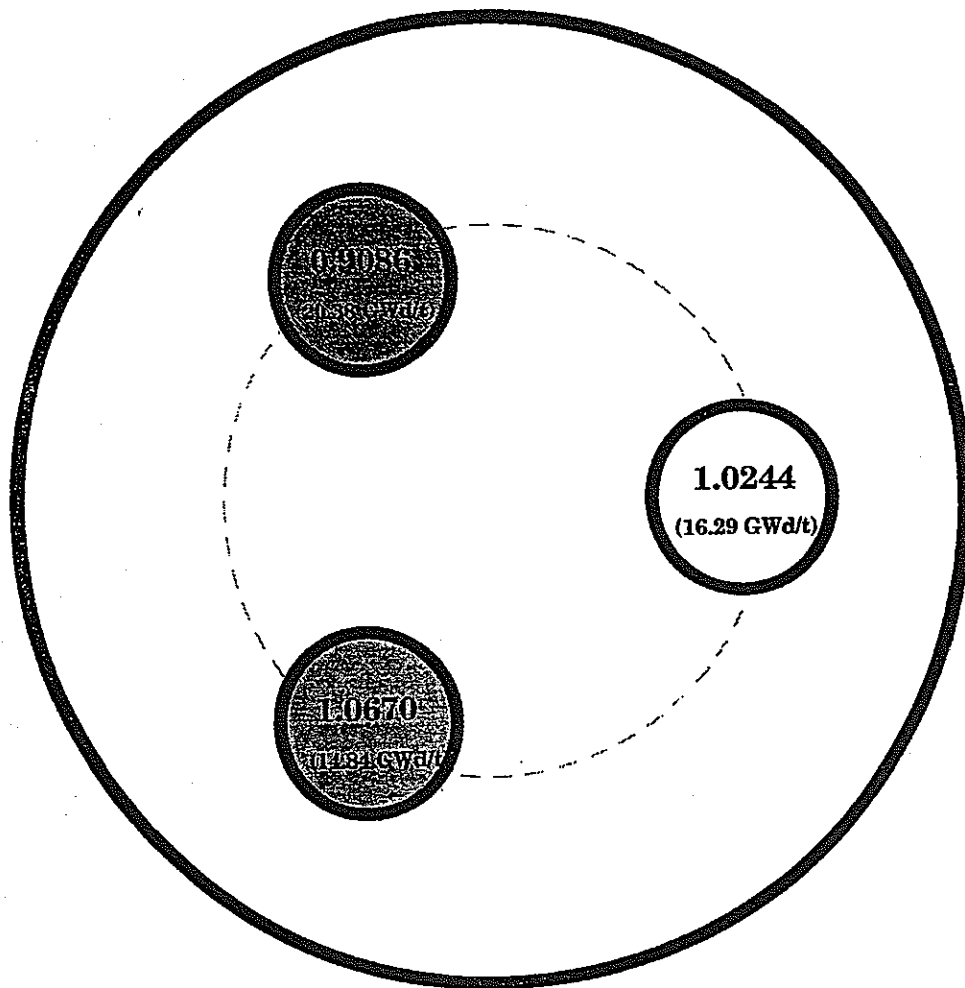


Fig. 5 Relative initial power distribution for the test rig IFA-591.4 (Scale 2:1)

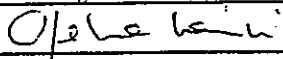
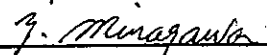
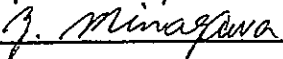
別添 6 新燃焼度ファクターに基づく定数再計算結果およびデータ変換プログラム

 Institutt for energiteknikk OECD HALDEN REACTOR PROJECT	
--	--

Title : Power Factors and Heat Rate Factors Calculations Using the Revised Rod Factors			
Data file ref.	:	Document ID	: FC-note 97
Enclosures	:	Confidential grade	: Confidential
Document type	: Technical note	Issue No. / Date	: 1 / 1995-07-04
Main Keyword	:		
Subsidiary Keyword	:		

**Power Factors and Heat Rate Factors Calculations
Using the Revised Rod Factors**

1. Introduction
2. Calculation of the power distribution
3. Power determination in IFA-591 during the Ramp Test
4. Detailed Calculations

	Name	Signature	Date
Prepared by	: R. Janiri		4/7-95
Checked by	: Y. Minagawa		23/8-95
Approved by	: Y. Minagawa		23/8-95
Distribution	: K. Svanholm, A. C. Pettersen, T. Iijima		
Copy	: C. Vitanza, E. Kolstad, W. Wiesenack		



POWER FACTORS AND HEAT RATE FACTORS CALCULATIONS USING THE REVISED ROD FACTORS

1. Introduction

Power calibration experiments on IFA-591.1 were executed the 11th and 12th July 1994 in six subcooled ramps (SCRs). The SCR no. 1 and 2 were performed with all the three fuel rods in the lower position, the SCR 3-6 were performed at constant reactor power with the number of fuel rods in lower and upper position systematically varied:

	Rods in lower position	Rods in upper position
SCR-3	1, 2, 3	
SCR-4	2, 3	1
SCR-5	3	1, 2
SCR-6		1, 2, 3

The results from the power calibrations are reported in (1) and shown in Table I.

The data from the SCR 3-6 were used to evaluate the influence of the number of rods in the cluster to the heating rate and the cluster factors X_1 , X_2 and X_3 were obtained by using:

$$N_1=1.025$$

$$N_2=1.025$$

$$N_3=0.950$$

N_1 , N_2 and N_3 describe the power distribution in the rods, due to the different burn-up.

All the calculations have been done in agreement with the isotopic composition and the burn-up data obtained from PNC before the start of the experiments.

Recently revised isotopic composition data and more accurately evaluated burn-up data have been received from PNC. This led to the subsequent revised factors for power distribution in the rods for the loading IFA-591.1 (2):

$$*1 \quad N_1=1.053$$

$$N_2=1.053$$

$$N_3=0.894$$

*using data from
CP-note 95-14*

Therefore the influence of the number of rods in the cluster to heating rate has been re-evaluated in agreement with the revised power distribution factors. The procedure used takes in account not only the number of rods in the cluster but also which rod is moved.

Besides the revised heat rate factors KHR have been calculated in agreement with the new data.

2. Calculation of the power distribution

The influence of the number of rods in the cluster to the heating rate is expressed through the factor α . This factor indicates how the power changes when the number of rods in the cluster is varied. It is named α_{32} when the number of rods is varied from three to two and α_{31} when the number is varied from three to one (of course $\alpha_{33}=0$, no rods are moved).

Therefore the relative power in the lower cluster is expressed as:

when one rod is moved

$$QAL = (N_j + N_k) \cdot (1 + \alpha_{32} \cdot N_i)$$

N_i : rod factor for the rod in upper pos.
 N_j, N_k : rod factors for the rods in lower pos.

when two rods are moved.

$$QAL = N_k \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot N_i \cdot N_j)$$

N_i, N_j : rod factors for the rods in upper pos.
 N_k : rod factor for the rod in lower pos.

The relative power in the upper cluster will be expressed with similar formulas multiplied by the factor U . This factor describes how the power is reduced when a rod is moved from the lower to the upper cluster and is obtained from the ratio between the power measured during the SCR 6 (all rods up) and the SCR 3 (all rods down):

$$U = 11.28 / 21.94 = 0.514.$$

If we define the relative power for the SCR 3 as $QA3=3$, the relative power for the SCR 4 and 5 will be:

$$QA4 = (21.13 / 21.94) \cdot 3 = 2.889$$

$$QA5 = (18.71 / 21.94) \cdot 3 = 2.558.$$

We can set up now the following equations:

- SCR 3 (all rods down, relative power = 3)

$$QA3L = (N_1 + N_2 + N_3) \cdot 1 \quad (\text{lower cluster})$$

$$QA3U = 0 \quad (\text{upper cluster})$$

- SCR 4 (rods 2, 3 down, rod 1 up, relative power = 2.889)

$$QA4L = (N2 + N3) \cdot (1 + \alpha_{32} \cdot N1) \quad (\text{lower cluster})$$

$$QA4U = U \cdot N1 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot N2 \cdot N3) \quad (\text{upper cluster})$$

- SCR 5 (rod 3 down, rods 1, 2 up, relative power = 2.558)

$$QA5L = N3 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot N1 \cdot N2) \quad (\text{lower cluster})$$

$$QA5U = U \cdot (N1 + N2) \cdot (1 + \alpha_{32} \cdot N3) \quad (\text{upper cluster})$$

The equations are written in Table II for a better overview.

The data from SCR 4 and 5 can be used to calculate the factors α_{31} and α_{32} as shown in Table III.

The results are:

$$\alpha_{31} = 0.524$$

$$\alpha_{32} = 0.065.$$

Therefore the factor to be used to evaluate the power for the actual ramped rod is:

$$N_i \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot N_j \cdot N_k)$$

N_i : rod factor for the ramped rod
 N_j, N_k : rod factors for the stand-by rods

The factors for the ramp tests so far performed with the fuel assembly IFA-591 are reported in Table IV.

3. Power determination in IFA-591 during the Ramp Tests

Now we can determine the power in the individual rods during the ramp tests so far performed.

The procedure is in principle similar to the procedure described in (3), (4), (5) and (6). In this case are used the revised factors for the distribution of the power in the rods and the factors α_{31} and α_{32} instead of $X1$ and $X2$.

3.1 Equation for the single rod in the lower position

For the loadings IFA-591.1 and 591.2 the ramp tests were executed inserting Hes into the coil. The equation to be used for these loadings is:

- using the ND_{Co} signal

$$AHR = (ND_{Co} \cdot A - B) \cdot KHR \cdot KHE \quad \text{kW/m}$$

where A and B are the parameters that correlate the ND_{Co} signal to the vanadium detector signal $NDAVL(1)$ and are reported in (3), (4); KHR is the heat rate factor and $KHE = pHes \cdot 0.095 / 25 + 1$ is the correction factor for the influence of Hes in the coil.

- using the vanadium detector signal

$$AHR = NDAVL(1) \cdot KHR \cdot KHE \quad \text{kW/m}$$

For the loadings IFA-591.3 and IFA-591.4 the ramp tests were executed as a single step ramp (by lowering the fuel rods into the high power position of the rig) and no Hes was used to execute the ramps. The equation to be used for these loadings is:

- using the ND_{Co} signal

$$AHR = (ND_{Co} \cdot A) \cdot KHR \quad \text{kW/m}$$

where A is the factor that correlate the ND_{Co} signal to the vanadium detector signal and is reported, for the different rods in (5), (6).

- using the vanadium detectors signal

$$AHR = NDAVL(1) \cdot KHR \quad \text{kW/m}$$

The individual values of the revised heat rate factors for one rod in lower position are reported in Table V.

