

JAERI-M

8 1 6 8

再冠水時の炉心差圧の評価

1979年3月

井口 正・村尾良夫

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

再冠水時の炉心差圧の評価

日本原子力研究所東海研究所安全工学部

井口 正・村尾 良夫

(1979年2月16日受理)

炉心内二相流のボイド率は、PWR-LOCA 時の再冠水過程の炉心が冷却されるかどうかを左右する炉心冠水速度を決める重要な因子の一つである。再冠水時の炉心におけるボイド率に関するデータを得ると共に、実験データと Akagawa, Nicklin, Zuber, Yeh, Griffice, Behringer および Jhonson の諸ボイド率推測式とを比較した。その結果、Yehの式以外は、不適當であることがわかった。

Yehの式を再冠水時の炉心熱水力解析コードREFLA-1D と組合せて、計算を行った結果、炉心が全てクエンチした後の炉心差圧を±1.5%の誤差範囲内で見積ることができた。クエンチが進行中の過渡時の炉心差圧の見積りは、炉心が全てクエンチした後の見積りに比べ実験値との一致は悪く、±40%の差がある。

Evaluation of the pressure difference  
across the core during PWR-LOCA reflood phase

Tadashi IGUCHI and Yoshio MURAO

Division of Reactor Safety, Tokai Research  
Establishment, JAERI

(Received February 16, 1979)

The flooding rate of the core influences largely cooling of the core during the reflood phase of a PWR-LOCA.

Since the void fraction of two-phase flow in the core is important determining the flooding rate, it is essential to examine this void fraction.

The void fraction in the core during the reflood phase obtained by experiment was compared with those predicted by the correlations respectively of Akagawa, Nicklin, Zuber, Yeh, Griffice, Behringer and Jhonson.

Only Yeh's correlation was found to be usable for the purpose.

The pressure difference of the core during the reflood phase was calculated by reflood analyzing code REFLA-1D using Yeh's correlation.

Following are the results:

- (1) During the steady-state period after quenching of the heaters, the prediction agrees within  $\pm 15\%$  with the experiment.
- (2) During the transient period when the quench front is advancing, the prediction is not in agreement with the experiment, the difference being about  $\pm 40\%$ .

Influence of the advancing quench front upon the void fraction in the core must further be studied.

Keywords: Two-phase Flow, Void Fraction, Reflooding,  
PWR Type Reactors, LOCA, Pressure Difference,  
Reactor Core

## 目 次

1. 序 .....	1
2. 実験装置の概要 .....	3
3. 再冠水炉心解析コードREFLA-1Dの概要 .....	6
4. 実験結果 .....	7
4.1 炉心差圧の一般的变化の特性 .....	7
4.2 定常炉心差圧におよぼすパラメータの影響 .....	7
4.3 ボイド率におよぼすパラメータの影響 .....	8
4.4 加速損失, 摩擦損失の評価 .....	9
5. REFLA-1D による炉心差圧の計算 .....	15
5.1 実験結果と計算結果の比較 .....	15
5.2 位置損失見積り式の修正 .....	15
5.3 修正後の計算結果と実験結果の比較 .....	15
5.3.1 定常状態の炉心差圧の比較 .....	15
5.3.2 過渡状態の炉心差圧の比較 .....	16
6. 結 論 .....	24

## CONTENTS

1. INTRODUCTION .....	1
2. EXPERIMENTAL FACILITY .....	3
3. SUMMARY OF THE REFLOOD ANALYZING CODE, REFLA-1D .....	6
4. RESULTS AND DISCUSSION .....	7
4.1 GENERAL CHARACTERISTICS OF THE PRESSURE DIFFERENCE ACROSS CORE .....	7
4.2 THE EFFECTS OF PARAMETERS ON THE STATIC PRESSURE DIFFERENCE ACROSS CORE .....	7
4.3 THE EFFECTS OF PARAMETERS ON THE VOID FRACTION .....	8
4.4 THE EVALUATION OF ACCELERATIONAL LOSS AND FRICTIONAL LOSS .....	9
5. CALCULATION OF THE PRESSURE DIFFERENCE ACROSS CORE BY REFLA-1D .....	15
5.1 COMPARISON BETWEEN THE EXPERIMENTAL RESULTS AND THE RESULTS OF CALCULATION .....	15
5.2 CORRECTION OF THE CORRELATION FOR STATIC HEAD .....	15
5.3 COMPARISON BETWEEN THE EXPERIMENTAL RESULTS AND THE RESULTS OF CORRECTED CALCULATION .....	15
5.3.1. COMPARISON OF THE PRESSURE DIFFERENCES AT STEADY PERIOD ACROSS CORE .....	15
5.3.2. COMPARISON OF THE PRESSURE DIFFERENCES AT TRANSIENT PERIOD ACROSS CORE .....	16
6. CONCLUSIONS .....	24

## 記号

A	流路面積	( $m^2$ )
$A_A$	ダウンカマ一流路面積	( $m^2$ )
$A_C$	炉心流路面積	( $m^2$ )
$A_{LP}$	下部プレナム流路面積	( $m^2$ )
$C_P$	液相の比熱	( $Kcal/kg^{\circ}C$ )
d	相当直径	(m)
g	重力加速度	( $m/s^2$ )
G	マスベロシティ	( $kg/m^2 s$ )
$I_t$	慣性モーメント (Fig. 1.1参照)	$\left[ = \frac{A_C}{g} \left( \frac{Z_A}{A_A} + \frac{Z_C}{A_C} + \int \frac{\text{面C}}{\text{面A}} \frac{d_s}{A_{LP}} \right) \right]$ ( $s^2$ )
$\dot{m}$	質量流量	( $kg/s$ )
P	圧力	( $kg/m^2$ )
$P_A$	ダウンカマ圧力または加速損失	( $kg/m^2$ )
$P_C$	炉心圧力	( $kg/m^2$ )
$P_f$	摩擦損失	( $kg/m^2$ )
$P_z$	位置損失	( $kg/m^2$ )
$\Delta P$	差圧	( $kg/m^2$ )
q	線出力	( $Kcal/ms$ )
Q	熱量	( $Kcal/s$ )
$Q_{input}$	入熱量	( $Kcal/s$ )
$Q_{sub}$	流体が飽和温度になるのに要する熱量	( $Kcal/s$ )
$\gamma$	蒸発潜熱	( $Kcal/kg$ )
$\gamma_{AC}$	①式で面A, C (Fig. 1.1参照)における流路面積の差による拡大縮少損失	
	係数	$\left[ = \frac{A_C^2}{2g} \left( \frac{1}{A_C^2} - \frac{1}{A_A^2} \right) \right]$ ( $s^2/m$ )
$\gamma_F$	①式で摩擦による損失係数	( $s^2/m$ )
s	①式で流線に沿った長さ	(m)
t	時間	(s)
$T_{sub}$	冷却水の入口サブクーリング	( $^{\circ}C$ )
U	流体速度	( $m/s$ )
$U_C$	炉心での水の流速	( $m/s$ )
$U_{go}$	気相が流路全体を占めて流れると仮定した時の見掛け流速	( $m/s$ )

$U_{10}$	液相が流路全体を占めて流れると仮定した時の見掛け流速	( m / s )
$U_{in}$	冷却水の入口流速	( m / s )
$V$	体積流量	( $m^3$ / s )
$Z$	エレベーション	( m )
$Z_A$	ダウンカマー水位	( m )
$Z_C$	炉心水位	( m )
$\alpha$	ボイド率	( - )
$\gamma$	流体比重量	( kg / $m^3$ )
$\gamma_g$	気相比重量	( kg / $m^3$ )
$\gamma_l$	液相比重量	( kg / $m^3$ )
$\lambda$	抵抗係数	( - )



## 1. 序

PWR-LOCA 時の再冠水過程では、冷却水の炉心冠水速度は、炉心が冷却されるかどうかを左右する重要な因子の一つである。

Fig. 1.1 は、再冠水過程の状況を模式的に示したものである。この時、次の式が成立する<sup>(2)</sup>。

$$\frac{d}{dt} (I_t U_c) + U_c |U_c| (\gamma_{AC} + \gamma_F) - (Z_A - Z_C) + \frac{P_C - P_A}{\gamma_l} = 0 \quad \text{.....①}$$

ここで、

$I_t$  : 慣性

$$= \frac{A_c}{g} \left( \frac{Z_A}{A_A} + \frac{Z_C}{A_c} + \int_{\text{面A}}^{\text{面C}} \frac{ds}{ALP} \right)$$

$\gamma_{AC}$  : 面 A, C における流路面積の差による損失係数

$$= \frac{A_c^2}{2g} \left( \frac{1}{A_c^2} - \frac{1}{A_A^2} \right)$$

$\gamma_F$  : 摩擦による損失係数

上式で、第 1 項は慣性項、第 2 項は損失項、第 3 項は水頭差による静圧項、第 4 項は静圧項である。上式で示されるように、冠水速度  $V_c$  は、次の要因で決められる。

- (1) 形状 ( $I_t, \gamma_{AC}, \gamma_F$ )
- (2) ダウンカマー水頭 ( $Z_A$ )
- (3) 炉心水頭 ( $Z_C$ )
- (4) 上部プレナム静圧とダウンカマー上部の静圧との差 ( $P_C - P_A$ )

(4) に示された上部プレナム静圧とダウンカマー上部の静圧との差は、破断孔出口の静圧とダウンカマー上部の静圧が等しいことを仮定すれば、(ダウンカマーから破断孔に至るコールドレッグの流動抵抗損失は小さいと考えられるのでこの仮定はおおむね成立すると考えられる) 一次系配管流動抵抗損失と考えてよい。従って、上記の(4)の替りに下記の(4)' と置き替えてよい。

- (4)' 一次系配管流動抵抗損失

このように、ダウンカマー水頭・一次系配管流動抵抗損失を精確に評価することと並んで、炉心水頭を精確に見積ることは、再冠水過程の炉心解析上重要な問題である。我々は、再冠水過程の炉心解析のため REFLA-1D コードを開発中であるが、本コードで精確に炉心解析が行われるためには、炉心水頭が精度よく評価される必要がある。

