

JAERI - M  
93-039

ROSA - IV / LSTF による蒸気発生器伝熱管損傷事象  
設計基準事象実験のRELAP5/MOD2コードによる解析

1993年3月

渡辺 正・汪      明\*・久木田 豊

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。  
入手の間合わせは、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、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1993

---

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 ㈱原子力資料サービス

ROSA-IV/LSTF による蒸気発生器伝熱管損傷事象  
設計基準事象実験の RELAP5/MOD2 コードによる解析

日本原子力研究所東海研究所原子炉安全工学部

渡辺 正・汪 明\*・久木田 豊

(1993年1月29日受理)

加圧水型原子炉 (PWR) の蒸気発生器伝熱管損傷事象 (SGTR) に関する安全解析における想定条件にほぼ沿った実験を, ROSA-IV 計画/LSTF 装置を用いて実施した (実験番号 SB-SG-07)。RELAP5/MOD2 コードを用いて本実験の解析を行い, SGTR 事象に特徴的な現象に対するコードの予測性能の評価を行った。本実験, 並びに解析は, 美浜 2 号機 SGTR 事象を模擬した美浜事象再現実験 (実験番号 SB-SG-06) とその解析に引き続いて行ったものである。

解析結果は実験における重要なパラメータの変化を良好に再現した。しかし, 細部に関しては実験結果との間に以下の相違が見られた。本解析では, 破断流量は破断直後やや過大評価された。これは, 実験における破断ライン内流体初期温度 (実験開始前の放熱の影響を受ける) が不明であることに起因している。加圧器逃し弁 (PORV) 開による 1 次系減圧操作時の加圧器水位の上昇は過小評価され, また, PORV 閉後の 1 次系圧力の上昇は過大評価された。美浜事象再現実験解析と同様, SG 2 次側の水位は健全側, 破断側ともに過大評価された。上部ヘッド内流体の温度降下は, 美浜事象再現実験と同程度と計算されたが, 実験値より過大であった。

本解析, 及び美浜事象再現実験解析を通して, RELAP5/MOD2 を用いた SGTR 事象解析について, ①水平層状流の判定基準, ②垂直層状流の界面熱伝達モデル, などの問題点が明らかとなった。

Analysis of ROSA-IV/LSTF Experiment Simulating a Steam  
Generator Tube Rupture Design Basis Incident  
by Using RELAP5/MOD2 Code

Tadashi WATANABE, Ming WANG\* and Yutaka KUKITA

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

(Received January 29, 1993)

The experiment (Run SB-SG-07), which simulated the design-basis steam generator tube rupture (SGTR) scenario for a pressurized water reactor (PWR), was conducted at the ROSA-IV/LSTF. The analysis of this experiment was performed by using the RELAP5/MOD2 code, and the predictive capability of the code for the characteristic phenomena in SGTR incidents was assessed against experimental data. This experiment and the analysis were performed after the experiment simulating the Mihama Unit-2 SGTR incident (Run SB-SG-06) and its analysis.

The analytical results predicted well the behavior of major parameters in the experiment. However, in details, the following differences between the experiment and the analysis were found. The break flow rate was slightly overestimated immediately after the break. This was related to the experimental uncertainty in the initial fluid temperature in the break line. The increase in pressurizer water level was underestimated during the depressurization of primary side by opening the pressurizer power operated relief valve (PORV). The primary pressure was overestimated after the closing of the PORV. The secondary side liquid levels were overestimated in both the SGs, as was the case with the SB-SG-06 analysis. In the analysis, the decrease in the upper head fluid

---

\* Nihon Computer Bureau Inc.

temperature was almost the same as that in the former experiment, but larger than that in this experiment.

From the SB-SG-06 and SB-SG-07 analyses, several problems were found in the SGTR analysis by using RELAP5/MOD2 such as (1) the criterion for the horizontal stratification, and (2) the interfacial heat transfer model in the vertical stratification model.

Keywords: ROSA-IV/LSTF, Safety Analysis, Steam Generator Tube Rupture (SGTR), Design Basis Incident, RELAP5/MOD2, Vertical Stratification Model, Horizontal Stratification Model

目 次

1. 序 言 .....	1
2. 解析条件 .....	1
3. 解析結果 .....	2
4. 結 言 .....	6
参考文献 .....	8

Contents

1. Introduction .....	1
2. Analytical Condition .....	1
3. Analytical Results .....	2
4. Summary .....	6
References .....	8

## 1. 序 言

日本原子力研究所（原研）では、ROSA-IV計画/LSTF装置<sup>(1)</sup>を用いて、平成3年2月9日に発生した関西電力（株）美浜原子力発電所2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象（SGTR）を模擬することを目的とする実験（美浜事象再現実験：実験番号SB-SG-06）を、平成3年6月21日に実施し<sup>(2)</sup>、その後、SGTR安全解析の結果及び美浜事象再現実験との比較のために、美浜2号機の設置変更許可申請書添付資料十に記載されたSGTR安全解析にほぼ沿った実験（設計基準事象実験：実験番号SB-SG-07）を同年7月10日に実施した<sup>(3)</sup>。美浜事象再現実験については、RELAP5/MOD2コード<sup>(4)</sup>により実験後解析を行い、計算コード、及び入力モデルの評価を行った<sup>(6,6,7)</sup>。実験結果と解析結果の一致は極めて良好であり、コード、及び入力モデルの妥当性が確認された。

本報告書では、設計基準事象実験の実験後解析をRELAP5/MOD2コードを用いて行った結果について述べる。設計基準事象実験の美浜事象再現実験との主な違いは、①ECCS注入流量が安全解析値（1次系から2次系への冷却材の流出量を保守的に評価するため、ECCSポンプの実際の能力よりも過大な流量を想定している）と同一であること、②充填系を使用しないこと、③外部電源喪失を想定するためタービンバイパス系を使用しないこと、④ポンプトリップ、破断SG隔離のタイミングが若干早く、他方、健全SG2次側の減圧操作が遅れること、⑤1次系減圧には加圧器補助スプレイではなく加圧器逃し弁（PORV）を使用すること、等である。なお、本実験初期のSG2次側冷却材インベントリについては、実炉の現実的な値に比べ過大であったと考えられる。

本解析では、先の美浜事象再現実験解析で使用されたものとはほぼ同一の入力モデルを使用する。幾何形状、ノーディング、熱損失等については同一であり、初期定常状態、及び運転手順は設計基準事象実験の設定に沿って変更する。以下では解析結果と実験結果の比較を通して、SGTR事象における特徴的な現象に対するコードの予測性能の評価を行う。

## 2. 解析条件

解析には、RELAP5/MOD2 Cycle 36.05コード<sup>(4)</sup>、及び原研・情報システムセンターのFACOM VP2600計算機を使用した。本コードは、アイダホ国立工学研究所（INEL）に於いて開発されたCDC計算機用のプログラムを、原研のFACOM M-780計算機（スカラー計算機）に移植し、さらにVP2600計算機（ベクトル計算機）で使用するために情報システムセンターがベクトル化を施したものである<sup>(8)</sup>。本解析で使用するコード、及び計算機システムは美浜事象再現実験解析に使用したものと同一であり、コードは原研で開発された改良解析モデルを含まない原型のままのバージョンである。

解析に用いたLSTFのノーディングを図1に示す。入力モデルは、INELで作成され、LSTF実験解析を通じて原研で多くの修正、変更を施したデータ（標準入力モデル）に基づいて作成したものであり、美浜事象再現実験解析に使用したものと同一である。全ボリューム（体積要素）数、ジャンクション（体積要素間の流路）数、及びヒートストラクチャー（熱伝導体）数は、それぞれ192、203、及び180である。破断ノズルは、

## 1. 序 言

日本原子力研究所（原研）では、ROSA-IV計画/LSTF装置<sup>(1)</sup>を用いて、平成3年2月9日に発生した関西電力（株）美浜原子力発電所2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象（SGTR）を模擬することを目的とする実験（美浜事象再現実験：実験番号SB-SG-06）を、平成3年6月21日に実施し<sup>(2)</sup>、その後、SGTR安全解析の結果及び美浜事象再現実験との比較のために、美浜2号機の設置変更許可申請書添付資料十に記載されたSGTR安全解析にほぼ沿った実験（設計基準事象実験：実験番号SB-SG-07）を同年7月10日に実施した<sup>(3)</sup>。美浜事象再現実験については、RELAP5/MOD2コード<sup>(4)</sup>により実験後解析を行い、計算コード、及び入力モデルの評価を行った<sup>(5,6,7)</sup>。実験結果と解析結果の一致は極めて良好であり、コード、及び入力モデルの妥当性が確認された。

本報告書では、設計基準事象実験の実験後解析をRELAP5/MOD2コードを用いて行った結果について述べる。設計基準事象実験の美浜事象再現実験との主な違いは、①ECCS注入流量が安全解析値（1次系から2次系への冷却材の流出量を保守的に評価するため、ECCSポンプの実際の能力よりも過大な流量を想定している）と同一であること、②充填系を使用しないこと、③外部電源喪失を想定するためタービンバイパス系を使用しないこと、④ポンプトリップ、破断SG隔離のタイミングが若干早く、他方、健全SG2次側の減圧操作が遅れること、⑤1次系減圧には加圧器補助スプレイではなく加圧器逃し弁（PORV）を使用すること、等である。なお、本実験初期のSG2次側冷却材インベントリについては、実炉の現実的な値に比べ過大であったと考えられる。

本解析では、先の美浜事象再現実験解析で使用されたものとはほぼ同一の入力モデルを使用する。幾何形状、ノーディング、熱損失等については同一であり、初期定常状態、及び運転手順は設計基準事象実験の設定に沿って変更する。以下では解析結果と実験結果の比較を通して、SGTR事象における特徴的な現象に対するコードの予測性能の評価を行う。

## 2. 解析条件

解析には、RELAP5/MOD2 Cycle 36.05コード<sup>(4)</sup>、及び原研・情報システムセンターのFACOM VP2600計算機を使用した。本コードは、アイダホ国立工学研究所（INEL）に於いて開発されたCDC計算機用のプログラムを、原研のFACOM M-780計算機（スカラー計算機）に移植し、さらにVP2600計算機（ベクトル計算機）で使用するために情報システムセンターがベクトル化を施したものである<sup>(8)</sup>。本解析で使用するコード、及び計算機システムは美浜事象再現実験解析に使用したものと同一であり、コードは原研で開発された改良解析モデルを含まない原型のままのバージョンである。

解析に用いたLSTFのノーディングを図1に示す。入力モデルは、INELで作成され、LSTF実験解析を通じて原研で多くの修正、変更を施したデータ（標準入力モデル）に基づいて作成したものであり、美浜事象再現実験解析に使用したものと同一である。全ボリューム（体積要素）数、ジャンクション（体積要素間の流路）数、及びヒートストラクチャー（熱伝導体）数は、それぞれ192、203、及び180である。破断ノズルは、



破断ループのSG入口プレナムから2次側へ向かう破断ライン中のコンポーネント918であり、3ボリュームにより模擬されている。

初期定常状態は、コードの定常計算オプションを用いて計算した。定常状態に於ける圧力、流量、温度分布などが、可能な限り実験値と一致するように入力データを若干調整した。1次系では炉心出力を一定に保ち、所定のループ流量が得られるように主冷却材ポンプの回転数を制御した。加圧器圧力と水位、及び上部ヘッド内流体温度は、定常状態達成時に所定の値が得られるように調整した。2次系では、蒸気発生器の圧力、及び水位が所定の値になるように主蒸気流量、及び給水流量をそれぞれ制御した。破断ライン内流体温度は、定常状態での破断ラインからの放熱を考慮し、ホットレグ流体温度よりも低く設定した。