3.2 Equation for the two rods in the upper position

The equation to be used for all the loadings is:

$$AHR = NDAVU(2) \cdot KHR \quad \text{kW/m}$$

The individual values of the revised heat rate factors KHR for the two rods in upper position are reported in Table VI.

4. Detailed calculations

4.1 Basic data

The power factors KGL (three rods in the lower cluster) and KGU (three rods in the upper cluster) for the different loadings are reported in Table VII.

The revised factors N for the distribution of the power in the rods are reported in (2).

The Tables with the neutron detectors signals before and after the insertion of the rod during the different ramp tests are reported in (3-6).

The increase in NDAVL when three rods are moved to the upper cluster is

$$R(NDAVL) = 107.38 / 79.68 = 1.348$$

4.2 Determination of the heat rate in one rod in the lower position

From the ND Tables we read the value of NDAVL(0), no rods inserted. From this value is calculated the NDAVL(3):

$$NDAVL(3) = NDAVL(0) / R(NDAVL)$$

The power in three inserted rods will then be:

$$Q(3) = KGL \cdot NDAVL(3)$$

The average heat rate in one rod is now calculated:

$$AHR = Q(3) / (3 \cdot Lf) \cdot N_i \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot N_j \cdot N_k)$$

where Lf is the rod length, Ni the rod factor for the ramped rod, Nj and Nk the rod factors for the stand-by rods.

This is valid immediately after the insertion of a rod. The power may change a small amount during the steady state period. We therefore correct for this change by means of cobalt neutron detector signal:

$$AHR(C) = AHR \cdot (ND_{co}(C) / ND_{co}(B))$$

The heat rate factor to be used for the NDAVL(1) can now be calculated:

$$KHR = AHR(C) / (NDAVL(1) (C))$$

using data when the vanadium neutron detectors signals are stabilized.

4.3 Determination of the heat rate in two rods in the upper position

The procedure, in principle, is similar to the one used for the rod lowered into the lower position:

- Read the NDAVU(3) before one rod is lowered, and calculated the AHR(3)

$$\text{AHR}(3) = \text{KGU} \cdot \text{NDAVU}(3) / (3 \cdot \text{Ld})$$

- The heat rate in the two rods remaining in the upper position can now be calculated

$$\text{AHR} = \text{AHR}(3) \cdot \text{Nj} \cdot (1 + \alpha_{32} \cdot \text{Ni})$$

where Ni is the rod factor for the ramped rod and Nj the rod factor for the stand-by rod for which we are calculating the AHR.

- After the actual rod is lowered into the lower position the NDAVU(2) is read out when the signal is stabilized and the relation

$$\text{KHR} = \text{AHR} / \text{NDAVU}(2)$$

can be calculated.

References

- 1 - Results from the power calibration on IFA-591.1.
F-Note 911
Appendix II in HR-1
- 2 - Power distribution for the ATR ramp tests in IFA-591 (PNC) using revised isotopic compositions.
CP-Note 95-14
- 3 - Power determination in IFA-591.1 during the Ramp Tests 11th-14th August 1994
F-note 938
Appendix III in HR-1
- 4 - Power determination in IFA-591.2 during the Ramp Tests 26th-28th September 1994
F-note 1994
Appendix II in HR-2
- 5 - Power determination in IFA-591.3 during the Ramp Tests 9th February 1995
F-note 32
Appendix III in HR-3

6 - Power determination in IFA-591.4 during the Ramp Tests 26th-27th
April 1995
F-note 54

Table I - Power Calibration IFA-591.1

SCR	Date	Time		QR MW	QA kW	NDAVL	NDAVU	KG
		from	to					
1	11/7	21:55	22:47	8.0	20.27	73.89	45.39	0.2743
2	12/7	00:05	01:35	10.5	25.09	90.74	56.39	0.2765
3	12/7	11:20	12:33	9.3	21.94	79.68	49.62	0.2754
4	12/7	13:20	14:05	9.3	21.13	87.33	42.73	
5	12/7	14:29	14:52	9.3	18.71	97.88	43.23	
6	12/7	15:18	16:00	9.3	11.28	107.38	44.90	0.2512

Table II- Calculation of power factors

SCR	QAL	QAU	QA
3	$(N1 + N2 + N3) \cdot 1$	$+ 0$	$= 3$
4	$(N2 + N3) \cdot (1 + \alpha_{32} \cdot N1)$	$+ U \cdot N1 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot N2 \cdot N3)$	$= 2.889$
5	$N3 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot N1 \cdot N2)$	$+ U \cdot (N1 + N2) \cdot (1 + \alpha_{32} \cdot N3)$	$= 2.558$

Table III - Calculation of the factors α_{31} and α_{32}

$$4) \quad (1.053 + 0.894) \cdot (1 + \alpha_{32} \cdot 1.053) + 0.514 \cdot 1.053 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot 1.053 \cdot 0.894) = 2.889$$

$$5) \quad 0.894 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot 1.053 \cdot 1.053) + 0.514 \cdot (1.053 + 1.053) \cdot (1 + \alpha_{32} \cdot 0.894) = 2.558$$

$$4) \quad 1.947 + 2.05 \alpha_{32} + 0.541 + 0.51 \alpha_{31} = 2.889$$

$$5) \quad 0.894 + 0.991 \alpha_{31} + 1.082 + 0.968 \alpha_{32} = 2.558$$

$$4) \quad 2.05 \alpha_{32} + 0.51 \alpha_{31} = 0.401$$

$$5) \quad 0.968 \alpha_{32} + 0.991 \alpha_{31} = 0.582$$

$$5) \quad 2.05 \alpha_{32} + 2.099 \alpha_{31} = 1.233$$

$$5 - 4) \quad 1.589 \alpha_{31} = 0.832$$

$$\underline{\alpha_{31} = 0.524}$$

$$2.05 \alpha_{32} + 2.099 \cdot 0.524 = 1.233$$

$$2.05 \alpha_{32} = 1.233 - 1.100 = 0.133$$

$$\underline{\alpha_{32} = 0.065}$$

Table IV - Power factors for the ramp tests IFA-591

$$\alpha_{31} = 0.524 \quad \alpha_{32} = 0.065$$

IFA-591.1

$$\text{Rod 1 \& 2} \quad 1.053 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot 1.053 \cdot 0.894) = 1.053 \cdot 1.493 = \underline{1.572}$$

$$\text{Rod 3} \quad 0.894 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot 1.053 \cdot 1.053) = 0.894 \cdot 1.581 = \underline{1.413}$$

IFA-591.2

$$\text{Rod 1} \quad 1.056 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot 1.057 \cdot 0.887) = 1.056 \cdot 1.491 = \underline{1.575}$$

$$\text{Rod 2} \quad 1.057 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot 1.056 \cdot 0.887) = 1.057 \cdot 1.491 = \underline{1.575}$$

$$\text{Rod 3} \quad 0.887 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot 1.057 \cdot 1.056) = 0.887 \cdot 1.585 = \underline{1.406}$$

IFA-591.3

$$\text{Rod 1} \quad 1.102 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot 0.965 \cdot 0.933) = 1.102 \cdot 1.472 = \underline{1.622}$$

$$\text{Rod 2} \quad 0.965 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot 0.933 \cdot 1.102) = 0.965 \cdot 1.539 = \underline{1.485}$$

$$\text{Rod 3} \quad 0.933 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot 1.102 \cdot 0.965) = 0.933 \cdot 1.557 = \underline{1.453}$$

IFA-591.4

$$\text{Rod 1} \quad 1.024 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot 1.067 \cdot 0.909) = 1.024 \cdot 1.508 = \underline{1.544}$$

$$\text{Rod 2} \quad 1.067 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot 1.024 \cdot 0.909) = 1.067 \cdot 1.488 = \underline{1.587}$$

$$(\text{Rod 3}) \quad 0.909 \cdot (1 + \alpha_{31} \cdot 1.024 \cdot 1.067) = 0.909 \cdot 1.573 = \underline{1.429}^*$$

* Rod 3 was not ramped

Table V - Revised KHR factors for one rod in the lower cluster

	Rod 1	Rod 2	Rod 3
IFA-591.1	0.331	0.328	0.292
IFA-591.2	0.331	0.333	0.291
IFA-591.3	0.339	0.310	0.303
IFA-591.4 ¹ * 2	0.342	0.354	-

Table VI- Revised KHR factors for two rods in the upper cluster

	<u>Ramped rod</u>	<u>Stand-by rods</u>	
IFA-591.1	Rod 1	Rod 2 - 0.226	Rod 3 - 0.192
	Rod 2	Rod 1 - 0.254	Rod 3 - 0.216
	Rod 3	Rod 1 - 0.264	Rod 2 - 0.264
IFA-591.2	Rod 1	Rod 2 - 0.236	Rod 3 - 0.197
	Rod 2	Rod 1 - 0.253	Rod 3 - 0.212
	Rod 3	Rod 1 - 0.263	Rod 2 - 0.263
IFA-591.3	Rod 1	Rod 2 - 0.245	Rod 3 - 0.237
	Rod 2	Rod 1 - 0.282	Rod 3 - 0.239
	Rod 3	Rod 1 - 0.234	Rod 2 - 0.205
IFA-591.4 ¹	Rod 1	Rod 2 - 0.220	Rod 3 - 0.188
	Rod 2 * 3	Rod 1 - 0.260	Rod 3 - 0.230

¹ Rod 3 was not ramped

Table VII - Power factors IFA-591

	KGL	KGU
IFA-591.1	0.276	0.251
IFA-591.2	0.276	0.251
IFA-591.3	0.273	0.253
IFA-591.4	*4 0.289	0.255



Institutt for energiteknikk

OECD HALDEN REACTOR PROJECT

P.O.Box 173, N-1751 Halden, Norway

TELEFAX

To: PNC Tokai-Works **Telefax No.:** 095-81-292-87-0391
Att.: Messrs. K. Kamimura/S. Kohn **Date:** 1995-06-12 **Pages (total):** 9
From: Y. Minagawa **Telefax No.:** +47 69186144 **Phone No.:** + 47 69 183100

Subject: Revised power levels of IFA-591, ramp tests

Dear Sirs,

I am sorry for my late response to your request of revising the pre-conditioning and target power levels based on the latest burn-up/isotope composition data received from you April 28, 1995.

The power levels are revised and the revised data are shown in table 1 together with the original data. A note describing power distribution factors among fuel rods in the rig, calculated by WIMS code based on the latest burn-up/isotope composition data, is also enclosed.

