

JAERI-M

9395

BWRの大幅な圧力変化時における  
炉水位挙動の推定法

1981年3月

横林 正雄・石塚 信

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.

BWRの大幅な圧力変化時における炉水位挙動の推定法

日本原子力研究所東海研究所安全解析部

横 林 正 雄・石 塚 信<sup>+</sup>

(1981年2月6日受理)

BWRにおいては、炉心および上部プレナムの冷却材に多量のボイドが含まれているため、圧力変化などからボイド量の増減によるダウンカマの自由水面水位の変化が顕著である。蒸気弁の開固着、給水ポンプトリップなどにより、原子炉に対するマスバランスの非平衡が生じると原子炉圧力の低下からボイド量が急増し、ダウンカマ側のメータ水位とボイドを含んだ水位との差が大きくなるため、主蒸気隔離弁等を全閉したとき水位がどこまで低下するかを推定することは非常に難しい。そこでこのような場合の水位低下幅を定性的かつ定量的に把握する方法を放出量と圧力の関係に注目して検討し、新しいパラメータ「実効増加ボイド量」を考案した。このパラメータを用いると初期運転条件と原子炉圧力の低下幅とから水位低下幅を推定することができる。

---

+ 動力試験炉部

Estimation Method of Water Level Behavior in the Case of  
Large Pressure Change in a BWR

Masao YOKOBAYASHI and Makoto ISHIZUKA<sup>+</sup>

Division of Reactor Safety Evaluation,  
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received February 6, 1981)

In a BWR, coolant of core and upper plenum involves so much void volume that free surface level change at downcomer is conspicuous owing to increase and decrease of void volume influenced by pressure change.

When mass balance in a reactor vessel becomes non-equilibrium due to steam valve stuck open or feedwater pump trip, difference between liquid level and mixture level becomes very large because of void increased due to depressurization. Therefore, it is very difficult to estimate changes in water level after void exclusion by isolation valve closure etc. So a new parameter "effective increased void volume" was contrived to estimate water level in the occurrence of above mentioned phenomena, as a result of consideration about relation between discharged mass and reactor pressure. Degree of water level change under initial operating conditions and reactor pressure change can be estimated by using this parameter.

Keywords: BWR, Effective Increased Void Volume, Valve Stuck Open,  
Feedwater Pump Trip, Liquid Level, Mixture Level

---

<sup>+</sup> Division of JPDR, Tokai Research Establishment, JAERI

目 次

1. 緒 言 .....	1
2. 蒸気流量増大時の水位挙動 .....	1
3. 給水流量減少時の水位挙動 .....	3
4. 検討及び結論 .....	4
参考文献 .....	4

Contents

1. Introduction .....	1
2. Water Level Behavior under the Increase in Steam Flow .....	1
3. Water Level Behavior under the Decrease in Feedwater Flow .....	3
4. Discussion and Conclusion .....	4
References .....	4

## 1. 緒 言

BWRにおいては、炉心および上部プレナムの冷却材に多量のボイドが含まれているため、圧力変化などによるボイド量の増減からダウンカマの自由水面水位の変化が顕著である。通常の定格運転状態から全ボイドが消滅してもかなりの水位低下がみられる。さらに蒸気弁の急開などにより原子炉に対するマスバランスの非平衡が生じると著しい水位低下の現象が発生する。このような場合は原子炉圧力の低下によりフラッシングボイドが急増し、ダウンカマ水位のメーター水位（水頭水位）とボイドを含んだ水位との差が大きくなるため、主蒸気隔離弁等を全閉したとき水位がどこまで低下するかを予測するには極めて困難である。JPDR-II（Japan Power Demonstration Reactor-II）ではタービンバイパス弁の故障（開固着）による急激な蒸気流量の増大から、その後の隔離弁閉塞に伴ってダウンカマ側水位が著しく低下し「水位異常低」の信号発生レベル以下になる現象が発生している。そこでこのような場合に水位がどこまで低下するかをJPDR-IIを例にとり定量的に把握する方法を放出量と原子炉圧力の関係に注目して検討し、新しいパラメータを考案した。このパラメータを用いると初期出力と圧力低下幅とから水位低下幅を知ることができる。またこのダウンカマ水位の低下幅から、再循環ポンプがトリップしたとき、炉心シュラウド側水位がどこまで低下するかを知ることができる。

本報告書では1章で緒言、2章で蒸気流量が増大した場合の水位の挙動と新しいパラメータの求め方について、3章ではこれを給水流量が減少したときについて、4章ではこれらの結果の検討及び結論をのべている。

## 2. 蒸気流量増大時の水位挙動

原子炉から蒸気又は水が放出された場合の放出量と原子炉圧力との関係をFig. 1に示す。これはJPDR-IIの定格運転時の蒸気、飽和水、未飽和水を分離して図のような簡易モデルを作り、吸発熱はないものとして蒸気又は水を色々な放出流量で計算した結果である。これにより原子炉圧力は放出流量にはよらず、その積分量である放出量によって一意に決定されることがわかった。約 $57 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{a}$ で圧力降下の傾きが変化しているのは、未飽和水が飽和状態になったことを表わしている。また、蒸気が放出された場合と水が放出された場合とでは、同じ放出量に対し蒸気の方が約10倍圧力降下が早くなっている。これは蒸気の比容積、エンタルピが水のそれよりかなり大きいことによる。簡易モデルの詳細は文献(1)の3.6節に述べられている。なおJPDR-IIの諸元をTable 1に示す。

しかし出力状態では、発熱量、給水流量、再循環流量の影響により、発熱は原子炉圧力を上昇させる方向に、給水流量はエンタルピが低いいため圧力を下降させ、また再循環流量の低下は圧力の低下をもたらすなどの現象を考慮しなければならない。さらに、残存水量は放出量と放出によ

## 1. 緒 言

BWRにおいては、炉心および上部プレナムの冷却材に多量のボイドが含まれているため、圧力変化などによるボイド量の増減からダウンカマの自由水面水位の変化が顕著である。通常の定格運転状態から全ボイドが消滅してもかなりの水位低下がみられる。さらに蒸気弁の急開などにより原子炉に対するマスバランスの非平衡が生じると著しい水位低下の現象が発生する。このような場合は原子炉圧力の低下によりフラッシングボイドが急増し、ダウンカマ水位のメーター水位（水頭水位）とボイドを含んだ水位との差が大きくなるため、主蒸気隔離弁等を全閉したとき水位がどこまで低下するかを予測するには極めて困難である。JPDR-II（Japan Power Demonstration Reactor-II）ではタービンバイパス弁の故障（開固着）による急激な蒸気流量の増大から、その後の隔離弁閉塞に伴ってダウンカマ側水位が著しく低下し「水位異常低」の信号発生レベル以下になる現象が発生している。そこでこのような場合に水位がどこまで低下するかをJPDRを例にとり定量的に把握する方法を放出量と原子炉圧力の関係に注目して検討し、新しいパラメータを考案した。このパラメータを用いると初期出力と圧力低下幅とから水位低下幅を知ることができる。またこのダウンカマ水位の低下幅から、再循環ポンプがトリップしたとき、炉心シュラウド側水位がどこまで低下するかを知ることができる。

