

JAERI - M
90-209

炉心溶融進展過程詳細解析コード
MELPROG-PWR/MOD1/V3
による燃料損傷実験解析

1990年11月

松本 潔・志田 亘*・滝川 好夫*

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

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1990

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 いばらき印刷機

炉心溶融進展過程詳細解析コード
MELPROG-PWR/MOD1/V3
による燃料損傷実験解析

日本原子力研究所東海研究所原子炉安全工学部

松本 潔・志田 亘*・滝川 好夫*

(1990年10月26日受理)

米国原子力規制委員会 (U. S. NRC) の SFD 計画のもとサンディア国立研究所 (SNL) では、炉心溶融進展過程詳細解析コード MELPROG を開発している。MELPROG の PWR 版の炉心挙動を計算する CORE モジュールの解析機能の性能評価を目的として、MELPROG-PWR/ MOD1/V3 による同じく SNL の実験炉 ACRR で行われた燃料損傷実験 DF-2 の解析を行った。本報告書は、MELPROG-PWR/ MOD1/V3 による DF-2 実験解析結果を報告するものである。

解析の結果、MELPROG-PWR/ MOD1/V3 は、燃料棒被覆管のジルカロイが溶融するまでは、核分裂及び燃料棒被覆管の金属・水蒸気反応条件下における燃料棒の挙動を良く再現しているが、燃料棒被覆管のジルカロイが溶融した後の挙動解析機能に問題があることがわかった。被覆管ジルカロイが溶融したときの酸化膜の崩壊モデルに原研が開発した SEFDAN コードの「るつぼ効果モデル」を組み込んだ結果、水素発生量について、実験結果に近い値を得ることができた。

MELPROG-PWR/MOD1/V3 Analysis of ACRR DF-2 Experiment

Kiyoshi MATSUMOTO, Wataru SHIDA* and Yoshio TAKIGAWA*

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

(Received October 26, 1990)

The MELPROG code is being developed at Sandia National Laboratories (SNL) for the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) as a part of the mechanistic models for severe accident progression designed to provide detailed, best-estimate, couples analyses of all the system in the course of the accident, in the Severe Fuel Damage and Source Term (SFD/ST) Program of the U.S.NRC.

This report describes validation and assessment of the fuel rods behavior models of the CORE module in the MELPROG through the analysis of the severe fuel damage experiment DF-2. The CORE module is one of the modules in the MELPROG and is being developed to analyse core structure behavior. The version of the MELPROG used in the analysis is the MELPROG-PWR/MOD1/V3 which has been installed in Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI). The DF-2 experiment is one of the Damaged Fuel and Relocation (DFR) Experiments performed in the Anular Core Research Reactor (ACRR) in the SNL under the U.S.NRC SFD/FPST program.

The analytical results indicated that CORE module properly models fuel heatup by fission heat and metal-water reaction before zircaloy-4 fuel cladding melts. It was also indicated that there is some problem in the models treating fuel cladding behavior after zircaloy-4 in the cladding melts. In the sensitivity analysis, the calculated results were properly improved by use of the crucibilization effect model of the SEFDAN code developed in JAERI for fuel rod behavior when Zircaloy-4 in the cladding melts.

Keywords: MELPROG, DF-2 Experiment, Analysis, CORE Module

* Nuclear Application and System Analysis Co. Ltd.

目 次

1. 序 論	1
2. MELPROG-PWR/MOD1の概要	2
3. DF-2実験の概要	4
4. 基本解析	8
4.1 解析モデルと仮定	8
4.2 計算結果の検討	9
5. 感度解析	16
5.1 水蒸気流量を再評価した解析	16
5.2 SEFDAN コードの「るつぼ効果モデル」を用いた解析	17
6. 結 論	25
謝 辞	26
参考文献	26

Contents

1. Introduction	1
2. Overview of MELPROG-PWR/MOD1	2
3. Brief Description of DF-2 Experiment	4
4. Basic Analysis of DF-2 Experiment	8
4.1 Analytical Models and Assumptions	8
4.2 Discussion on Calculated Results of Basic Analysis	9
5. Sensitivity Analysis of DF-2 Experiment	16
5.1 Sensitivity Analysis #1 (Using Re-estimated Steam Flow) ...	16
5.2 Sensitivity Analysis #2 (Using SEFDAN's Crucibilization Effect Model)	17
6. Concluding Remarks	25
Acknowledgment	26
References	26

CONTENTS OF TABLES AND FIGURES

Table 1 ACRR DFR Experiments

Table 2 DF-2 Experiment Condition

Figure 2.1 MELPROG Modular Structure

Figure 3.1 DF-2 Experiment Package

Figure 3.2 DF-2 Test Section Top View

Figure 4.1 MELPROG Noding Model for DF-2 Analysis

Figure 4.2 ACRR DF-2 Power History

Figure 4.3 ACRR DF-2 Steam Flow Rate History

Figure 4.4 DF-2 Comparison of Calculated and Measured Cladding
Temperatures at 0.25 m below The Top of The Fuel Region
(Basic Analysis)

Figure 4.5 DF-2 Comparison of Calculated and Measured Total Hydrogen
Generation Rates (Basic Analysis)

Figure 4.6 DF-2 Fuel Geometry at 4000 sec Calculated by MELPROG (Basic
Analysis)

Figure 5.1 Re-estimated Steam Flow Rate of DF-2

Figure 5.2 Re-estimated Inlet Steam Velocity of DF-2

Figure 5.3 Re-estimated Steam Pressure of DF-2

Figure 5.4 DF-2 Comparison of Calculated and Measured Total Hydrogen
Generation Rates (Modified Analysis #1)

Figure 5.5 DF-2 Comparison of Calculated and Measured Cladding
Temperatures at 0.25 m below The Top of The Fuel Region
(Modified Analysis #1)

Figure 5.6 Concept of SEFDAN's Crucibilization Effect Model Applied to
MELPROG for Modified Analysis #2

Figure 5.7 Calculated Fuel Rod Melt Progression (Modified Analysis #2)

Figure 5.8 DF-2 Comparison of Calculated and Measured Total Hydrogen
Generation Rates (Modified Analysis #2)

Figure 5.9 DF-2 Comparison of Calculated and Measured Cladding
Temperatures at 0.25 m below The Top of The Fuel Region
(Modified Analysis #2)

1. 序 論

原研は、炉心損傷事故の進展過程を解明し、ソースタームの解析評価手法を確立するために必要な、大規模実験と大型詳細解析コードを入手することを目的として、米国原子力規制委員会 (U. S. NRC) が実施している「燃料損傷及び核分裂生成物ソースターム (SFD/FPST) 研究計画」に参加している (SFD協定)。この研究計画は、炉心損傷事故の解析評価において重要となる物理現象のうち、燃料挙動、核分裂生成物 (FP) の燃料からの放出と原子炉一次冷却系内の移行、水素の発生等に関する実験と詳細解析コードの開発を実施しており、原研の他に、10カ国1機関 (ドイツ、イギリス、カナダ、イタリア、ベルギー、オランダ、スウェーデン、韓国、スペイン、台湾、EPRI (米国電力研究所)) が参加している。

炉心溶融進展過程詳細解析コード MELPROG は、U. S. NRC の SFD/FPST 計画のもとサンディア国立研究所 (SNL) で開発している⁽¹⁾。

MELPROG の PWR 版の炉心挙動を計算する CORE モジュールの解析機能の性能評価を目的として、MELPROG-PWR/MOD1/V3 による同じく SNL の実験炉 ACRR で行われた燃料損傷実験 DF-2 の解析を行った。本報告書は、MELPROG-PWR/MOD1/V3 による DF-2 実験解析結果を報告するものである。

解析の結果、MELPROG-PWR/MOD1/V3 は、燃料棒被覆管のジルカロイが溶融するまでは、核分裂、及び燃料棒被覆管の金属・水蒸気反応条件下における燃料棒の挙動を良く表しているが、燃料棒被覆管のジルカロイが溶融した後の挙動解析機能に問題があることがわかった。被覆管ジルカロイが溶融したときの酸化膜の崩壊モデルに原研が開発した SEFDAN コードの「るつぼ効果モデル」を組み込んだ結果、水素発生量について、実験結果に近い値を得ることができた。

以下、第2章で MELPROG コードの概要、第3章で DF-2 実験の概要を紹介し、第4章で基本解析、第5章で感度解析の結果を報告し、第6章で本解析の結果得られた結論をまとめた。なお本解析は、著者の一人が SNL に駐在中に MELPROG コード開発に参加して基本解析を開始し、帰国後 MELPROG コードを原研の大型計算機に変換、導入し⁽²⁾さらに進めたものである。

2. MELPROG-PWR/MOD1の概要

MELPROG-PWR/MOD1は、加圧水型軽水炉（PWR: Pressurized Water Reactor）の炉心損傷事故時に生ずる炉心崩壊、形状喪失、デブリ形成、炉心溶融、溶融物の支持構造物への落下、金属・水反応、そして圧力容器破損といった現象を、圧力容器壁を通しての核分裂生成物（FP: Fission Products）の放出・移行挙動を含めて解析することを目的としてSNLで開発されている。

MELPROG-PWR/MOD1は、MELPROG-PWRの第2次版であり、図2.1に示すように、以下の8つのモジュールで構成されている。

- ① FLUIDS-2D : 圧力容器内における二次元熱水力計算を行う。流体は、気体（水蒸気と水素）、水、個体コリウム、液体コリウムの4種類の流体を取り扱い、それぞれについて質量、エネルギー、運動量の方程式を解いている。
- ② CORE : 炉心構造物の挙動を計算する。取り扱っている構造物は、燃料棒、制御棒、グリッドスペーサー、BWR制御棒とチャンネルボックスである。これらにおける熱伝達、熱伝導、酸化反応等の計算を実行する。さらに、燃料棒について、キャンドリングとクラスティングを質量、エネルギー、運動量の方程式を解いて詳細に計算する。
- ③ RADIATION : ビューファクターの計算をダイナミックに行いながら、原子炉圧力容器内の二次元輻射熱伝達を計算する。
- ④ STRUCTURE : 原子炉圧力容器内構造物の熱的、物理的解析を行う。熱伝達については、一時元、二次元どちらでも計算できる。
- ⑤ DEBRIS : デブリ領域の挙動計算を行う。デブリの形成と放出をコントロールするために、ヒートアップ、溶融の一次元計算を行う。
- ⑥ (VICTORIA) : FPの放出と移行を計算する。FPの物理的挙動を取り扱うために、化学的相互作用を考慮している。放射性及び非放射性粒子の化学平衡計算を行う。エアロゾルの挙動もとりあつかう。
- ⑦ (EJECT) : 原子炉圧力容器が破損したときに生ずる溶融物の放出現象を、様々な破損モードについて、計算する。
- ⑧ (IFCI) : 爆発性、非爆発性の金属・水反応を計算する。溶融物が水中に落下したときに生ずる水蒸気爆発等を取り扱う。爆発過程については、詳細モデルによる計算を行う。

MELPROG-PWR/MOD1/V3は、このうち（）内の3つを除く5つのモジュールで構成されている。V3 (Version 3) の時点では、（）内の3モジュールは開発中である。

また、MELPROGは、原子炉冷却系におけるFP移行と熱水力計算の機能を持たせるために、TRACコードとの結合が進められている。この作業は、ロスアラモス国立研究所 (LANL: Los Alamos National Laboratory) で進められている。

本報告書で報告する実験解析、DF-2実験解析は、前章で述べたように、COREモジュールの評価解析が目的となっている。ここで、COREモジュールの持っている計算機能を以下に示す。