破断流の計算には、コード内蔵の臨界流モデルを用い、放出係数は1.0とした。これは、図1に示すノーディング、コードの臨界流モデル、及び放出係数1.0の組み合わせにより、ほぼ良好な破断流の計算が行えることが美浜事象再現実験解析で確認されているためである。

実験における破断後のトリップ信号の発生、機器の作動、運転操作条件等は表1に示す。解析においてもほぼ同様の条件を用いるが、1次系、2次系への流入の境界条件を実験値と同一にするため、SG主給水流量、補助給水流量、及びECCSの注入流量は、実験値の注入流量を内挿し、時間-流量のテーブルデータとして入力した。

### 3. 解析結果

初期定常状態に於ける主な変数を表2に示す。ループ流量を実験値と一致させるように調整したところ、ポンプの回転速度は実験よりやや高めとなった。また、SGへの給水流量、及び主蒸気流量がやや多めであるが、これらは一定の定常値には達しておらず、表2の値は過渡変化直前の値である。その他の変数は実験と良く一致している。定常状態におけるこれらの変数の定性的な傾向は、美浜事象再現実験解析でも同様であった。

表3に発生事象のタイミングを示す。原子炉トリップは16秒、SI信号は18秒早く計算されている。これは、後に示すように、破断流量が破断直後若干過大評価されたために1次系の圧力降下の実験よりわずかに早かったためである。SG主蒸気逃し弁の開閉回数は実験より多めであるが、これは隔離後のSGの圧力上昇が過大評価されたためである。

解析結果と実験結果の比較を図2～27に示す。解析結果は実線で示し、実験結果は点線で示す。

図2に炉心出力を示す。計算結果は模擬燃料棒表面より流体への熱流束から求めた炉心熱伝達量を示しており、炉心の流動状態により多少変動しているものの(2800秒付近のスパイクはポンプ再起動による炉心流量の変化に対応したもので、炉心出力そのものの変化ではない)、実験における炉心出力の変化とほぼ同じである。ただし、解析では原子炉トリップのタイミングが早かったため出力低下開始のタイミングも早くなっている。

図3、及び4にはそれぞれ健全側、及び破断側の主冷却材ポンプの回転速度を示す。初期定常状態での回転速度がやや高めであり、また、炉心出力変化と同様、回転数増加とそ

破断ループのSG入口プレナムから2次側へ向かう破断ライン中のコンポーネント918であり、3ボリュームにより模擬されている。

初期定常状態は、コードの定常計算オプションを用いて計算した。定常状態に於ける圧力、流量、温度分布などが、可能な限り実験値と一致するように入力データを若干調整した。1次系では炉心出力を一定に保ち、所定のループ流量が得られるように主冷却材ポンプの回転数を制御した。加圧器圧力と水位、及び上部ヘッド内流体温度は、定常状態達成時に所定の値が得られるように調整した。2次系では、蒸気発生器の圧力、及び水位が所定の値になるように主蒸気流量、及び給水流量をそれぞれ制御した。破断ライン内流体温度は、定常状態での破断ラインからの放熱を考慮し、ホットレグ流体温度よりも低く設定した。

破断流の計算には、コード内蔵の臨界流モデルを用い、放出係数は1.0とした。これは、図1に示すノーディング、コードの臨界流モデル、及び放出係数1.0の組み合わせにより、ほぼ良好な破断流の計算が行えることが美浜事象再現実験解析で確認されているためである。

実験における破断後のトリップ信号の発生、機器の作動、運転操作条件等は表1に示す。解析においてもほぼ同様の条件を用いるが、1次系、2次系への流入の境界条件を実験値と同一にするため、SG主給水流量、補助給水流量、及びECCSの注入流量は、実験値の注入流量を内挿し、時間-流量のテーブルデータとして入力した。

### 3. 解析結果

初期定常状態に於ける主な変数を表2に示す。ループ流量を実験値と一致させるように調整したところ、ポンプの回転速度は実験よりやや高めとなった。また、SGへの給水流量、及び主蒸気流量がやや多めであるが、これらは一定の定常値には達しておらず、表2の値は過渡変化直前の値である。その他の変数は実験と良く一致している。定常状態におけるこれらの変数の定性的な傾向は、美浜事象再現実験解析でも同様であった。

表3に発生事象のタイミングを示す。原子炉トリップは16秒、SI信号は18秒早く計算されている。これは、後に示すように、破断流量が破断直後若干過大評価されたために1次系の圧力降下の実験よりわずかに早かったためである。SG主蒸気逃し弁の開閉回数は実験より多めであるが、これは隔離後のSGの圧力上昇が過大評価されたためである。

解析結果と実験結果の比較を図2～27に示す。解析結果は実線で示し、実験結果は点線で示す。

図2に炉心出力を示す。計算結果は模擬燃料棒表面より流体への熱流束から求めた炉心熱伝達量を示しており、炉心の流動状態により多少変動しているものの(2800秒付近のスパイクはポンプ再起動による炉心流量の変化に対応したもので、炉心出力そのものの変化ではない)、実験における炉心出力の変化とほぼ同じである。ただし、解析では原子炉トリップのタイミングが早かったため出力低下開始のタイミングも早くなっている。

図3、及び4にはそれぞれ健全側、及び破断側の主冷却材ポンプの回転速度を示す。初期定常状態での回転速度がやや高めであり、また、炉心出力変化と同様、回転数増加とそ

の後のコストダウンがやや早まっている。炉心出力の崩壊熱模擬曲線、及び、ポンプのコストダウン曲線は実験で使用したものと同一ものを用いており、原子炉トリップのタイミングが実験より早かったものの、1次系内の熱流動の境界条件は実験とおおむね一致していることが確認できる。これらの模擬曲線は、いずれも美浜事象再現実験で使用されたものと同一である。

破断流量を図5に示す。破断流量は、破断後約50秒間は過大評価され、その後300秒まで過小評価、600秒以降やや過大評価されている。本解析と同一の破断流モデルを使用した美浜事象再現実験解析では、破断後300秒まで一貫して過小評価であった。この破断直後の差は、破断ライン内の流体初期温度を美浜事象再現実験解析では約587K（ホットレグ流体温度と同一）としており、本解析では380Kとしたためである。これは、実験において破断開始以前に破断ライン内の流体温度が放熱のため低下していたことが実験後確認されたためである。本実験の次に行われたSGTR実験（実験番号SB-SG-08）では破断ライン前後での流体温度の詳細な測定が行われ、破断開始直前の破断ノズル上流の流体初期温度は380K程度まで低下していたことが示された<sup>(9)</sup>。本設計基準事象実験では破断ノズル上流の温度は測定していないため、破断ライン内流体初期温度を380Kと仮定して解析を実施した。このため、美浜事象再現実験解析より初期破断流量が大きくなり、1次系の圧力降下が早く、原子炉トリップのタイミングが早まったと考えられる。本解析における破断ライン内流体初期温度の破断流量に及ぼす影響を、付録図1に示す。付録図1では、破断ライン内流体初期温度をホットレグ流体初期温度と等しく587Kとした場合の解析結果を破断後500秒まで示す。付録図1に示されるように、本解析ではこの影響が破断流量に現れるのは破断後およそ100秒までである。これは破断ラインのノーディング、及び初期温度分布に依存すると考えられるが、本解析では破断ノズル上流側は、図1に示されるように1ボリュームで模擬している。また、初期温度を380Kとして行った本解析では、破断直後の破断流量は実験値より15%ほど過大であり、587Kとして行った解析では20%ほど過小評価となっている。実験で使用した破断ノズルからの破断流量は、RELAP5/MOD2でよく模擬できることが確認されているため<sup>(9)</sup>、実験における破断ノズル上流側入口の流体初期温度はホットレグ流体温度よりは低く、また、380Kよりは高かったものと考えることができる。

破断ライン内の流体初期温度をホットレグ流体温度より下げたことによる影響は、1次系の圧力降下が早まり、表3に示すように原子炉トリップ、及びSI信号のタイミングが早まることである。本解析では1、2次系への流入の境界条件を実験と同一とするため、ECCS水の注入、及びSGの給水流量は実験値をそのまま用いている。このため、破断ライン内流体初期温度がその後の事象の推移に及ぼす影響は少ないと考えられる。1次系減圧後破断流量の過大評価の割合が増しているが、これは後に示すように、1次系圧力の増加が過大評価されたためである。

PORVの流量は図6に示す。PORVには臨界流モデルを適用し、放出係数は0.84としたが、これはRELAP5/MOD2の臨界流モデルをオリフィスからの蒸気放出に適用する場合の推奨値であり、SGの主蒸気逃し弁についても同じ値を使用している。図5、及び6が1次系からのインベントリーの全流出の境界条件である。

図7、及び8には、それぞれコールドレグ、及び上部プレナム注入流量を示す。美浜事象再現実験解析では、圧力-流量テーブルを使用し、良好な注入量、及び1次系圧力が得

られたが、本解析では、1次系への流入の境界条件を実験と等しくするため、時間-流量テーブルとして入力した。(圧力-流量の関係は第1章で述べた理由により美浜事象再現実験解析とは異なる。)本実験では、加圧器補助スプレイは使用していないので、図7、及び8が1次系への全流入の境界条件を示している。

図9、及び10にそれぞれ、健全側、及び破断側ループ2次側の主蒸気管蒸気流量を示す。図11、及び12はそれぞれ、健全側、及び破断側SGの主蒸気逃し弁からの流出流量である。主蒸気逃し弁には臨界流モデルを適用し、放出係数はPORVと同様0.84とした。図11からわかるように、減圧操作中の主蒸気逃し弁流量は良く模擬されている。減圧操作開始のタイミングが実験よりやや早いのは原子炉トリップが早かったためであるが、終了のタイミングは実験と同一時刻とした。減圧操作終了条件は、表1に示すようにホットレグ流体温度が531.4Kまで低下することであるが、後に示すように(図23)、解析ではPORV開閉後のホットレグ流体温度低下が緩やかであるため、厳密にこの条件が達成されるのが実験よりも遅れるためである。なお、主蒸気逃し弁の開閉回数は、表3でも示したように両SGとも実験より多く計算されているが、図11、及び12ではプロット間隔が粗いため(10秒としている)流量として現れる回数は少なくなっている。図9~12が2次側の流出境界条件である。

図13、及び14にそれぞれ、健全、及び破断SGの給水流量を示す。主給水流量、補助給水流量ともに実験値を内挿し、時間-流量テーブルとして与えたため、2次側の流入境界条件は実験と一致している。(破断後500秒前後の高温水補助給水期間中にいくつかの流量のピークが見られるが、実験ではこの期間の補助給水流量はゼロであった可能性が高いことが指摘されている。本解析では、この流量のピークも模擬しているため、給水量が若干過大であった可能性がある。)

図15に1次系の圧力変化を示す。1次系圧力は、初期破断流量が過大であったため、破断直後の圧力降下がやや早くなっている。これは、前述のように破断ライン内流体初期温度をホットレグ流体温度より下げたためであるが、付録図2に1次系圧力に及ぼす初期温度の影響を示す。本解析では破断ライン内流体初期温度を380Kとしているが、美浜事象再現実験解析と同様に、ホットレグ流体温度と等しく587Kであったと仮定すると、圧力降下はやや緩やかになり、原子炉トリップのタイミングが10秒程度遅れることがわかる。