本報告書では1章で緒言、2章で蒸気流量が増大した場合の水位の挙動と新しいパラメータの求め方について、3章ではこれを給水流量が減少したときについて、4章ではこれらの結果の検討及び結論をのべている。

## 2. 蒸気流量増大時の水位挙動

原子炉から蒸気又は水が放出された場合の放出量と原子炉圧力との関係をFig. 1に示す。これはJPDR-IIの定格運転時の蒸気、飽和水、未飽和水を分離して図のような簡易モデルを作り、吸発熱はないものとして蒸気又は水を色々な放出流量で計算した結果である。これにより原子炉圧力は放出流量にはよらず、その積分量である放出量によって一意に決定されることがわかった。約 $57 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{a}$ で圧力降下の傾きが変化しているのは、未飽和水が飽和状態になったことを表わしている。また、蒸気が放出された場合と水が放出された場合とでは、同じ放出量に対し蒸気の方が約10倍圧力降下が早くなっている。これは蒸気の比容積、エンタルピが水のそれよりかなり大きいことによる。簡易モデルの詳細は文献(1)の3.6節に述べられている。なおJPDR-IIの諸元をTable 1に示す。

しかし出力状態では、発熱量、給水流量、再循環流量の影響により、発熱は原子炉圧力を上昇させる方向に、給水流量はエンタルピが低いいため圧力を下降させ、また再循環流量の低下は圧力の低下をもたらすなどの現象を考慮しなければならない。さらに、残存水量は放出量と放出によ

る圧力低下から生ずる比容積の減少によって残存水体積はさらに減少する。この体積変化分は次式で表わすことができる。

$$\Delta V(P) = \Delta V(P) + (V^* - \Delta V(P^*)) \left\{ 1 - \frac{v_f(P)}{v_f(P^*)} \right\}$$

ここで  $V^*$  : 初期の水の体積

$\Delta V$  : 蒸気放出により蒸発した水の体積

$P^*$  : 初期圧力

$P$  :  $\Delta V$  放出したときの圧力

$v_f$  : 水の比容積

フラッシングにより発生した蒸気の水中帯在時間は、ボイド量により異なる。従って放出蒸気流量の割合が異れば水中に含まれるボイド量は異ってくる。しかし蒸気放出により降下した圧力が同じ時点では放出割合が異っても放出量が等しいために初期運転状態が等しければ、水中に含まれるボイド量は異なるが、残存水量が等しいことからボイド消滅時の水位は等しくなる。即ち、この場合の増加したボイド量は、実効的に(1)式の $\Delta V$ に相当するもので、放出割合が異なるために水中に存在する種々の増加したボイド量は、炉水位に対しては見せかけの量にすぎない。そこでこの $\Delta V$ を「炉水位に対する実効増加ボイド量」という意味で $\Delta V_{\text{eff}}$ で表わす。

$\Delta V_{\text{eff}}$ を用いれば水中に含まれる全ボイド量と実水位の値から、ボイド消滅時の水位を推定する必要はなく、初期ボイド量と $\Delta V_{\text{eff}}$ の合計量を初期水位から消滅させたときの水位を求めればよい。

JPDR-IIの各出力状態における $\Delta V_{\text{eff}}$ と原子炉圧力との関係をFig. 2, Fig. 3に示す。これは大幅変動用の動特性解析コードJPLEAK<sup>1)</sup>を用いて同一初期条件から蒸気の放出量を種々にかえて計算した結果である。初期出力を25, 50, 75, 100%で再循環流量100%と50%の場合で蒸気放出開始後給水ポンプを停止したのが前者で、初期給水流量を保持させたのが後者である。これは、蒸気放出による急激な圧力降下からフラッシングによるボイド量の急増で水位が著しく上昇し、給水流量を運転員が手動で停止させる可能性があること、自動運転の場合でも水位が高ければ給水流量は低下し、また放出蒸気が給水制御系の蒸気センサーを通るとは限らないことからこのような設定をしている。両者共に再循環流量が多い方が $\Delta V_{\text{eff}}$ が大きくなっている。

JPDR-IIの各出力状態における初期ボイド量をFig. 4に示す。これは動特性解析コードJPDYN-IV<sup>2)</sup>を用いて計算した結果である。初期ボイド量をFig. 2の $\Delta V_{\text{eff}}$ に加えてその和のボイド量を消滅させたときの水位を表わしたのがFig. 5である。この図は例えば出力50%、再循環流量100%の初期状態から、タービンバイパス弁開固着などの故障で蒸気が放出され、主蒸気隔離弁が原子炉圧力 $50 \text{ kg/cm}^2\text{g}$  (初期圧力 $61.5 \text{ kg/cm}^2\text{g}$ )のとき全閉されたとすれば炉水位は約-180 cmまで低下することを表わしている。

計算例としてFig. 6に出力25%、再循環流量50%の初期条件から、蒸気が放出され、それと同時に給水ポンプが停止したときのプラントの応答を示す。原子炉圧力が $50 \text{ kg/cm}^2\text{g}$ まで降下したとき主蒸気隔離弁の閉動作を開始すると約30秒で蒸気の流出は止るが原子炉圧力は約 $47 \text{ kg/cm}^2\text{g}$ まで低下し以後は上昇していく。中性子束は約42秒で水位低信号によるスクラム動



作で減少する。炉水位は蒸気流出による減圧沸騰から上昇するが主蒸気隔離弁全閉による急激なボイド減少から低下し約43秒で「水位低」レベルに、約55秒で「水低異常低」レベルに到達する。後者のレベルに達したことにより再循環ポンプはトリップし約93秒から炉心シュラウド内の冷却水が逆流し炉心シュラウド内側の水位（ボイドを含む）と外側の水位とはほぼ等しくなる。この状態で燃料は、水面下約1.5mのところ有効長上端が位置しており安全性の面からの問題はない。この場合隔離弁閉後の圧力の最低値は約 $46 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ であり、Fig. 5から求めた水位-180cmとFig. 6の水位最低値とは一致していることがわかる。このような現象が発生したときの給水流量の効果を比較するために、初期の流量を保持させた場合と直ちに停止した場合の圧力と水位の応答をFig. 7に示す。これは初期出力50%、再循環流量100%の場合であるが、給水流量が初期の供給量が確保されれば主蒸気隔離弁閉後もダウンカム側水位は水位低スクラムレベルまで低下しないことがわかる。