- 1) 燃料棒幾何形状モデル
- 2) 熱伝達モデル
 - ① 燃料及び被覆管表面における発熱
 - ② 燃料棒内熱伝導
 - ③ 対流及び輻射熱伝達
- 3) $Zr_4 - Steam$, $U-Zr-O - Steam$ 酸化反応
- 4) $UO_2 \cdot Zr \rightarrow U-Zr-O$ 共晶反応
- 5) 燃料のキャンドリング
- 6) 他のモジュールとのデータの授受

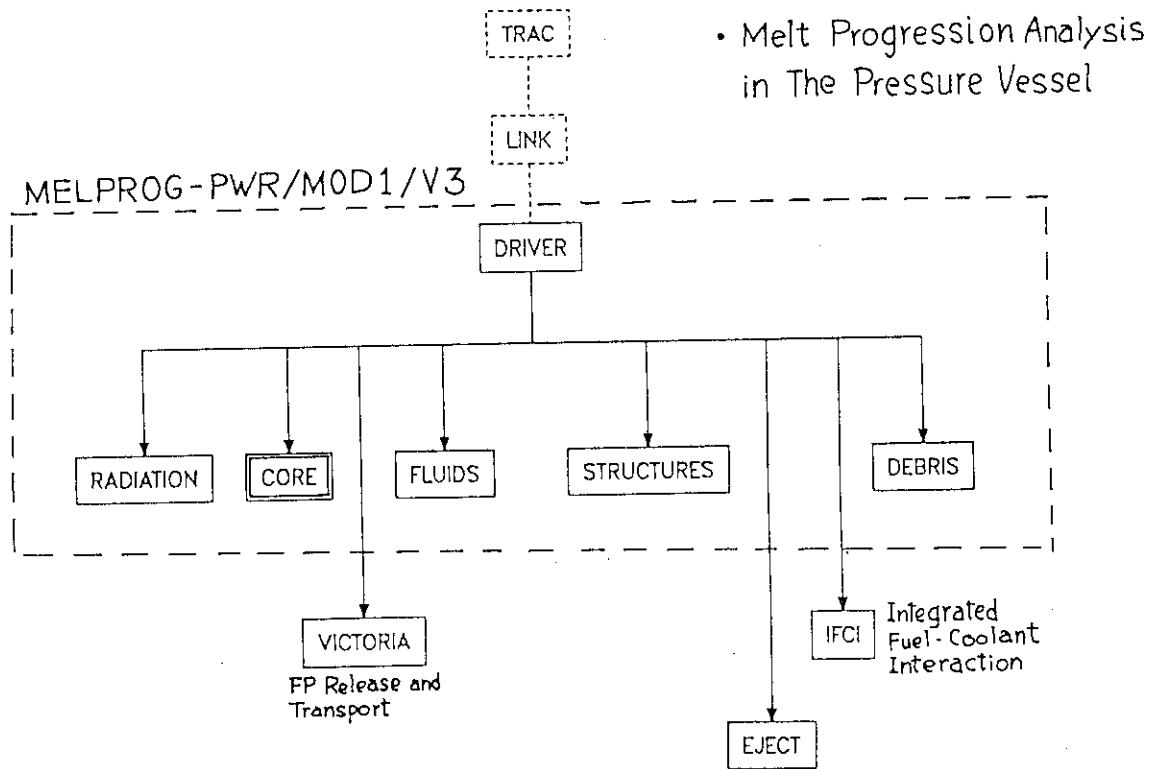


図 2.1 MELPROG のモジュール構成

3. DF-2 実験の概要

本解析に用いたDF-2実験は、SNLの研究炉ACRR (Annular Core Research Reactor) で実施されている一連の燃料損傷実験DFR (Degraded Fuel and Relocation) シリーズの一つである。DFR実験は、軽水炉の炉心損傷事故を解析するためのモデルの開発と検証のためのデータベースを提供することを目的とした分離効果実験であり、表3. 1に示すように4回の実験が行われている。

DFR実験では、燃料領域50 cm、全長70 cmという短長の軽水炉燃料集合体が使われている。この燃料集合体1体が、ACRRの円筒炉心において水蒸気流の中で、燃料棒被覆管が融け、いくつかの燃料が崩壊する温度まで核加熱される。

図3. 1にDF-2実験ユニットを示す。実験時には、このユニットがACRRの炉心の中央部に設置される。試験部 (TEST SECTION) には9本の燃料棒が収められている。水蒸気は、上部からINLET COOLANT LINEを通過して試験部の下部まで下降し、試験部の底から試験部内を通過して上昇する。この水蒸気が、試験部を通過して高温蒸気となり燃料棒被覆管と相互作用し、水素を発生する。発生した水素は、試験部を上昇し、その上方にある酸化銅を還元する。これによって水素発生量が測定される。COOL STEAM INJECTION LINE とあるラインは、発生した水素を冷却するために試験部をバイパスして低温の水蒸気を送るためのものである。

図3. 2にDFR実験試験部の水平断面を示す。中央部に9本の燃料棒が配置された流路があり、その外側はシュラウドである。シュラウドは、熱電対等を導くための多くの穴が開けられているため、その体積の約80%は空洞である。この空洞部は、実験中には水蒸気で満たされる。

表3. 2にDF-2実験の条件を示す。燃料棒被覆管の初期酸化割合15%という値は、DF-2実験が高い初期酸化割合の効果を調べるという目的に沿ったものであり、DF-1実験ではその値は10%であった。入口水蒸気流量は非常に低い値である。また、DF-2実験を行った研究炉ACRRの出力は、最大1.5 MWであり、実験後の評価でもとめたACRR出力と試験部出力とのカップリングファクターから試験部の出力を求めると、最大2.0 W/gU₂である。

表 3.1 ACRRにおける燃料損傷実験計画

Test	Bundle	Purpose
DF-1	9 - Fuel	Low Initial Zr Oxidation Maximum Fuel Liquefaction
DF-2	9 - Fuel	High Initial Zr Oxidation Low Fuel Liquefaction
DF-3	8 - Fuel 1 - Control Rod	Ag-In-Cd Control Rod Test Cd-Aerosol Production Ag-Zr Alloying Effects
DF-4	14 - Fuel 1 - Control Blade	BWR-B ₄ C Control Blade Test B ₄ C Exothermic Reaction Mode/Timing of Blade Failure B ₄ C Relocation

表 3.2 DF-2実験条件

• Steam pressure	~ 2.0 MPa
• Rod internal pressure (cold)	0.1 MPa
• Cladding fraction oxidized prior to high reactor power (upper half of bundle)	15 %
• Steam inlet mass flow rate	0.025 g/sec/rod
• Maximum reactor power	1.5 MW
• Maximum rod fission power	2.0 W/g(UO ₂)
• Axial power gradient	flat