With best regards,

Yoji Minagawa
Yoji Minagawa

cc: Vitanza
Wiesenack
Iijima

vis _____ c

Table 1 Pre-conditioning and target power levels of IFA-591 ramp tests

Loading No.	Fuel Rod No.	Rig pos.	Pre-conditioning power level (kW/m)		Targer power level (kW/m)	
			Original	Revised	Original	Revised
IFA-591.1	591-1	1	22.9	23.5	65	65.3
	591-2	2	22.9	23.5	66	66.3
	591-3	3	21.2	20.0	65	63.2
IFA-591.2	591-4	1	24.9	25.7	66	66.4
	591-5	2	24.9	25.7	68	68.4
	591-6	3	23.1	21.6	69	66.8
IFA-591.3	591-9	1	23.8	25.0	64.5	65.2
	591-10	2	22.1	21.9	59.6	59.4
	591-11	3	22.1	21.1	59.8	58.3
IFA-591.4	591-7	1	23.8	23.2	68.1	65.5
	591-8	2	23.8	24.2	68.7	68.0

データ変換プログラムリスト

```

SUBROUTINE CON5914
C
C Subroutine to convert IFA-591.4 raw signals for the data-bank
C Based upon copy of conversion routine -591.3
C Modified 11.05.95 by A.C.Pettersen
C IFA-591.4 loaded in position 4-10 in March -95
C rig position      1      2      3
C rod ident        591-7    591-8    591-12
C Instrumentation   EC1      EC2      EC3
C
$INCLUDE (IFA-591)LINK-591-4
$INCLUDE (DATA-BANK)LINK-SYS
C
C LIST OF VARIABLE NAMES USED AND UNITS
C
C KGU      ...calibration factor 3 rods in magazine...kW/nA
C KGL      ...calibration factor 3 rod in ramp pos....kW/nA
C CD591(BU) ...fuel depletion factor      ...dimensionless
C DELTIME  ...elapsed time for calc. fuel burn up    ...d
C ND1 - ND8 ...neutron detector signals      ...nA
C NDAU     ...mean ND in assembly upper end      ...nA
C NDAL     ...mean ND in assembly lower end      ...nA
C QTERM    ...reactor power                  ...MW
C T1       ...moderator temperature           ...C
C QAU      ...assembly power upper cluster      ...kW
C QAL      ...power of ramped rod              ...kW
C ALHRU    ...avg. rating in the upper cluster  ...kW/m
C AHRnn    ...rod avg. rating                 ...kW/m
C MHRnn    ...peak rod heat rate              ...kW/m
C FSL      ...fuel stack length               ...m
C WT       ...mass of UO2 in a fuel rod        ...kg
C NR       ...number of rods in assembly       ...dimensionless
C EC1-EC3  ...elongation transducer signal      ...mV
C ECM1-ECM3 ...elongation signals, converted    ...mm
C S1 - S3  ...elongation transducer sensitivities ...mV/mm
C XAMP     ...amplification factor on EC raw signal...dimensionless
C BUnn     ...fuel burn up of rod              ...MWd/kgUO2
C BUMnn    ...max fuel burn up of rod          ...MWd/kgUO2
C BUASS    ...fuel burn up of assembly        ...MWd/kgUO2
C RODnnPOS ... position indicator rod up or down
C          ... 0 = up 1 = down
C GM13     ...gamma activity monitor in loop 10  ...mR/h
C
C *****
C
C CALIBRATION FACTORS KGU, KGL
C KGU for 3 rods, KGL for 1 rod (with additional depletion factor for
C real burnup)
C
C Calib. results kgu = 0.255 (3 rods up)
C                  kgl = 0.289 (3 rods down) *4
C REAL KG3U /0.255/, KG3L /0.289/ ! prelim. calib results 95-04-19
C
C REAL N1 /1.024/, N2 /1.067/, N3 /0.909/ *1
C REAL NDR
C REAL HE ! Helium factor
C REAL KHRL23 /0.249/, KHRL32 /0.230/, KHRU1 /0.376/
C
C REAL KHR23 /0.220/, KHR32 /0.188/, KHR13 /0.260/
C REAL KHR31 /0.230/, KHR12 /0.222/, KHR21 /0.206/ *3

```

```

C   KHR21 for rod2 together with rod1.
C   Ref. FC-Note 54. 1995-05-10 "Power determination in IFA-591.4 during
C       The Ramp Tests 26th-27th April 1995."
C
C   FUEL DEPLETION COEFFICIENTS FOR REBUS CALCULATIONS A0,A1,A2,A3,A4
C   (as received Halden)
C   REBUS 4th order fit dated: 94-08-08
C   revised and output for two different burnups
C   for 11.5 MWd/kgUO2
C   PARAMETER (A0=+9.994E-01,A1=-5.236E-02,A2=+4.496E-03,
$       A3=-7.612E-04,A4=+3.762E-05)
C
C   FUEL DEPLETION COEFFICIENTS A5,A6,A7,A8,A9
C   REBUS 4th order fit dated: 94-08-08
C   for 15.8 MWd/kgUO2
C   PARAMETER (A5=+9.994E-01,A6=-5.845E-02,A7=+4.236E-03,
$       A8=-7.357E-04,A9=+3.763E-05)
C
C   PARAMETER (AREA = 820.)
C   Fuel stack length and number of rods in assembly
C
C   DATA FSL /0.365/,NR /3/
C   Anticipated position of maximum flux in m
C   DATA AXMAXL / 1.00 /
C   DATA AXMAXU / 1.62 /
C
C   Elongation transducer sensitivity S1,S2,S3
C
C   DATA S1/61.9/, S2/60.7/, S3/61.9/
C
C   amplification factor for PF raw signal
C   (acc. to Rekvín 04-09-94)
C   DATA XAMP /25./
C
C   Mass of UO2 per fuel rod kg, wt
C
C   DATA WT /0.447/
C
C   END OF DATA INPUTS
C
C ***** CALCULATIONS FOR POWER CALIBRATION *****
C   Calculation of specific weight of light water at 75 bar.
C   Specific weight in g/cm3
C   DEW(T) = 1.21487 + T*(-0.327E-02 + T*(0.125E-04 +
C   & T*(-0.241E-07)))
C   Calculation of enthalpy of light water at 75 bar.
C   Enthalpy in kWs/kg
C   ENTW(T) = 149.65 + T*(2.6244 + T*(0.449E-02))
C
C ***
C *** REBUS calculation of fuel depletion factor
C *** for 11.5 bu
C   CDL591(BU) = A0 + BU * (A1 + BU * (A2 + BU * (A3 + BU * A4)))
C
C   for 15.8 bu
C   CDH591(BU) = A5 + BU * (A6 + BU * (A7 + BU * (A8 + BU * A9)))
C   END OF DEFINITIONS
C ***
C *** Reactor power, moderator temperature and elapsed time
C ***

```

```

C
C      CONVERSION = 1
C
C      QTERM      = XQTERM / 1000.
C      T1          = XT1
C      DELTIME     = DTIME/86400.
C      IF (XT1 .LT. 140.) DELTIME = 0. ! no burnup increase, hot standby
C
C      *****
C      CONVERSION OF COOLANT TEMPERATURE SENSORS
C
C      IF (TIME .GT. '94/09/09 11:45' .AND. TIME .LT. '94/09/14 14:40')
1      XTIB26 = XTIB26*2.0
C
C      TAN1361 = TAN1361/0.0406 + XTIB26      ! flask sensors
C      TAN2361 = TAN2361/0.0406 + XTIB26
C      TAN3361 = TAN3361/0.0406 + XTIB26
C
C      IF (TIME .GT. '94/09/09 11:45' .AND. TIME .LT. '94/09/14 14:40')
1      XTIB24 = XTIB24*2.0
C
C      TI1      = TI1/0.0406 + XTIB24      ! IFA sensors
C      TI2      = TI2/0.0406 + XTIB24
C      TI3      = TI3/0.0406 + XTIB24
C      TO1      = TO1/0.0406 + XTIB24
C      TO2      = TO2/0.0406 + XTIB24
C      TD1      = TD1/0.0406 + XTIB24
C      TD2      = TD2/0.0406 + XTIB24
C
C      avg. inlet, outlet and downcomer coolant temp.
C      TI      = (TI1 + TI2 + TI3)/3.
C      TO      = (TO1 + TO2)/2.
C      TD      = (TD1 + TD1)/2.
C      TD2 in unstable (95 01 06 AHaa)
C
C      ***
C      *** POWER CALCULATION
C      ***
C      calculation of coolant flow C
C      T397 = T397*0.25 - 100      ! temperature at flow meter position
C      DT397 = DEW(T397)
C      IF (DT397 .GT. 7.81 .OR. DT397 .LE. 0.) THEN
C      REL = 0.
C      F168 = 0.
C      ELSE
C      REL = SQRT(DT397*(7.81 - DT397)/((0.65*(7.81-0.65)))
C      F168 = (F168*1.25 - 1250.)*REL*0.65/DT397
C      END IF
C      MASSFLW = F168*DT397/3600.
C      inlet flow velocity in m/sec
C      FIV = 0.
C      IF (DEW(TI) .NE. 0) FIV = MASSFLW *1000./((DEW(TI)* AREA)
C      KQM = 0.26
C      DIMOD = T1 - (TI + TO)/2.
C      QMOD = DIMOD*KQM
C      QGAM = QTERM*0.174
C      QSC = (ENTW(TO) - ENTW(TD))*MASSFLW
C      QSCNET = (ENTW(TO) - ENTW(TD))*MASSFLW + QMOD - QGAM
C      *****
C      min/max statements for ND's
C

```

```

ND1361 = MIN(MAX(0.1,ND1361),400.)
ND2361 = MIN(MAX(0.1,ND2361),400.)
ND3361 = MIN(MAX(0.1,ND3361),400.)
ND4361 = MIN(MAX(0.1,ND4361),400.)
ND5361 = MIN(MAX(0.1,ND5361),400.)
ND6361 = MIN(MAX(0.1,ND6361),400.)
ND7361 = MIN(MAX(0.1,ND7361),400.)
ND8361 = ND8361*0.1 ! conversion of Co ND to nA
C
NDR = (ND2361 + ND3361 +ND4361)/3.
NDAU = (ND6361+ND7361)/2.
NDAL = (ND1361+ND2361)/2.
C
NDAVU = NDAU*NDR/ND2361
NDAVL = NDAL*NDR/ND2361
NDAVG = 1. ! Equation to be made after power calibration.
C
C Corrections in power for timeperiods with helium operations
C (not known yet)
C
P192 = P192*0.025 - 25 ! He-3 pressure in bar
C
C IF (TIME .LE. '94/08/01 18:00')THEN
C HE = HE1
C ELSE IF (TIME .LE. '94/08/01 23:00')THEN
C HE = HE2
C etc
C .....
C ELSE
C HE = HE1
C END IF
C HE = P192*0.095/25.0 + 1.0
C
C Calculation of flux profile using a SMOOTHING function
C Elevation of axial ND's in m for ramping position.
CALL SMOSET
CALL SMOCOF(0.100,0.0) ! flux zero point
CALL SMOCOF(0.908,ND1361)
CALL SMOCOF(1.092,ND2361)
CALL SMOCOF(2.300,0.0) ! flux zero point at water level
C calculation of local maximum flux
POSL = MIN(MAX(SMOMAX(AXMAXL),0.817),1.182) ! pos. of max in m
FLUXMAXL = SMOVAL(POSL) ! *NDR/ND2361
C
C Elevation of axial ND's in m for magazine position.
CALL SMOSET
CALL SMOCOF(0.100,0.0) ! flux zero point
CALL SMOCOF(1.400,ND5361) ! preliminary included (outside fuel)
CALL SMOCOF(1.708,ND6361)
CALL SMOCOF(1.892,ND7361)
CALL SMOCOF(2.300,0.0) ! flux zero point at water level
C calculation of local maximum flux
POSU = MIN(MAX(SMOMAX(AXMAXU),1.617),1.982) ! pos. of max in m
FLUXMAXU = SMOVAL(POSU)*NDR/ND2361
PRINT *,SMOVAL(POSU),SMOMAX(AXMAXU)
C
C calculation of radial flux form factor at fuel rod positions
C based on F-note 731. pcd(f)= 38mm pcd(nd)= 56.6mm
C
RNF1 = (0.557*ND2361 + 0.557*ND3361 - 0.114*ND4361)/NDR