### 3. 給水流量減少時の水位挙動

給水ポンプがトリップし、かつ補助給水ポンプの起動にも失敗した場合を想定する。この現象が前章のそれと異なるところは、蒸気流量は増大せず給水流量だけ停止され、従って圧力の低下は大きくないことである。このような場合の $\Delta V_{\text{eff}}$ と原子炉圧力との関係を示したのがFig. 8である。これは再循環流量100%と50%、出力25~100%の初期条件から給水流量を1秒で停止し、蒸気弁開度一定として求めている。その結果、前章の場合に比べ圧力降下が少い割には $\Delta V_{\text{eff}}$ の増加が大きくなっており、特に再循環流量が大きい場合は圧力降下から $\Delta V_{\text{eff}}$ を求めるには誤差が大きくなる危険性がある。しかし再循環流量が少い場合はFig. 2の場合と同様の傾向が現われている。

計算例として出力25%、再循環流量50%の初期状態から給水ポンプを全数トリップさせたときの応答をFig. 9に示す。原子炉圧力が $50 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ まで低下したとき主蒸気隔離弁の閉動作を開始し110秒で全閉している。このためボイド率の減少から水位低下が著しくなり、中性子束は117秒で水位低スクラム、137秒で水位異常低となり再循環ポンプがトリップする。この結果シュラウド内側の水位が下降し約170秒からシュラウド外側の水位とほぼ等しくなる。この場合のダウンカム側水位の低下幅を $\Delta V_{\text{eff}}$ と初期ボイド体積とから求めると、隔離弁全閉時の圧力が約 $49 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{g}$ であるからFig. 4、Fig. 8より両者の和は約 $3 \text{ m}^3$ であり、これは約-180cmに相当し、Fig. 9の結果とほぼ一致している。

作で減少する。炉水位は蒸気流出による減圧沸騰から上昇するが主蒸気隔離弁全閉による急激なボイド減少から低下し約43秒で「水位低」レベルに、約55秒で「水低異常低」レベルに到達する。后者のレベルに達したことにより再循環ポンプはトリップし約93秒から炉心シュラウド内の冷却水が逆流し炉心シュラウド内側の水位（ボイドを含む）と外側の水位とはほぼ等しくなる。この状態で燃料は、水面下約1.5 mのところの有効長上端が位置しており安全性の面からの問題はない。この場合隔離弁閉後の圧力の最低値は約 $46 \text{ kg/cm}^2\text{g}$ であり、Fig. 5から求めた水位-180 cmとFig. 6の水位最低値とは一致していることがわかる。このような現象が発生したときの給水流量の効果を比較するために、初期の流量を保持させた場合と直ちに停止した場合の圧力と水位の応答をFig. 7に示す。これは初期出力50%，再循環流量100%の場合であるが、給水流量が初期の供給量が確保されれば主蒸気隔離弁閉後もダウンカム側水位は水位低スクラムレベルまで低下しないことがわかる。

### 3. 給水流量減少時の水位挙動

給水ポンプがトリップし、かつ補助給水ポンプの起動にも失敗した場合を想定する。この現象が前章のそれと異なるところは、蒸気流量は増大せず給水流量だけ停止され、従って圧力の低下は大きくないことである。このような場合の $\Delta V_{\text{eff}}$ と原子炉圧力との関係を示したのがFig. 8である。これは再循環流量100%と50%、出力25~100%の初期条件から給水流量を1秒で停止し、蒸気弁開度一定として求めている。その結果、前章の場合に比べ圧力降下が少い割には $\Delta V_{\text{eff}}$ の増加が大きくなっており、特に再循環流量が大きい場合は圧力降下から $\Delta V_{\text{eff}}$ を求めるには誤差が大きくなる危険性がある。しかし再循環流量が少い場合はFig. 2の場合と同様の傾向が現われている。

計算例として出力25%、再循環流量50%の初期状態から給水ポンプを全数トリップさせたときの応答をFig. 9に示す。原子炉圧力が $50 \text{ kg/cm}^2\text{g}$ まで低下したとき主蒸気隔離弁の閉動作を開始し110秒で全閉している。このためボイド率の減少から水位低下が著しくなり、中性子束は117秒で水位低スクラム、137秒で水位異常低となり再循環ポンプがトリップする。この結果シュラウド内側の水位が下降し約170秒からシュラウド外側の水位とはほぼ等しくなる。この場合のダウンカム側水位の低下幅を $\Delta V_{\text{eff}}$ と初期ボイド体積とから求めると、隔離弁全閉時の圧力が約 $49 \text{ kg/cm}^2\text{g}$ であるからFig. 4、Fig. 8より両者の和は約 $3 \text{ m}^3$ であり、これは約-180 cmに相当に、Fig. 9の結果とはほぼ一致している。

#### 4. 検討及び結論

前章までに示した「実効増加ボイド量 $\Delta V_{eff}$ 」は蒸気弁開固着などの故障が発生した場合、隔離弁閉によるダウンカマ側水位の低下を推定する上に有用なパラメータである。計算例として低出力時の場合を扱ったのは、高出力時では容量の大きいバイパス弁が開固着となってもタービン制御弁を閉じるなどの外乱吸収能力が大きく、水位の大幅な低下は起り難いことによる。低出力の場合は急激に負荷が上昇し負の大きな出力不一致状態となり圧力の降下が早くなる。従って低出力時の方が水位は大幅に低下する。第1章で述べたJPDR-IIの場合は16%出力の状態から発生している。

一方、給水ポンプトリップの場合は、再循環流量が多いときは $\Delta V_{eff}$ の増加に対し圧力の低下はわずかであるが再循環流量が少ないときは蒸気流量放出のときと同様の $\Delta V_{eff}$ 対圧力の関係が得られる。JPDR-IIの再循環流量は出力に対しTable 1に示されるように多く、商業用BWRと比較すると2~3倍である。これは炉心出口クオリティで比較するとJPDR-IIの4.4%に対し10~13%であることから明白である。従ってJPDR-IIの再循環流量50%以下における $\Delta V_{eff}$ -圧力の関係が商業用BWRの場合に相当している。それ故、このような手法は一般のBWRに対しても有効であると考えられる。