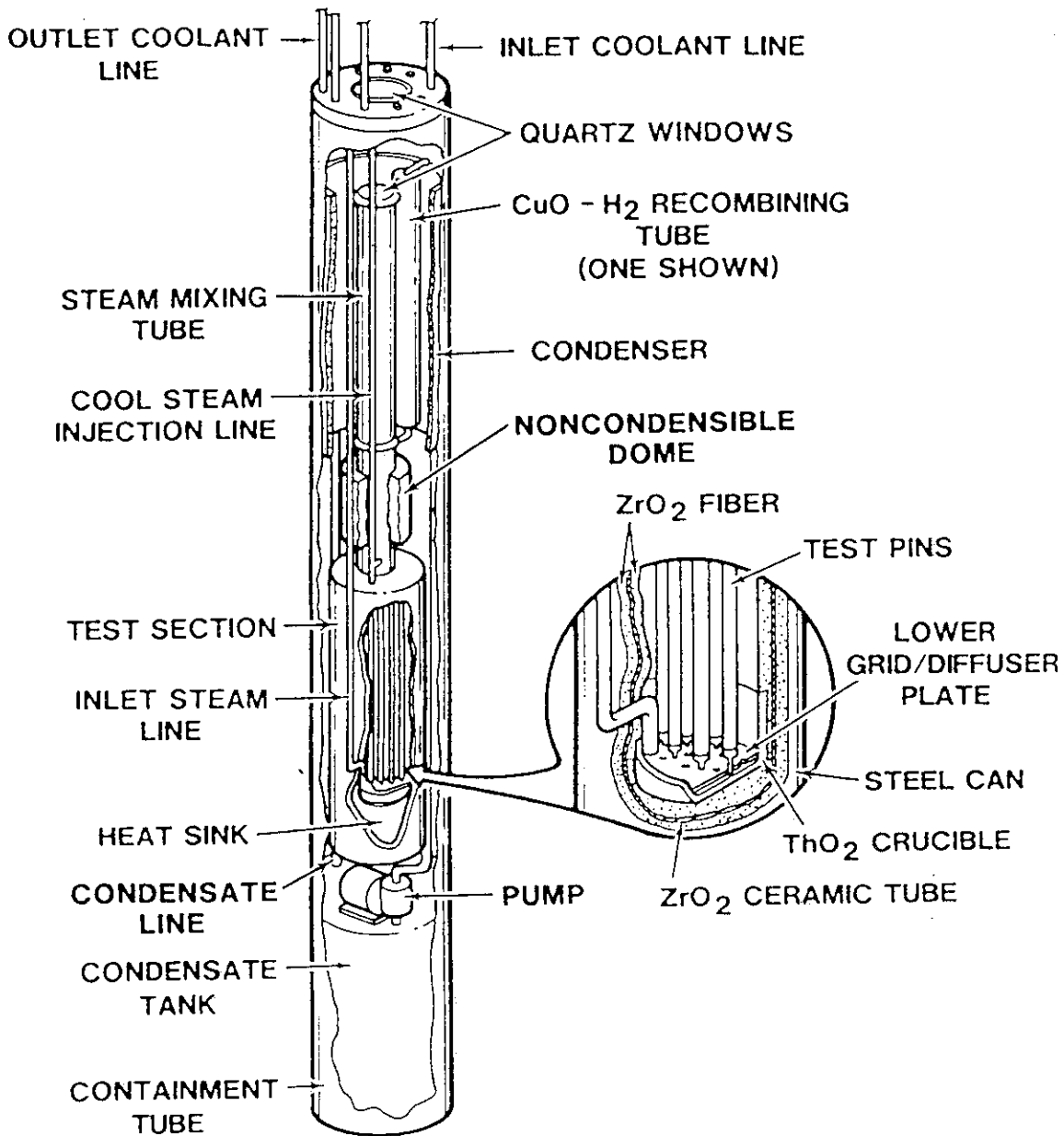


図 3.1 DF-2 実験試験パッケージ

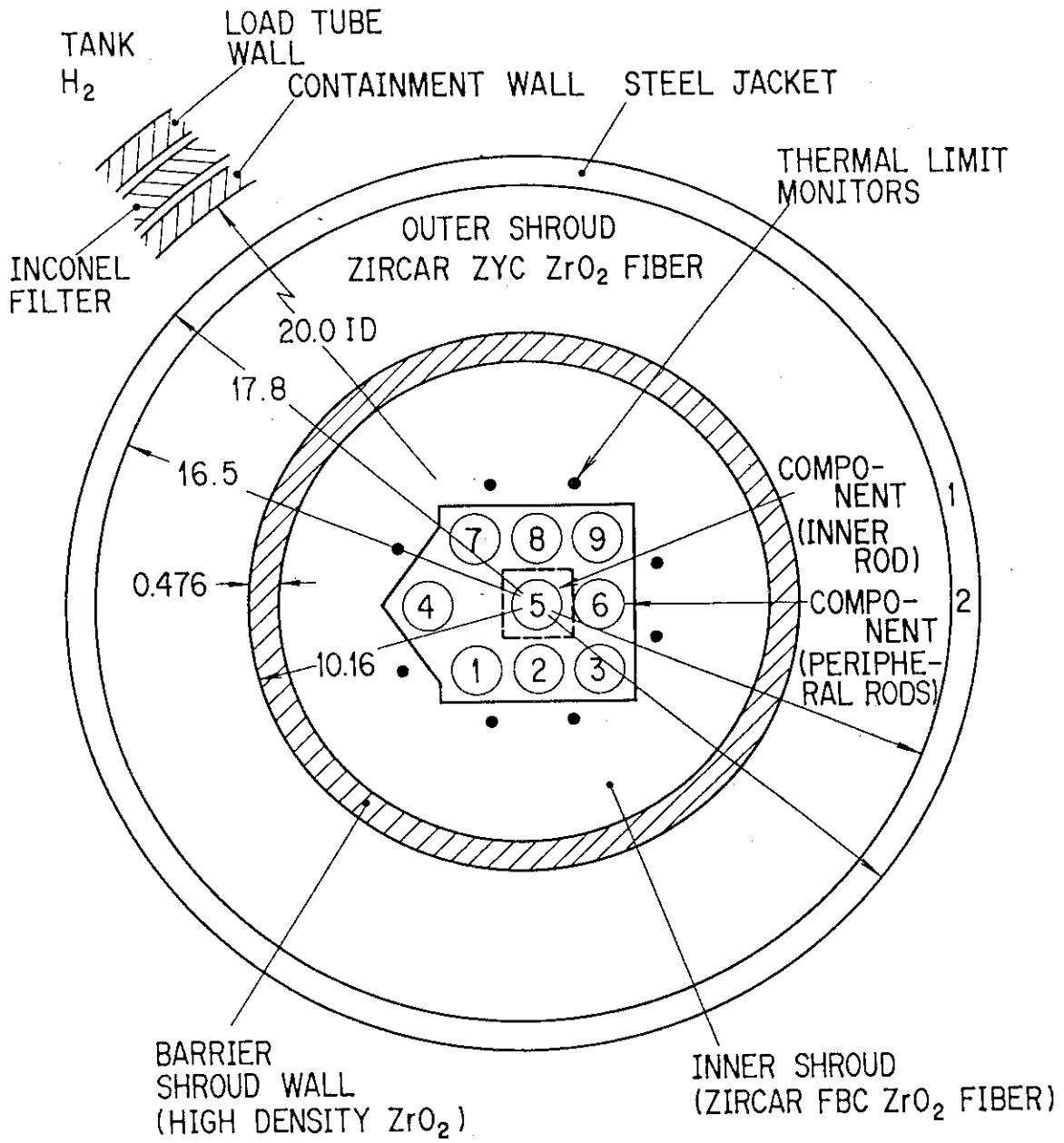


図 3.2 DF-2 実験試験部断面図

4. 基本解析

4. 1 解析モデルと仮定

基本解析に用いたノード分割モデルは、以下の通りである（図4. 1参照）。

- (1) 試験部を1リングで表し、その中に9本の燃料棒とシュラウドを含める。
- (2) 垂直軸方向には、7等分割し、上方に向かって第1～7ノードとする。
このうち燃料領域は、第2～6ノードとする。
- (3) 水平半径方向には、燃料棒、シュラウド、それぞれ8ノード、16ノードとする。

以上のモデルは、入力データで与えることができる。しかし、MELPROG-PWR自体が発電用PWRの解析を前提にプログラムされているので、DF-2のような実験体系を解析するためには、いくつかのプログラムの変更が必要である。本DF-2解析のために変更した主なものは以下の2つである。

- (1) 輻射熱伝達の計算のために、DF-2実験体系用のビューファクターを与えた。
- (2) DF-2実験特有の構造材の物性値を与えた。

また、以下の仮定を解析に適用した。

- (1) 試験部入口水蒸気流の温度と圧力は、それぞれ500K、2MPaとして一定とする。
- (2) シュラウドの外壁は、断熱とする。

DF-2実験におけるACRR原子炉出力履歴と水蒸気流量率を、それぞれ図4. 2及び4. 3に示す。図4. 2の1500秒直後の出力上昇は、実験の前処理として、燃料棒被覆管を約15%酸化させるためのものである。2600秒以後、原子炉出力は、一気に最大値1.5MWまで上昇し、燃料棒を加熱する。図4. 3には、2本の水蒸気流曲線が見える。実線で示されているのが、発生した水素ガスを冷却するためのバイパス流である。破線で示されているのは、試験部へ流入する水蒸気流である。2820秒から3070秒までの間、実験上の不都合により、水蒸気流は止まってしまった。基本解析では、この間の水蒸気流はゼロと仮定した。さらに基本解析では、バイパス流の効果は、考慮されていない。MELPROG-PWR/MOD1/V3による計算は、1500秒から開始された。

4. 2 計算結果の検討

ここでは、基本解析の計算結果を検討する。計算結果は、燃料棒被覆管温度挙動、水素発生率、そして燃料棒被覆管破損現象について紹介する。

(1) 燃料棒被覆管温度挙動

図4.4は、燃料棒被覆管温度挙動を示したものである。実験では、約2800秒から約3400秒まで熱電対が働かなかったので、この間の温度挙動は、実験後推定したものである。ただし、最高温度2700Kという値は、実験後、試験部を検査した結果を元にしており、信頼性は高いといえる。約2600秒から被覆管温度は急上昇するが、これ以前の温度挙動、特に温度上昇率について、測定結果と計算結果はよく一致しているといえる。これは以下のことを表している即ち、

① 燃料内での熱発生、熱伝導、及び燃料棒表面での対流熱伝達、輻射熱伝達に関するモデルは、十分な性能を持っている。

また、約2600秒から燃料棒上方部で被覆管の酸化反応が顕著になるが、ここの燃料棒被覆管温度の急上昇についても、計算結果は測定結果とよい一致を見せている。これは、

② Zr_2O_3 - 水蒸気反応モデルが十分な性能を持っている

ことを示している。

約2800秒以後、燃料棒被覆管温度は、実験結果(推定)ではさらに同様に上昇しているが、計算結果の温度上昇率ははるかに小さくなってしまっている。本基礎解析では、水蒸気供給弁が閉じられている2820秒から3070秒までの間、水蒸気流量をゼロとして入力していたので、燃料棒被覆管温度をさらに上昇させる熱源である酸化反応は停止している。しかしながら、実際の実験状況では、試験部に水蒸気は存在し、燃料棒被覆管の酸化反応は続いていたのである。これが、燃料棒被覆管温度の上昇率の計算結果が測定結果よりも小さくなった原因である。この期間の試験部に存在した水蒸気は、シュラウドの空洞部を満たしていた水蒸気が試験部に流入したものであった。この水蒸気の流量を推定するのは、非常に難しい。

燃料棒被覆管最高温度については、計算結果が約2500Kであるのに対し、実験結果は約2700Kと約200度の差がある。これは、酸化した燃料棒被覆管の崩壊モデルがMELPROG-PWR/MOD1/V3では暫定的なもの、すなわち、2500Kでほとんど崩壊するようなモデルになっているためである。外部からの特別の冷却、もしくは、力学的な破裂のような破損がない限り、燃料棒被覆管最高温度は、次の内のいずれかになる。

酸化していない燃料棒被覆管が溶融したとき、

① 酸化した燃料棒被覆管が崩壊してしまう場合

溶融した $Zry4$ は下方へ移動し、水蒸気と酸化反応する物質はなくなってしまうので、燃料棒被覆管は消失し、この時の温度すなわち燃料棒被覆管 $Zry4$ の融点 2000 K が燃料棒被覆管最高温度となる。

② 酸化した燃料棒被覆管が崩壊せずに残る場合

溶融した $Zry4$ は燃料棒内に残るので、燃料棒被覆管の酸化層が溶融し崩壊するまで燃料棒被覆管温度はさらに上昇する。すなわち、この場合の燃料棒被覆管最高温度は、燃料棒被覆管の酸化層の融点 3000 K となる。

したがって、燃料棒被覆管 $Zry4$ が溶融したときの燃料棒被覆管酸化層 ZrO_2 の挙動を計算するモデルを整備する必要がある。MELPROG-PWR/MOD1では、最終的にはこの計算モデルが「キャンドリング」モデルとして整備される予定である。V3版にも既に導入されているが、まだ正常に働く状態に至っていない。

(2) 水素発生挙動

水素発生挙動について、水素発生率を図4、5に示す。

約2600秒からのふるまいについては、その値、上昇率共に計算結果は測定結果と良い一致を見せている。このことは(1)で述べたように、燃料棒被覆管と水蒸気との反応計算モデルが良い性能を持っていることを示している。

水蒸気供給弁が閉じられた2820秒以後のふるまいについては、計算結果は、測定結果よりもかなり低い値を示している。これも(1)で述べたように、水蒸気供給弁が閉じられている期間の水蒸気流量を計算ではゼロと入力したことが原因である。

水素発生率の最大値については、計算結果が 30 mg/sec であるのに対し、測定結果は 52 mg/sec となっている。この原因は以下のように考えられる。本計算の中で、水素発生率が最大値を示す前後の時間帯では、試験部に供給された水蒸気の全てが燃料棒被覆管の $Zry-4$ と反応して水素発生に寄与している。それにもかかわらず、実験ではより多くの水素が発生している。このことは、この時間帯に試験部には、入口から供給される水蒸気のみならず、この他の水蒸気がさらに存在していたということを示している。調査の結果、これは発生した水素を冷却するために試験部頂部の上方に供給されている Bypass Coolant 水蒸気の一部であることがわかった。すなわち、試験部上方の水蒸気が、乱流効果によって燃料棒領域に入り込んで来て、燃料棒被覆管の $Zry-4$ と反応していたのである。

積算水素発生量は、計算結果が 10 g 、測定結果が 15 g であった。この違い

は、上に述べた

- ・ 水蒸気供給弁が閉じている期間の水蒸気流量の評価、及び
 - ・ Bypass Coolant 水蒸気流の乱流効果による入り込みの評価、
- さらに、
- ・ 燃料棒被覆管の Zry-4 が溶融した後、酸化反応に寄与するか否かの評価

によるものと理解される。

(3) 燃料棒損傷・溶融・移動挙動

燃料棒内発熱及び燃料棒被覆管・水蒸気反応（金属・水反応）熱によって燃料棒は加熱される。まず、金属・水反応により燃料棒被覆管の反応した部分が酸化ジルコニウム ZrO_2 の層となる。さらに加熱されると燃料ペレット・被覆管ギャップの圧力が上昇し、燃料棒被覆管が内外圧差に耐えきれず破裂する（但し、この燃料棒被覆管破裂は Version 3 では未だモデル化されていない。）。その後燃料棒被覆管は溶融し、下方へ流れる。このとき燃料棒被覆管の ZrO_2 層が十分に厚く堅牢であれば崩れることなく残り、溶融したジルコニウムはギャップ内の下部に溜り、ここで燃料ペレット UO_2 と共晶反応を起こして U-Zr-O 共晶融体を形成する。この共晶反応は UO_2 の溶融温度よりも低い温度で生じる。また、燃料棒被覆管酸化層が薄く弱いときは、燃料棒被覆管が溶融したときに崩壊してしまい、共に燃料棒外へ流出する。その後さらに温度が上昇すると、燃料ペレットの溶融、燃料棒被覆管酸化層の溶融へと至り、燃料棒は全て溶融してしまうことになる。

図 4. 6 に MELPROG が計算した、4000 秒における燃料棒の物性および構造の状態を示す。この図から、先ず、U-Zr-O 共晶融体が酸化した燃料棒被覆管のクラックから外へ流出していることがわかる。このクラックは、被覆管温度が 2500 K になったところで生じている。図 4. 6 から、燃料の UO_2 の溶融した割合が計算できる。約 5% である。これに対して、実験結果からは、約 15% という値が獲られている。この原因は、