本報では、コードによる計算結果と、実験で得られたデータとの比較を行い、さらに検討の結果についても触れる。

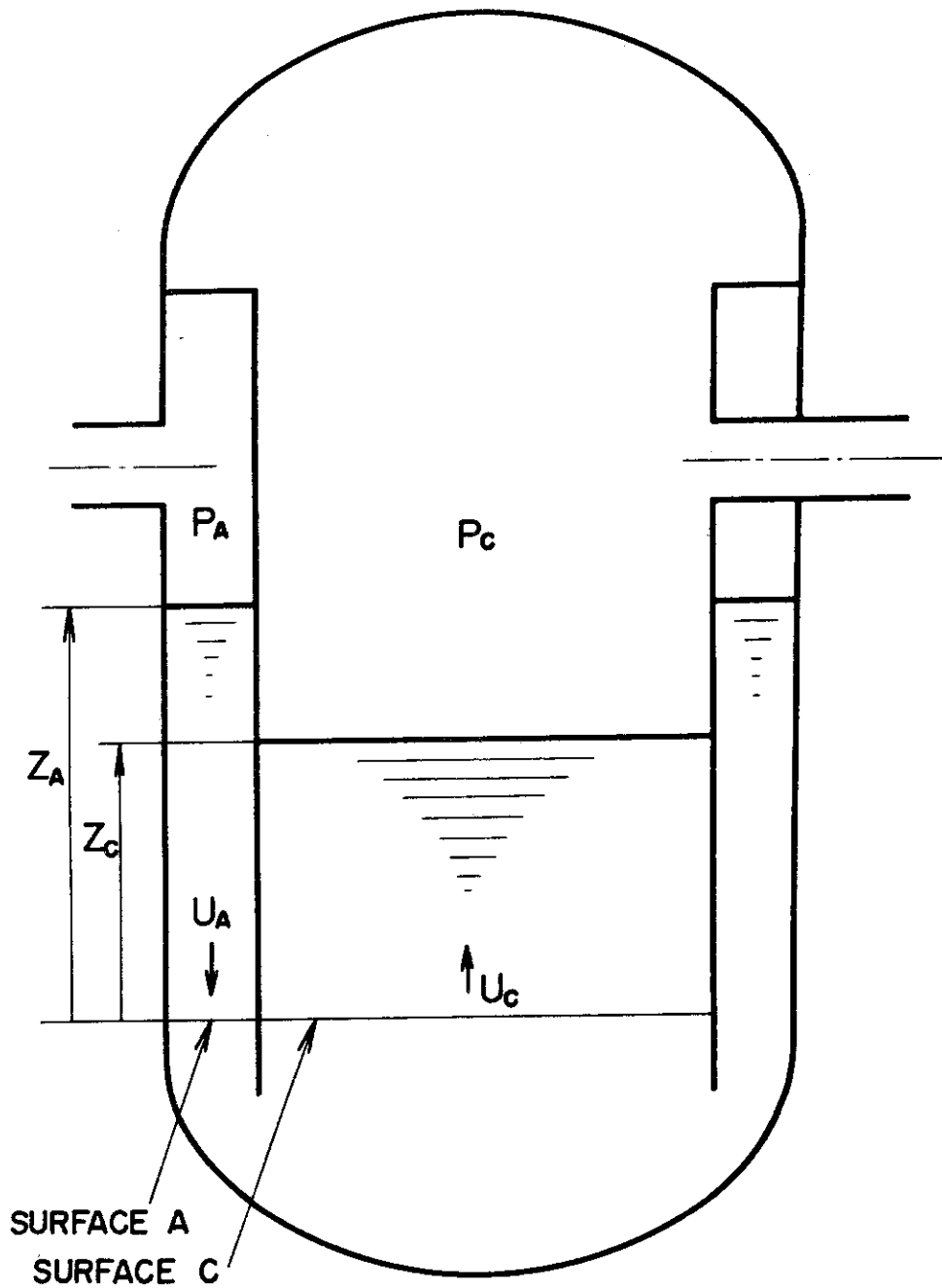


Fig. 1. 1 Factors Which Affect Determination of Flooding Rate and Pressure Balance in PWR during Reflood Phase of a LOCA

## 2. 実験装置<sup>(2), (3)</sup>

Fig. 2.1 に実験装置の概略図を示す。模擬炉心には、4 × 4 本バンドルの模擬燃料集合体が収容されている。Fig. 2.2 に模擬炉心断面図を示す。

模擬炉心の主要諸元を以下に示す。

- |                          |                    |
|--------------------------|--------------------|
| (1) 模擬燃料棒配列              | 4 × 4 本            |
| (2) 模擬燃料棒外径              | 1 0.5 mm           |
| (3) 模擬燃料棒配列ピッチ           | 1 3.8 mm           |
| (4) 模擬燃料棒発熱長             | 3.6 m              |
| (5) 模擬燃料棒軸方向発熱分布ステップコサイン |                    |
| (6) 流路外管形状               | 60 mm × 60 mm, 四角形 |

実験の手順は、次に述べる通りである。

(1) 冷却水を所定の流速で、下部プレナムに供給する。冷却水はオーバーフローラインを通してオーバーフローする。

(2) 模擬燃料棒に所定の電力を供給する。

(3) オーバーフローラインを閉じ、冷却水を模擬炉心に供給する。

(4) 模擬炉心が冷却され、定常状態となる。

炉心水頭は、模擬炉心に取付けられた圧力導管を、ストレンゲージ式差圧計に導くことによって、測定された。差圧計取付け位置は次の通りである。

差圧計取付け位置

0 cm ~ 100 cm 間

0 cm ~ 180 cm 間

0 cm ~ 280 cm 間

0 cm ~ 上部プレナム間

こゝでは、取付け位置を模擬燃料体の有効発熱部下端からの距離で示してある。

実験は、次のような条件で行われた。

系圧力	1 ata, 2 ata, 4 ata
ピーク出力	0.4 KW/m ~ 2.2 KW/m
初期模擬燃料棒表面温度	300°C ~ 400°C
冠水速度	5 cm/s, 6 cm/s → 3 cm/s, 6 cm/s → 2 cm/s, 6 cm/s → 1 cm/s
冷却水サブクーリング	20°C
流路外管壁温	100°C ~ 140°C