```

```

C      RNF3 = (-0.114*ND2361 + 0.557*ND3361 + 0.557*ND4361)/NDR
C      RNF5 = (0.557*ND2361 - 0.114*ND3361 + 0.557*ND4361)/NDR

C      To check if a rod is in ramped position and choosing the right
C      power equation
C
C      SELECTING THE CORRECT POWER EQUATION ACCORDING TO EC SIGNAL VALUE
C
C      POS = 1 ROD DOWN    POS = 0 ROD UP
C      ROD1POS = 0
C      ROD2POS = 0
C      ROD3POS = 0
C
C      assuming range of EC +/- 5000 mV    reading raw signal
C      IF (ABS(EC1) .GT. 200.) ROD1POS = 1
C      IF (ABS(EC2) .GT. 200.) ROD2POS = 1
C      IF (ABS(EC3) .GT. 200.) ROD3POS = 1

C      calculation of rod individual power
C      power distributiopn between 11.5 and 15.8 bu based on fissile
C      content of rods as-received Halden
C      for low bu (normalized factors) = 1.04 (rod pos 1&2), high bu
C      rod pos 3 = 0.92
C
C      IF (ROD1POS .EQ. 1 .AND. ROD2POS .EQ. 0 .AND. ROD3POS .EQ. 0)THEN
C          AHR7 = (ND8361*0.696)*0.342 *2
C          MHR7 = AHR7*FLUXMAXL/ ((ND1361 + ND2361)/2.)
C          AHR8 = KHR23 * NDAVU
C          AHR12 = KHR32 * NDAVU
C      ENDIF
C
C      IF (ROD2POS .EQ. 1 .AND. ROD1POS .EQ. 0 .AND. ROD3POS .EQ. 0)THEN
C          AHR8 = (ND8361*0.734)*0.354 *2
C          MHR8 = AHR8*FLUXMAXL/ ((ND1361 + ND2361)/2.)
C          AHR7 = KHR13 * NDAVU
C          AHR12 = KHR31 * NDAVU
C      ENDIF
C
C      Rod no 3 was not ramped
C      IF (ROD3POS .EQ. 1 .AND. ROD1POS .EQ. 0 .AND. ROD2POS .EQ. 0)THEN
C          AHR12 = (ND8361*0.705)*0.309
C          MHR12 = AHR12*FLUXMAXL/ ((ND1361 + ND2361)/2.)
C          AHR7 = KHR12 * NDAVU
C          AHR8 = KHR21 * NDAVU
C      ENDIF
C
C      IF (ROD1POS .EQ. 0 .AND. ROD2POS .EQ. 0 .AND. ROD3POS .EQ. 0)THEN
C          AHR7 = KG3U * NDAVU * N1/(N1 + N2 + N3)/FSL
C          AHR8 = KG3U * NDAVU * N2/(N1 + N2 + N3)/FSL
C          AHR12 = KG3U * NDAVU * N3/(N1 + N2 + N3)/FSL
C      ENDIF
C
C      IF (ROD1POS .EQ. 1 .AND. ROD2POS .EQ. 1 .AND. ROD3POS .EQ. 1)THEN
C          AHR7 = KG3L * NDAVL * N1/(N1 + N2 + N3)/FSL
C          AHR8 = KG3L * NDAVL * N2/(N1 + N2 + N3)/FSL
C          AHR12 = KG3L * NDAVL * N3/(N1 + N2 + N3)/FSL
C      ENDIF
C
C      IF (ROD1POS .EQ. 0 .AND. ROD2POS .EQ. 1 .AND. ROD3POS .EQ. 1)THEN
C          AHR7 = KHRU1 * NDAVU
C          AHR8 = KHR123 * NDAVL

```

```

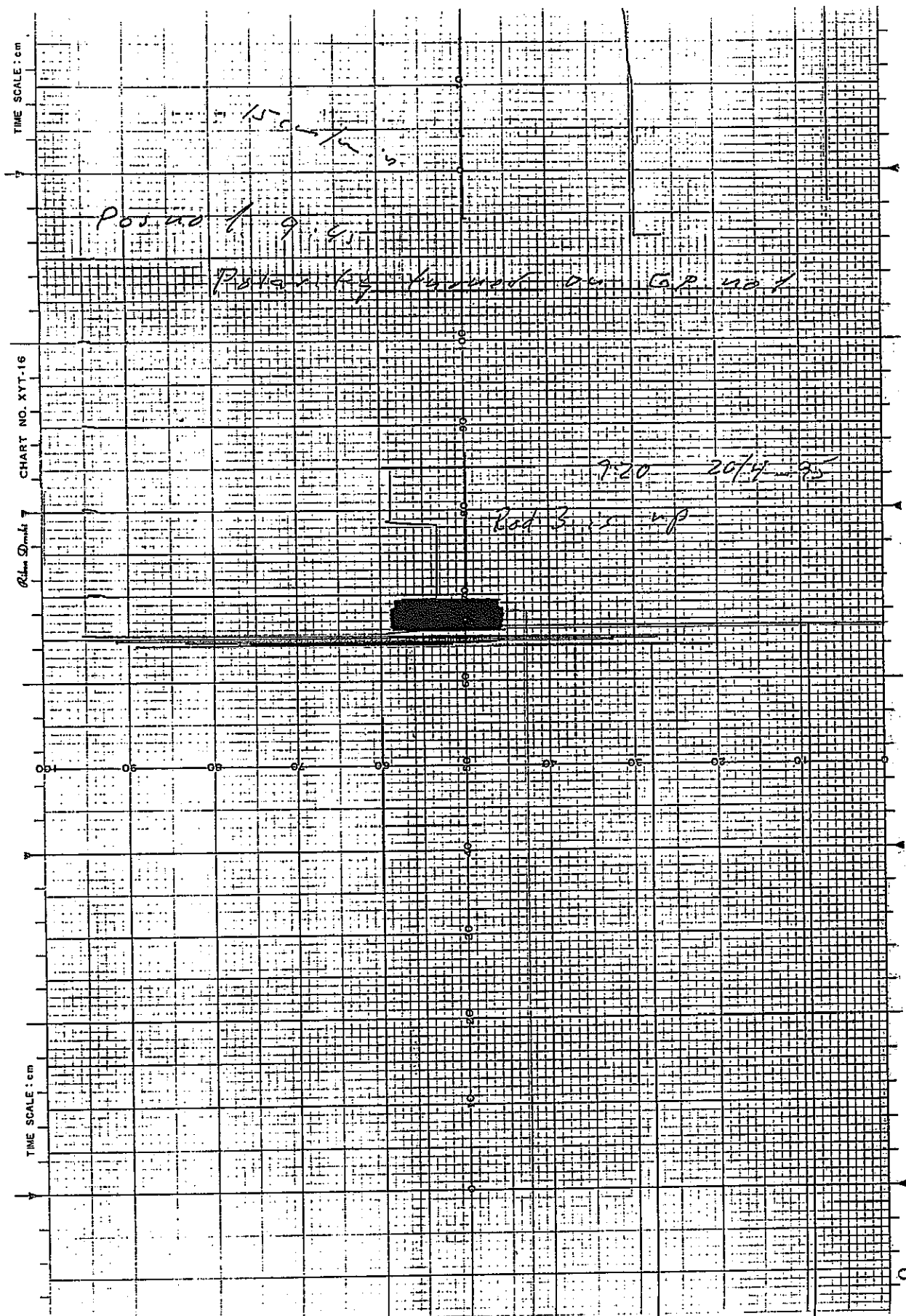
      AHR12 = KHRL32 * NDAVL
    ENDIF
C
C      Adding up of QA in kW
      QA1 = AHR7*FSL
      QA2 = AHR8*FSL
      QA3 = AHR12*FSL
C
C      DEFINITION OF ASSEMBLY POWER (kW) - up or down
C
      QAL = ROD1POS*QA1 + ROD2POS*QA2 + ROD3POS*QA3
      QAU = (1 - ROD1POS)*QA1 + (1 - ROD2POS)*QA2 + (1 - ROD3POS)*QA3
      QA = QAU + QAL
C
C
C      Magazine position average linear rating (kW/m)
      ALHRU = QAU/FSL/NR
C
C      *****
C      CONVERSION OF LOOP INSTRUMENTS
C
      F169 = F169*0.75 - 750.      ! flow in l/h
      T391 = T391*0.25 - 100.
      T390 = T390*0.25 - 100.
      P187 = (P187-1000.)/20. + 1.  ! pressure in bar changed from 95.04.01
      P206 = P206*0.125 - 49.      ! system pressure
      GM13 = 10**(0.5*GM13-1)      ! gamma monitor detector i loop 10
C
C      *****
C      PRESSURE ELONGATION CONVERSIONS
C      S1, S2, S3, in mV/mm at 286 C
C
      amplified EC signal restored to raw form - divide by xamp
C
      EC1 = EC1/XAMP
      EC2 = EC2/XAMP
      EC3 = EC3/XAMP
C
C      CONVERT EC SIGNAL TO MM
C
      ECM1 = EC1/S1/(1.-.0003*(TI1-286.))*ROD1POS
      ECM2 = EC2/S2/(1.-.0003*(TI1-286.))*ROD2POS
      ECM3 = EC3/S3/(1.-.0003*(TI1-286.))*ROD3POS
C
C      *****
C      BURN UP CALCULATION (MWd/kg UO2) C
      BU7 = BU7 + AHR7 * FSL/WT * DELTIME / 1000.
      BU8 = BU8 + AHR8 * FSL/WT * DELTIME / 1000.
      BU12 = BU12 + AHR12 * FSL/WT * DELTIME / 1000.
      BUM7 = BUM7 + MHR7 * FSL/WT * DELTIME / 1000.
      BUM8 = BUM8 + MHR8 * FSL/WT * DELTIME / 1000.
      BUM12 = BUM12 + MHR12 * FSL/WT * DELTIME / 1000.
      BUASS = (BU7 + BU8 + BU12)/3.
C
      END

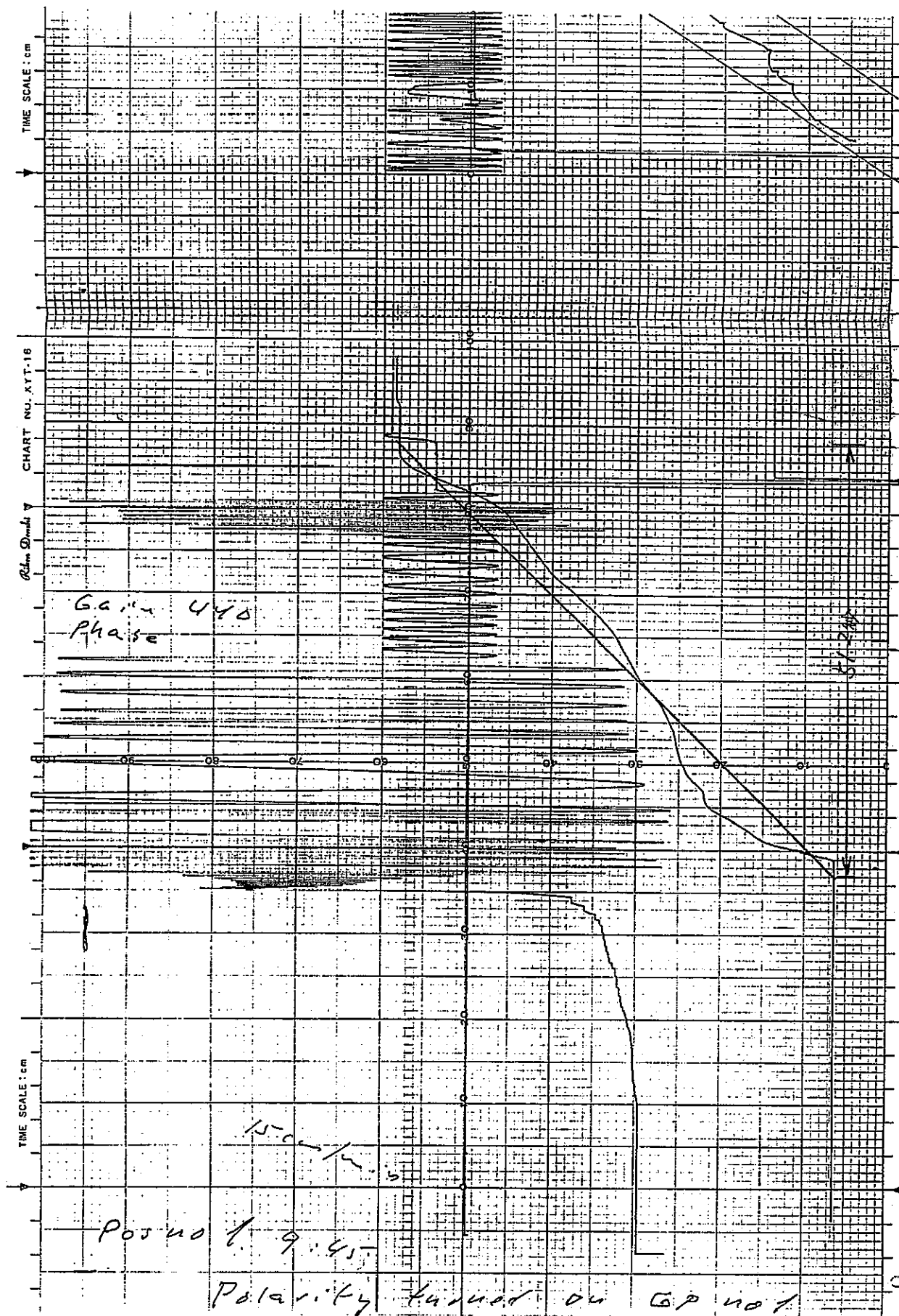
```