- ・ 水蒸気供給弁が閉じている期間の水蒸気流量の評価、
- ・ Bypass Coolant 水蒸気流の乱流効果による入り込みの評価、及び
- ・ 燃料棒被覆管の Zry-4 が溶融した後、酸化反応に寄与するか否かの評価

によるものと考えられる。これらは、前項 (2) に既述したものと同様である。

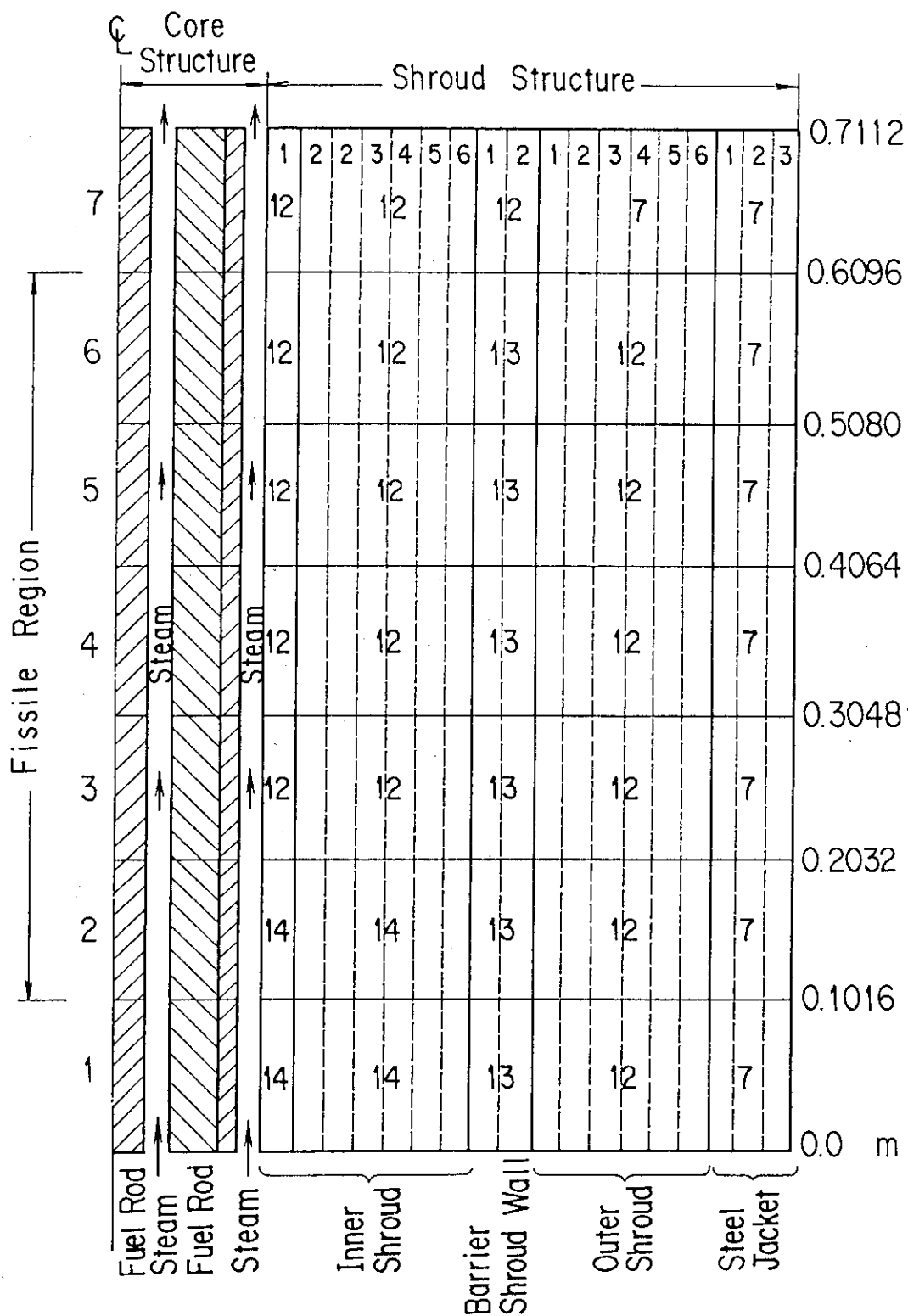


図 4.1 MELPROGによるDF-2実験解析ノード分割モデル

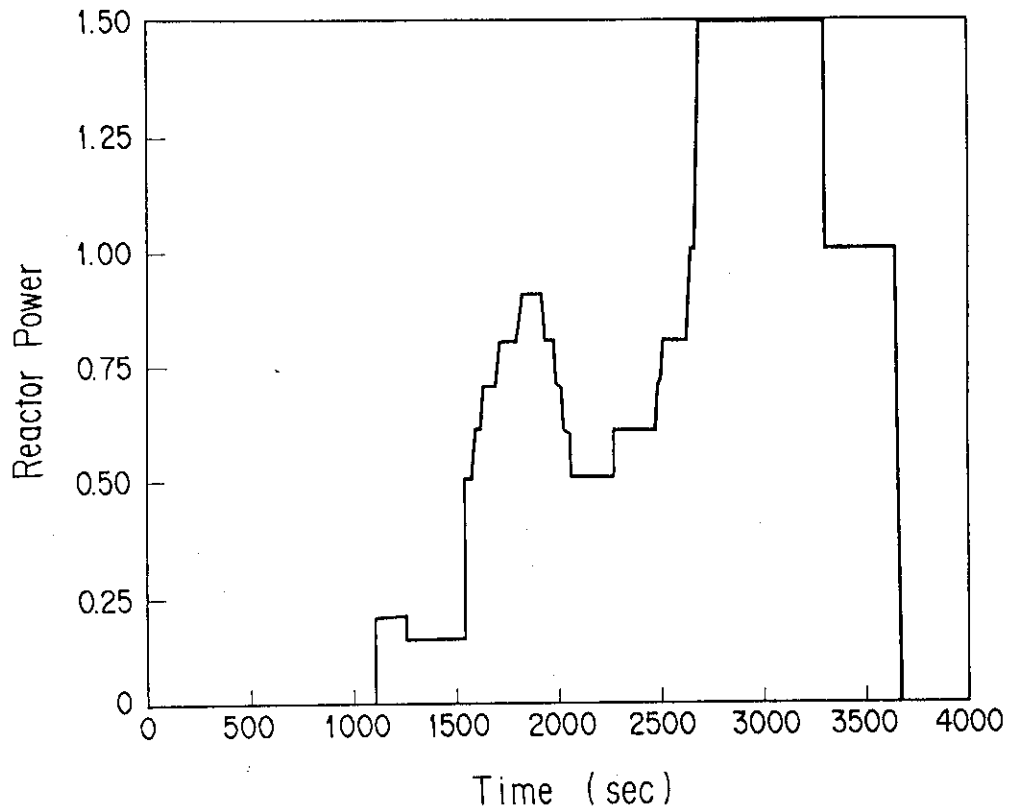


図4.2 DF-2実験におけるACRR出力の変化

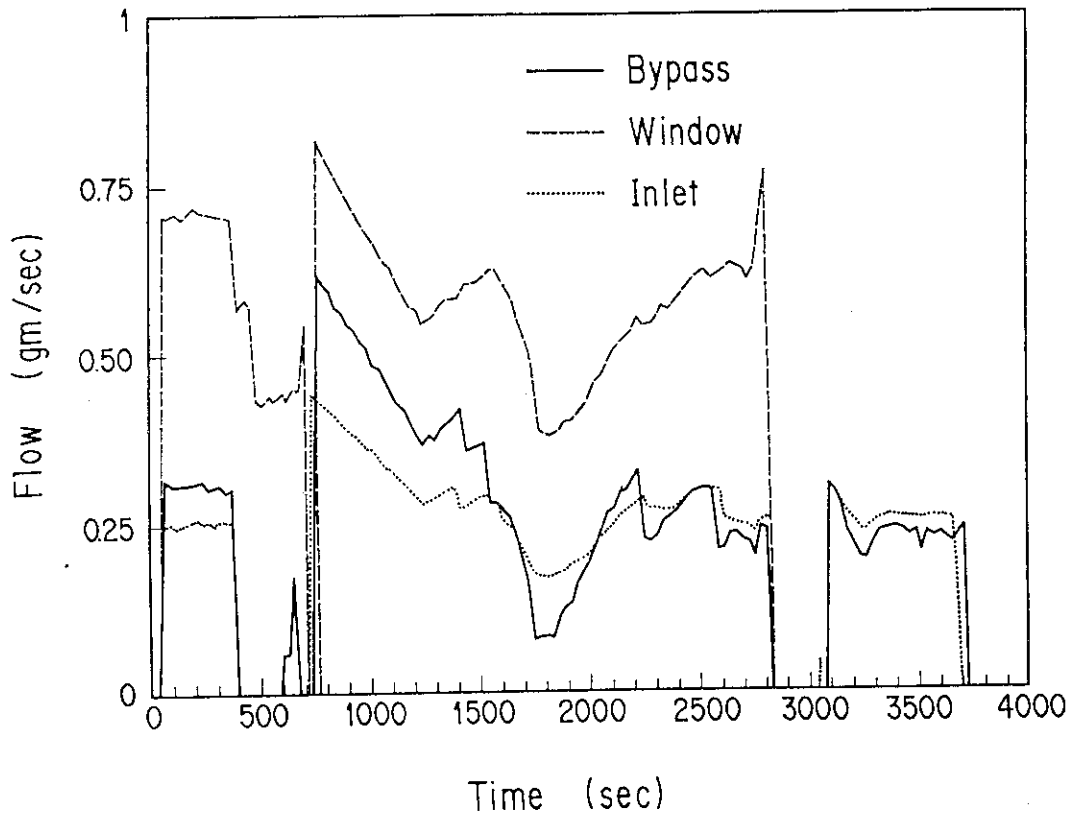


図4.3 DF-2実験における水蒸気流量率の変化

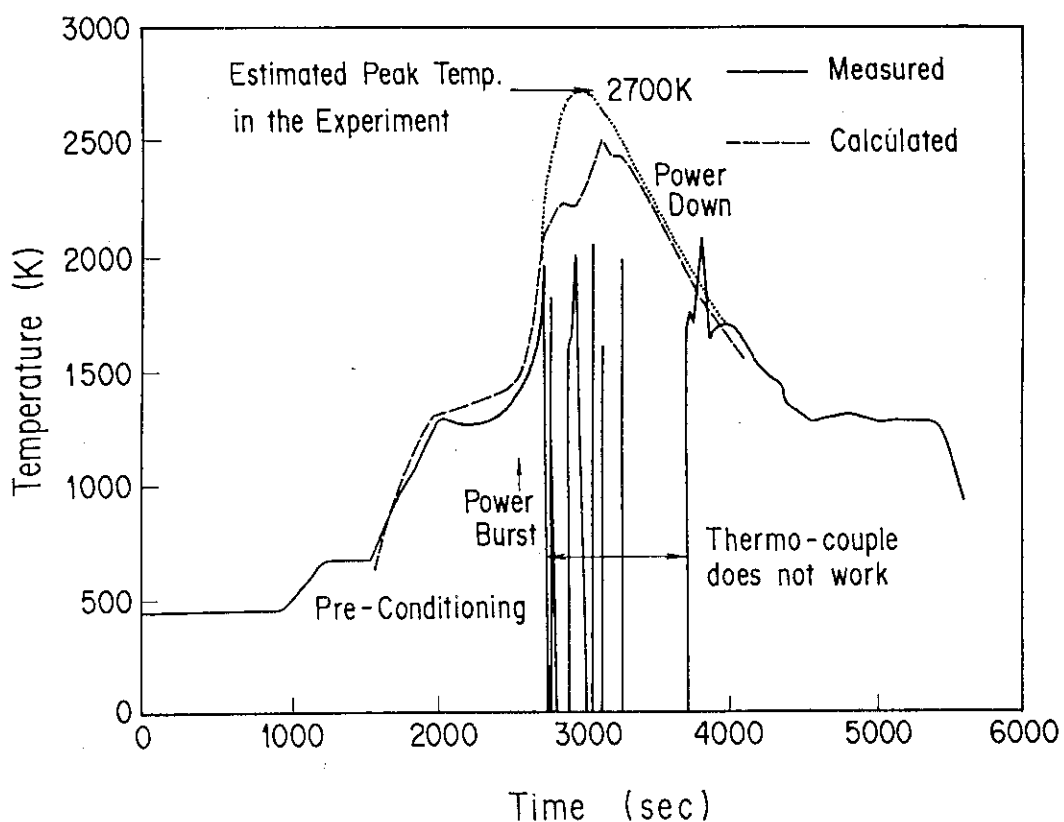


図 4.4 DF-2 燃料棒被覆管温度の計算結果と測定値との比較 (燃料領域上端より 0.25 m 下方部) (基本解析)