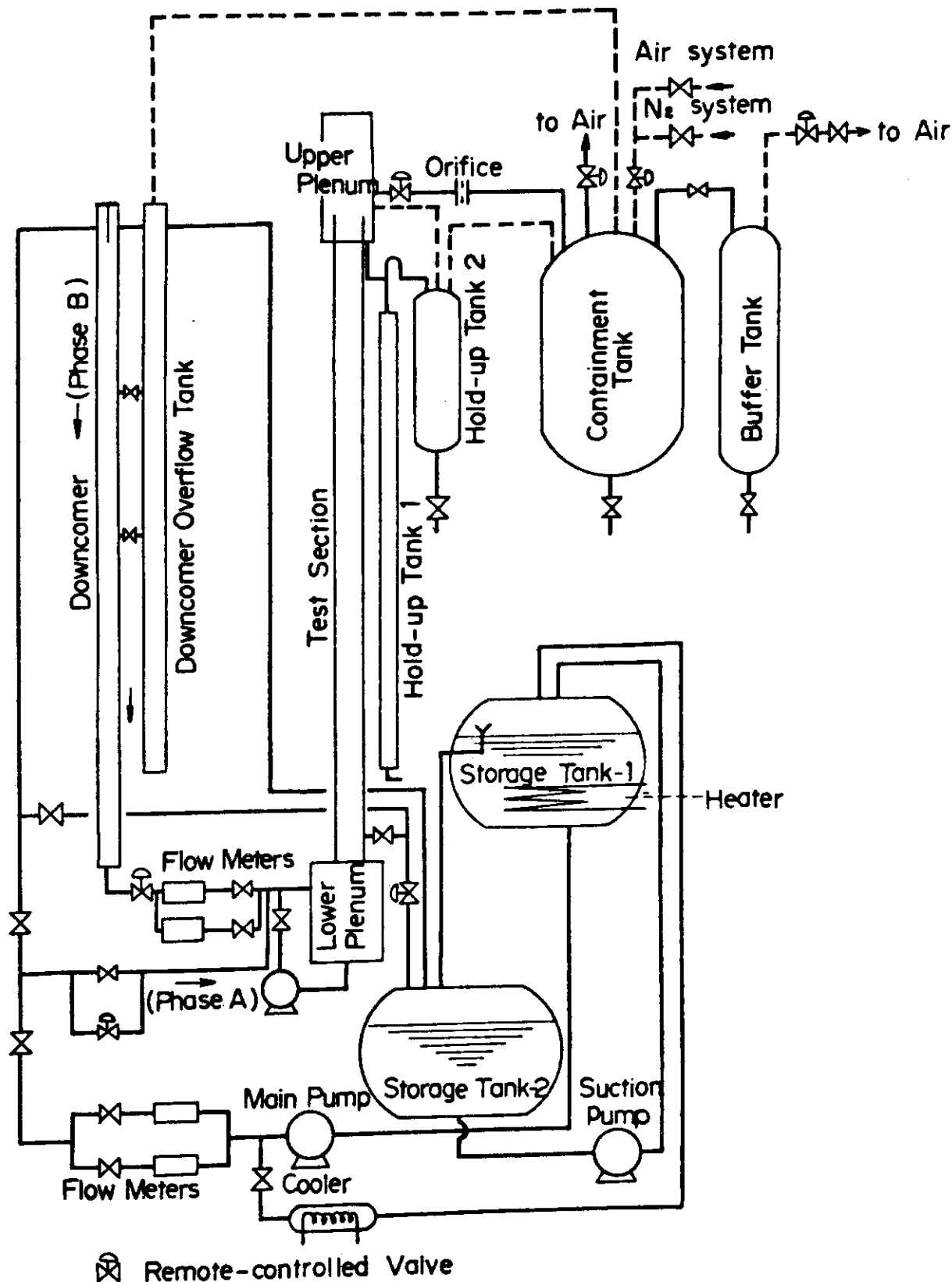


Fig. 2.1 Flow Sheet of Test Rig

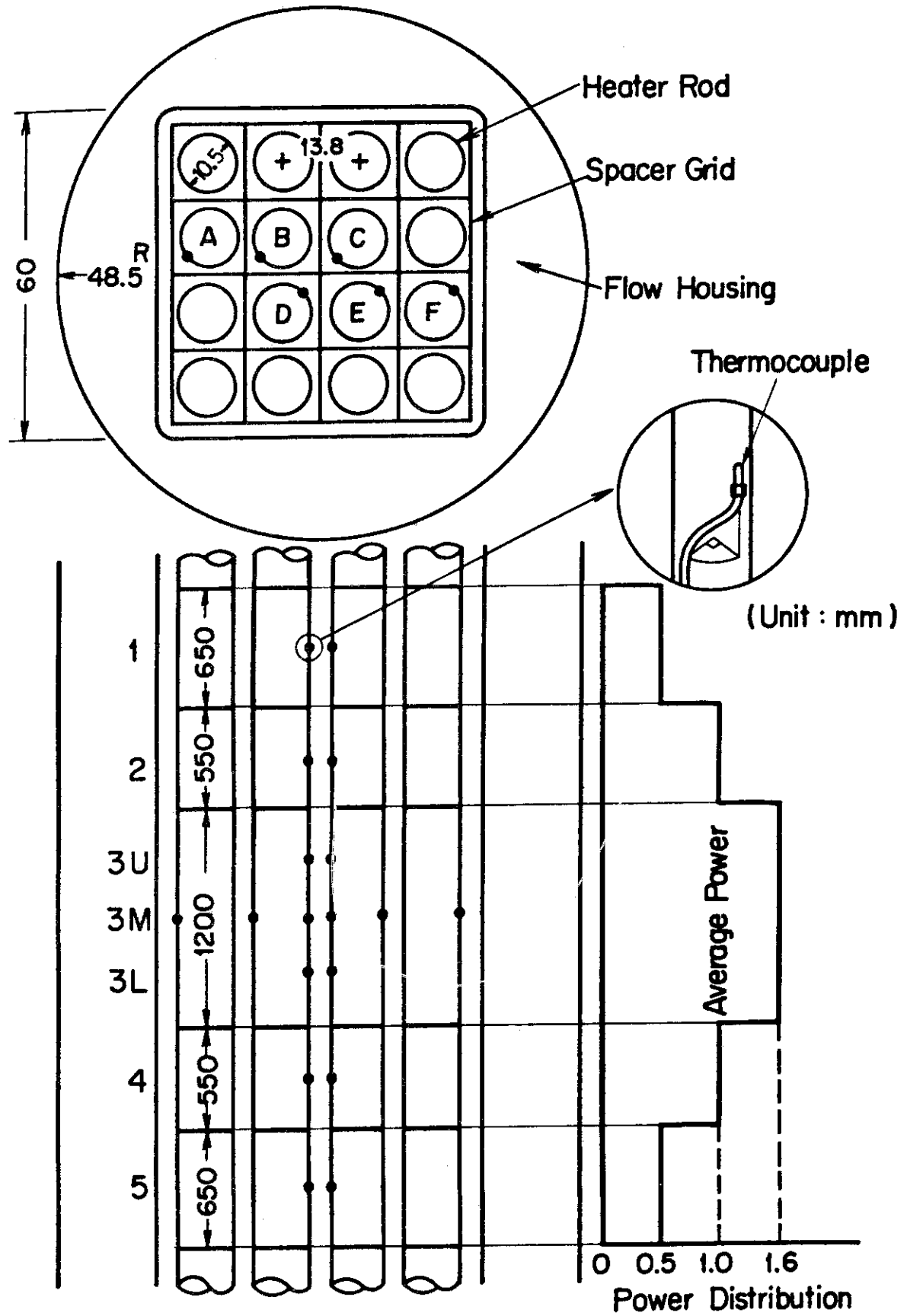


Fig. 2.2 Crosssection of Test Section and Locations of Thermocouples

### 3. 再冠水炉心解析コードREFLA-1Dの概要<sup>(4)</sup>

Fig. 3.1にREFLA-1Dコードで採用している流動モデルを示す。図に示すように、流動様式は発熱部下端から次のように順に変化している。

1. 水单相流領域
2. サブクール膜沸騰領域、またはバルク沸騰領域
3. 遷移流領域
4. デスパーstofロー領域
5. 再付着領域
6. 蒸気单相流領域

各領域で採用されている圧力損失評価モデルを、図の右端の欄に示す。

FLOW PATTERN		FLOW REGIME (SUBROUTINE NAME)	HYDRODYNAMIC MODEL
SATURATED	SUBCOOLED		
L <sub>7</sub>		SUPER-HEATED STEAM FLOW (SPHTRM)	SINGLE VAPOR FLOW
L <sub>5</sub>		REWETTED REGIME (SINGLF/SATTPF)	WETTED TWO PHASE FLOW
L <sub>4</sub>		DISPERSED FLOW REGIME (DISPRM)	NON-WETTED TWO PHASE FLOW (SINGLE VAPOR FLOW + DRAG FORCE OF DROPLETS)
L <sub>3</sub>		TRANSITION FLOW REGIME (TRNSRM)	NON-WETTED TWO PHASE FLOW (WETTED TWO PHASE FLOW CORRELATION)
L <sub>2</sub>		SUBCOOLED FILM BOILING REGIME (TRNSRM)	NON-WETTED TWO PHASE FLOW (SINGLE LIQUID FLOW WITHOUT WALL FRICTION)
L <sub>1</sub>		BULK BOILING REGIME (SATTPF)	WETTED TWO PHASE FLOW
		SINGLE-LIQUID PHASE FLOW REGIME (SINGLF)	SINGLE LIQUID FLOW

Fig. 3.1 Model Used in REFLA-1D Code for Calculation of Thermo-Hydrodynamic Behavior during Reflood Phase

## 4. 実験結果

### 4.1 炉心差圧の一般的变化の特性

Fig. 4.1 は炉心差圧測定結果の一例である。横軸は注水開始後の経過時間、縦軸は差圧を示す。図に示すように注水開始後充分時間が経過すれば、炉心各部の差圧はほぼ一定値を示すようになる。例えば注水開始後100 sec以後では、炉心下半分の差圧は1.55 m、炉心全長の差圧は2.2 mの一定値を示している。

定常状態に至る前は、冷却水の炉心蓄積量の増加と燃料棒の熱放出量の減少により、炉心差圧は一般に単調に増加し、過渡的な変化を示す。

本実験では、炉心出力は一定に維持されているため、このように注水開始後充分時間が経過すれば炉心内は定常状態になっているが、現実の原子炉の再冠水過程では、炉心出力である崩壊熱が時間的に減衰し、決して一定値に維持されないため炉心内が定常状態になることはない。しかしながら、スクラム後充分時間が経過した後では崩壊熱の時間変化率は小さく、一定出力と考えてもそれ程大きな誤差は生じないと考えられる。従って、スクラム後充分時間経過した後の炉心差圧解析への適用を、更には何らかの修正を施すことによって過渡状態の炉心差圧解析への適用を意図して、定常状態における炉心差圧を検討する。

Fig. 4.1 に示す炉心差圧の変動は少ない。しかし、場合によっては、炉心差圧に大きな変動がみられることがある。炉心差圧の変動は、一般に系圧力が低い程生じやすく、出力が大きい程生じやすい傾向が見られる。その原因は炉心における蒸気発生量が、冠水速度とほぼ逆位相であるためと考えられているが、その詳細は別報に譲り、本報では除く。

### 4.2 定常炉心差圧におよぼすパラメータの影響

Fig. 4.2 ~ Fig. 4.4 に定常状態における炉心差圧の軸方向分布を示す。

再冠水過程の定常状態では、炉心差圧におよぼすパラメータとして次のものが考えられる。

- ① 炉心出力
- ② 冠水速度
- ③ 冷却水サブクーリング
- ④ 系圧力
- ⑤ 炉心形状

Fig. 4.2 に炉心出力をパラメータとして炉心差圧軸方向分布を示す。Fig. 4.3 に冠水速度をパラメータとして炉心差圧軸方向分布を示す。Fig. 4.4 に系圧力をパラメータとして炉心差圧軸方向分布を示す。

図から次の傾向がみられる。

- (1) 下流程、単位長さ当りの圧損は小さい。

- (2) 出力が大きい程炉心差圧は小さい。
- (3) 冠水速度が小さい程炉心差圧は小さい。
- (4) 系圧力が高い程炉心差圧は小さい。

4.3 ボイド率におよぼすパラメータの影響

流体の流速が非常に小さい二相流では、加速損失、摩擦損失が小さくなり、そのため差圧の測定結果からボイド率を推測することが可能になる。加速損失、摩擦損失が無視できる場合、次の式が成立する。

$$-dP = -dP_z = \{ \alpha \gamma_g + (1-\alpha) \gamma_l \} dz$$

系圧力 4 ata 以下、ボイド率 0.9 以下では、上式の気相による位置損失は無視できて、次式が得られる。

$$\alpha = 1 - \frac{1}{\gamma_l} \left| \frac{dP}{dZ} \right| \dots\dots\dots ②$$

炉心内のボイド率は、②式によって炉心差圧の軸方向分布から推測することができる。従って、前項の炉心内差圧の特徴は、ボイド率の特徴にいかえることができる。すなわち、

- ① 同じ条件では、下流程ボイド率は大きい。
- ② 同じエレベーションでは出力が大きい程ボイド率は大きい。
- ③ 同じエレベーションでは冠水速度が小さい程ボイド率は大きい。
- ④ 同じエレベーションでは、系圧力が高い程ボイド率は大きい。

Fig. 4.5 に種々の条件で測定したボイド率  $\alpha$  と炉心熱出力から算出した見掛けの蒸気流量  $U_{go}$  との関係を示す。Fig. 4.5 の横軸、縦軸を各々次のように定義する。

$$\alpha = 1 - \frac{1}{\gamma_l} \left| \frac{dP}{dZ} \right| \dots\dots\dots ③$$

$$U_{go} = \frac{\dot{m}}{\gamma_g A} = \frac{1}{\gamma_g A \gamma} (Q_{input} - Q_{sub})$$

$$= \frac{1}{\gamma_g A \gamma} \left( \int_0^Z q dz - C_p \gamma_l U_{in} A T_{sub} \right) \dots\dots\dots ④$$

$\alpha$ ,  $U_{go}$  はエレベーション 1.8 m, 2.8 m の地点の測定値から (1.8 m ~ 2.8 m) の区間の平均値として求められた。