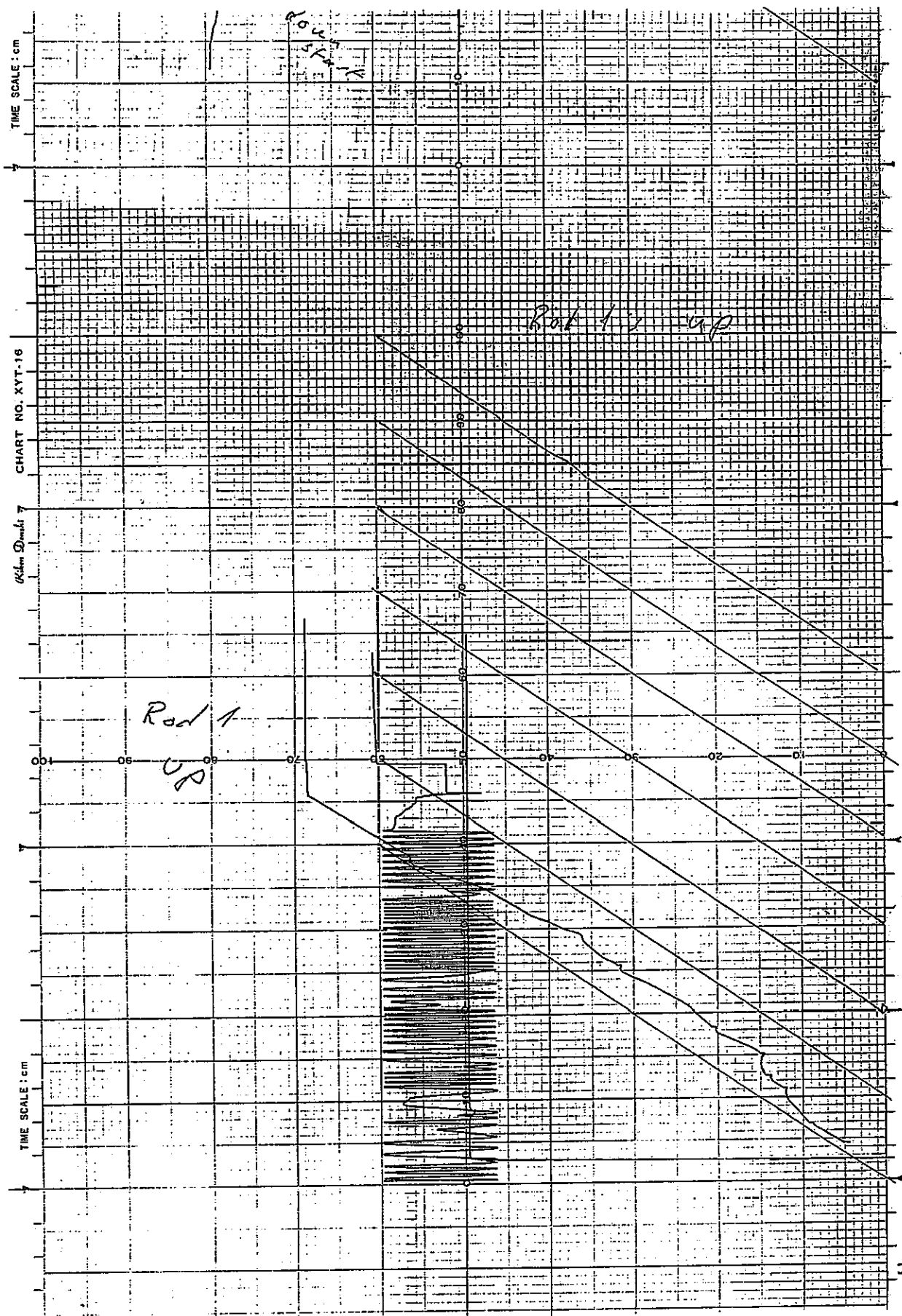
<データ集>

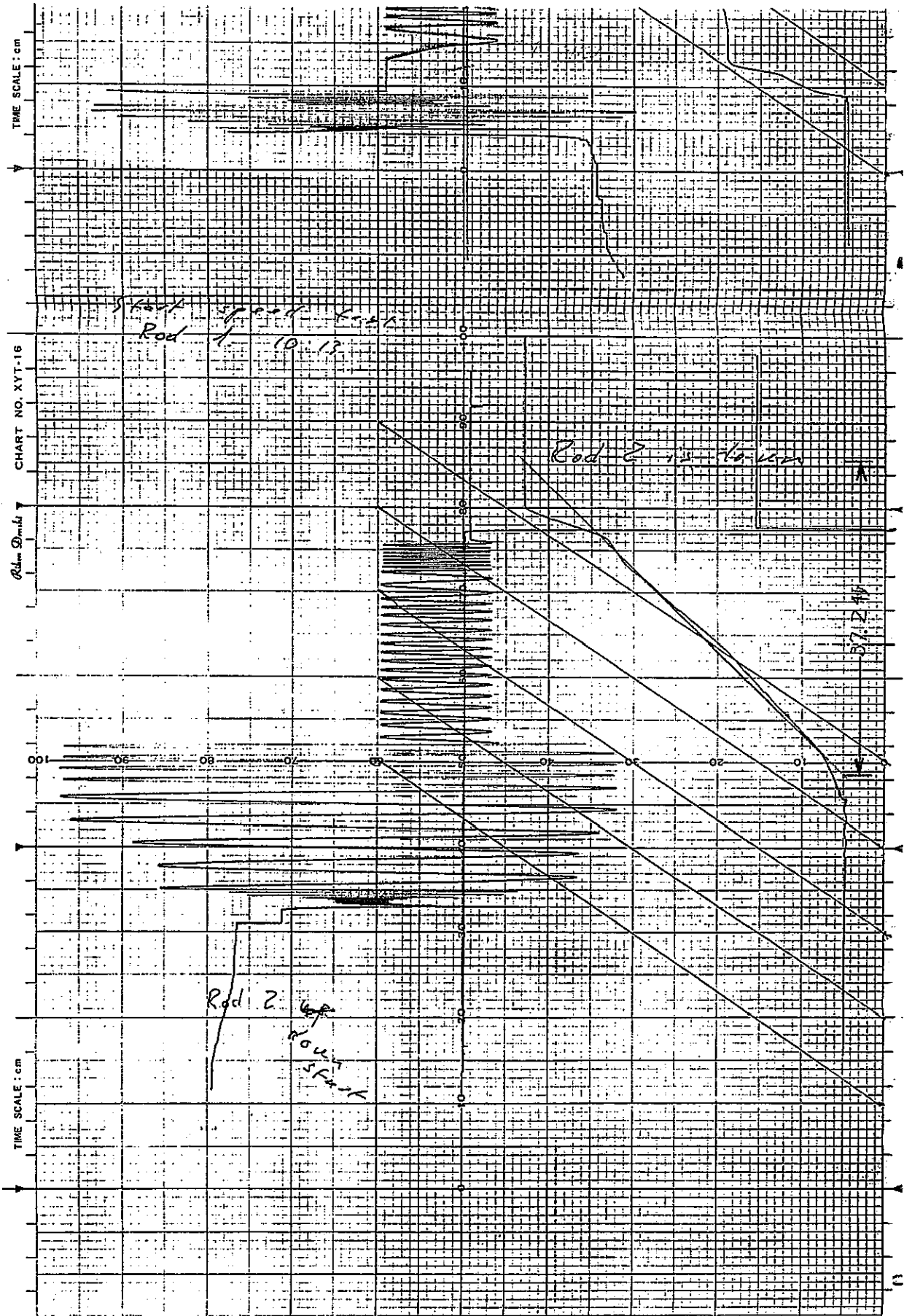
1. リハーサル時の3ペンレコーダ出力

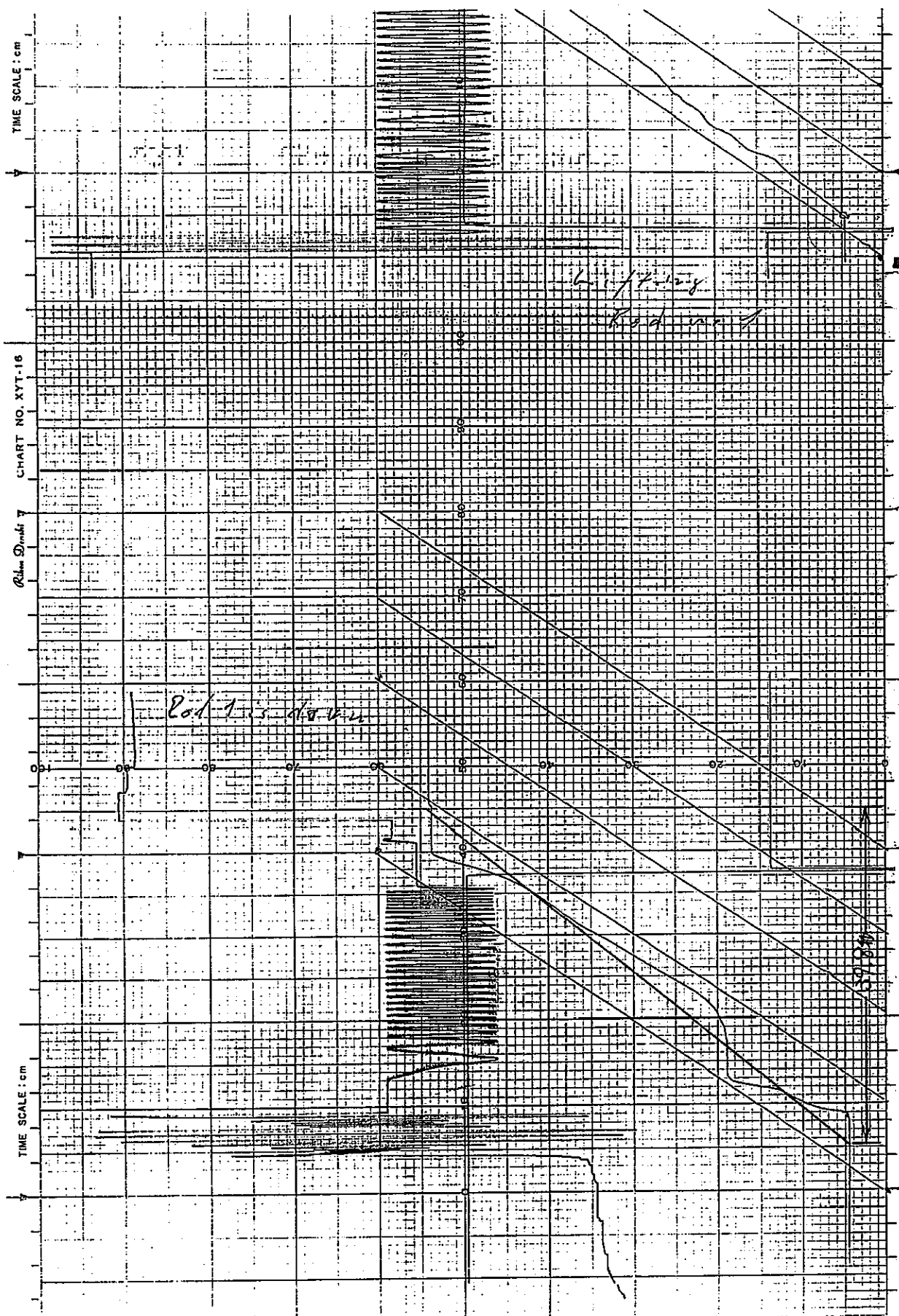
- 被覆管伸び計信号 (BC1, BC2, BC3)
- リグのポジションインジケータ信号 (ペリオディック)
- リグのポジションインジケータ信号 (リニア)