#### 参 考 文 献

- (1) 横林正雄, 江連秀夫他 : 「BWRの中小破断事故時の解析コード : JPLEAK」  
JAERI-M 8520 (1979)
- (2) 横林正雄, 石塚 信他 : 「JPDYN-IV : JPDR-IIの動特性解析コード」  
JAERI-M 8010 (1978)

#### 4. 検討及び結論

前章までに示した「実効増加ボイド量 $\Delta V_{eff}$ 」は蒸気弁開固着などの故障が発生した場合、隔離弁閉によるダウンカマ側水位の低下を推定する上に有用なパラメータである。計算例として低出力時の場合を扱ったのは、高出力時では容量の大きいバイパス弁が開固着となってもタービン制御弁を閉じるなどの外乱吸収能力が大きく、水位の大幅な低下は起り難いことによる。低出力の場合は急激に負荷が上昇し負の大きな出力不一致状態となり圧力の降下が早くなる。従って低出力時の方が水位は大幅に低下する。第1章で述べたJPDR-IIの場合は16%出力の状態から発生している。

一方、給水ポンプトリップの場合は、再循環流量が多いときは $\Delta V_{eff}$ の増加に対し圧力の低下はわずかであるが再循環流量が少ないときは蒸気流量放出のときと同様の $\Delta V_{eff}$ 対圧力の関係が得られる。JPDR-IIの再循環流量は出力に対しTable 1に示されるように多く、商業用BWRと比較すると2~3倍である。これは炉心出口クオリティで比較するとJPDR-IIの4.4%に対し10~13%であることから明白である。従ってJPDR-IIの再循環流量50%以下における $\Delta V_{eff}$ -圧力の関係が商業用BWRの場合に相当している。それ故、このような手法は一般のBWRに対しても有効であると考えられる。

#### 参 考 文 献

- (1) 横林正雄, 江連秀夫他:「BWRの中小破断事故時の解析コード: JPLEAK」  
JAERI-M 8520 (1979)
- (2) 横林正雄, 石塚 信他:「JPDYN-IV: JPDR-IIの動特性解析コード」  
JAERI-M 8010 (1978)

Table 1 Design parameters of JPDR-II

Reactor power	90 MWt
Reactor pressure	61.5 kg/cm <sup>2</sup> ·g
Core dimensions :	
Equivalent diameter	127 cm
Height	147 cm
Fuel rod diameter	1.223 cm
Number of rods per assembly	7 × 7
Number of assemblies	72
Thermal neutron flux	$3.8 \times 10^{13}$ n/cm <sup>2</sup> ·s
Core power density	46.5 Kw/l
Core exit quality	4.4 %
Core inlet subcooling	7.4 Kcal/kg
Core coolant flow	3260 ton/hr
Number of recirculation loops	2

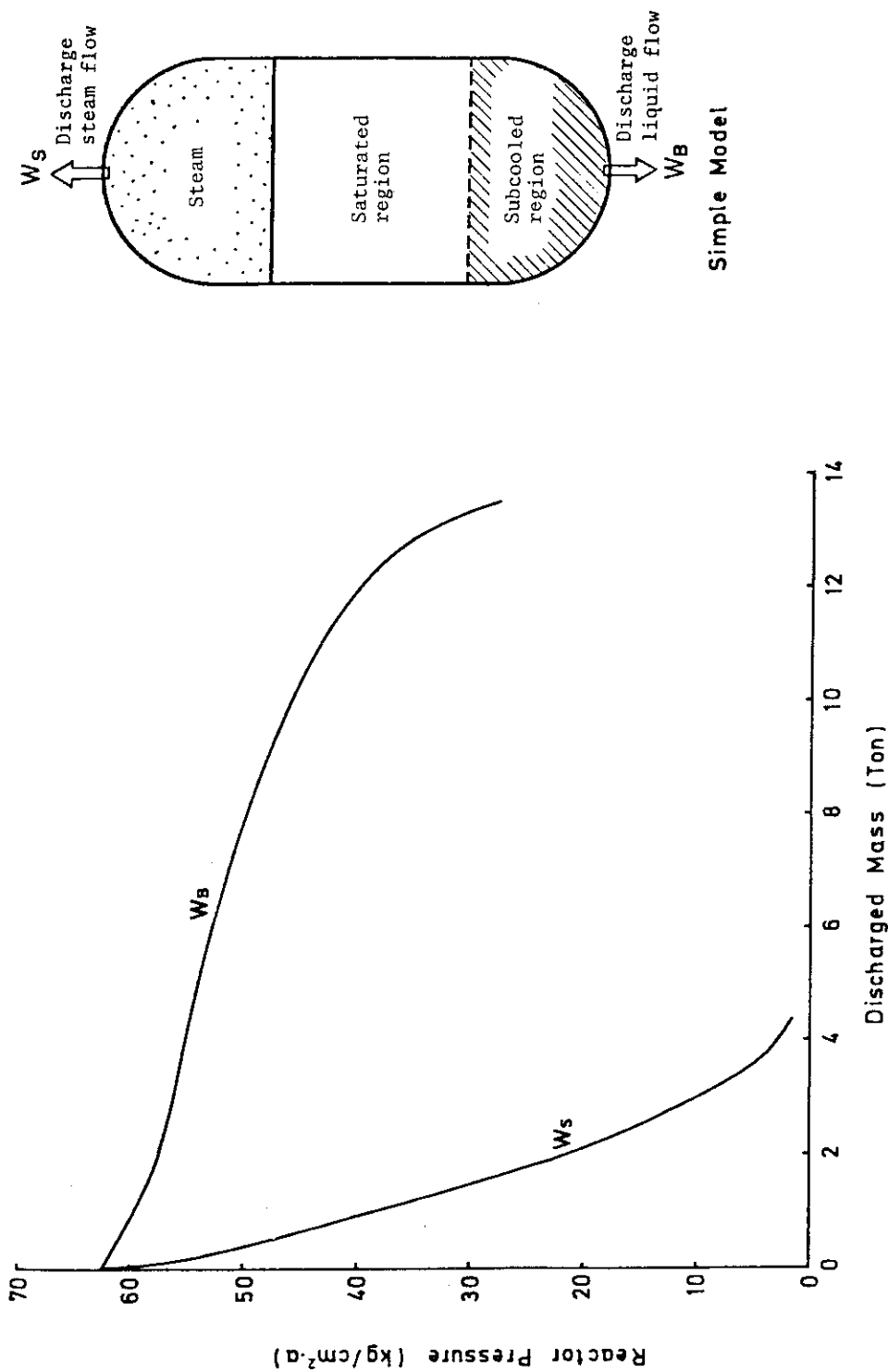


Fig.1 Relation between reactor pressure and discharged mass by using simple model