Fig. 4.5 には原研の実験結果のほかに従来の相関式を合わせて示してある。本図は系圧力が 4 ata の場合の結果である。



再冠水時の炉心内流動状況のボイド率は、同じ見掛けの蒸気流速について従来の相関式による推測値と比較すると、大部分の場合推測値の方が大きくなる。図中には、Akagawa の式<sup>(11)</sup>、Nicklin の式<sup>(8)</sup>、Zuber の式<sup>(9)</sup>、Griffice の式<sup>(10)</sup>、Yeh の式<sup>(7)</sup>、Behringer の式<sup>(12)</sup>、Johnson の式<sup>(13)</sup>が示されているが、Johnson の式、Yeh の式を除けば、推測値と実験値の一致は悪い。特に、低蒸気流速あるいは低ボイド率で、推測値と実験値の一致は悪い。例えばNicklin の式では、見掛けの蒸気流速が  $1.0 \text{ m/s}$  の場合、推測値は実験値の約  $170\%$  で、 $+70\%$  の誤差があり、見掛けの蒸気流速が  $1.0 \text{ m/s}$  以下の場合誤差はさらに大きくなる。

このように再冠水時の炉心内流動状況のボイド率の推測には、どのような相関式を使用するか、その選択に充分注意をする必要がある。不用意に相関式を選択して使用した場合、 $70\%$  の誤差が入り込む可能性がある。

Fig. 4.5 の比較の仕方には次のような問題がある。

① 我々の実験データは、テスト部のエレベーションが  $1.8 \text{ m}$  から  $2.8 \text{ m}$  の間の区間の測定結果によっている。区間長  $1 \text{ m}$  の間では、その下端と上端の間ではかなり状態が変化している可能性がある。この区間内の局所的な状態量を平均化する仕方に問題がある。

② ボイド率が小さい領域では、加速損失・摩擦損失が無視しえなくなる場合がある。加速損失・摩擦損失を無視することは、ボイド率を過小評価することになる。即ち、ボイド率が大きい領域では現実のボイド率はさらに大きい筈である。この点については、次項で評価する。

以上の問題点はあるが、上述のように相関式によるボイド率の推測値と実験値との一致はよくない。その理由の一つに、対象としているテスト部形状が、従来対象とされていたテスト部形状に比べ異なっていることがあろう。即ち、従来の単一管形状に比べ、バンドル形状であること、また担当直径も従来対象とされてきた管径にくらべ、かなり小さいという相違がある。Fig. 4.5 中の相関式のなかでバンドル形状を対象にしたものは、Yeh の式および Griffice の式のみである。もう一つの理由は、流体流速特に液相の流速が  $1.0 \sim 6.0 \text{ cm/s}$  のように非常に小さいことである。Fig. 4.5 中の相関式のなかで、Johnson 式、Behringer 式は静止水をも対象としており、再冠水解析で対象とする液相流速に近い。また、Yeh 式も低流速を対象としている。

従来の相関式のなかでは、Yeh の式が再冠水過程のボイド率を比較的よく推測できる。見掛けの蒸気流速が、 $1.0 \text{ m/s} \sim 5.0 \text{ m/s}$ 、ボイド率が  $0.4 \sim 0.8$  の範囲では、 $\pm 20\%$  の誤差範囲内で推測できている。再冠水時の炉心内流動状況のボイド率予測には、Yeh の式が推奨できる。

#### 4.4 加速損失，摩擦損失の評価

円管内の二相流では、流体の流速が非常に小さい場合、摩擦による圧力損失は小さくなり、そのため差圧の測定結果からボイド率を推測することが可能になる。我々が対象にしている再冠水過程は、炉心への冷却水の注入速度が小さく、炉心差圧の測定結果からボイド率を推測することができる可能性が強い。このような推測のもとに以上の検討を行って来た。しかしながら、厳密には炉心差圧には、ボイド率に関係する位置損失のほか、加速損失、摩擦損失が含

まれる。従って、今まで加速損失，摩擦損失を無視して来たことになる。この仮定による誤差を以下に評価してみる。

今、炉心への注水開始後充分時間が経過した後を考えれば、その時炉心ではヒーターの崩壊による熱出力のみが冷却水に供給される。冷却水は供給された熱量により昇温し、さらに蒸気に相変化する。ここで発生する蒸気の量は、熱出力により決められる。このような状況における任意の区間の圧力損失は次式で表わせる。

$$dP = dP_z + dP_a + dP_f \quad \text{.....⑤}$$

ここで、第1項は位置損失，第2項は加速損失，第3項は摩擦損失である。そして

$$-dP_a = \frac{\gamma U dU}{g} = \frac{G}{g} \left( \frac{dV}{A} \right) = \frac{G}{g} \left( \frac{dQ}{r \gamma_g A} \right) \quad \text{.....⑥}$$

$$-dP_f = \lambda \gamma \left( \frac{U^2}{2g} \right) \left( \frac{1}{d} \right) dZ = \lambda G \left( \frac{U}{2gd} \right) dZ \quad \text{.....⑦}$$

$$-dP_z = \{ \gamma_g \alpha + \gamma_l (1-\alpha) \} dZ \quad \text{.....⑧}$$

$-dP_a$ 、 $-dP_f$  のオーダーをみるために、再冠水過程で冷却水注入速度，線出力の効果が最大になると考えられる次の条件で、単位長当りの水頭を計算してみる。

相当直径	1 2 6 mm
流路面積	1.2 4 cm <sup>2</sup>
冷却水注入速度	5 cm/s
線出力	2.5 KW/m

従って  $\frac{dQ}{dZ} = 0.60 \text{ Kcal/m} \cdot \text{s}$

(1)  $U = 10 \text{ m/s}$ 、 $\lambda < 0.02$  の時

$$-\frac{1}{\gamma_l} \frac{dP_a}{dZ} = 0.02 \frac{\text{m}}{\text{m}} (4 \text{ ata}), 0.07 \frac{\text{m}}{\text{m}} (1 \text{ ata})$$

$$-\frac{1}{\gamma_l} \frac{dP_f}{dZ} = 0.04 \frac{\text{m}}{\text{m}} (4 \text{ ata}), 0.13 \frac{\text{m}}{\text{m}} (1 \text{ ata})$$

(2)  $U = 5 \text{ m/s}$ 、 $\lambda < 0.02$  の時

$$-\frac{1}{\gamma_l} \frac{dP_a}{dZ} = 0.02 \frac{\text{m}}{\text{m}} (4 \text{ ata}), 0.07 \frac{\text{m}}{\text{m}} (1 \text{ ata})$$

$$-\frac{1}{\gamma_1} \frac{dP_f}{dZ} = 0.01 \frac{m}{m} (4 \text{ ata}), 0.03 \frac{m}{m} (1 \text{ ata})$$

系圧力が低く、 $U \geq 10 \text{ m/s}$ では誤差は無視しえなくなるが、系圧力が4 ataの場合  $U \leq 10 \text{ m/s}$ では、加速損失、摩擦損失を無視した時のボイド率におよぼす誤差は絶対誤差で表示して0.06以下であり、小さい。

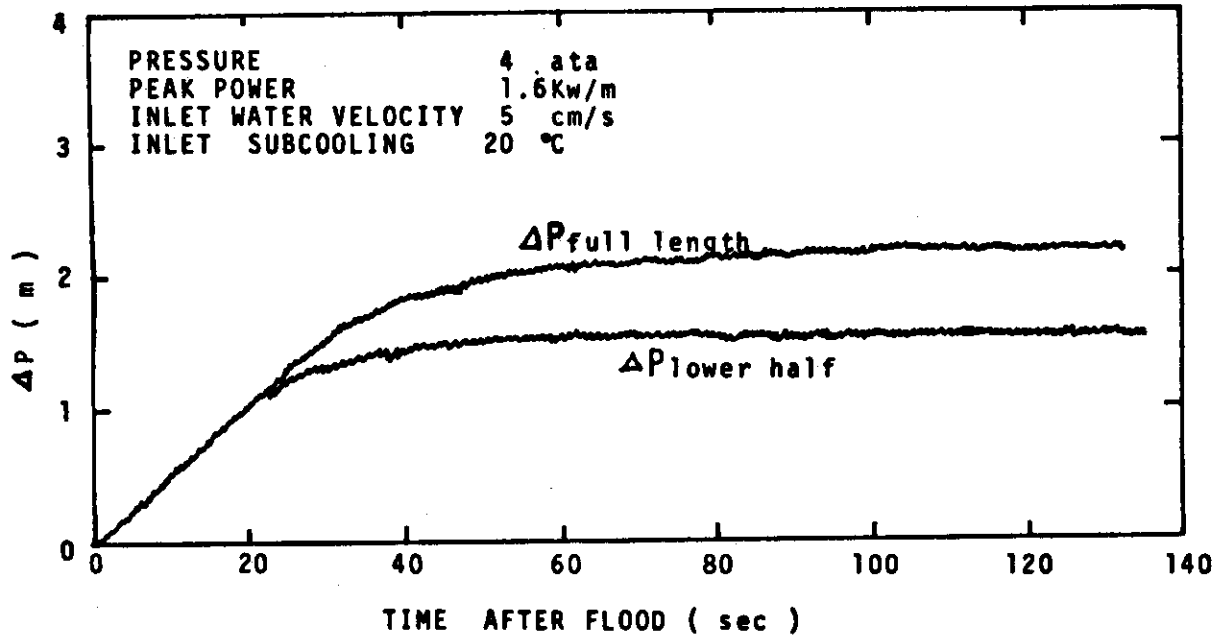


Fig. 4.1 Measured Transient Behavior of Pressure Differences across Full Test Section,  $\Delta P_{full\ length}$ , and Lower Half of Test Section,  $\Delta P_{lower\ half}$