1次系圧力は400秒付近で低下の割合を増加させているが、これは加圧器の水位が喪失し、加圧器内の蒸気がホットレグに進入し凝縮を開始するためである。このとき、ホットレグ内は実験では層状流であるが、解析では気泡流であった。これは、ホットレグ内の気相流速の計算値がコードの水平層状流判定基準(水平層状流を形成することができる気相流速の最大値)よりも大きかったためである。流動様式の実験との違いは美浜事象再現実験解析でも見られたものであり、コードの水平層状流判定基準に問題があることを示している。1次系圧力は600秒以降上昇に転じ、2相界面は加圧器サージライン内を上昇し、加圧器内の蒸気は圧縮される。加圧器、及びサージライン壁面はまだ蒸気温度よりも高く保たれているため、圧縮された蒸気は2相界面で凝縮する。このとき、解析では水位のあるボリュームで垂直層状流モデルが適用されるが、この2相界面での蒸気の凝縮が過小評価されたため、圧力の上昇が過大評価されたものと考えられる。1600秒以降1次

系圧力ははやや過小評価されているが、これは、解析では蒸気が再びホットレグに進入し凝縮を起こしたためである（実験では加圧器サージライン内に水位がとどまっている）。また、PORV閉後、圧力上昇は再び過大評価されているが、これは加圧器内での蒸気の凝縮とともに、PORV開による圧力降下により上部ヘッド内に形成された蒸気泡の凝縮の評価に問題があったためと考えられる。解析では、加圧器内と上部ヘッド内のいずれに対しても垂直層状流モデルが適用されるが、1次系の圧力上昇にともなうこれら2相界面での蒸気の凝縮が過小評価されたために、圧力上昇が過大評価されたものと考えられる。

図16、及び17に、それぞれ健全側、及び破断側SG2次側圧力を示す。図13、及び14に示すように給水流量が実験と同一であり、また、図11、及び12に示すように放出流量が良く模擬されていたため、両SGとも2次側圧力の実験値との一致は良好である。実験と同じように、健全側では750秒まで、破断側では実験終了にいたるまで圧力は高く保たれており、主蒸気逃し弁の開閉が繰り返されている。ただし、圧力上昇率は過大評価されており、開閉回数は表3にも示したように多めに計算されている。解析では、健全側SG減圧操作によりホットレグ流体温度が破断側SG2次側流体温度より低下した後も、破断側SGでは主蒸気逃し弁の開閉が繰り返されている（このとき、破断側SG2次側では垂直層状流モデルが適用されている）。これは美浜事象再現実験解析でも見られた傾向であり、垂直層状流モデルにおける2相界面での凝縮量の過小評価が原因の一つとして考えられる。

図18には加圧器水位を示す。破断開始から水位喪失まで、よく実験を模擬している。実験では、PORV開による1次系の減圧により加圧器水位は急速に上昇しているが、解析では緩やかである。この原因のひとつは、PORV開直前の水位の位置が異なったためである。実験では加圧器の底部まで水位が回復していたのに対し、解析ではサージラインのほぼ中間部にあり、PORVの開閉で加圧器底部まで上昇し、その後、図18に見られるよう緩やかに上昇した。1次系減圧操作直前の加圧器水位の過小評価は、美浜事象再現実験解析でも見られたものであり、そのひとつの原因は加圧器における熱損失の模擬が充分でなかったことにあると考えられる。なお、本実験並びに解析では、後に示すようにPORV開時に上部ヘッド内に気泡が発生しているため、実験と解析での蒸発量の差も加圧器水位の過小評価の一因となつたと考えることができる。

図19、及び20には、それぞれ健全、及び破断SG2次側水位を示す。いずれも、定性的な一致は見られるものの最大20%程度実験値を上回っている。本実験解析では給水流量は実験と一致しており、また放出流量も良好に計算されている。定常状態から原子炉トリップまでは実験値とほぼ一致しているため、給水ラインを含むSG2次側の解析モデルや入力モデルに関して、検討の余地があると考えられる。このSG2次側水位の過大評価は美浜事象再現実験解析でも同様であった。（前述のように、本解析では高温水の補助給水期間中に、給水量が若干過大であった可能性があり、これが2次側水位の過大評価の一因となつたと考えることができる。ただし、解析では2次側水位は主給水停止後速やかに上昇し、実験値との差はその後ほぼ一定であることから、この影響は小さいと考えられる。）

図21、及び22には、1次系のループ流量を示す。1次冷却水の流れは主冷却材ポンプが670秒で完全に停止した後、自然循環となる。自然循環時は、破断側ループ流量が

やや過大評価されているものの、実験値との一致は良好である。また、健全側SG減圧操作の後、自然循環流量が健全側でやや増加し、破断側で減少する傾向も良く計算されている。美浜事象再現実験解析同様、破断側ループでは、流量は小さいもののポンプ再起動時まで自然循環が続いている。

図23、及び24にホットレグ流体温度、及び1次系の飽和温度を示す。ホットレグ流体温度は、自然循環時に破断側でやや過大評価されているが、実験値との一致は良好である。実験では、加圧器水位喪失(400秒)後上部プレナム注入開始(576秒)までホットレグ内に層状流が観察されている。解析ではホットレグの流動様式は気泡流であったが、これは前述のとおり、気相流速がコードの層状流判定条件よりも大きかったためである。

図25、及び26にはコールドレグ流体温度を示す。実験値はコールドレグ上部と下部の2つの流体温度を示しており、コールドレグ注入開始後、健全側では混合により大きく振動し、破断側では温度成層化が起こっている。解析では、2次側減圧操作の時点(1454秒)まで上下の中間の温度を計算しており、それ以降はやや高めの温度を示しているが、実験値との一致は良好である。

図27に、上部ヘッド内上部の流体温度、及び1次系飽和温度を示す。上部ヘッド内は1次系ループの流動の影響をほとんど受けない停滞した状態にあり、ほぼ熱損失のみによる温度降下を示す。流路は、スプレイノズルを通してダウンカマー上部との間、及び制御棒案内管を通して上部プレナムとの間に存在するが、上部ヘッド内上部の流体温度への流動の影響は小さいことが美浜事象再現実験でも示されている。上部ヘッド内下部の流体の温度降下はやや大きくなるものの、中間部、及び上部の流体の温度はほぼ等しく、また、ポンプ再起動後も中間部、及び上部の流体の温度降下率が変化しないことがわかっている。美浜事象再現実験、及び解析では上部ヘッド内上部の流体の温度降下率は、実験開始から終了時までほぼ一定でありおよそ $4 \times 10^{-3} \text{K/s}$ であった。図27では、美浜事象再現実験解析同様、解析ではおよそ $4 \times 10^{-3} \text{K/s}$ の温度降下を示している。実験では、上部プレナム注入開始後、流体温度はやや上昇し、加圧器逃し弁開まで $3 \times 10^{-3} \text{K/s}$ 程度の温度降下を示している。この原因は不明であるが、実験、解析とも1次系減圧時に上部ヘッド内流体は飽和温度に達しており気泡が発生している。しかしながら、実験では1次系減圧時までの温度降下が少なかったため、減圧操作時の発泡は解析よりも激しかったものと考えられる。この上部ヘッドでの蒸発量の差は加圧器水位の過小評価の原因のひとつであると考えられる(ただし前述のように、PORV開時のサージライン内水位も過小評価されている)。

#### 4. 結 言

ROSA-IV計画/LSTF装置を用いて行われた蒸気発生器伝熱管損傷事象(SGTR)設計基準事象実験(実験番号SB-SG-07:関西電力美浜発電所2号機の設置変更許可申請書の添付資料十に記載されたSGTRの安全解析にほぼ沿った実験)の解析を、RELAP5/MOD2コードを用いて行った。本実験、並びに解析は、美浜2号機SGTR事象を模擬した美浜事象再現実験(実験番号SB-SG-06)とその解析に引

やや過大評価されているものの、実験値との一致は良好である。また、健全側SG減圧操作の後、自然循環流量が健全側でやや増加し、破断側で減少する傾向も良く計算されている。美浜事象再現実験解析同様、破断側ループでは、流量は小さいもののポンプ再起動時まで自然循環が続いている。

図23、及び24にホットレグ流体温度、及び1次系の飽和温度を示す。ホットレグ流体温度は、自然循環時に破断側でやや過大評価されているが、実験値との一致は良好である。実験では、加圧器水位喪失(400秒)後上部プレナム注入開始(576秒)までホットレグ内に層状流が観察されている。解析ではホットレグの流動様式は気泡流であったが、これは前述のとおり、気相流速がコードの層状流判定条件よりも大きかったためである。

図25、及び26にはコールドレグ流体温度を示す。実験値はコールドレグ上部と下部の2つの流体温度を示しており、コールドレグ注入開始後、健全側では混合により大きく振動し、破断側では温度成層化が起こっている。解析では、2次側減圧操作の時点(1454秒)まで上下の中間の温度を計算しており、それ以降はやや高めの温度を示しているが、実験値との一致は良好である。

図27に、上部ヘッド内上部の流体温度、及び1次系飽和温度を示す。上部ヘッド内は1次系ループの流動の影響をほとんど受けない停滞した状態にあり、ほぼ熱損失のみによる温度降下を示す。流路は、スプレインズルを通してダウンカマー上部との間、及び制御棒案内管を通して上部プレナムとの間に存在するが、上部ヘッド内上部の流体温度への流動の影響は小さいことが美浜事象再現実験でも示されている。上部ヘッド内下部の流体の温度降下はやや大きくなるものの、中間部、及び上部の流体の温度はほぼ等しく、また、ポンプ再起動後も中間部、及び上部の流体の温度降下率が変化しないことがわかっている。美浜事象再現実験、及び解析では上部ヘッド内上部の流体の温度降下率は、実験開始から終了時までほぼ一定でありおよそ $4 \times 10^{-3} \text{K/s}$ であった。図27では、美浜事象再現実験解析同様、解析ではおよそ $4 \times 10^{-3} \text{K/s}$ の温度降下を示している。実験では、上部プレナム注入開始後、流体温度はやや上昇し、加圧器逃し弁開まで $3 \times 10^{-3} \text{K/s}$ 程度の温度降下を示している。この原因は不明であるが、実験、解析とも1次系減圧時に上部ヘッド内流体は飽和温度に達しており気泡が発生している。しかしながら、実験では1次系減圧時までの温度降下が少なかったため、減圧操作時の発泡は解析よりも激しかったものと考えられる。この上部ヘッドでの蒸発量の差は加圧器水位の過小評価の原因のひとつであると考えられる(ただし前述のように、PORV開時のサージライン内水位も過小評価されている)。

#### 4. 結 言

ROSA-IV計画/LSTF装置を用いて行われた蒸気発生器伝熱管損傷事象(SGTR)設計基準事象実験(実験番号SB-SG-07:関西電力美浜発電所2号機の設置変更許可申請書の添付資料十に記載されたSGTRの安全解析にほぼ沿った実験)の解析を、RELAP5/MOD2コードを用いて行った。本実験、並びに解析は、美浜2号機SGTR事象を模擬した美浜事象再現実験(実験番号SB-SG-06)とその解析に引

き続いて行ったものである。本解析を通してSGTR事象に特徴的な現象に対するコードの予測性能の評価を行った。

解析の結果、実験における主要なパラメータの変化が良好に再現された。定常状態における破断ラインからの放熱を考慮し、破断ライン内の流体初期温度をホットレグ流体温度より低く設定して解析を実施したところ、初期の破断流量は過大評価された。このため、1次系圧力降下はやや過大評価され、原子炉トリップ、及びSI信号のタイミングは若干早く計算された。加圧器逃し弁(PORV)開による加圧器水位の上昇は過小評価され、また、PORV閉後の1次系圧力の上昇は過大評価された。流体温度、自然循環流量等は良く再現された。美浜事象再現実験解析と同様、SG2次側の水位は健全側、破断側ともに過大評価された。上部ヘッド内流体の温度降下は、美浜事象再現実験と同程度と計算されたが、実験値より過大であった。