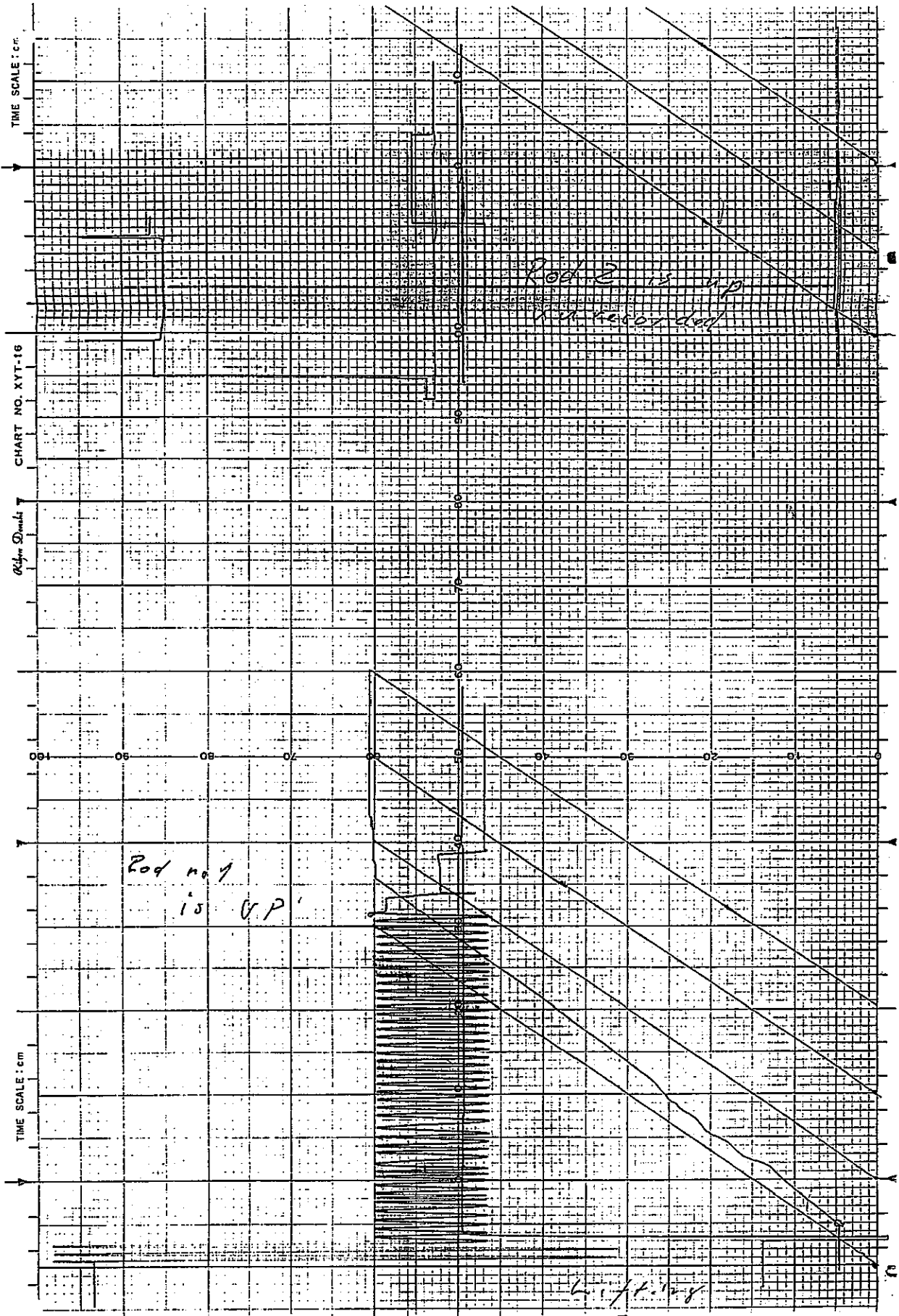


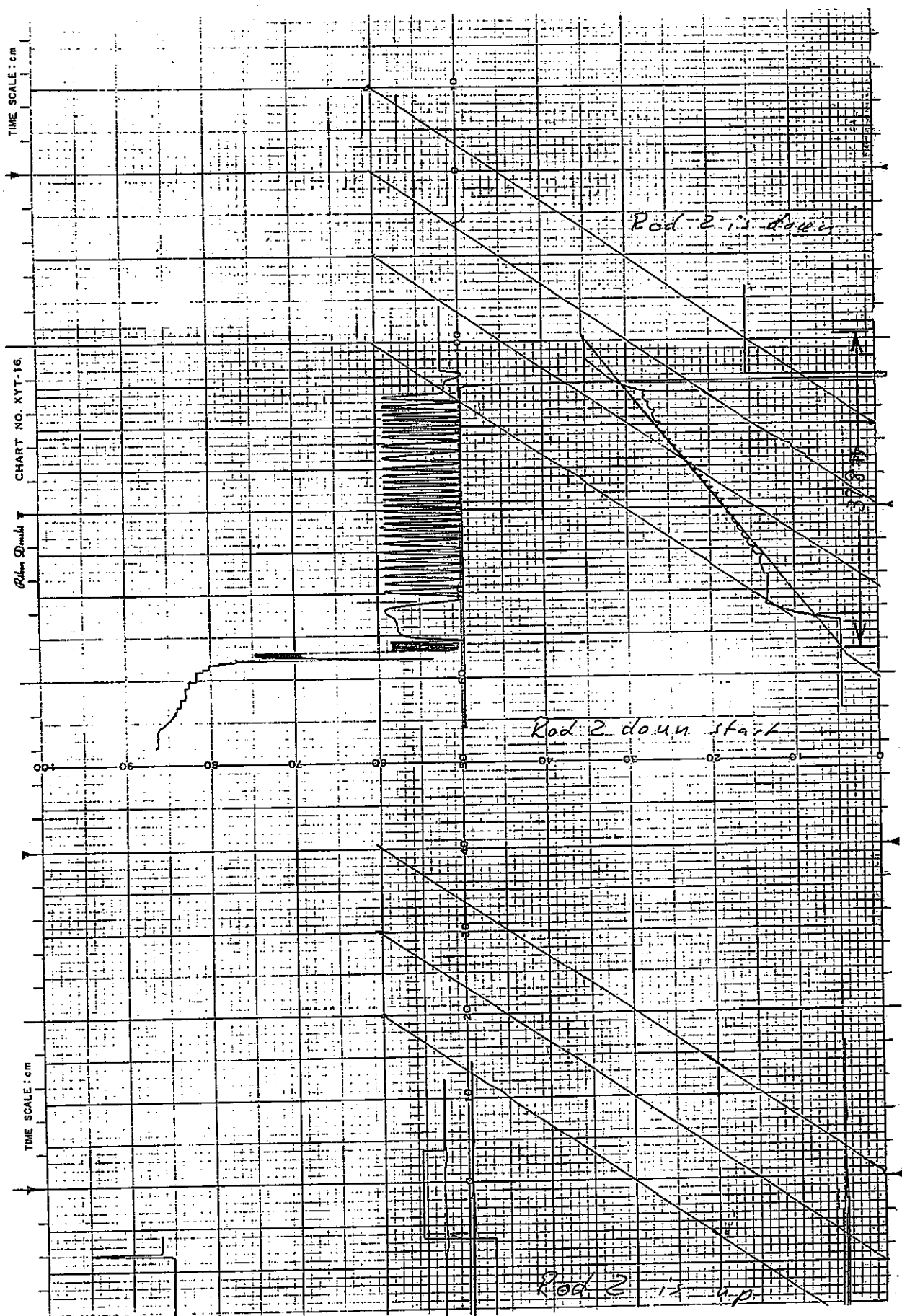


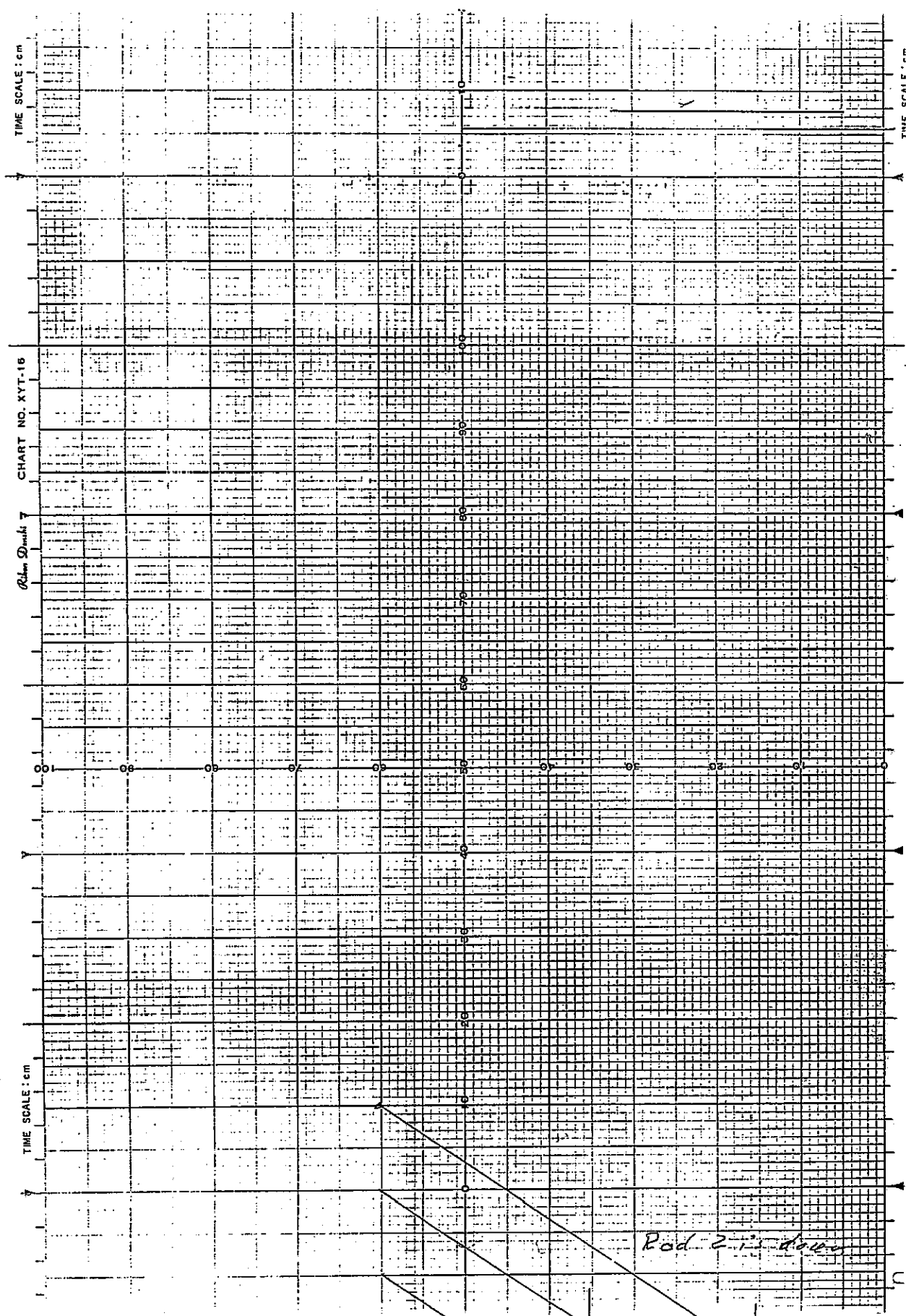