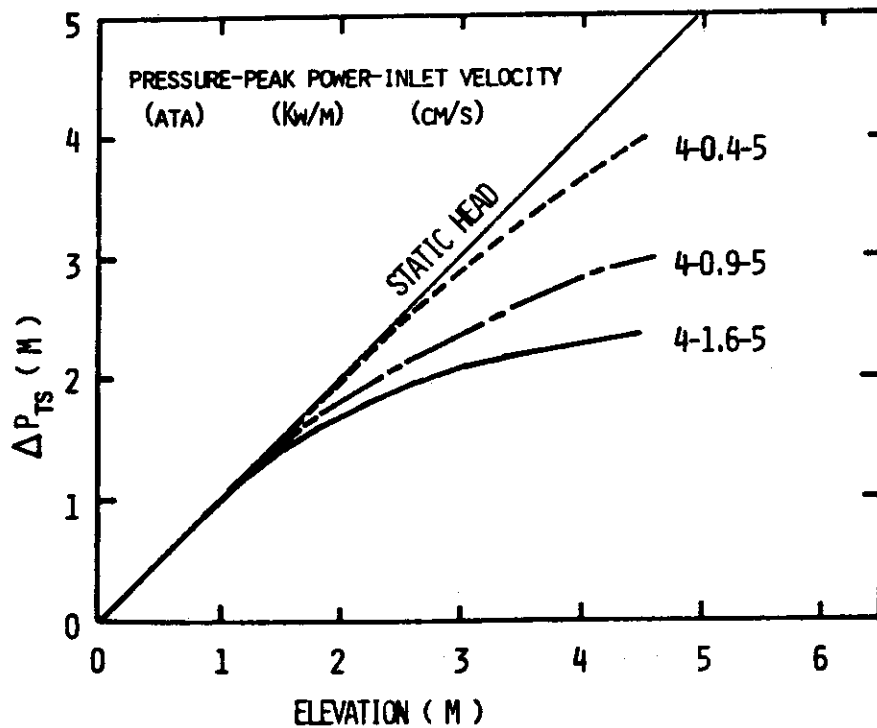


Fig. 4.2 Influence of Peak Power on Axial Pressure Difference Distribution

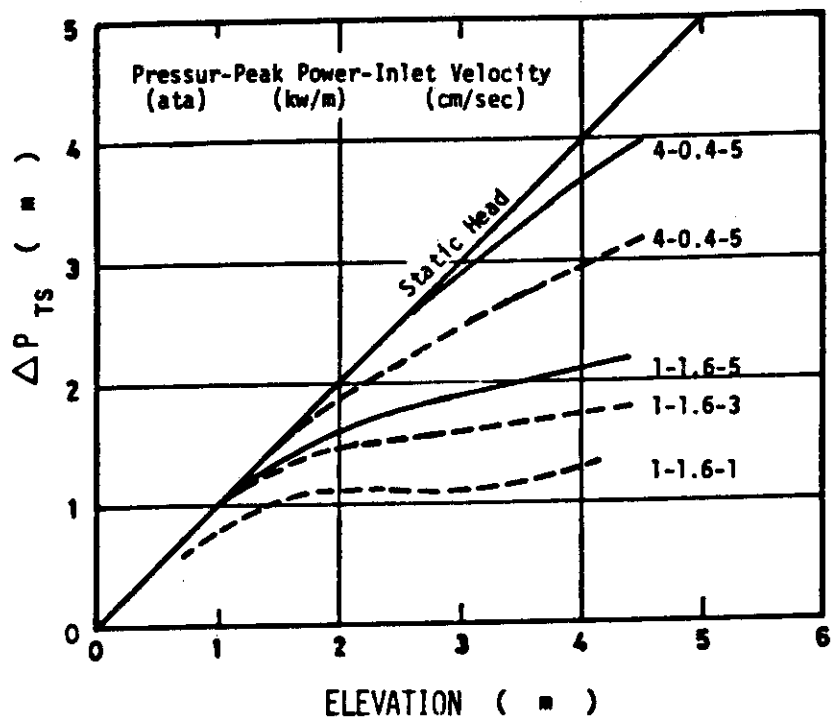


Fig. 4.3 Influence of Inlet Velocity on Axial Pressure Difference Distribution

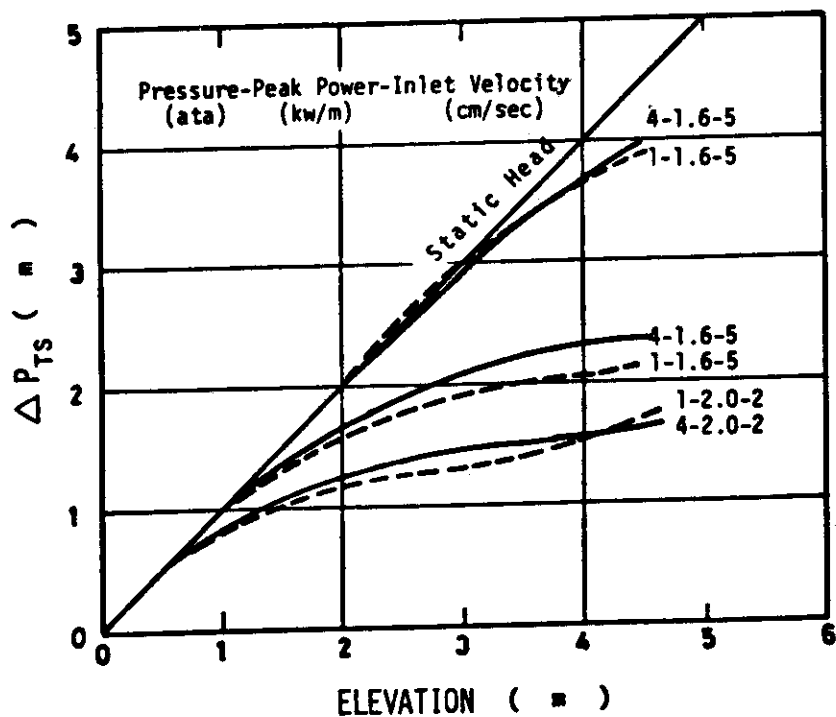


Fig. 4.4 Influence of Pressure on Axial Pressure Difference Distribution

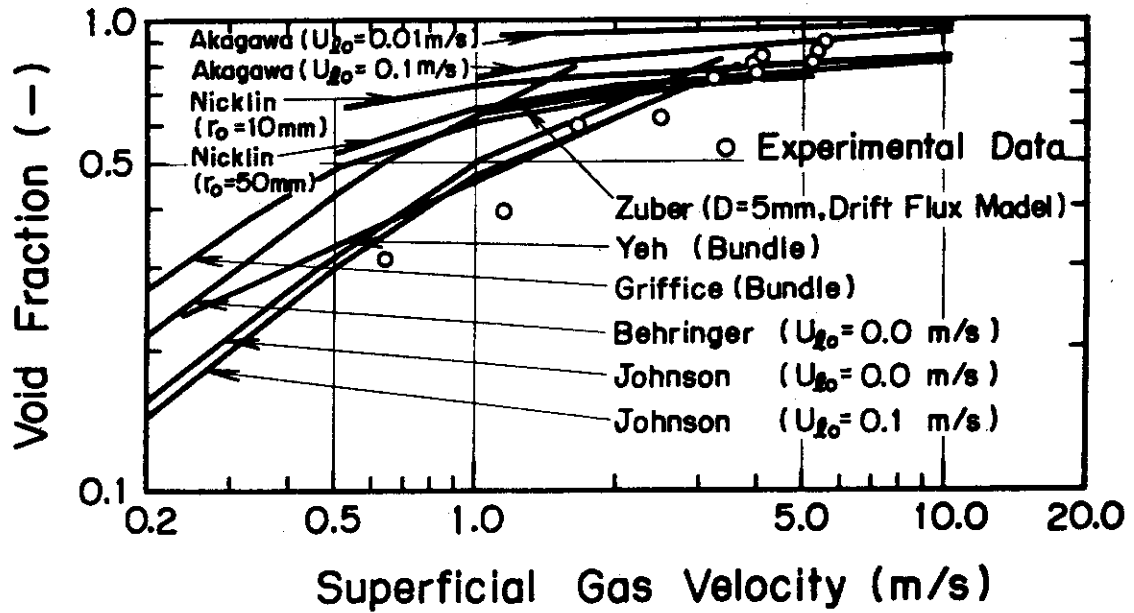


Fig. 4.5 Comparison of Void Fraction between Experimental Date and Data Calculated by Previous Correlations

## 5. REFLA-1Dによる炉心差圧の計算

### 5.1 実験結果と計算結果の比較

REFLA-2Dによる炉心差圧の計算結果によれば、最終的に定常状態になる。定常状態での実験結果と計算結果をFig. 5.1に示す。下流程単位長さ当りの圧力損失が小さい傾向は実験結果・計算結果とも一致している。熱出力が小さい程、冠水速度が小さい程あるいは系圧力が小さい程炉心差圧が小さい傾向は実験結果・計算結果とも一致している。このように定性的な傾向は一致しているものゝ、定量的には両者の一致はよくない。特に下流で相違がはなはだしく、計算結果は著しく小さい。

Fig. 5.2に別の体系の実験であるFLECHT<sup>(5)</sup>の実験結果とREFLA-1Dの計算結果の比較を示す。こゝで、FLECHT実験では炉心出力は時間と共に変化し、そのため炉心差圧は定常値をとらないが、炉心の大部分がクエンチし、出力の変化率も小さい注水開始後300秒を代表時刻としその時刻の値を示してある。前図と同様に、計算結果は実験結果に比べ小さい。

このように、REFLA-1Dによる再冠水時の炉心差圧の計算結果は実験値と合っておらず、評価を改善する必要がある。以下に、評価法の変更について述べる。

### 5.2 位置損失見積り式の修正

炉心差圧の実験結果と計算結果との間に著しい相違が生じる原因を調べるために、どの領域で相違が生じているかを調べる。Fig. 5.3, Fig. 5.4に示すように、 $x \geq 0$ の領域で差が現われる。この領域は、REFLA-1DではTransition Flow Regime, Bulk Boiling Regimeとして扱われている。この領域における圧力損失の各要因の寄与率を調べてみると位置損失が大部分であり、加速損失、摩擦損失は非常に少ない。このようなことから、この領域の位置損失見積りに採用しているLockhart-Martinelli式<sup>(6)</sup>に問題があることが推定される。

Fig. 4.5の結果によれば、再冠水時のボイド率予測にはYehの式が実験値と合っている。このため、 $x \geq 0$ の領域の位置損失見積りに使用してきたLockhart-Martinelli式に変えて、Yehの式を使用して炉心差圧を計算し、評価してみる。