R.F : Recirculation flow

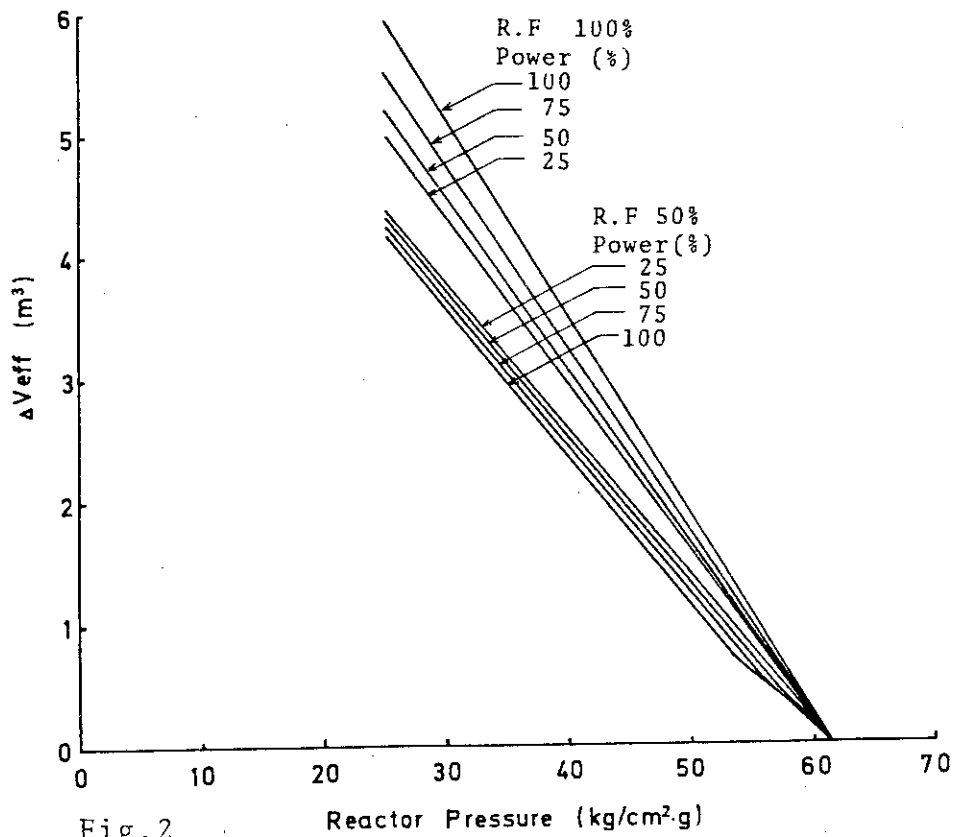


Fig.2 Relation between  $\Delta V_{eff}$  and reactor pressure in the case of steam flow increased and feedwater flow stopped

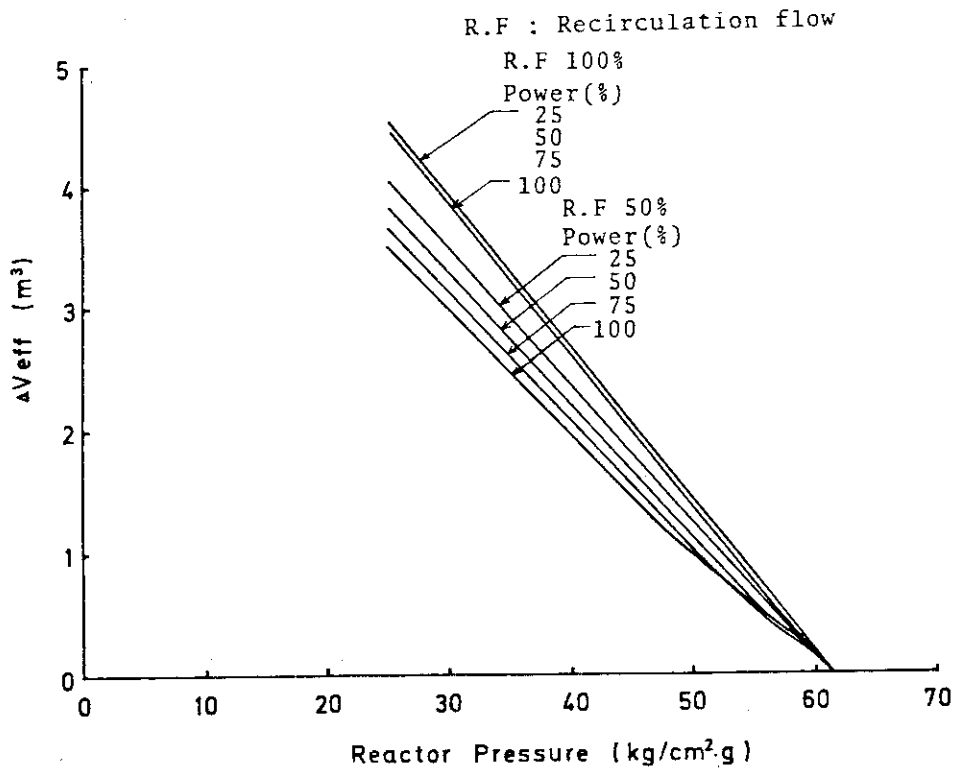


Fig.3 Relation between  $\Delta V_{eff}$  and reactor pressure in the case of steam flow increased and feedwater flow continued initial value