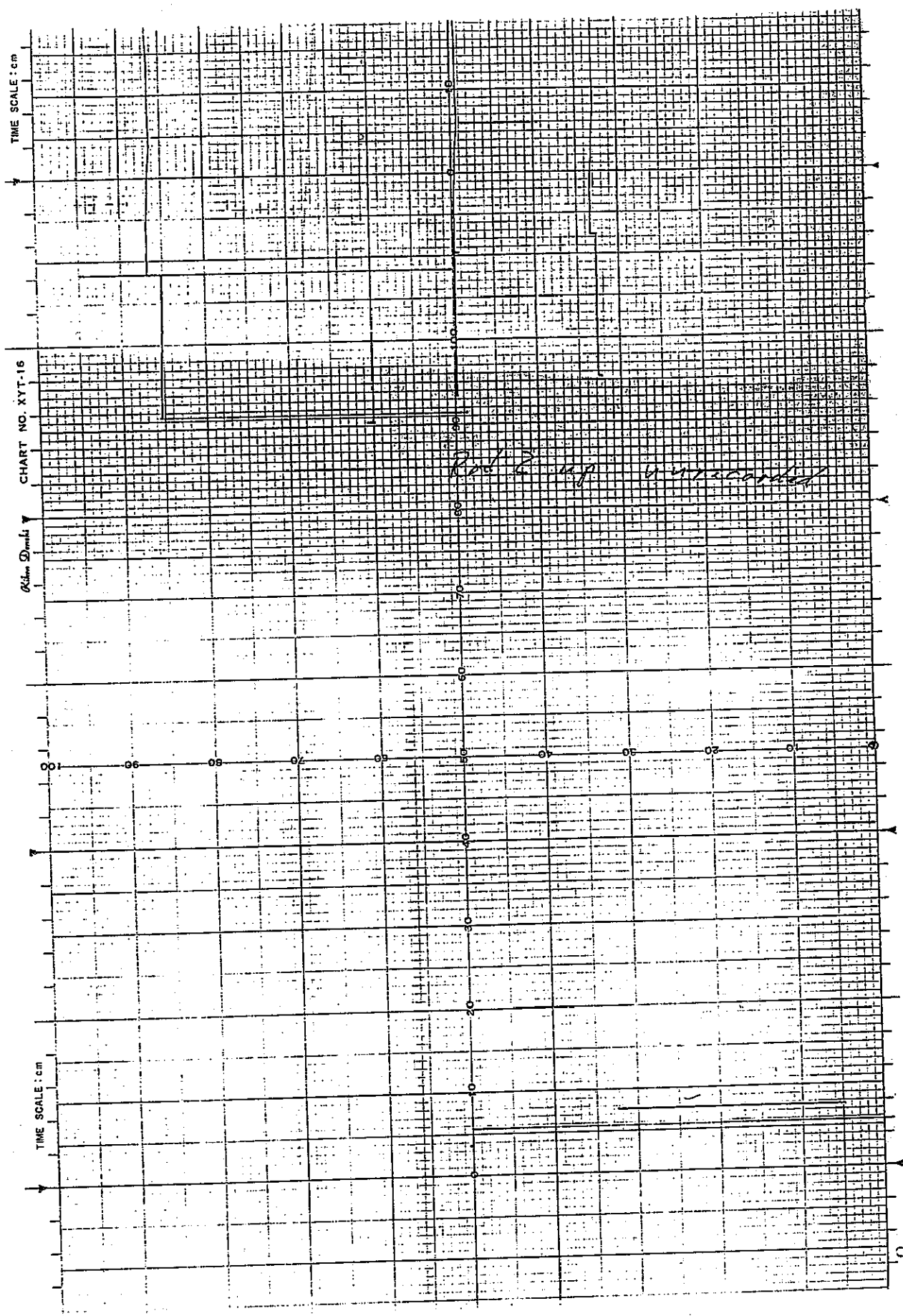


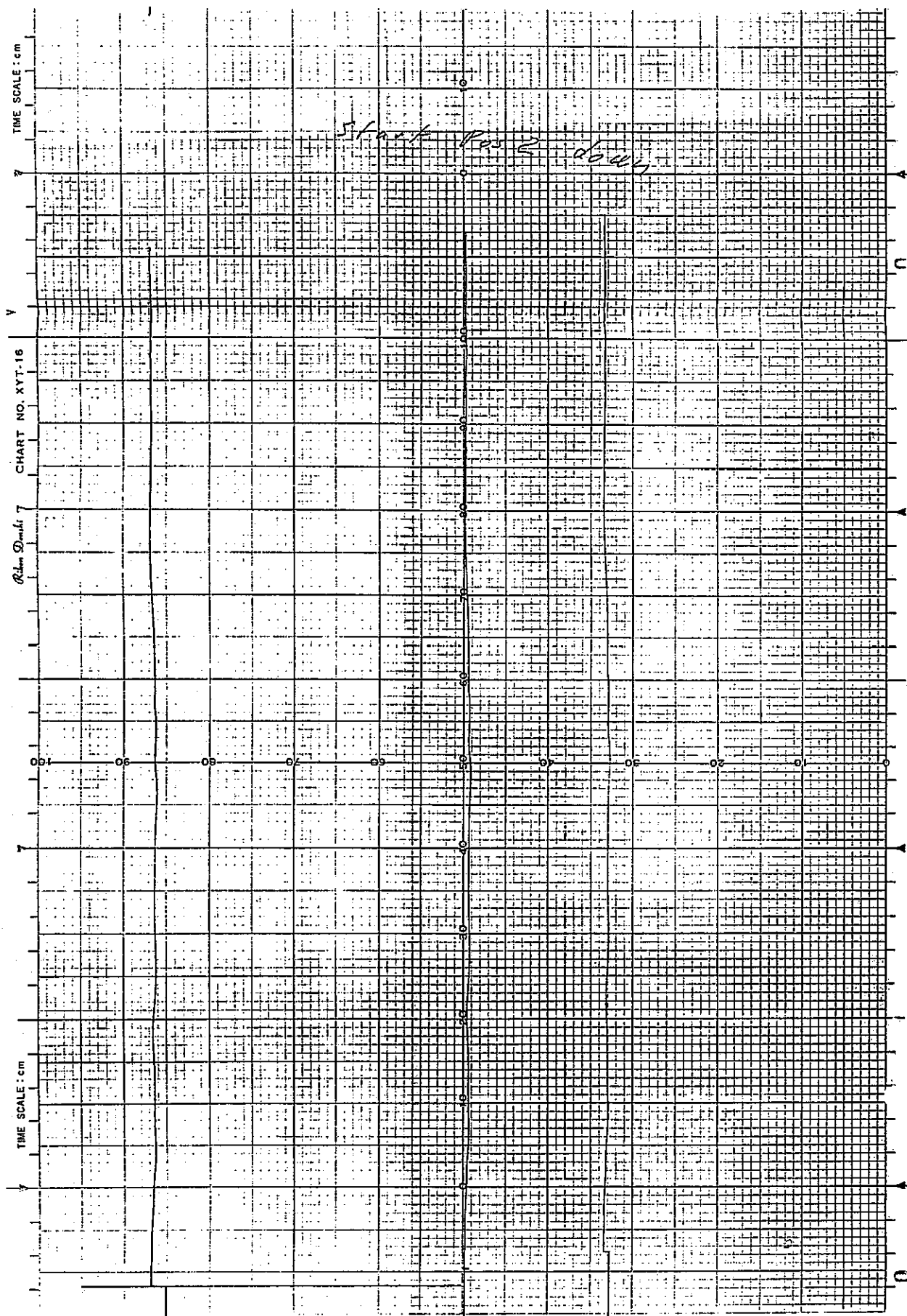


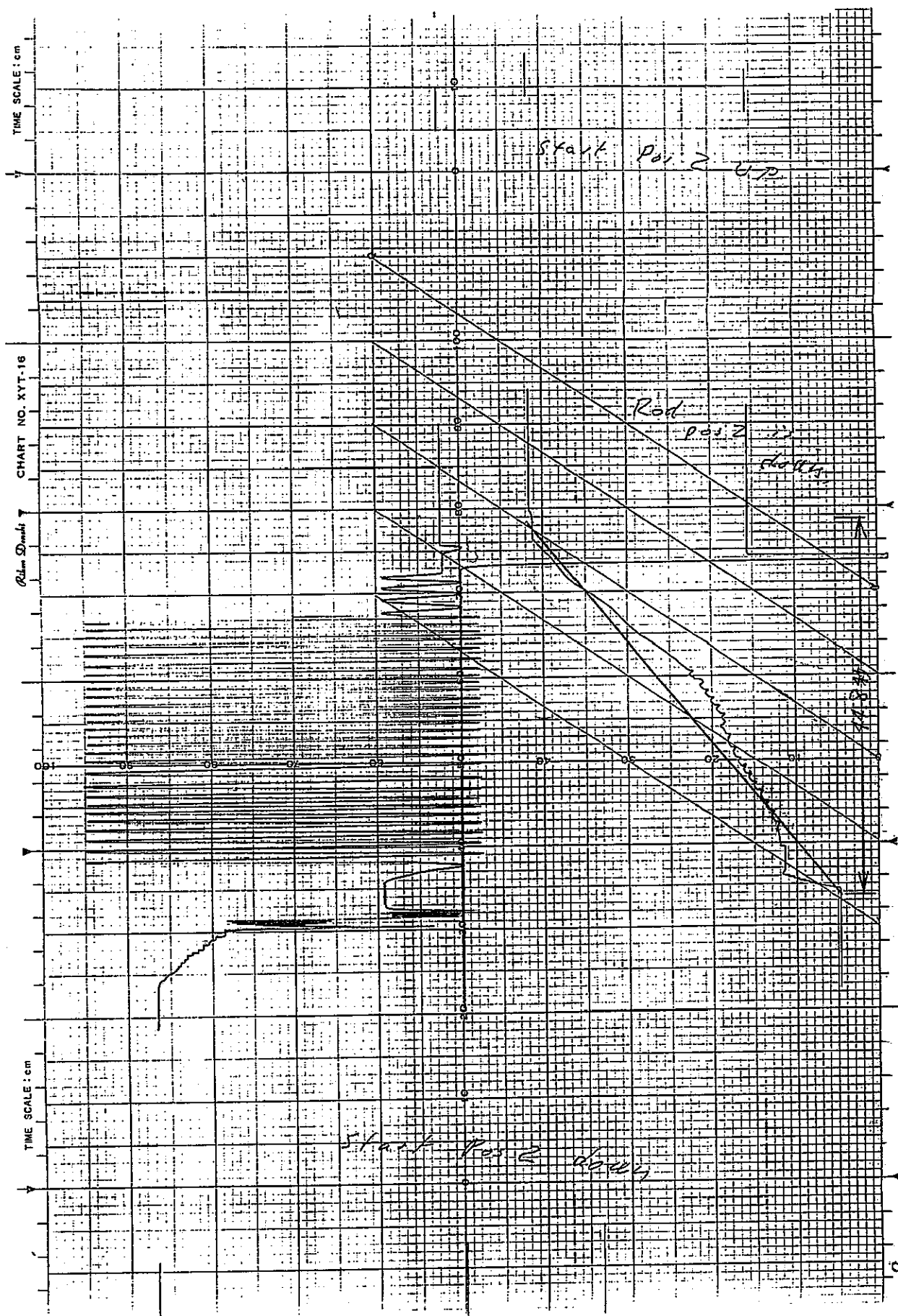


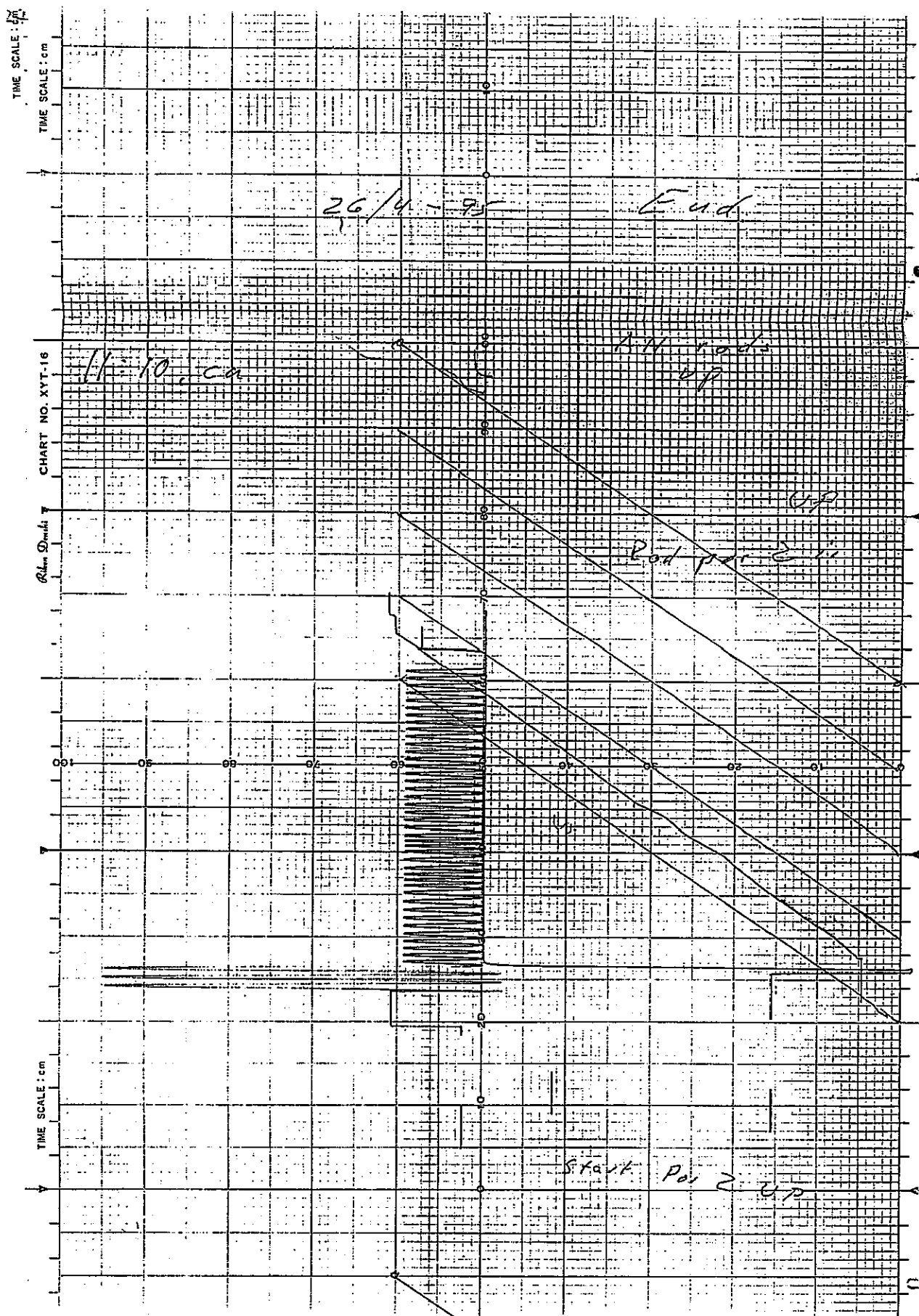












< データ集 >

2. 出力急昇試験時の3ペンレコード出力

- 被覆管伸び計信号 (BC1, BC2, BC3)
- リグのポジションインジケータ信号 (ペリオディック)
- リグのポジションインジケータ信号 (リニア)