### 5.3 位置損失見積り式修正後の計算結果と実験結果の比較

#### 5.3.1 定常状態の炉心差圧の比較

位置損失見積り式修正後のREFLA-1Dによる炉心差圧計算結果と実験結果の比較をFig. 5.5に示す。図にみられるように両者はかなりよく一致している。

Fig. 5.6は炉心全体がクエンチした後(たゞしFLECHTのデータについては注水後300

sec)における計算結果と実験結果を、原研・FLECHTの各々の場合について、点綴したものである。炉心全体がクエンチした後は、炉心への熱入力、炉心各部差圧は一定となり、定常状態となる。実験結果と計算結果は約 $\pm 15\%$ の誤差範囲内で一致している。このように炉心全体がクエンチした後の炉心差圧を $\pm 15\%$ の誤差範囲内で見積ることができる。

### 5.3.2 過渡状態の炉心差圧の比較

Fig. 5.7～Fig. 5.9に位置損失見積り式修正後のREFLA-1Dによる炉心差圧計算結果と実験結果の比較を示す。沸騰開始直後の炉心差圧見積りに若干問題があるものの比較的よく一致している。

Fig. 5.10はクエンチ点が進行中の過渡時の計算結果と実験結果を、原研とFLECHTの各々の場合について、点綴したものである。クエンチ点が進行している間は、炉心への熱入力は一定とならず、かつ炉心各部差圧も一定とならず過渡状態となる。クエンチフロントの進行等熱的要因による誤差を含むためFig. 5.6程精度はよくないが、それでも $\pm 40\%$ の誤差範囲内で一致している。



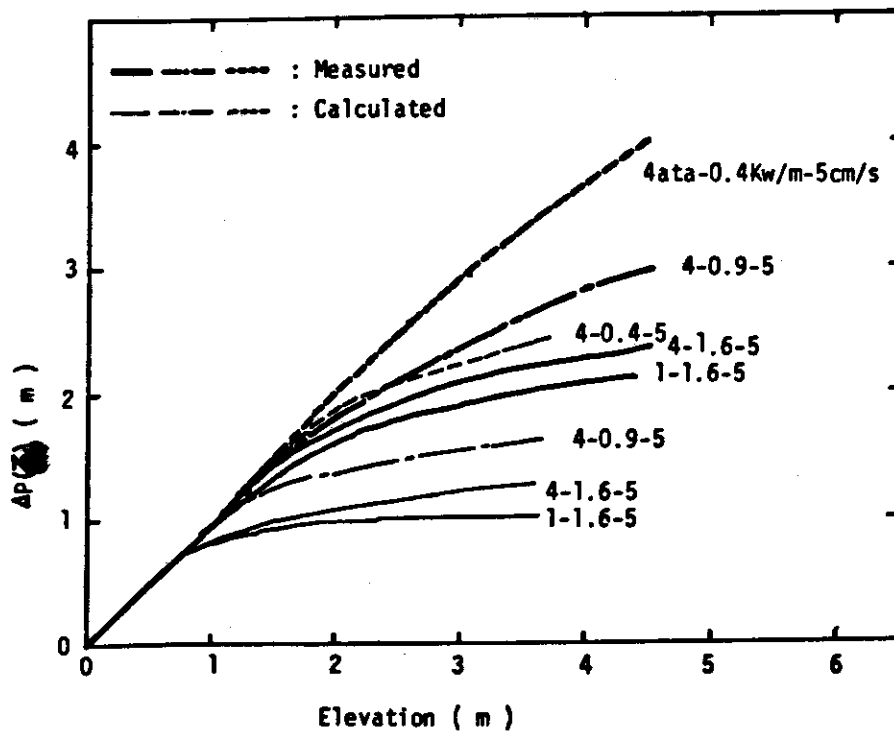


Fig. 5.1 Comparison of Axial Pressure Distributions between Experimental Data by JAERI and Calculated Data by REFLA-1D for Using Lockhart-Martinelli's Void Fraction Correlation

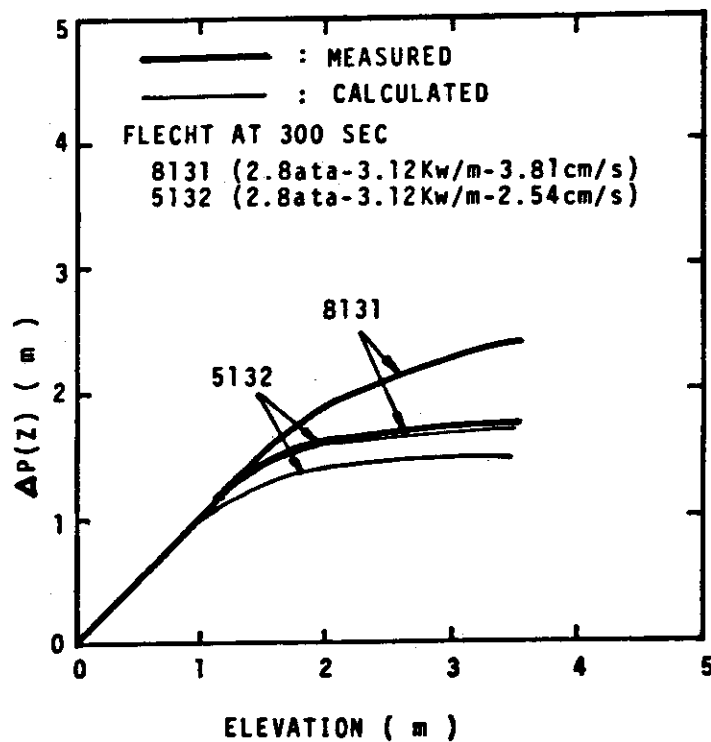


Fig. 5.2 Comparison of Axial Pressure Difference Distributions between Experimental Data by FLECHT and Calculated Data by REFLA-1D for Using Lockhart-Martinelli's Void Fraction Correlation

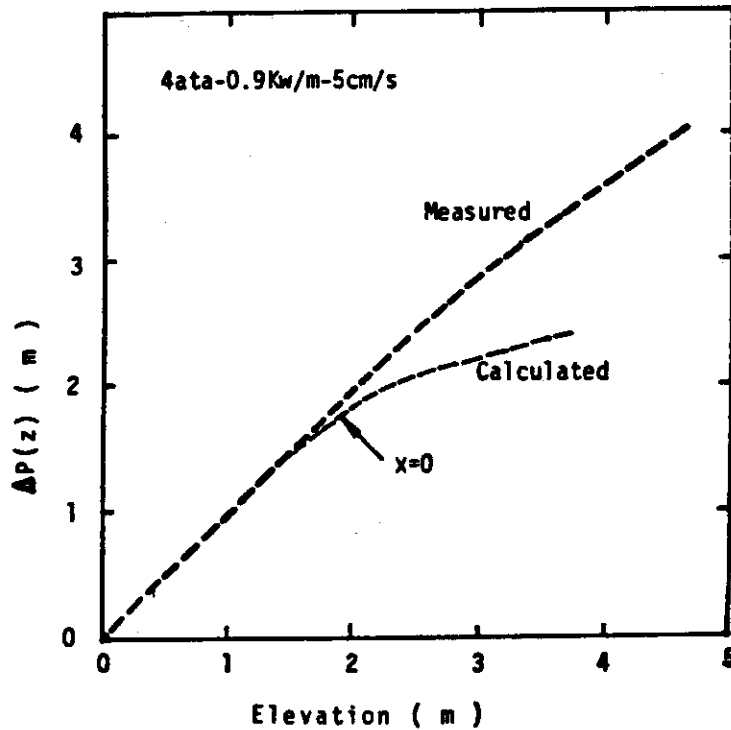


Fig. 5.3 Comparison of Axial Pressure Difference Distributions between Experimental Data and Calculated Data Using Lockhart-Martinelli's Void Fraction Correlation for Showing Discrepancy Initiation Elevation

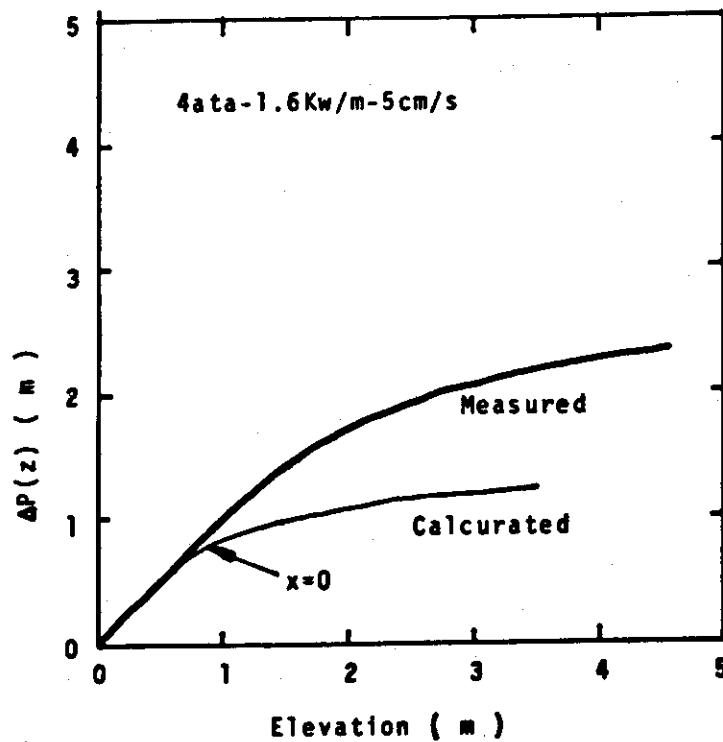


Fig. 5.4 Comparison of Axial Pressure Difference Distribution between Experimental Data and Calculated Data Using Lockhart-Martinelli's Void Correlation for Showing Discrepancy Initiation Elevation