本解析、及び美浜事象再現実験解析を通して、RELAP5/MOD2を用いたSGTR事象解析について、①水平層状流の判定基準(加圧器水位喪失後、加圧器内の蒸気がホットレグに進入することによるホットレグ流体の層状化に関して)、②垂直層状流の界面熱伝達モデル(1次系圧力上昇時の加圧器、上部ヘッド、及び破断側SGに関して)、に問題があることがわかった。



## 参 考 文 献

- (1) ROSA-IV Group, "ROSA-IV Large Scale Test Facility (LSTF) System Description for Second Simulated Fuel Assembly," JAERI-M 90-176(1990).
- (2) 安濃田、他、"ROSA-IV/LSTFによる美浜2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象模擬実験(SB-SG-06)の結果"、JAERI-memo 04-293(1992).
- (3) 熊丸、他、"ROSA-IV/LSTFによるSGTR設計基準事象実験"、JAERI-memo 投稿中。
- (4) V. H. Ransom, R. J. Wagner, "RELAP5/MOD2 CODE MANUAL VOLUME 1: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS AND SOLUTION METHODS," EGG-SAAM-6377(1984).
- (5) T. Watanabe, Y. Kukita, "Analysis of Experiment Simulating the Mihama Unit-2 Steam Generator U-Tube Rupture Incident by Using RELAP5/MOD2," Best Estimate Safety Analysis, 28th Natl. Heat Trans. Conf., Aug. 9-12, San Diego(1992), 1-7.
- (6) T. Watanabe, Y. Kukita, "Effect of ECCS and Pressurizer Auxiliary Spray on the Experiment Simulating the Mihama Unit-2 Steam Generator U-Tube Rupture Incident," Proc. 5th Int. Topical Mtg. on Reactor Thermal Hydraulics, Vol. IV, Sep. 21-24, Salt Lake City(1992), 1013-1020.
- (7) 渡辺、久木田、"ROSA-IV/LSTFによる美浜2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象模擬実験のRELAP5/MOD2コードによる解析"、JAERI-M 投稿中。
- (8) M. Ishiguro, et al., "Vectorization of the Light Water Reactor Transient Analysis Code RELAP5," Nucl. Sci. & Eng., 92(1985).
- (9) 黒田、他、"ROSA-IV/LSTF装置における蒸気発生器伝熱管損傷実験用破断ノズルの二相流破断流量の予測"、JAERI-memo 04-207(1992).

表1 トリップ、及び運転操作条件

加圧器後備ヒーター作動 停止	加圧器圧力低 15.19 MPa 加圧器水位低 1.0 m
原子炉トリップ	加圧器圧力低 13.42 MPa
安全注入 (S I) 信号	加圧器圧力低 12.87 MPa
S G 主給水ポンプトリップ	原子炉トリップ + 31 s
E C C S 作動	
コールドレグ注入	S I + 10 s
上部プレナム注入	S I + 270 s
S G 補助給水開始	S I + 27 s
健全側高温水注入	0.794 kg/s、495 K (破断後760 sまで)
健全側低温水注入	以後、0.794 kg/s、300 K (水位12.85 mで保持)
破断側高温水注入	0.794 kg/s、495 K (破断後760 sまで)
破断側低温水注入	以後、0.794 kg/s、300 K
破断 S G 主蒸気隔離	原子炉トリップ + 600 s
健全 S G 逃し弁開 閉	原子炉トリップ + 1200 s ホットレグ温度531.4 K
加圧器逃し弁開 閉	ホットレグ温度547.2 K 1次系と2次系の均圧
E C C S 注入停止	加圧器逃し弁開後1次系圧力0.98 MPa上昇、 かつ、加圧器水位1.0 mに回復
健全側主冷却材ポンプ再起動	破断後2776 s

表2 LSTF初期定常状態 (カッコ内実験値)

加圧器圧力	:	15.33 MPa	(	15.4 MPa	)
加圧器水位	:	2.69 m	(	2.67 m	)
炉心出力	:	10.00 MW	(	10.8 MW	)
上部ヘッド温度	:	573.7 K	(	573.7 K	)
健全側ホットレグ温度	:	587.8 K	(	587.0 K	)
破断側ホットレグ温度	:	587.8 K	(	586.0 K	)
健全側コールドレグ温度	:	561.1 K	(	560.0 K	)
破断側コールドレグ温度	:	561.0 K	(	560.0 K	)
健全側ポンプ回転速度	:	133.3 rad/s	(	126.0 rad/s	)
破断側ポンプ回転速度	:	133.3 rad/s	(	124.7 rad/s	)
健全側ループ流量	:	34.1 kg/s	(	34.0 kg/s	)
破断側ループ流量	:	33.7 kg/s	(	34.1 kg/s	)
健全側SG圧力	:	6.92 MPa	(	6.91 MPa	)
破断側SG圧力	:	6.92 MPa	(	6.93 MPa	)
健全側SG水位	:	9.22 m	(	9.20 m	)
破断側SG水位	:	9.18 m	(	9.18 m	)
健全側SG給水流量	:	2.97 kg/s	(	2.70 kg/s	)
破断側SG給水流量	:	2.85 kg/s	(	2.59 kg/s	)
健全側SG主蒸気流量	:	2.77 kg/s	(	2.65 kg/s	)
破断側SG主蒸気流量	:	2.74 kg/s	(	2.60 kg/s	)

表3 発生事象の比較

事象	解析 (s)	実験値 (s)
破断	0	0
原子炉トリップ	254	270
SG主給水停止 (*)	275	275
破断SG主蒸気逃し弁自動開閉	275~2650 (31回)	281~1697 (9回)
健全SG主蒸気逃し弁自動開閉	280~750 (11回)	285~782 (6回)
SI信号	287	305
SG補助給水注入開始 (*)	382	382
ECCS作動 (*)		
コールドレグ注入	442	442
上部プレナム注入	576	576
1次冷却材ポンプ停止	661	673
破断SG補助給水停止 (*)	877	877
健全SG主蒸気逃し弁開/閉 (*)	1454 / 2384	1469 / 2384
加圧器逃し弁開/閉	2081 / 2099	2086 / 2128
ECCS注入停止 (*)	2374	2374
健全側ループ主冷却材ポンプ再起動 (*)	2776	2776

(\*) : 解析では、SGの給水及びECCSによる注入は、実験における注入流量を内挿し、時間-流量のテーブルとして使用した。また、健全SG主蒸気逃し弁閉、及びポンプ再起動は実験と同一のタイミングで行った。