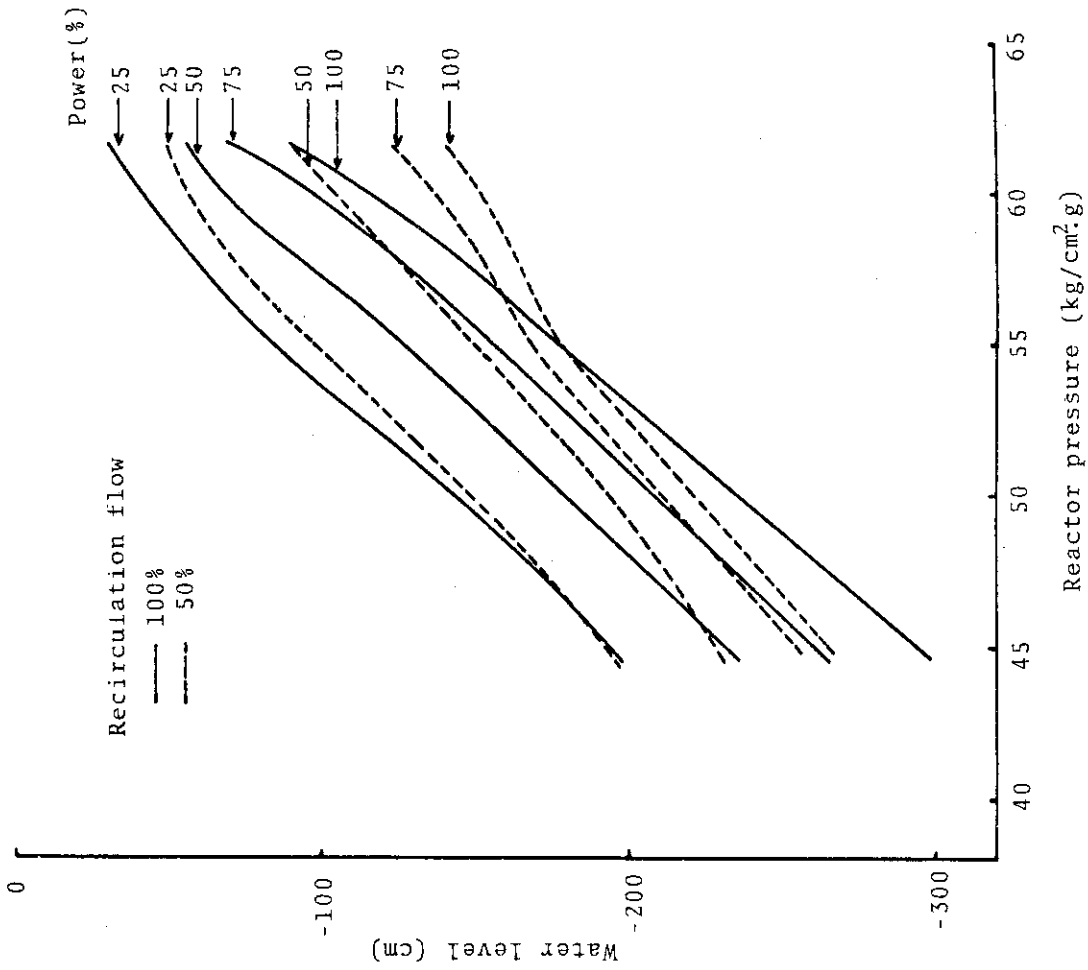


Fig.5 Relation between water level and reactor pressure after void exclusion in the case of steam flow increased and feedwater flow stopped