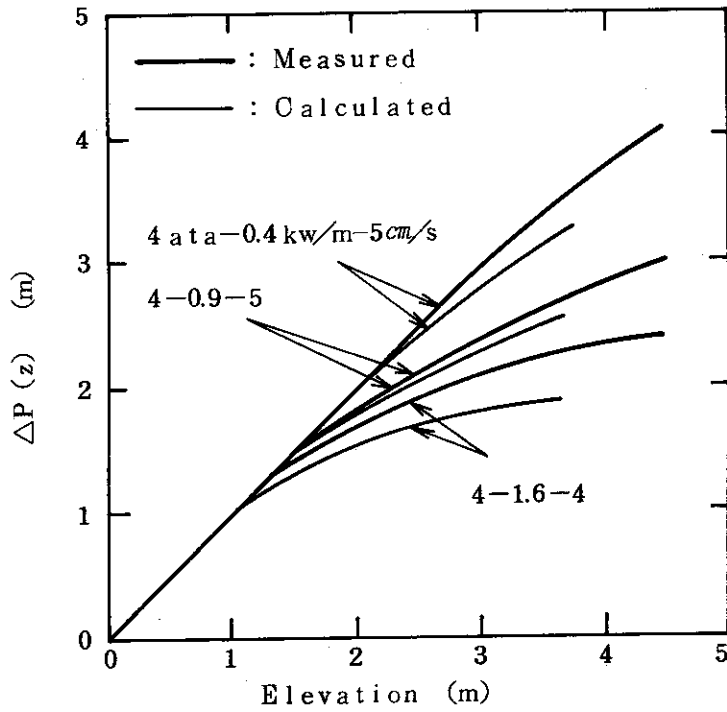


Fig. 5.5 Comparison of Axial Pressure Difference Distributions between Experimental Data and Calculated Data Using Yeh's Correlation

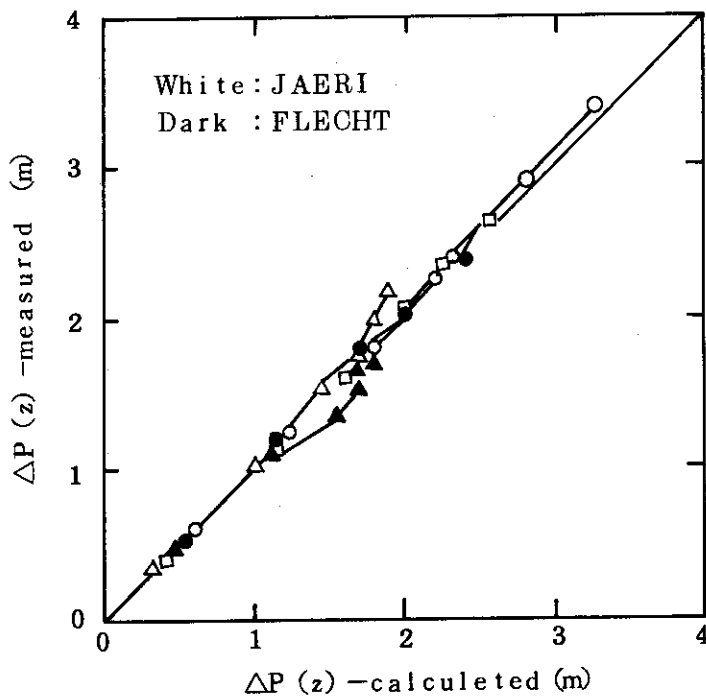


Fig. 5.6 Comparison of Axial Pressure Difference distributions between Experimental Data and Calculated Date by REFLA-1D, Using Yeh's Correlation (STEADY)

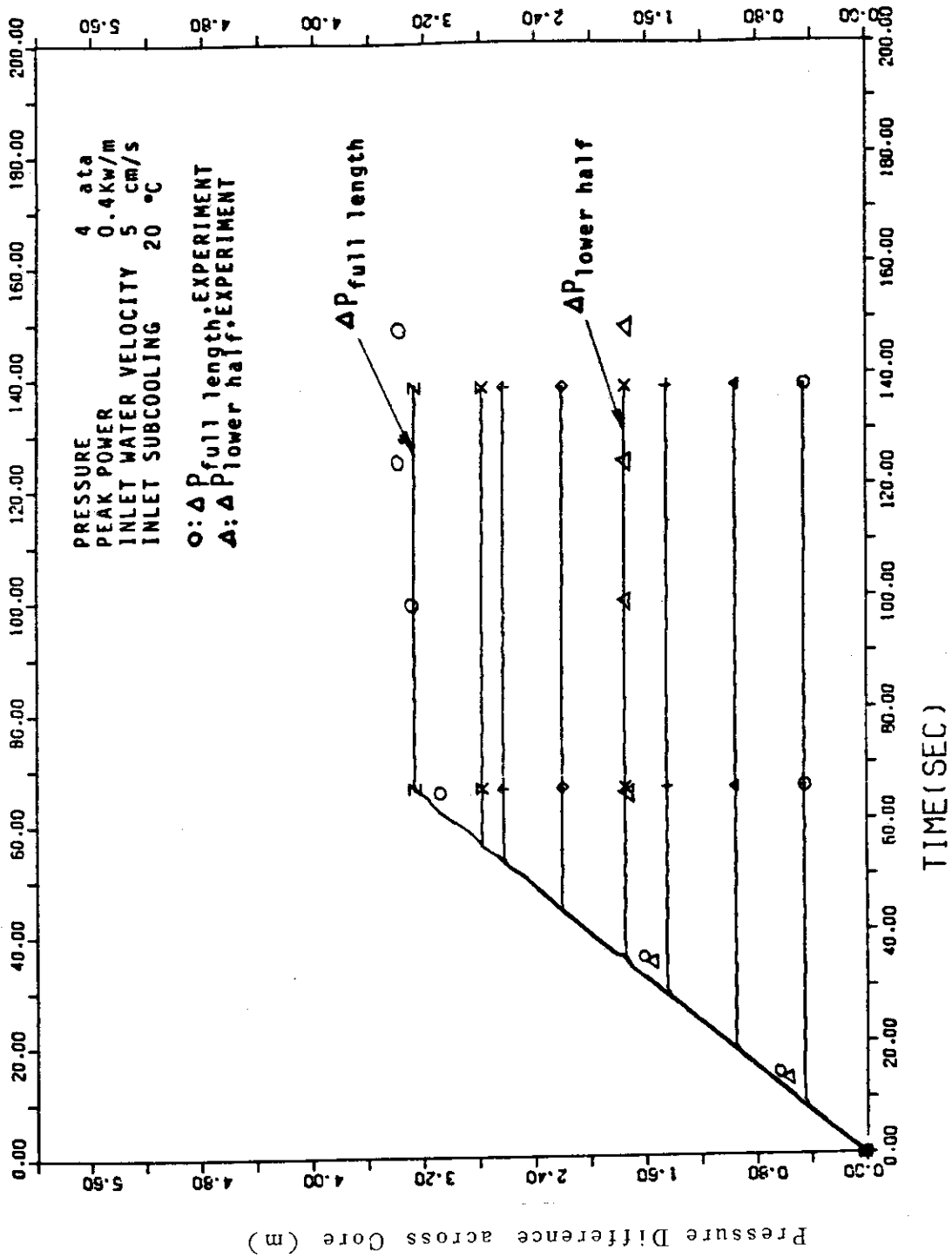


Fig. 5.7 Pressure Difference across Core Calculated by REFLA-1D, Using Yeh's Correlation

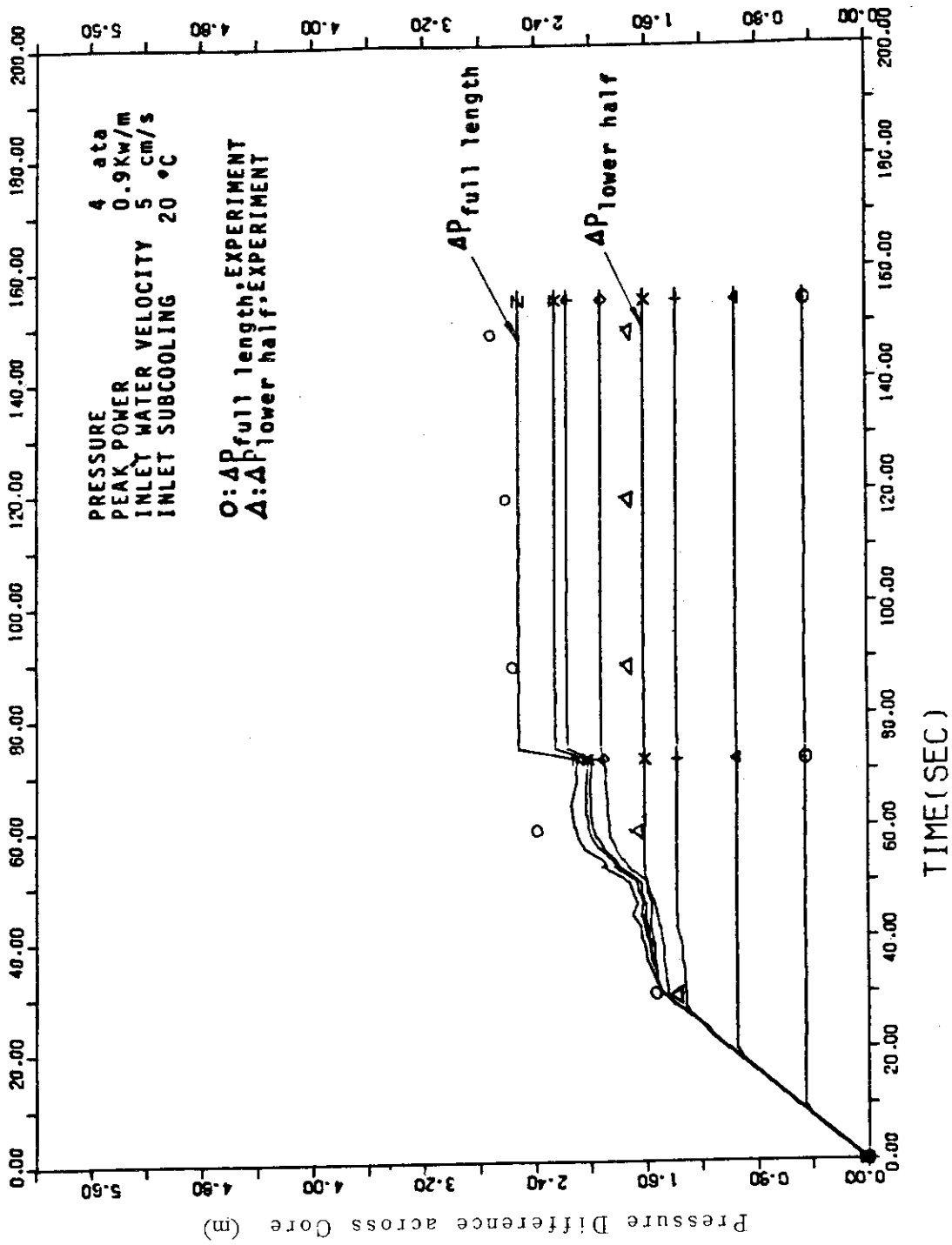


Fig. 5.8 Pressure Difference across Core Calculated by REFLA-1D, Using Yeh's Correlation