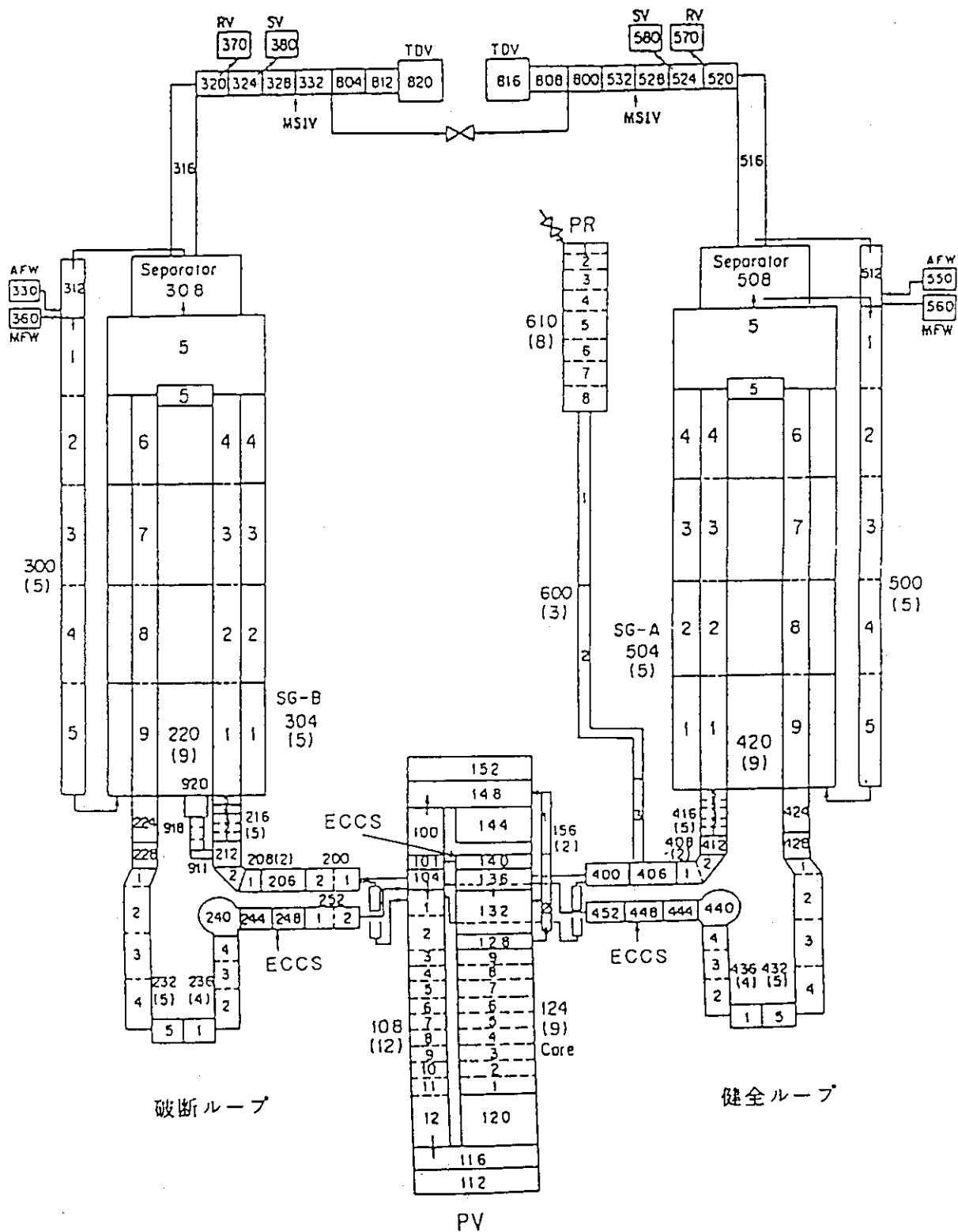


図1 解析に用いたLSTFのノーディング

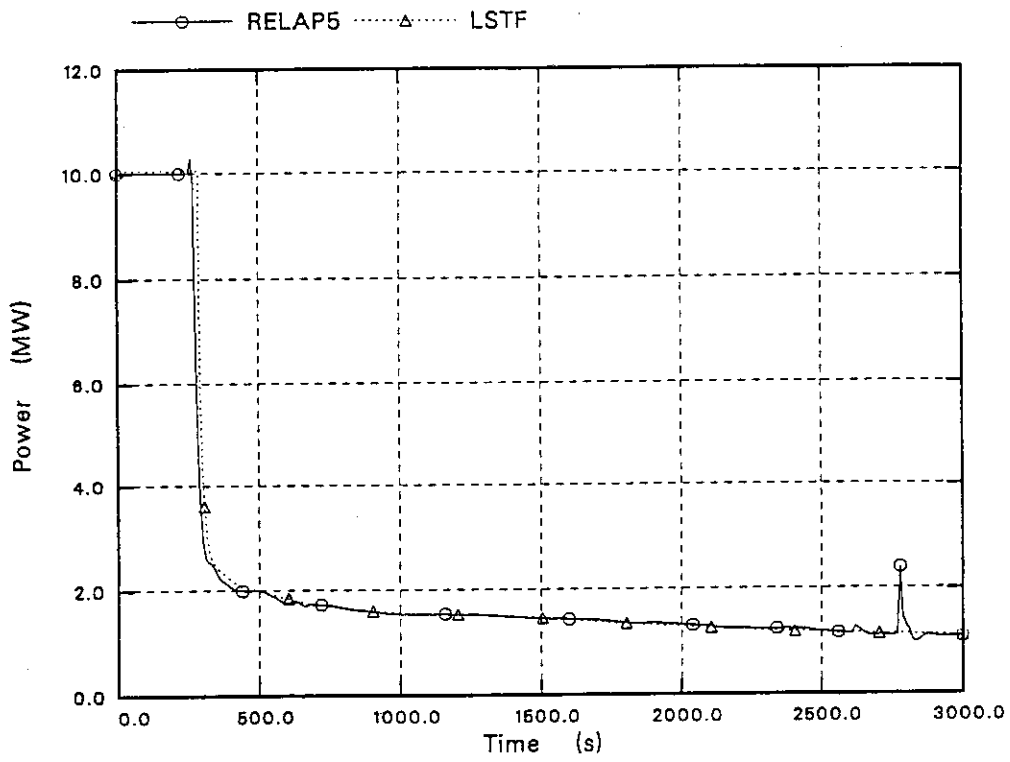


図2 炉心出力

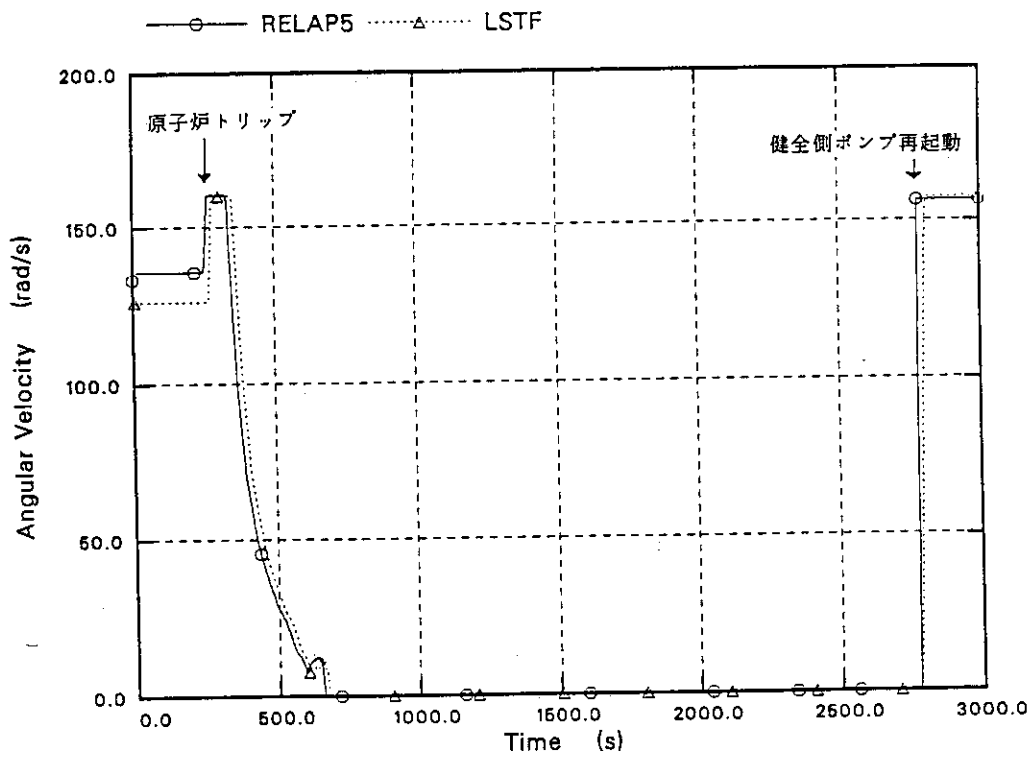


図3 健全側主冷却材ポンプ回転速度

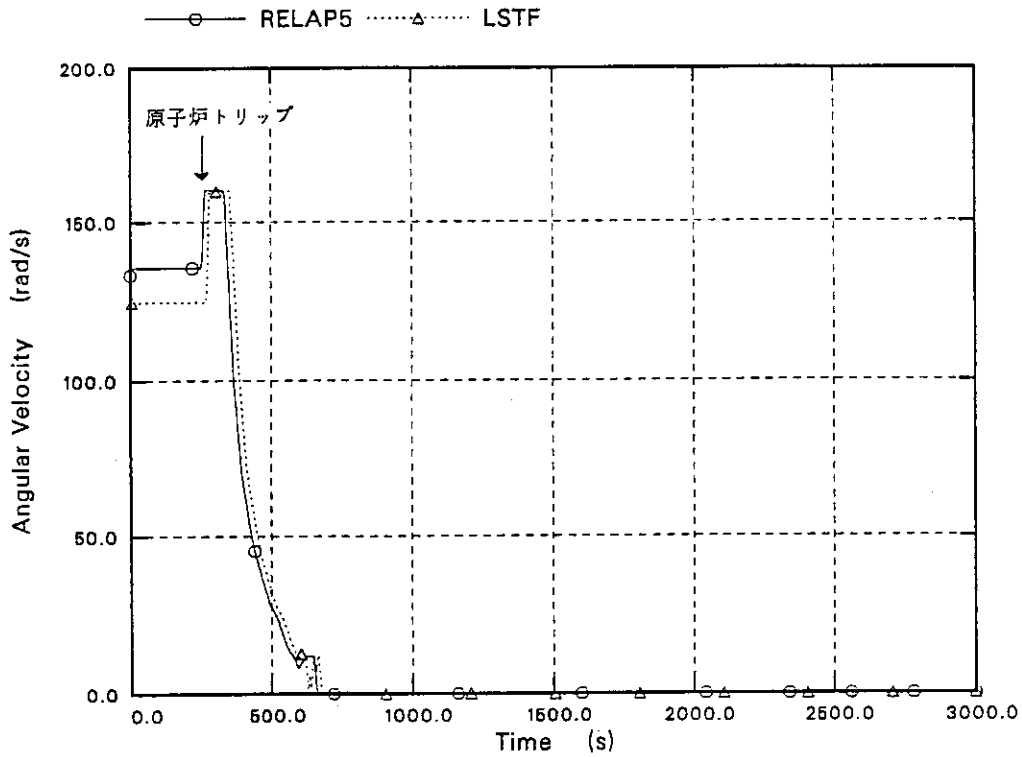


図4 破断側主冷却材ポンプ回転速度

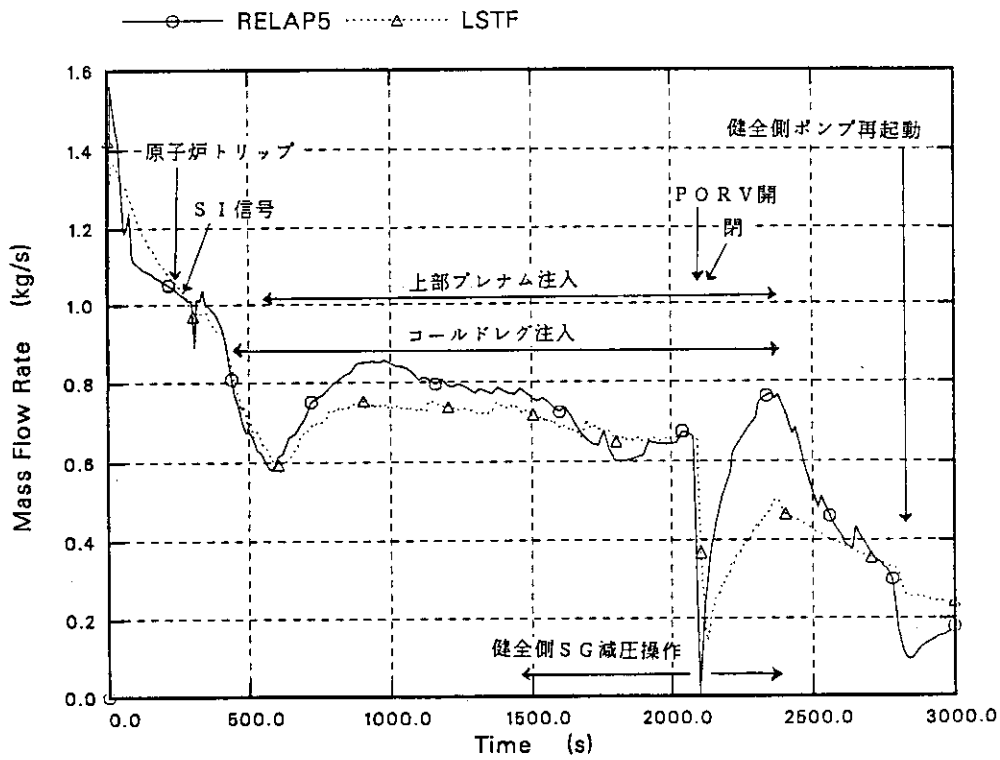


図5 破断流量