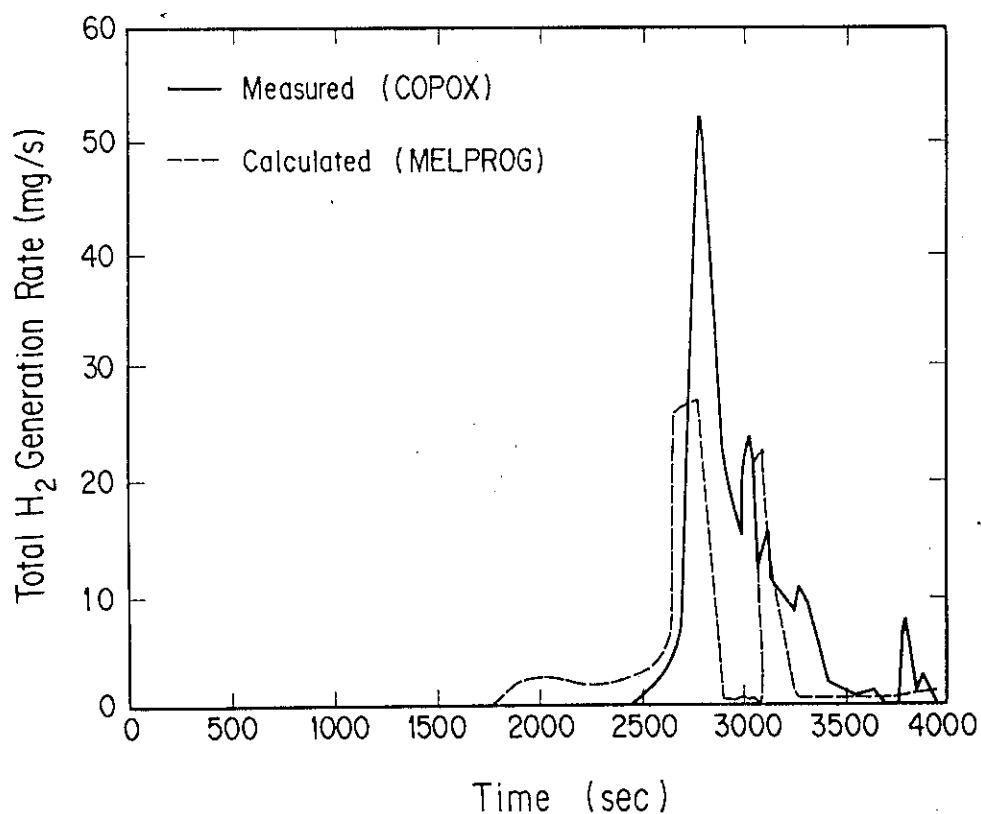


図 4.5 DF-2 試験部からの水素発生率の計算結果と測定値との比較 (基本解析)

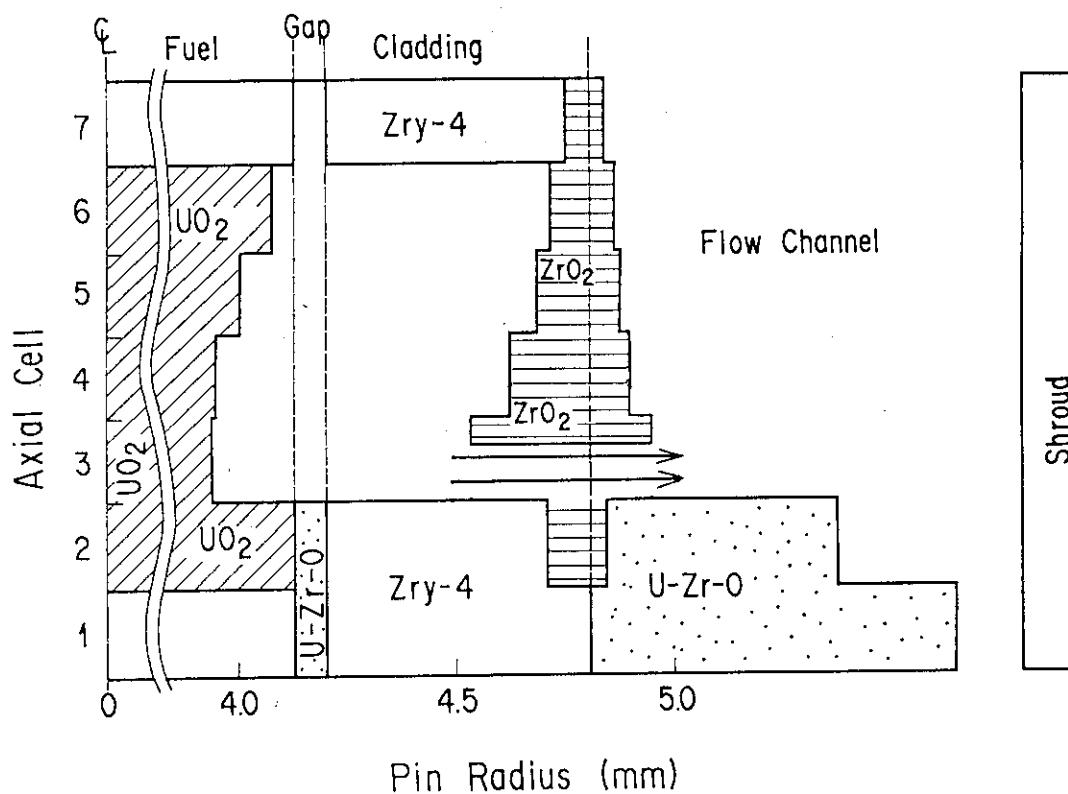


図 4.6 4000 秒における DF-2 燃料棒の形状計算結果 (基本解析)

5. 感 度 解 析

基本解析の結果では実験結果と比較して水素発生量の差が顕著であった。そしてその原因として、

- ① 水蒸気供給弁が閉じている期間の水蒸気流量の評価、
- ② Bypass Coolant 水蒸気流の乱流効果による入り込みの評価、及び
- ③ 燃料棒被覆管の Zry-4 が、溶融した後酸化反応に寄与するか否かの評価

が考えられた。②については、評価は非常に難しく、金属・水蒸気反応に寄与した②を除く水蒸気量が正確に求められて、初めてその水蒸気量を評価できるものである。①については、基本解析終了後SNLから種々の計測結果を基に試験部の水蒸気量を再評価したものを入手した。したがって、①、③について、以下の方法により実験測定値に近い計算を試みた。

(感度解析1) 水蒸気供給弁が閉じている期間の水蒸気流量についてSNLで再評価されたデータを用いる。

(感度解析2) 燃料棒被覆管の Zry-4 が溶融した後、酸化反応に寄与するか否かの評価に関係するモデルとして、原研が開発した事故時炉心ヒートアップ解析コードSEFDANの「るつぼ効果モデル」⁽⁴⁾を組み込んで利用する。

以下にこれらの手段を用いた解析及び結果を報告する。

5. 1 水蒸気流量を再評価した解析 (感度解析1)

SNLによって再評価された水蒸気流量率、試験部入口水蒸気流速度、試験部圧力をそれぞれ図5. 1、図5. 2、図5. 3に示す。これは、図中にも示これらを基本解析の冷却条件に反映させた計算を行った。

その結果を燃料棒全体の水素発生率、燃料棒表面温度をそれぞれ図5. 4、図5. 5に示すに示す。

水素発生量は3900秒で11.57gと基本解析の10gより僅かに増えた。水蒸気供給弁が閉じている期間(2820秒から3070秒)の水蒸気流量について、基本解析では0としていたが、これに対して、僅かではあるが水蒸気が存在していたという効果が現れたものである。しかし、実験で得られた約15gにはまだ及ばない。燃料棒被覆管表面温度については、被覆管酸化層の崩壊モデルを改善していないので、2500Kを超えたところで最高温度となり、これは基本解析の結果と同様である。

5. 2 SEFDANコードの「るつぽ効果モデル」を用いた解析（感度解析2）

前節5. 1の結果をさらに改善する試みとして、原研が開発した燃料棒被覆管酸化層崩壊モデルを組み込んだ。

MELPROG-PWR/MOD1/V3の燃料棒被覆管酸化層崩壊モデルは、キャンドリングモデルが当初の予定どおりに働かないので、以下の2つの条件を両方満足した場合にクラックが生じるという暫定的なものであった。

- a) 酸化膜の厚さ $\theta_{ZrO_2} < 2 \text{ mm}$
- b) 酸化膜の温度 $T_{ZrO_2} < 2500 \text{ K}$

しかし、一般に、a)の厚さ θ_{ZrO_2} は2mmより小さいので、b)の温度 T_{ZrO_2} により崩壊が左右された。即ち、2500Kで必ずクラックが生じていた。クラックが生じると、その開口部より上方の熔融した被覆管Zry-4は開口部を通過して燃料棒の外側へ流出し、上方部で被覆管Zry-4が熔融したところでは金属・水蒸気反応は終了し、水素の発生も終了する。

暫定的とはいえ、このモデルはあまりにも簡易すぎる。そこで、このモデルを原研が開発した事故時炉心ヒートアップ解析コードSEFDANに用いられている「るつぽ効果モデル」に変更した計算を行うことにした。この計算によって水素発生量が改善されれば、SEFDANコードの「るつぽ効果モデル」の有効性の確認にもなるものである。

SEFDANコードの「るつぽ効果モデル」の概要を、以下に記す。

被覆管Zry-4の融点を超える高温での燃料棒挙動を支配する因子として、酸化ジルコニウム(ZrO_2)膜が熔融した被覆管Zry-4を保持し、水蒸気との反応を継続させる酸化膜「るつぽ」効果が重要であるが、「るつぽ」が破れるための条件を現象論的にモデル化している。すなわち、被覆管のZry-4が融点に達したとき、酸化層 ZrO_2 を形成したZry-4のオリジナルの厚さ θ が次の条件を満たしたなら、酸化膜は破れる。

$$\theta / \theta_0 \leq 0.2$$

θ_0 はオリジナルの燃料棒被覆管の厚さである。図5. 6にこのモデルの概念図を示す。

ここで用いたるつぽ効果モデルには、SEFDANコードのものとは一つだけ異なるところがあることを断っておかなければならない。それは、被覆管の内面酸化の取扱である。SEFDANでは、酸化層が崩壊しないとき、内面酸化がある場合とない場合とでそれぞれ被覆管内（内外面酸化層の間）、ギャップ内と熔融ジルカロイの保持されるところが異なる。しかし、現状のMELPROG-PWR/MOD1/V3では被覆管の内面酸化は考慮されていないので、ここで用いたるつぽ効果は、後者の場合のみである。