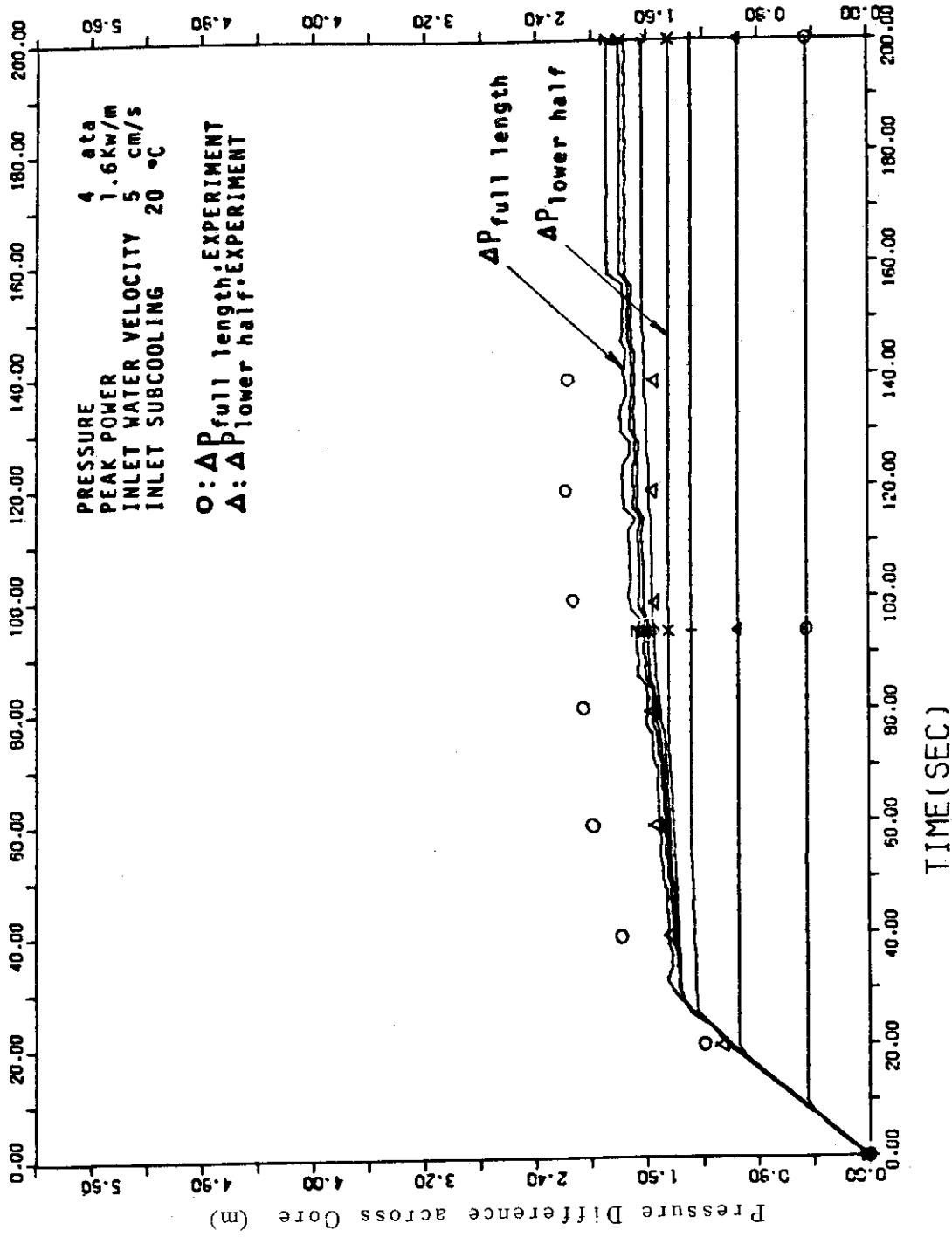


Fig. 5.9 Pressure Difference across Core Calculated by REFLA-1D, Using Yeh's Correlation

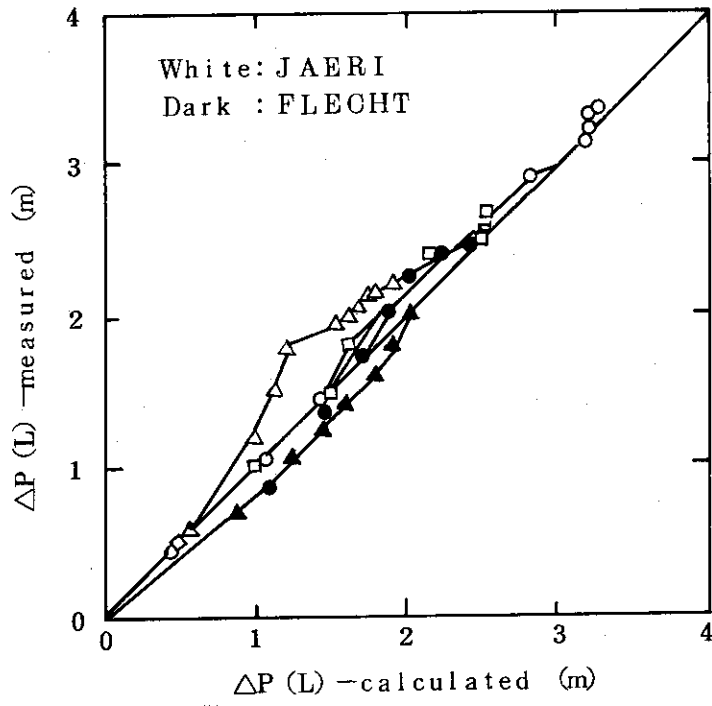


Fig. 5.10 Comparison of Pressure Differences across Core between Experimental Data and Calculated Data by REFLA-1D, Using Yeh's Correlation (TRANSIENT)

## 6. 結 論

(1) 再冠水時の炉心におけるボイド率に関する実験データを得た。得られた実験データと、Akagawa の式、Nicklin の式、Zuber の式、Yeh の式、Griffice の式、Behringer の式、Jhonson の式の諸ボイド率推測式による推測値とを比較してみた。

同じ見掛けの蒸気流速について実験値と推測値とを比較すると、Akagawa, Zuber, Nicklin, Griffice の諸式によるボイド率の推測値は非常に大きくなることがわかった。例えば Nicklin の式では、見掛けの蒸気流速が  $1 \text{ m/s}$  の場合、約  $+70\%$  の誤差がある。

このように、見掛け水流速  $1 \text{ cm/s} \sim 5 \text{ cm/s}$ 、見掛け蒸気流速が  $1 \text{ m/s} \sim 6 \text{ m/s}$ 、圧力  $1 \text{ ata} \sim 4 \text{ ata}$  の範囲の再冠水時の炉心におけるボイド率の推測には、Yeh の式以外は不適當であることがわかった。

(2) 従来の相関式のなかでは、Yeh の式が再冠水時のボイド率を比較的よく推測できた。見掛けの蒸気流速が、 $1 \text{ m/s} \sim 5 \text{ m/s}$ 、ボイド率が  $0.4 \sim 0.8$  の範囲では  $\pm 20\%$  の誤差範囲内で推測できている。再冠水時の炉心におけるボイド率の推測には、Yeh の式が推奨される。

(3) Yeh の式を再冠水時の炉心熱水力解析コード REFLA-1D と組合わせて、Yeh の式を再冠水解析に使用した時の問蔵点の摘出と妥当性の評価を行うために、計算を行った。

計算結果によれば炉心が全てクエンチした後の炉心差圧を  $\pm 15\%$  の誤差範囲内で見積ることができた。クエンチ点が進行中の炉心差圧の見積りは、炉心が全てクエンチした後の見積りに比べ実験値との一致は悪く、 $\pm 40\%$  の差がある。クエンチ点が進行中の影響の評価が今後の課題である。



## References

1. N.Zuber and J.A.Findley, "Average Volumetric Concentration in Two Phase Flow Systems", Trans ASME, Ser.C, 87-4, 1965
2. Y.Murao, T.Iguchi, T.Sudoh, Y.Sudo, J.Sugimoto, Y.Niitsuma and K.Hirano, "Report on Series 5 Reflood Experiment", JAERI-M 7383, 1977
3. J.Sugimoto, Y.Murao, T.Iguchi, T.Sudoh, Y.Sudo, Y.Niitsuma Y.Fukaya and K.Hirano, "Data Report on Series 5 Reflood Experiment", JAERI-M 7450, 1978
4. Y.Murao, "An Analytical Study of the Thermo-Hydrodynamic Behavior of the Reflood-Phase During a LACA", KFK 2545, 1977
5. E.R.Rosal, et al., "FLECHT Low Flooding Rate Cosine Test Series Data Report", WCAP 8651, 1975
6. R.W.Lockhart and R.C.Martinelli, "Proposed Correlation of Data for Two-Component Flow in Pipes", Chem-Eng.Prog., 45, P39, 1949
7. J.P.Cunningham, Hsu-Chieh Yeh, "Experiments and Void Correlation for PWR Small-Break LOCA Conditions", Trans.Am.Nucl.Soc., 17, P369, 1973
8. D.J.Nicklin et al., "Two-Phase Flow in Vertical Tubes", Trans.Inst.of Chem.Engrs., 40, P61, 1962
9. N.Zuber and J.A.Findley, "Average Volumetric Concentration in Two Phase Flow Systems", Trans.ASME, Ser.C, 87-4, 1965
10. P.Griffice, "The Prediction of Low-Quality Boiling Voids", Trans.ASME., Ser.C, 86, 1964, P.327
11. K.Akagawa, "The Flow of the Mixture of Air and Water, II The Relative Velocity in Horizontal, Inclined and Vertical Tubes", Trans.of Japan Soc.of Mech.Engrs., 23, P285, 1957
12. D.Behringer, VDI-Forschungsheft, 365B 4 (1934)
13. H.A.Jhonson and A.H.Abou-Sabe, "Heat Transfer and Pressure Drop for Turbulent Flow of Air-Water Mixture in a Horizontal Pipe", Trans.ASME, 74, 6, P977 (1952)