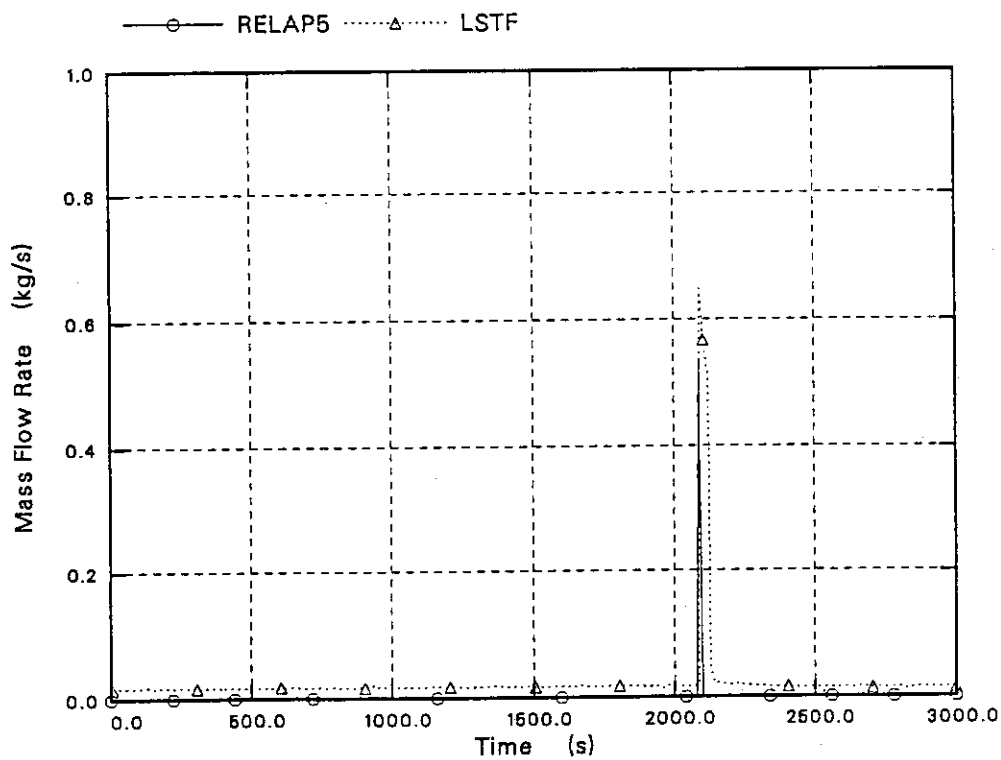


図6 PORV流量

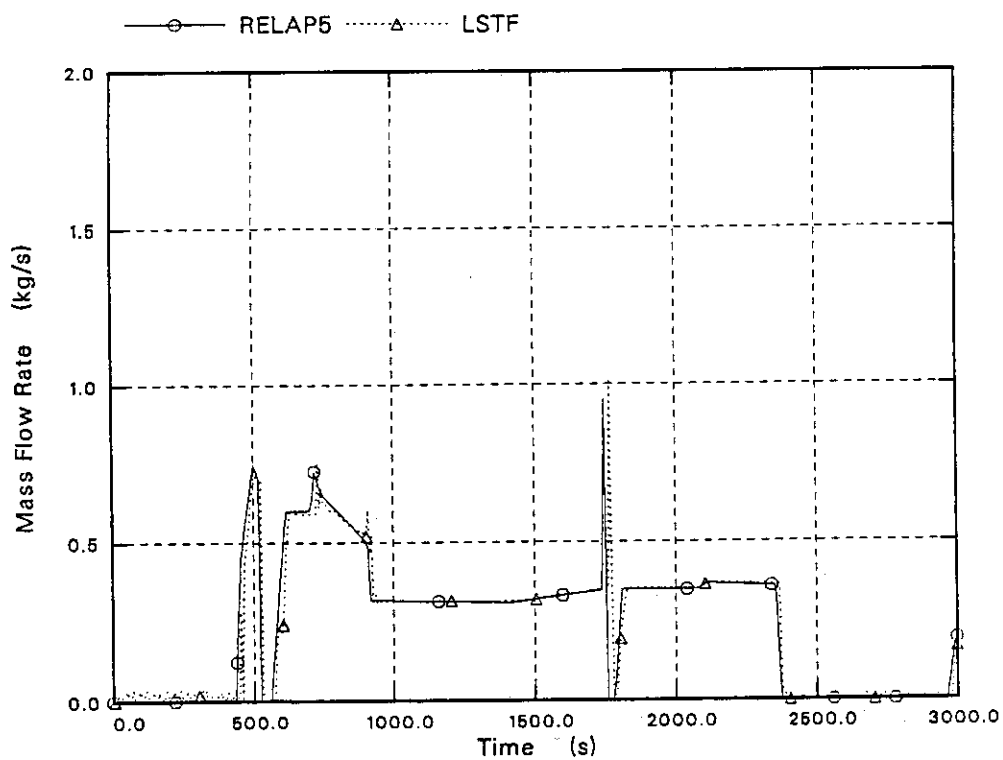


図7 コールドレグ注入流量



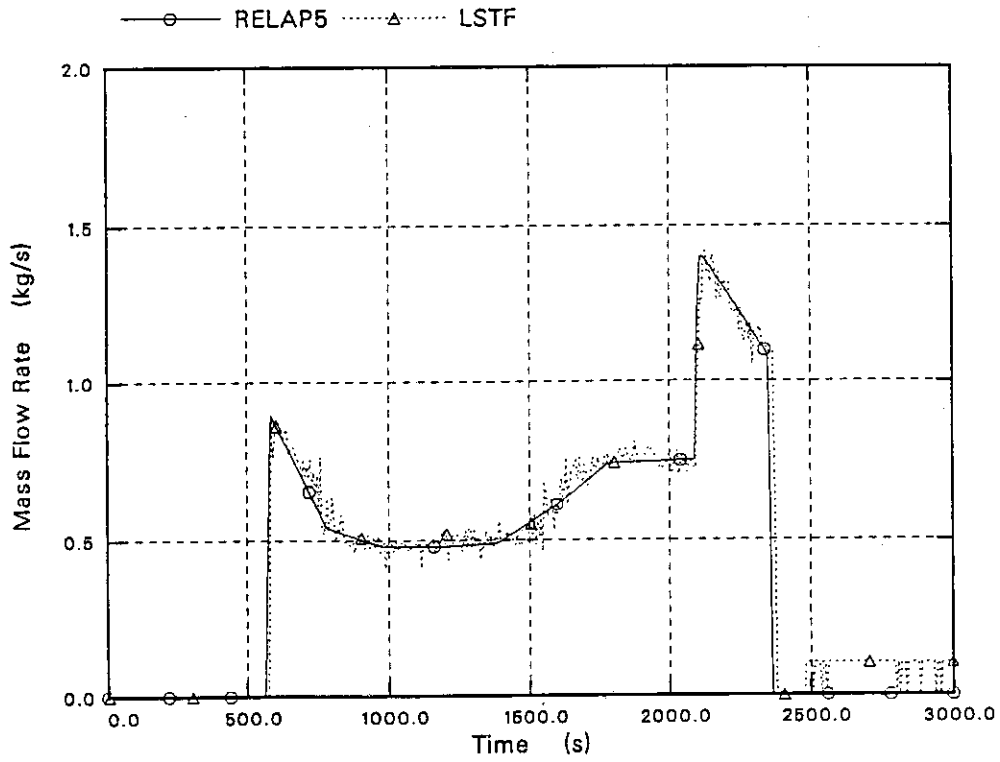


図8 上部プレナム注入流量

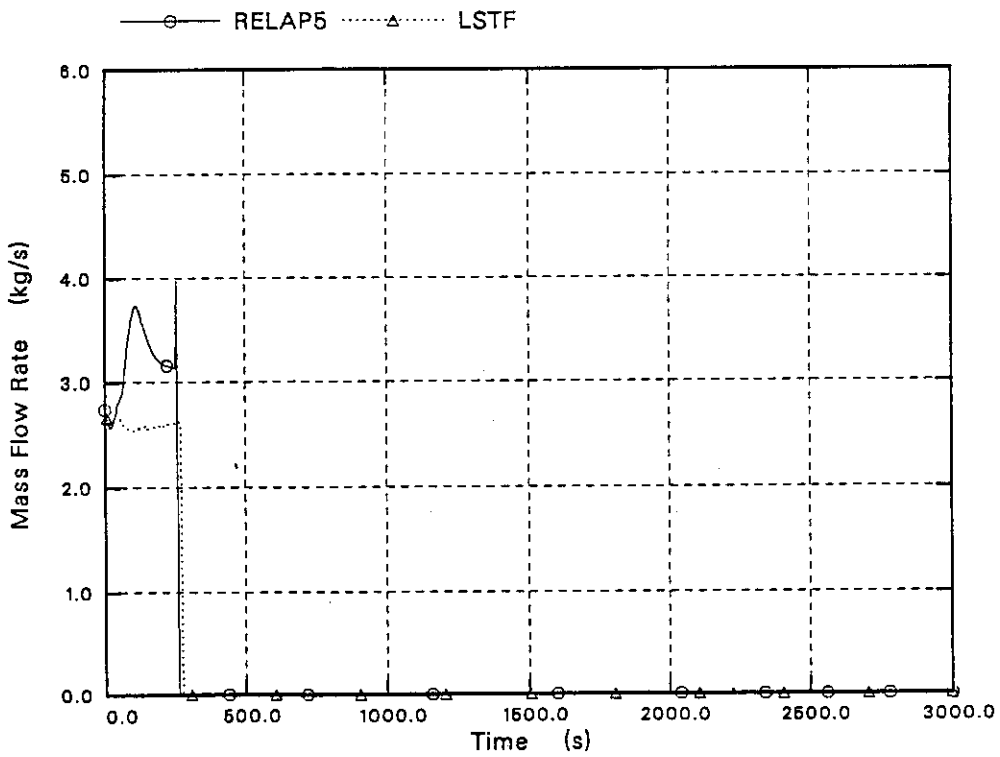


図9 健全側主蒸気管蒸気流量

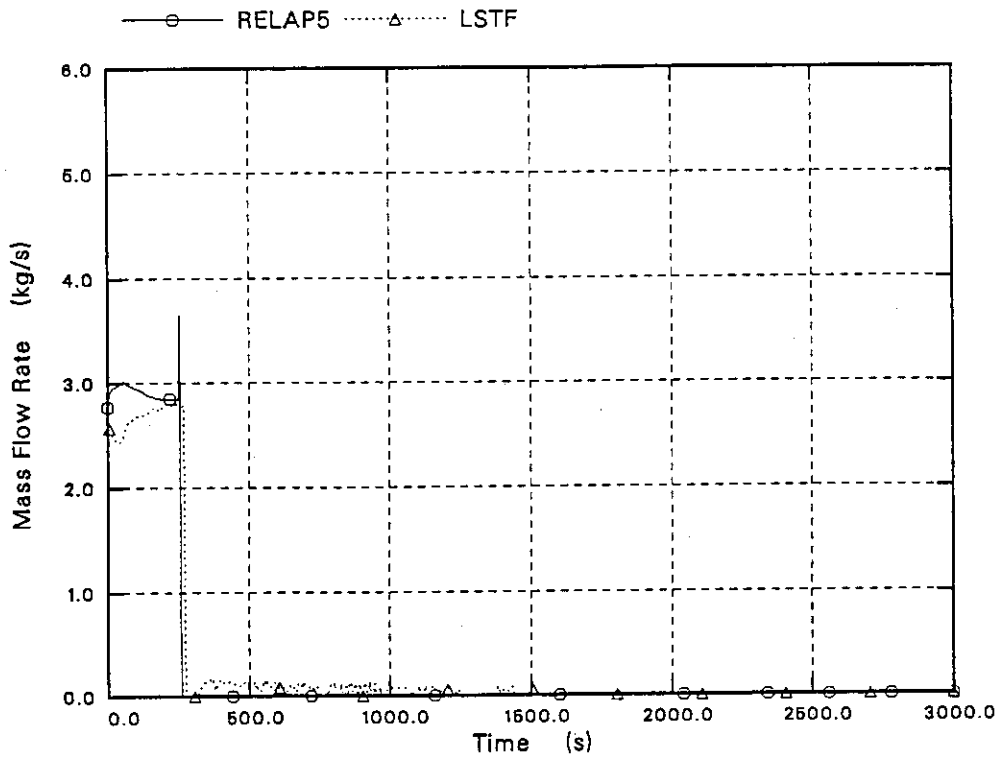


図10 破断側主蒸気管蒸気流量