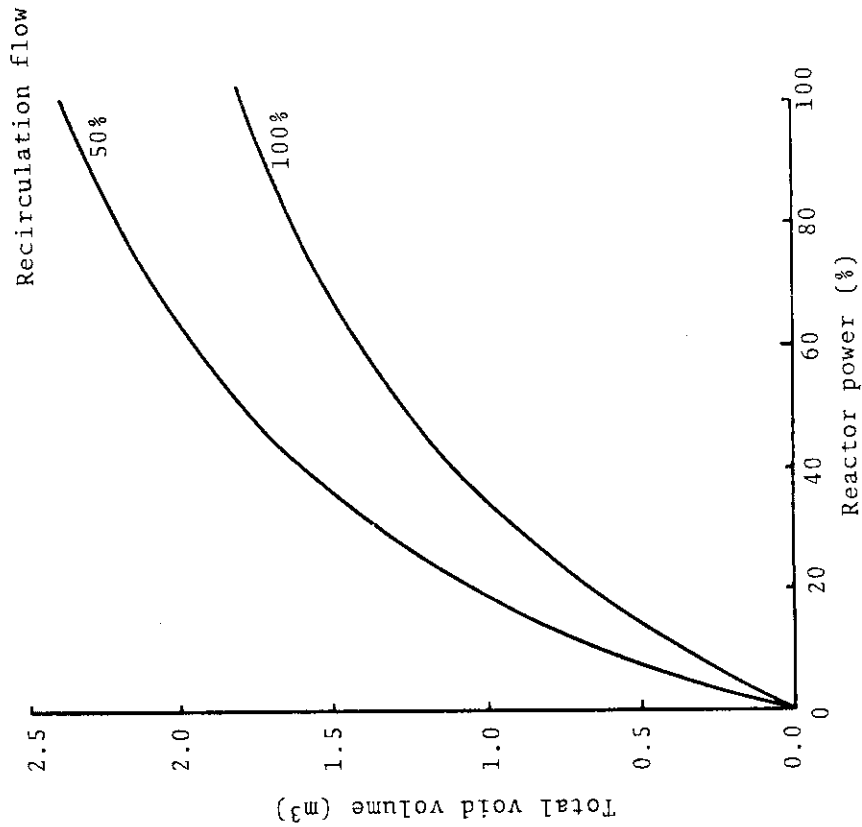


Fig.4 Total void volume at steady state



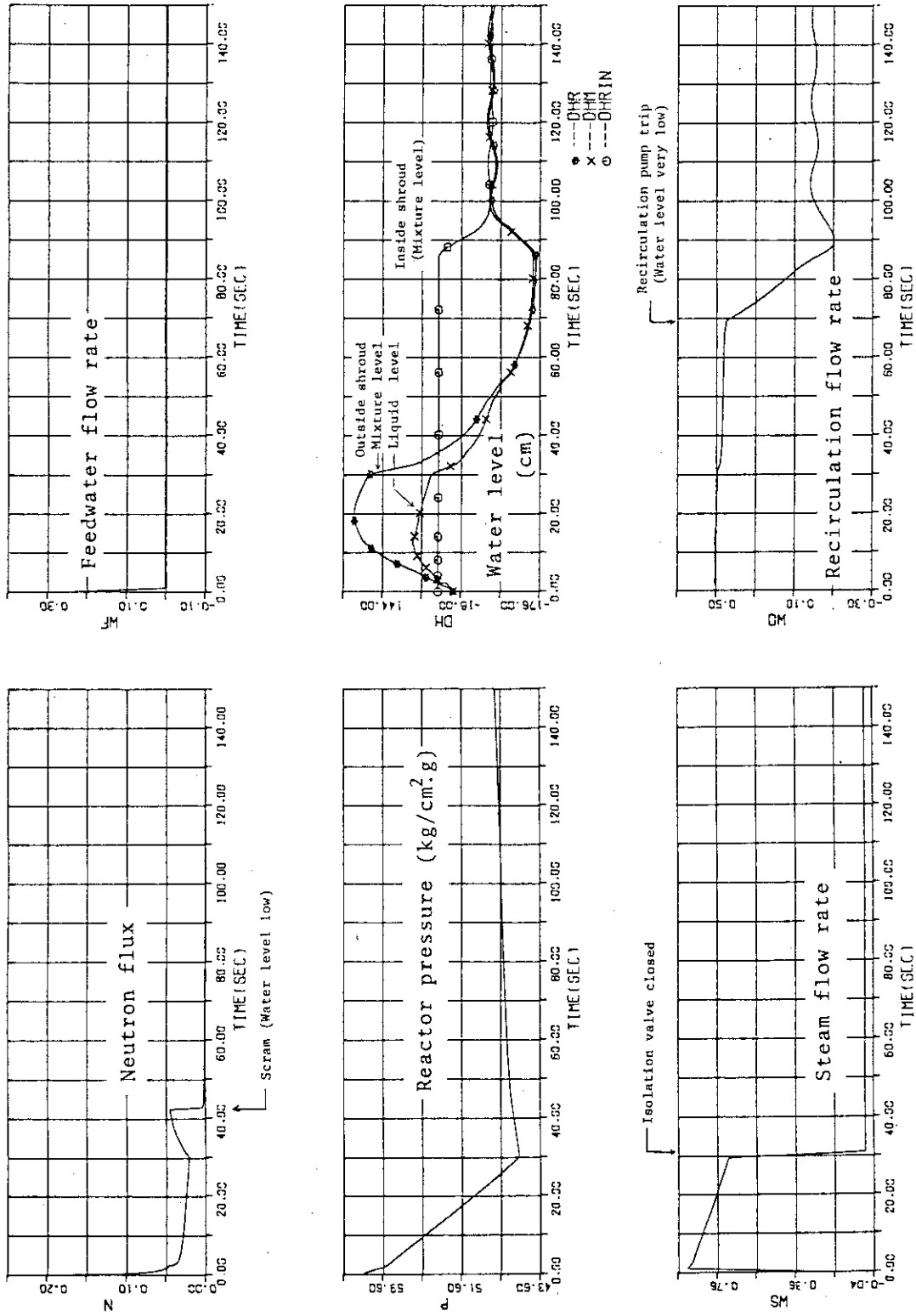


Fig.6 Responses of steam valve stuck open with 25% power, 50% recirculation flow rate

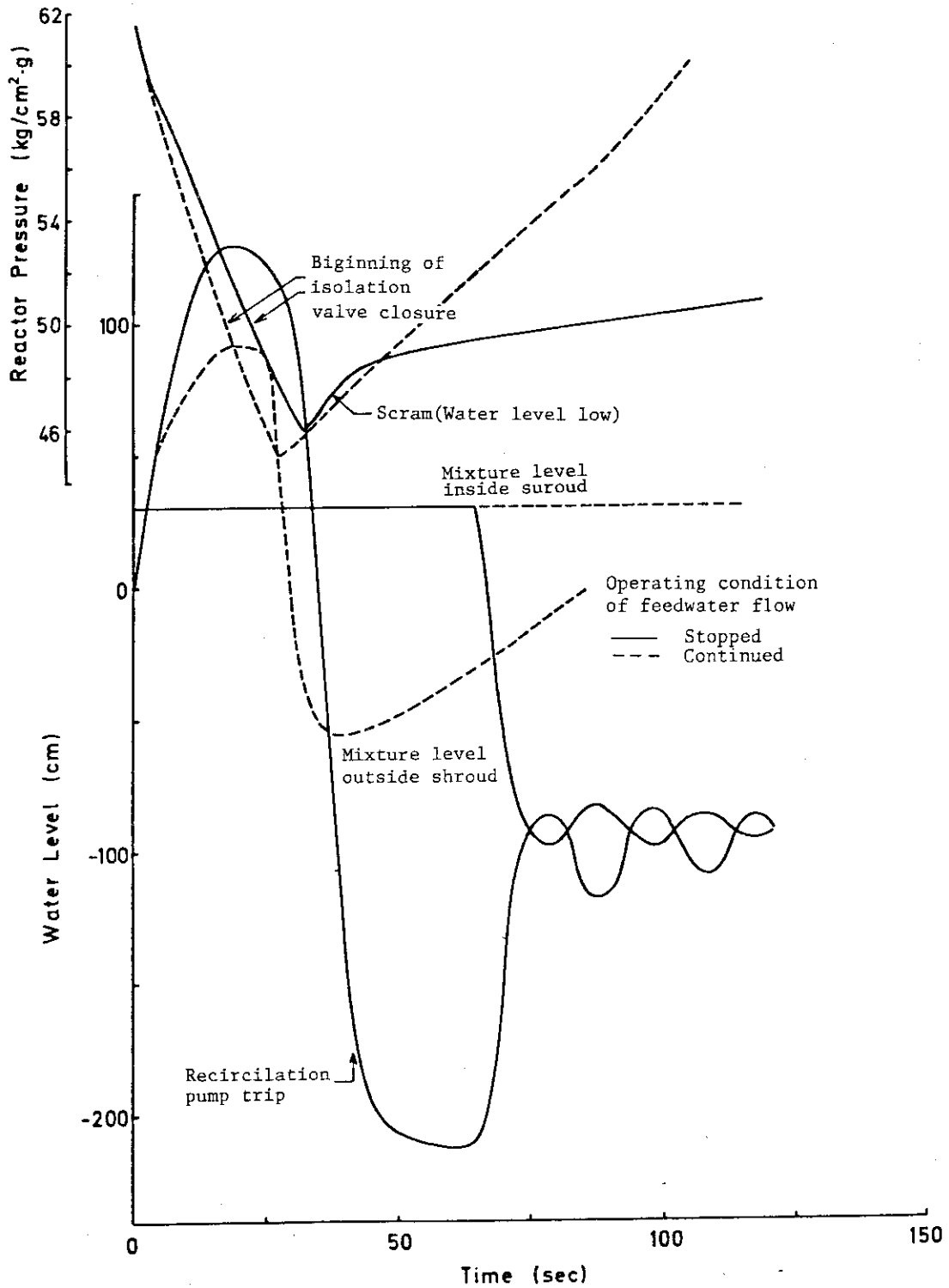


Fig.7 Effect of feedwater flow in the case of steam valve stuck open with 50%power, 100% recirculation flow rate