本体系の計算結果は以下のようなものとなった。

θ / θ_0 は最も少ない時でも0.4 ぐらいで崩壊を起こす0.2 を大きく上回った。したがって、燃料棒被覆管酸化層崩壊は起こらなかった。図5. 7に計算結果から描いた燃料棒溶融の過程を図示する。また、燃料棒全体の水素発生率および燃料棒被覆管の表面温度をそれぞれ図5. 8、図5. 9に示す。燃料棒被覆管ジルカロイが溶融したとき酸化層が崩壊しないので、溶融したジルカロイはギャップの中に残り、酸化反応が続くので、さらに被覆管温度は上昇する。そこでは、燃料ペレット UO_2 との共晶反応によって、 $U-Zr-O$ 共晶融体が形成される。しかし、3208秒のあたりで $U-Zr-O$ 共晶融体がのなかに ZrO_2 ができたり、燃料ペレット UO_2 の中心まで $U-Zr-O$ 共晶融体になってしまう等不自然な計算結果が現れると共に、半径方向のディメンジョンがおかしくなり計算は異常終了してしまった。このため、被覆管温度は約2800 Kまでの上昇であった。この問題がなければ、さらに高い最高温度が得られたものと考えられる。ただし、水素発生量の3200秒における値は約15 gとなり、実験結果にと良く一致した。これは、キャンドリングモデルが予定どおりに働くようになれば、MELP ROG自体の機能も改善されることを示している。また、SEFDANの「るつぽ効果モデル」の有効性をここでも示すこととなった。