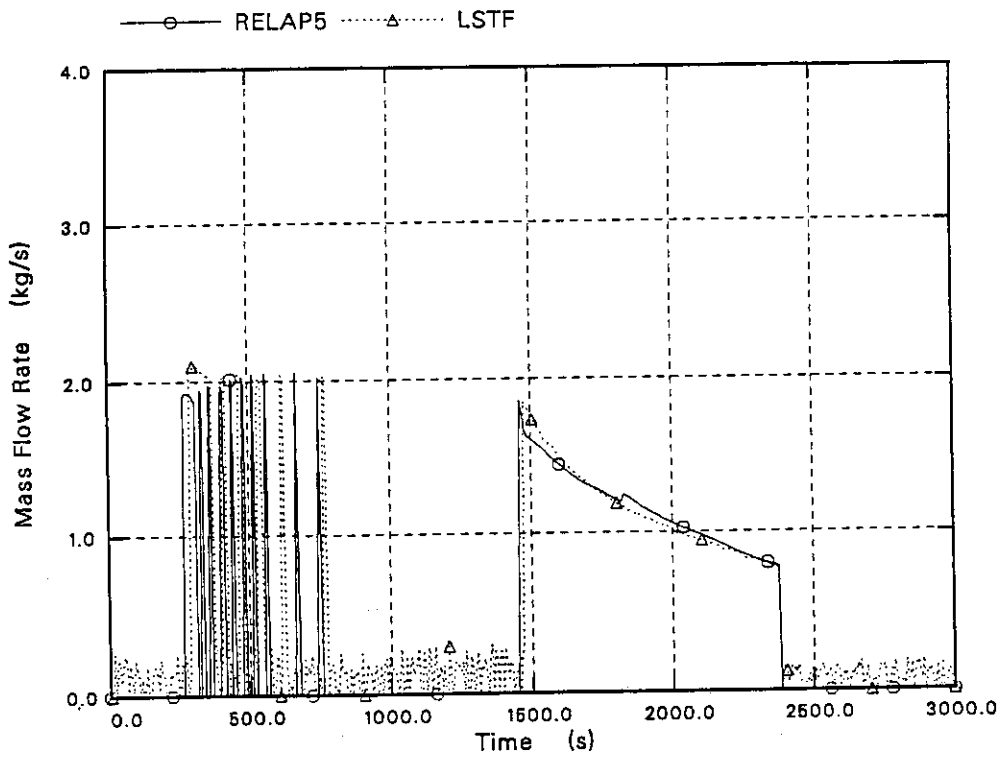


図11 健全側SG主蒸気逃し弁流量

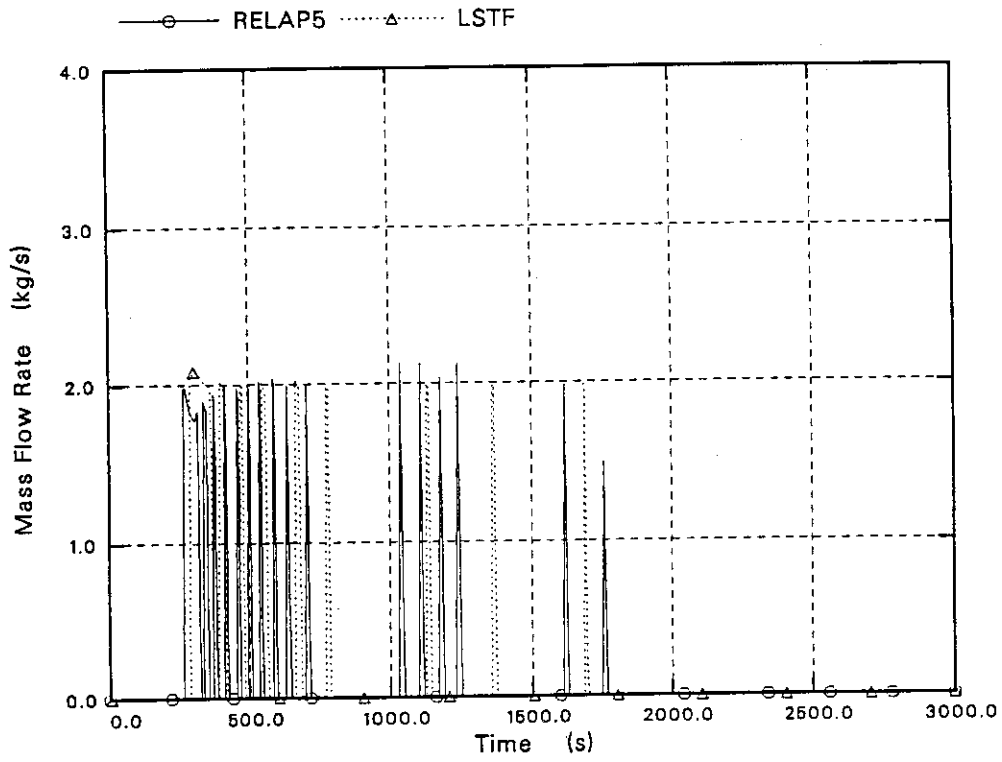


図12 破断側SG主蒸気逃し弁流量

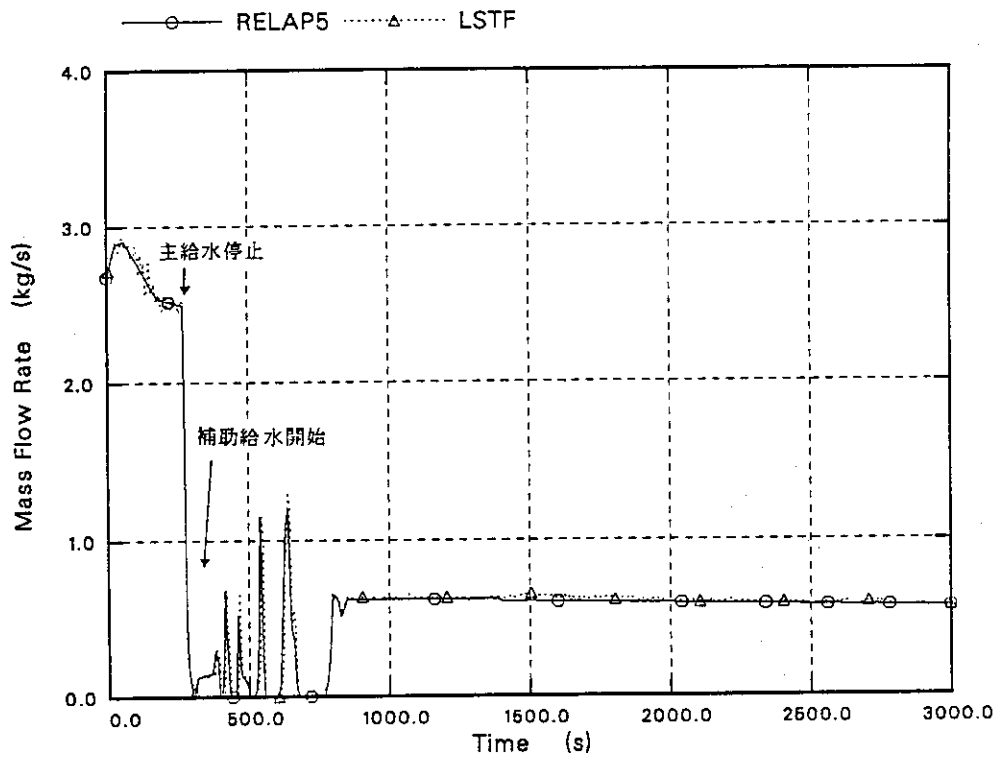


図13 健全側SG給水流量

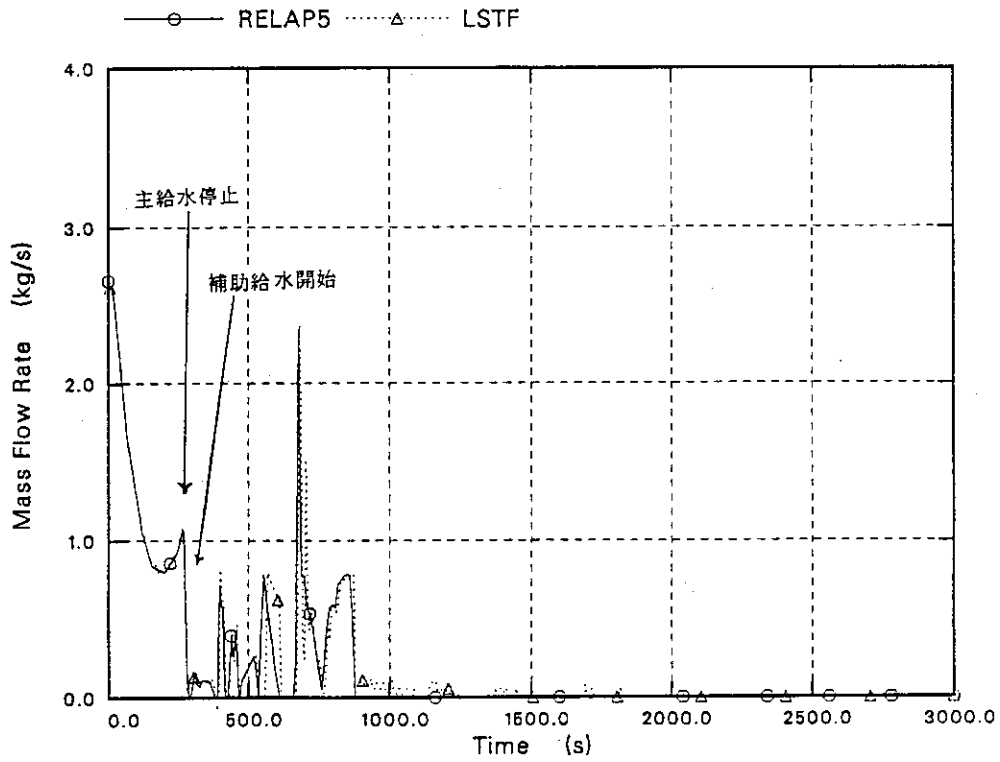


図14 破断側SG給水流量

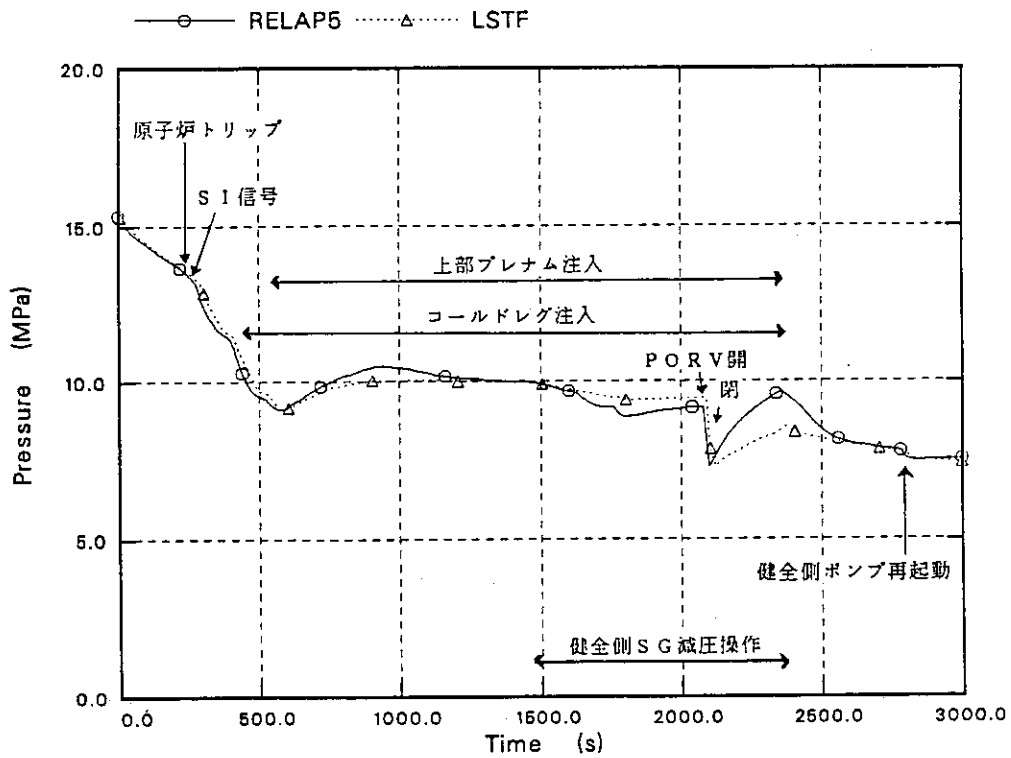


図15 加圧器圧力