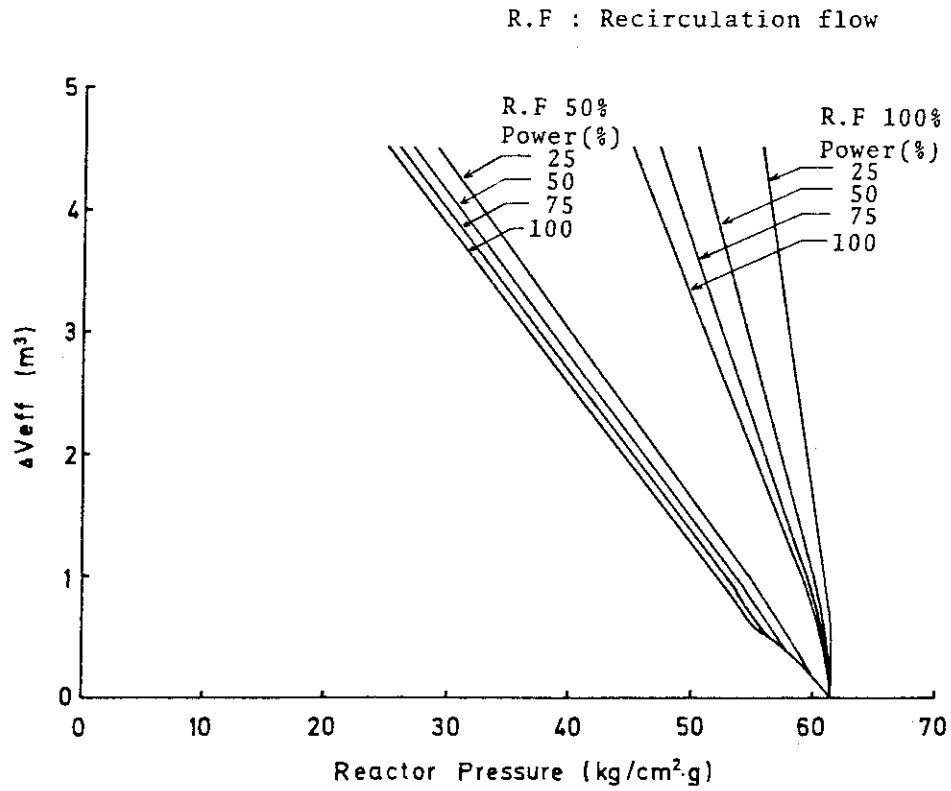


Fig.8 Relation between  $\Delta V_{eff}$  and reactor pressure in the case of feedwater pump trip

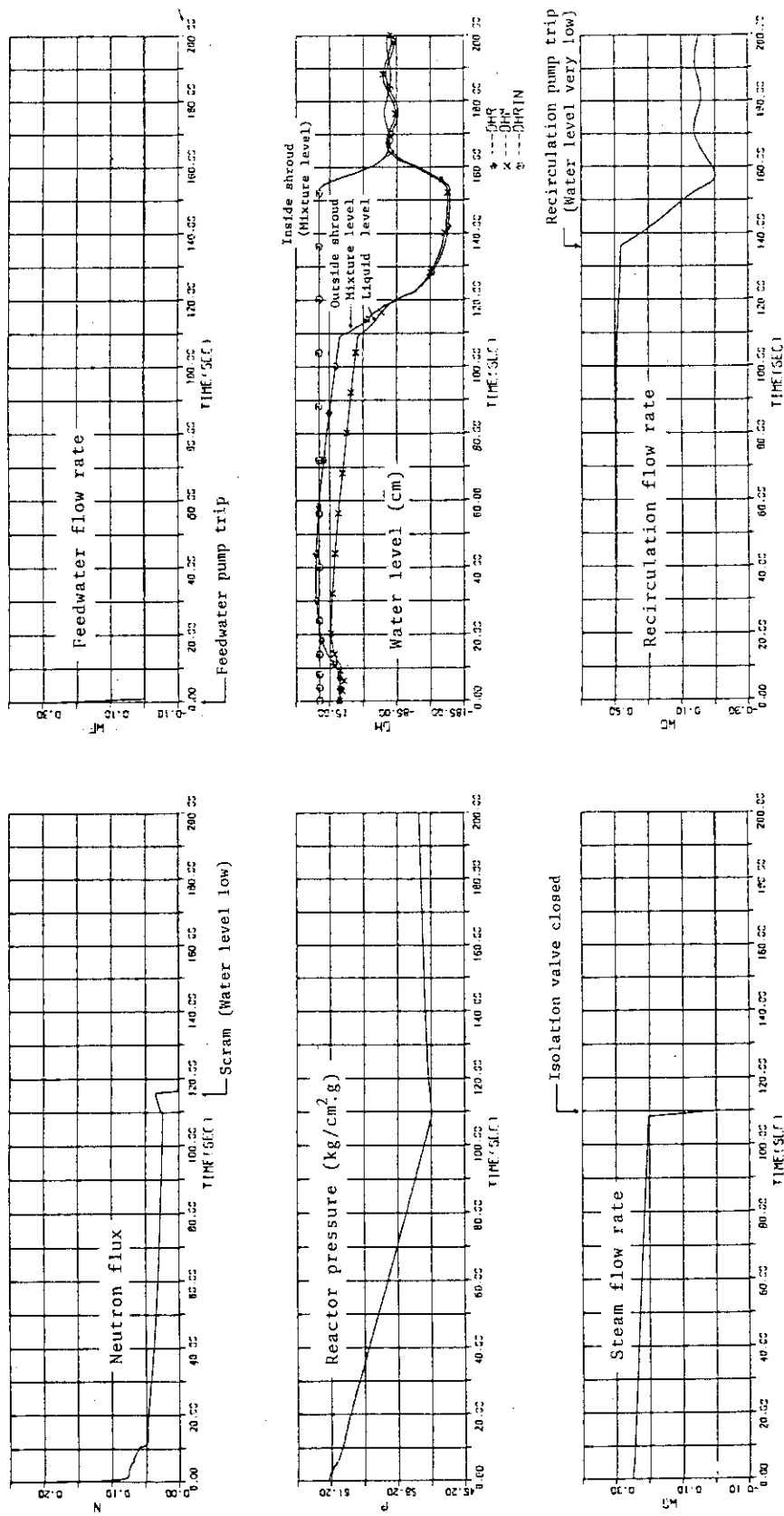


Fig.9 Responses of feedwater pump trip with 25% power and 50% recirculation flow rate