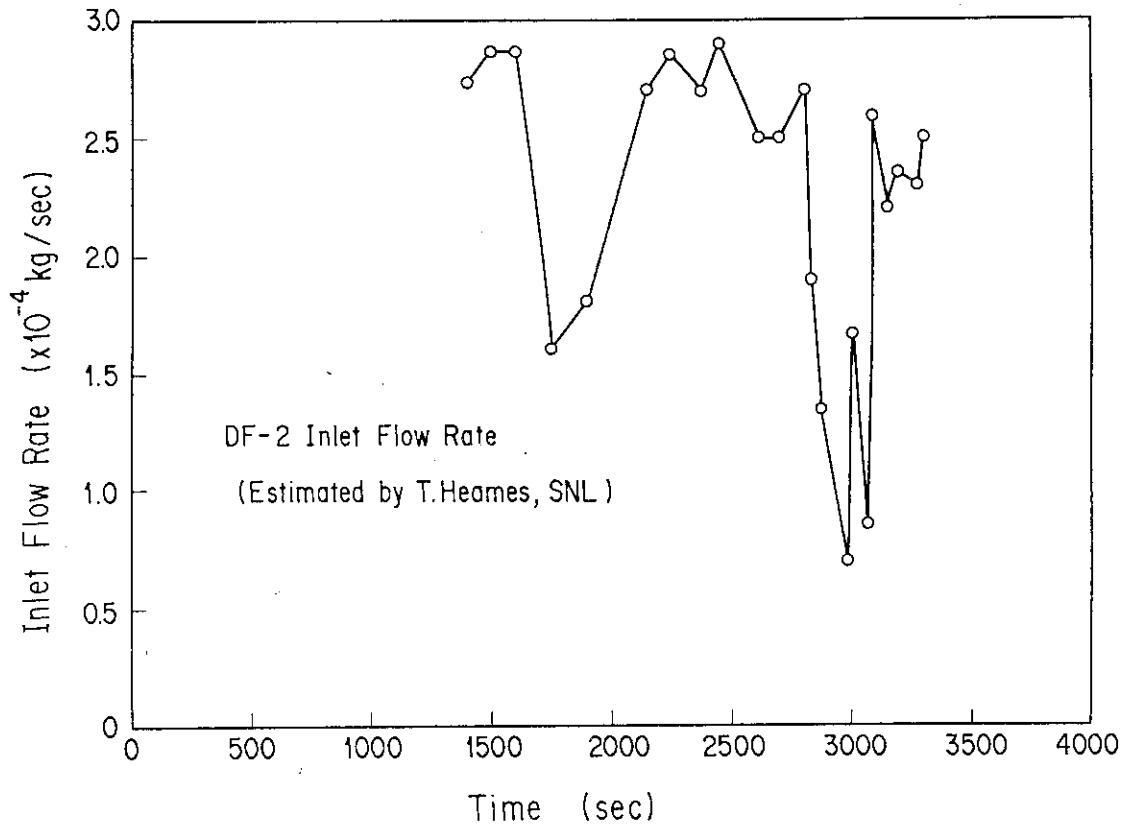


図 5.1 DF-2 実験における水蒸気流量率再評価結果

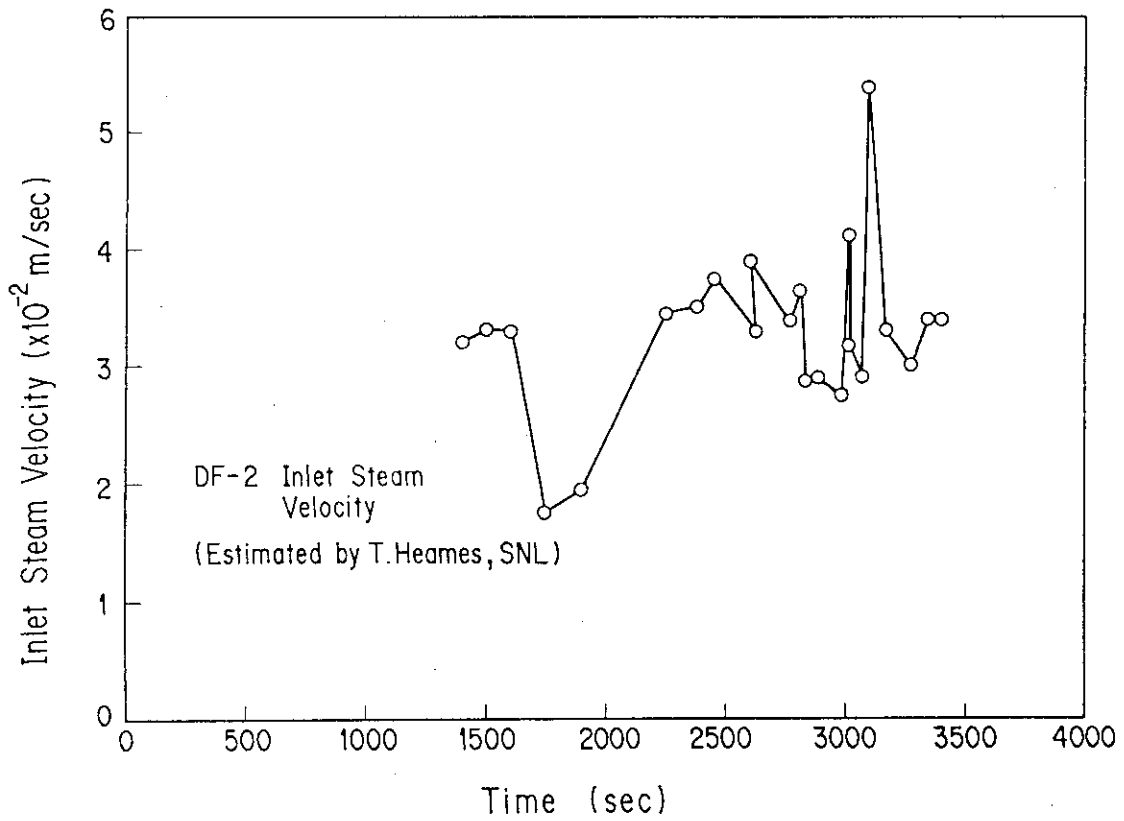


図 5.2 DF-2 実験における試験部入口水蒸気流速再評価結果

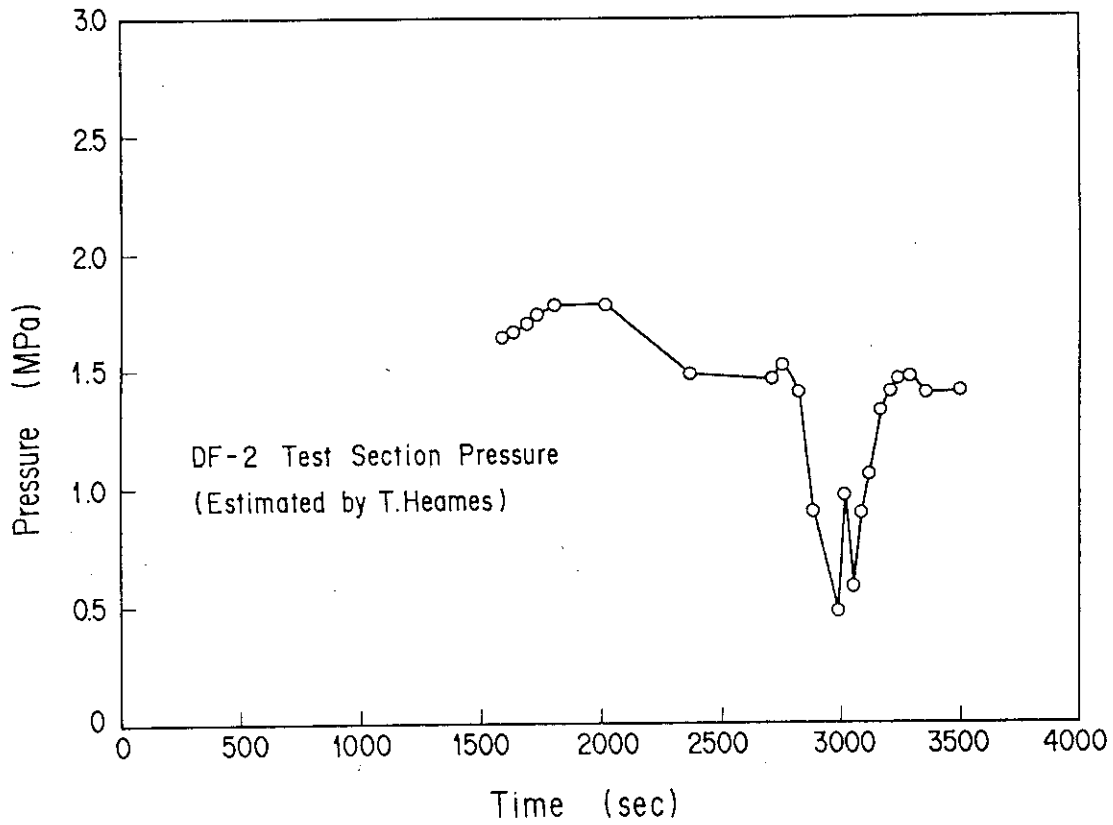


図 5.3 DF-2実験における試験部圧力再評価結果

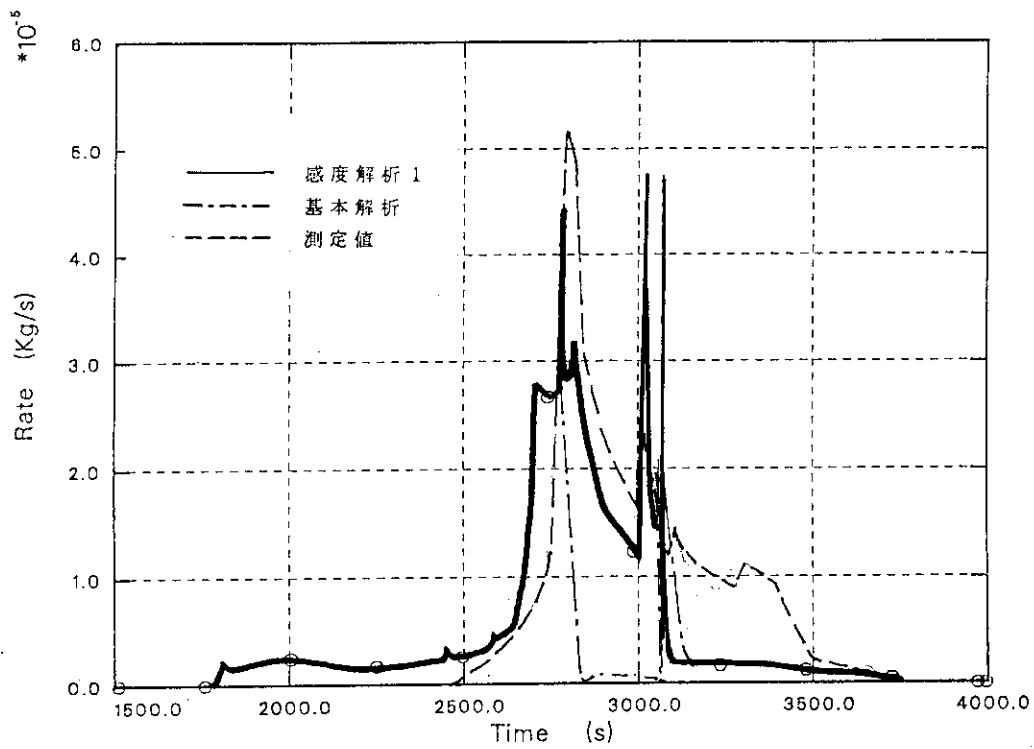


図 5.4 DF-2試験部からの水素発生率の計算結果と測定値及び基本解析結果との比較 (感度解析 1)

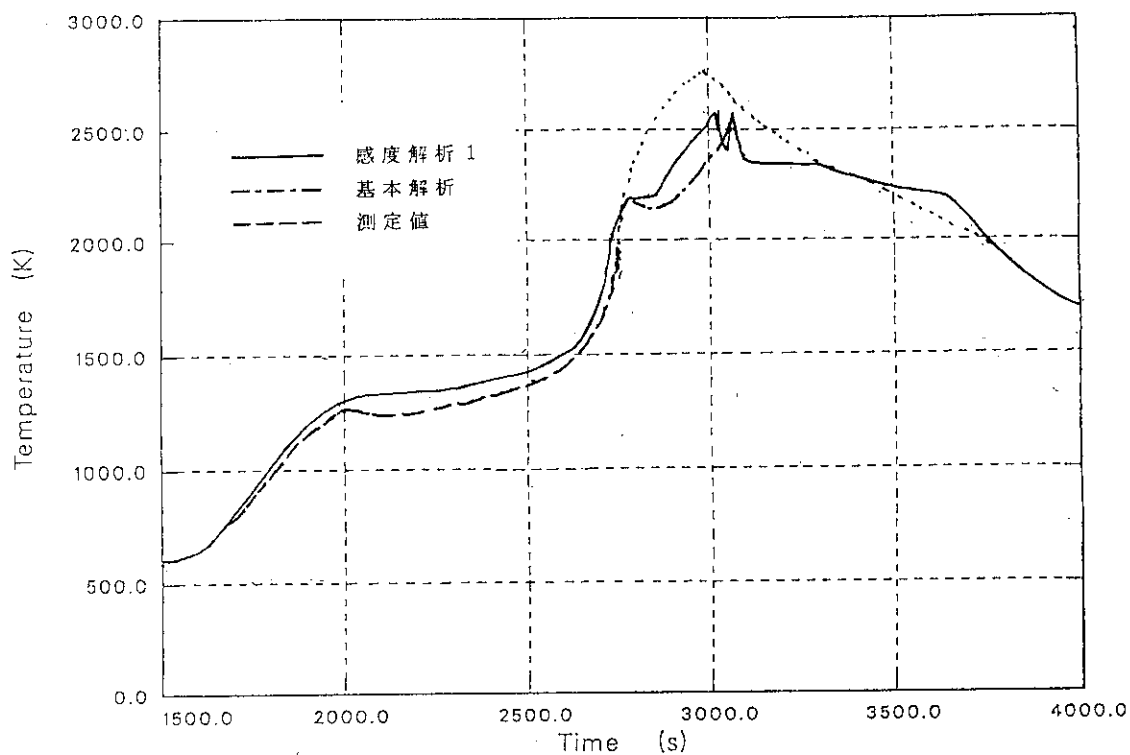


図 5.5 DF-2 燃料棒被覆管温度の計算結果と測定値及び基本解析結果との比較
(燃料領域上端より 0.25 m 下方部) (感度解析 1)

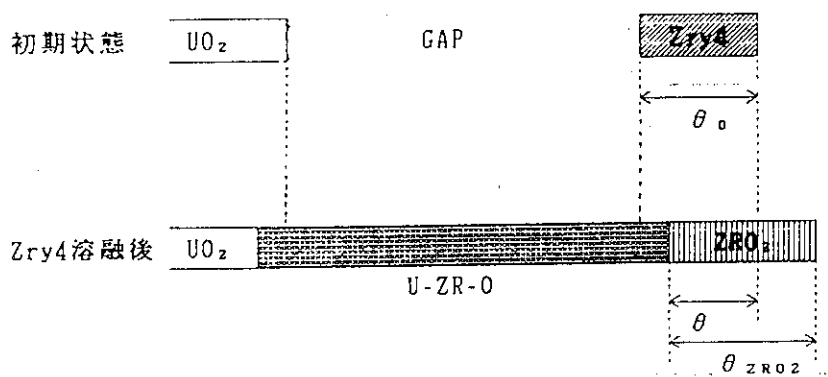


図 5.6 SEFDAN「るつぼ効果モデル」の MELPROG への感度概念

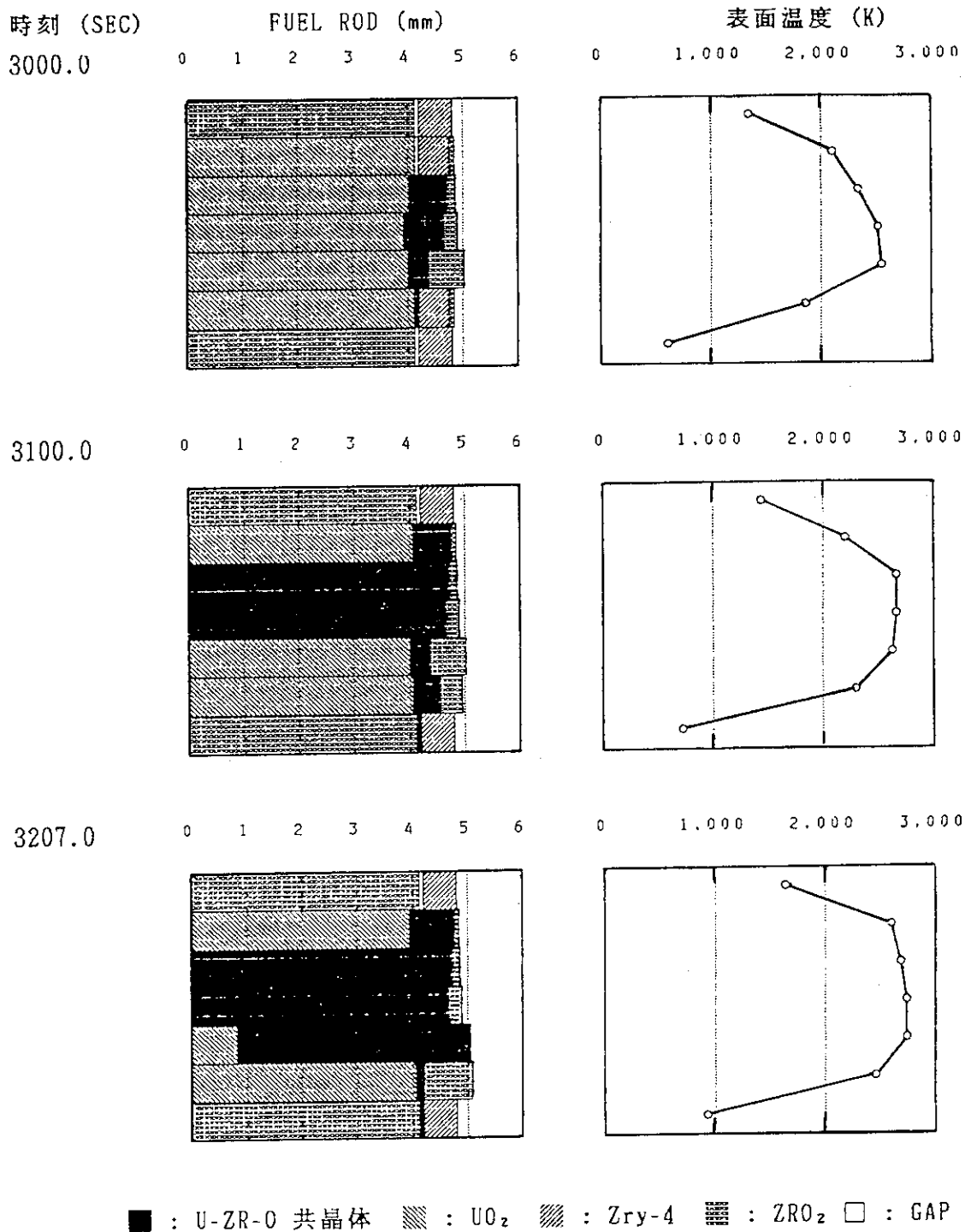
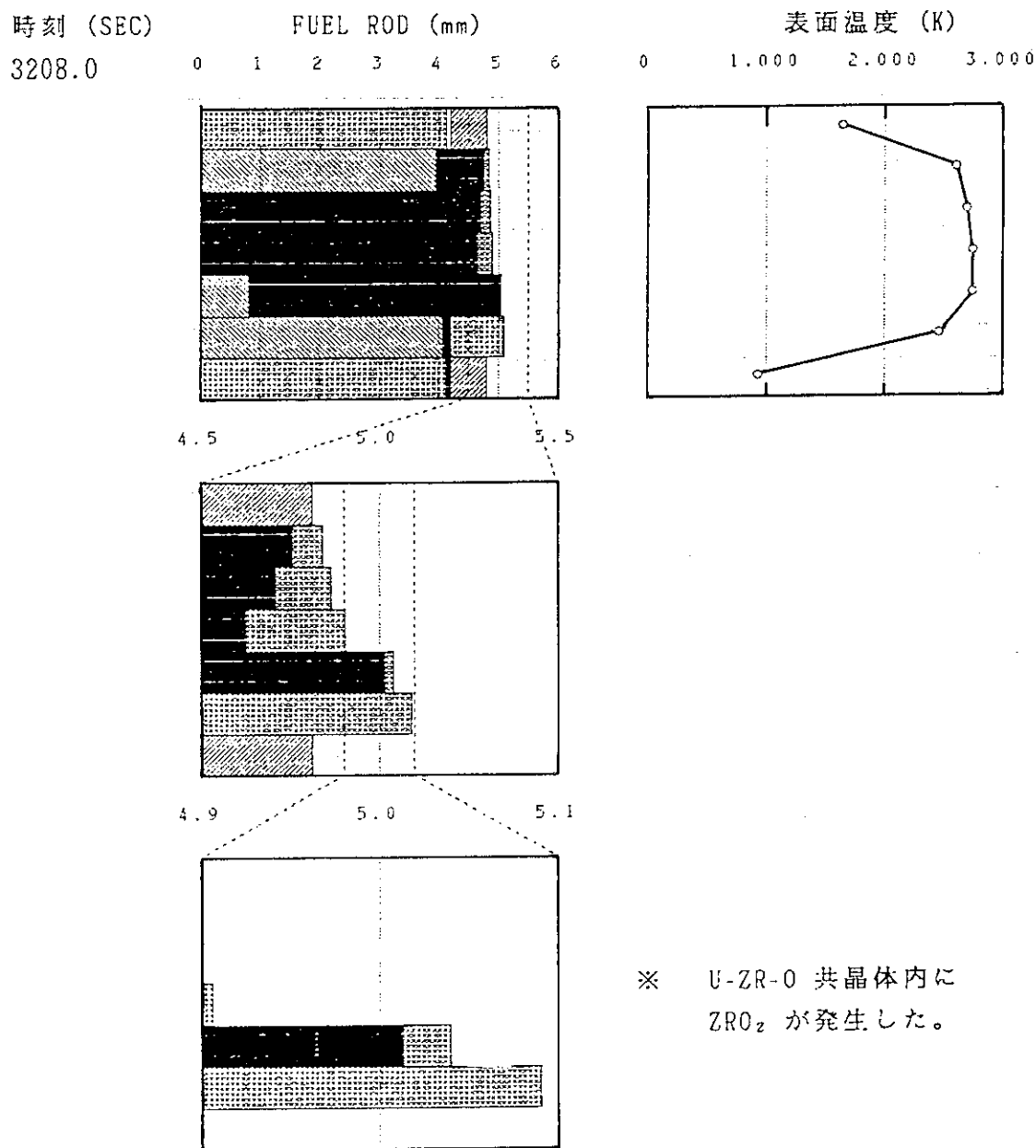


図 5.7 燃料溶融過程計算結果 (感度解析 2) (1/2)



■ : U-ZR-O 共晶体 ▨ : UO₂ ▩ : Zry-4 ▪ : ZRO₂ □ : GAP

図 5.7 燃料溶融過程計算結果 (感度解析 2) (2/2)

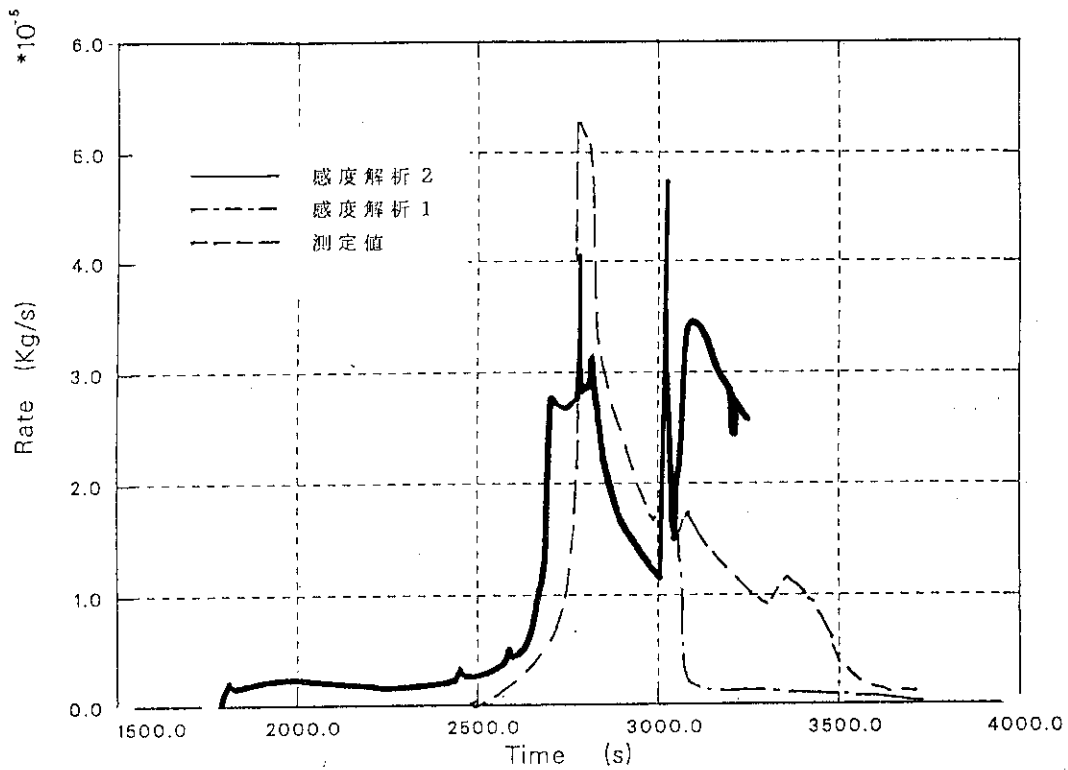


図 5.8 DF-2 試験部からの水素発生率の計算結果と測定値及び感度解析 1 結果との比較 (感度解析 2)

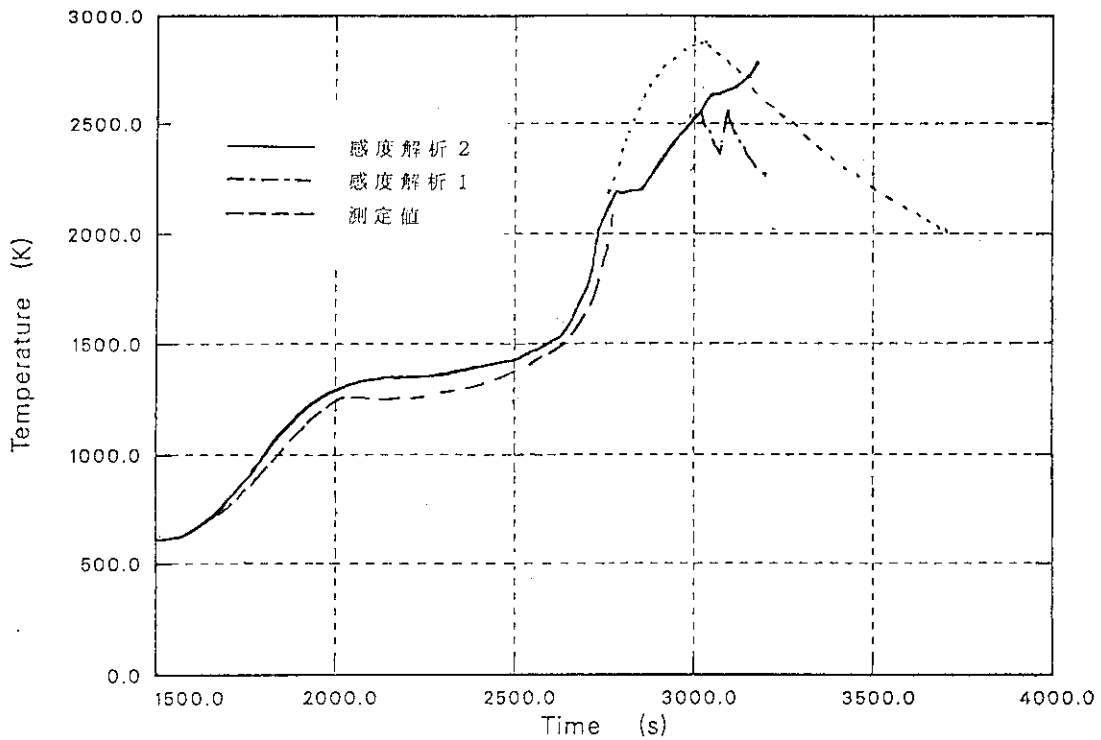


図 5.9 DF-2 燃料棒被覆管温度の計算結果と測定値及び感度解析 1 結果との比較 (燃料領域上端より 0.25 m 下方部) (感度解析 2)

6. 結 論

以上のMELPROG-PWR/MOD1/V3による燃料損傷実験DF-2の解析結果、以下のようにまとめられる。

(1) MELPROG-PWR/MOD1/V3の炉心挙動解析モジュールCOREの基本的解析機能を確認した。

(2) 基本解析の実験結果との比較の結果以下のことが確認された。

1) 良い一致性を見せた点として、

①初期の緩やかな温度上昇率

②燃料被覆管の金属・水蒸気酸化反応による急激な温度上昇率が挙げられる。

2) 一致性の悪かった点としては、

①燃料棒被覆管最高温度

② UO_2 燃料と被覆管との共晶反応による溶融量

③燃料被覆管の金属・水蒸気酸化反応による水素発生量

④蒸気供給バルブ閉期間中の温度上昇率及び水素発生率の減少

(3) 感度解析として

1) 水蒸気流量を再評価した解析

2) SEFDANコードの「るつぼ効果モデル」を用いた解析

を行い、1)によっては、わずかな計算結果の改善しかできなかったが、

2)において被覆管ジルカロイが溶融したときの酸化膜の崩壊モデルにSEFDANコードの「るつぼ効果モデル」を組み込んだ結果、水素発生量について、実験結果に近い値を得ることができた。このことは、SEFDANコードの「るつぼ効果モデル」の有効性を示すことにもなった。COREモジュールにもSEFDANモデルのような酸化膜の崩壊に関する適切なモデルが必要である。「キャンドリング」モデルとして、開発中とのことであり、その成果に期待する。

謝 辞

著者の一人（松本）が、SNL滞在中、本解析の実施にあたり、SNLのSFD研究グループの皆様から懇切丁寧な指導をいただいた。ここに深く感謝の意を表します。また、本研究は、原研と米国NRCとのSFD協定のもとで行われたことを記し、関係の方々の御協力に対し、真意の深甚の意を表します。

参 考 文 献

1. S.S.Dosanjh, et al., "MELPROG-PWR/MOD1 : A Two-Dimensional, Mechanistic Code for Analysis of Reactor Core Melt Progression and Vessel Attack Under Severe Accident Conditions," NUREG/CR-5193, SAND88-1824 (1989)
2. 松本 潔、熊倉利昌、" HISTORIANを用いた大型計算コードの変換・整備、" JAERI-M 90-146 (1990)
3. A.C.Marshall et al., "DF-2 Experiment Preliminary Data Report," SNL, Prepared for the Severe Fuel Damage Meeting, April, 1985 (Limited Distribution)
4. F.Tanabe, K.Matsumoto, "Development and Verification of Models for Cladding Oxidation in the Early Stage of A Severe Accident," IAEA-SM-296/61, Proc. of An Int. Symp. on Severe Accidents in NPPs, Sorrento (1988)

謝 辞

著者の一人（松本）が、SNL滞在中、本解析の実施にあたり、SNLのSFD研究グループの皆様から懇切丁寧な指導をいただいた。ここに深く感謝の意を表します。また、本研究は、原研と米国NRCとのSFD協定のもとで行われたことを記し、関係の方々の御協力に対し、真意の深甚の意を表します。

参 考 文 献

1. S.S.Dosanjh, et al., "MELPROG-PWR/MOD1 : A Two-Dimensional, Mechanistic Code for Analysis of Reactor Core Melt Progression and Vessel Attack Under Severe Accident Conditions," NUREG/CR-5193, SAND88-1824 (1989)
2. 松本 潔、熊倉利昌、" HISTORIANを用いた大型計算コードの変換・整備、" JAERI-M 90-146 (1990)
3. A.C.Marshall et al., "DF-2 Experiment Preliminary Data Report," SNL, Prepared for the Severe Fuel Damage Meeting, April, 1985 (Limited Distribution)
4. F.Tanabe, K.Matsumoto, "Development and Verification of Models for Cladding Oxidation in the Early Stage of A Severe Accident," IAEA-SM-296/61, Proc. of An Int. Symp. on Severe Accidents in NPPs, Sorrento (1988)