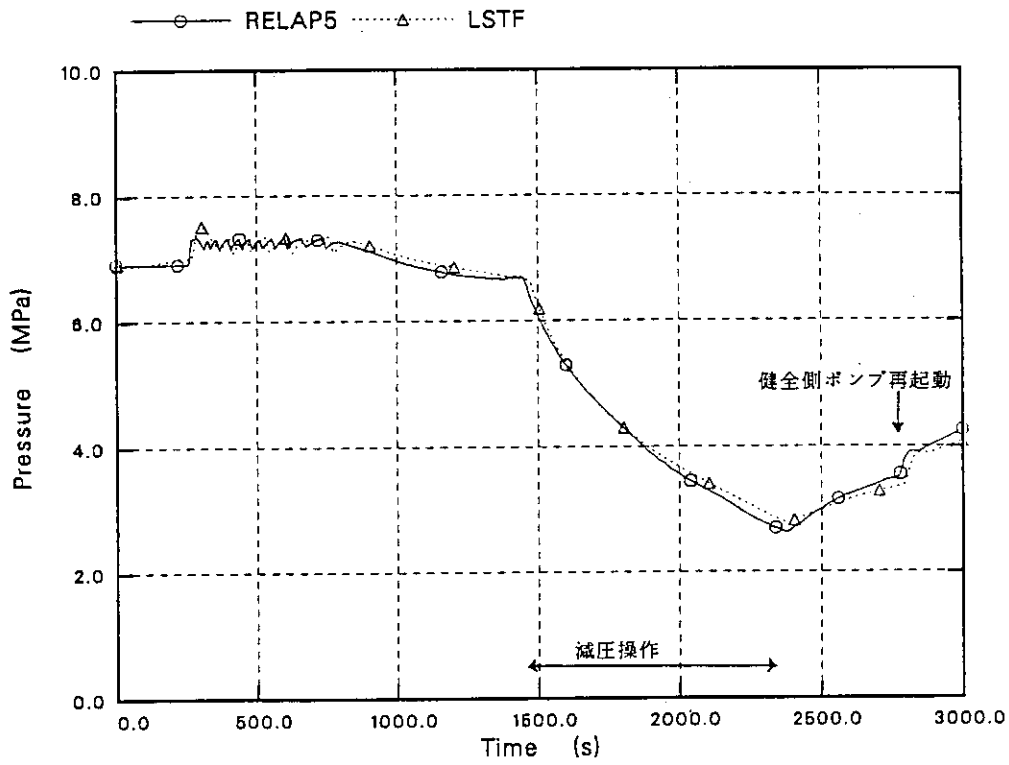


図16 健全側SG 2次側圧力

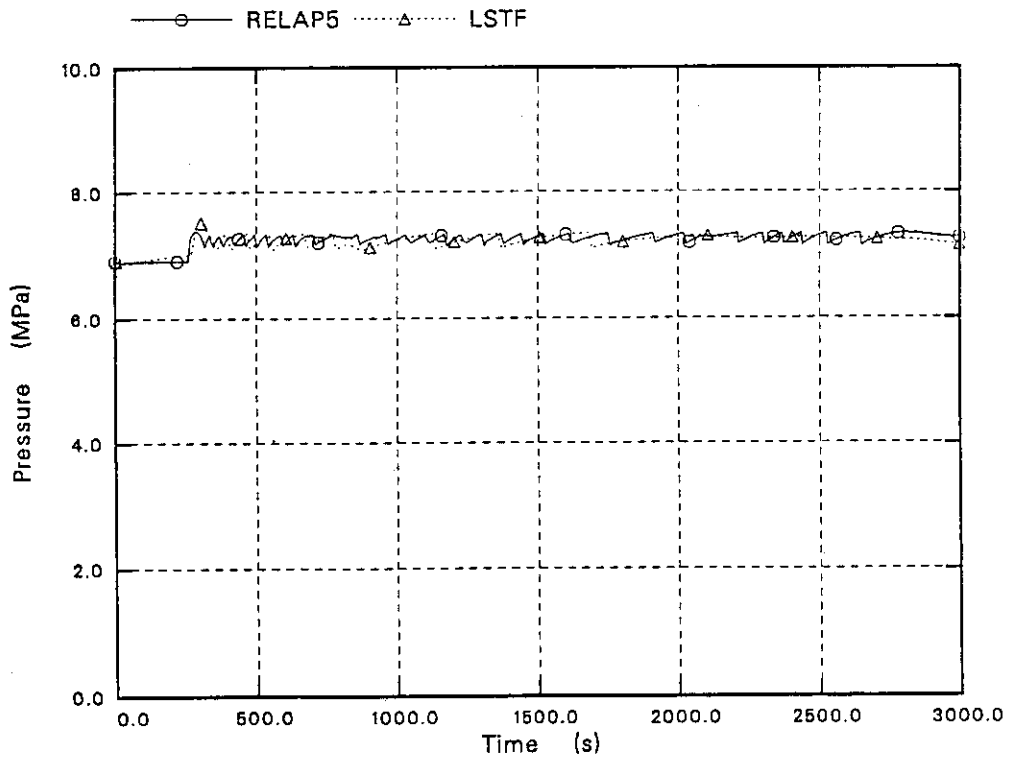


図17 破断側SG 2次側圧力

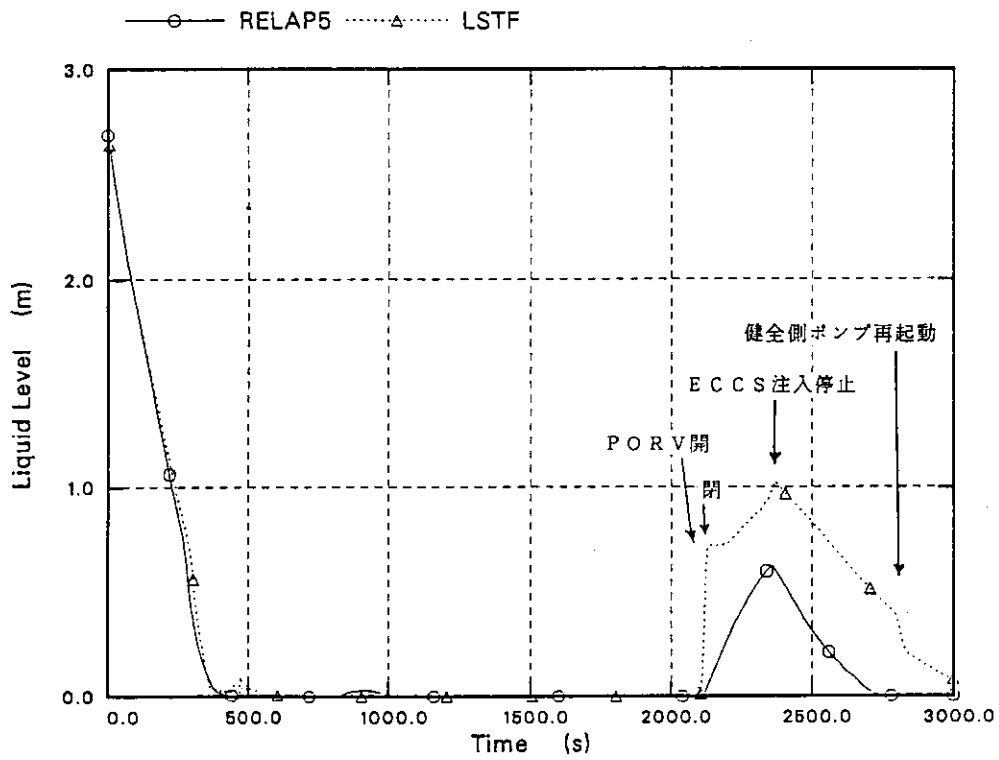


図18 加圧器水位

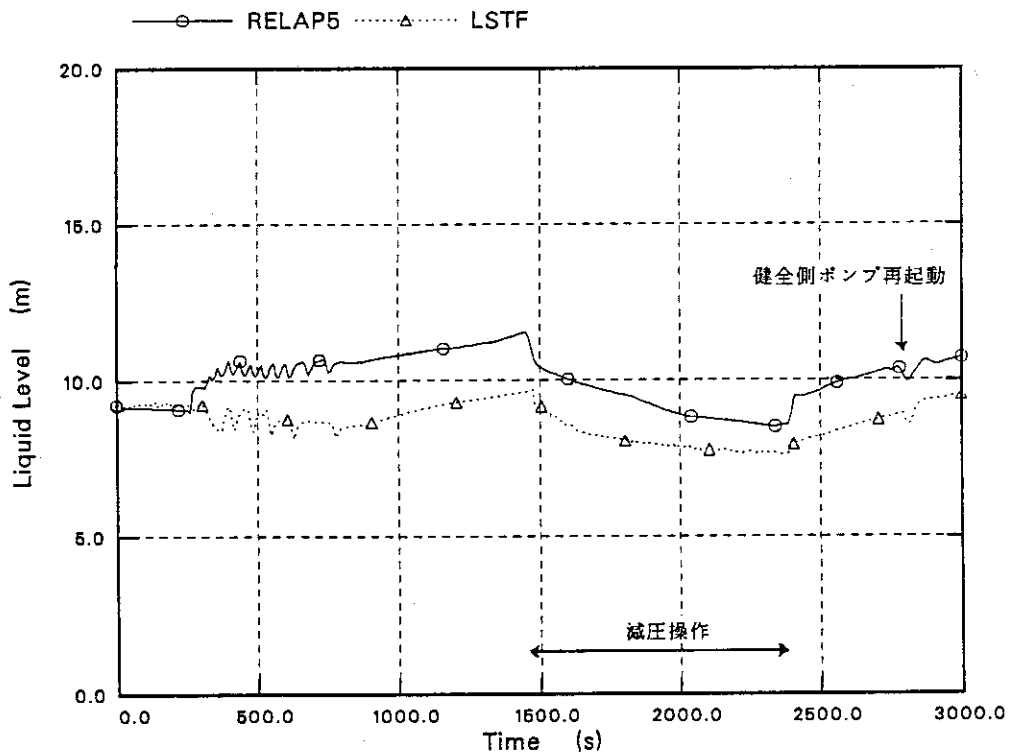


図19 健全側SG 2次側水位

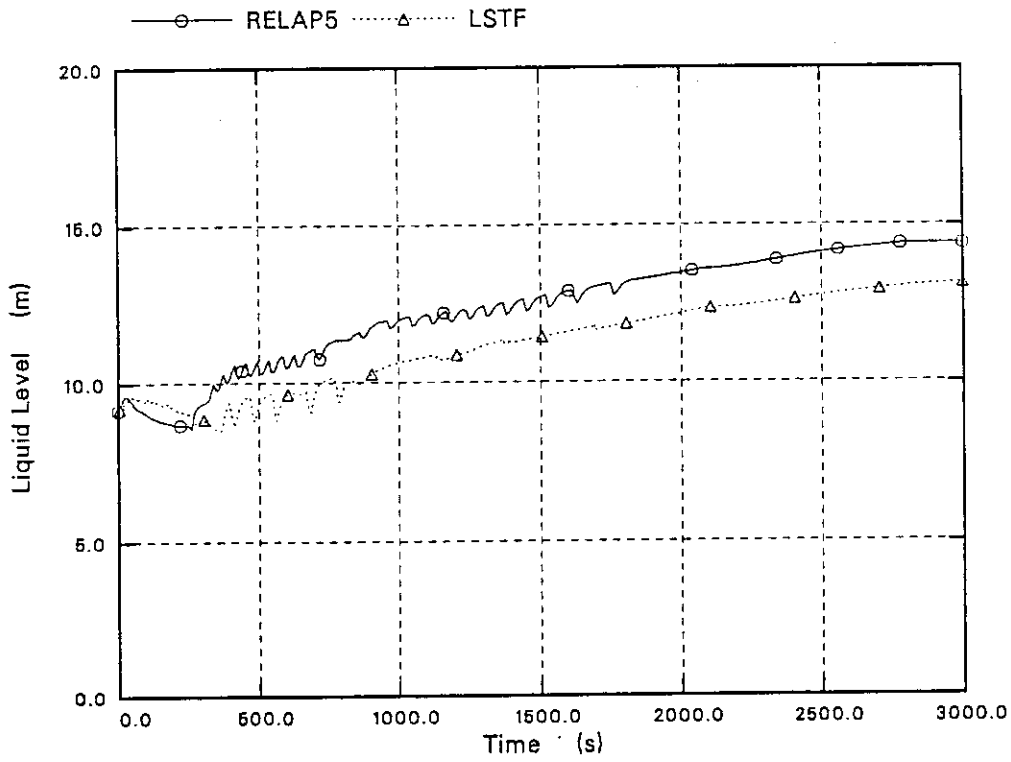


図20 破断側SG 2次側水位

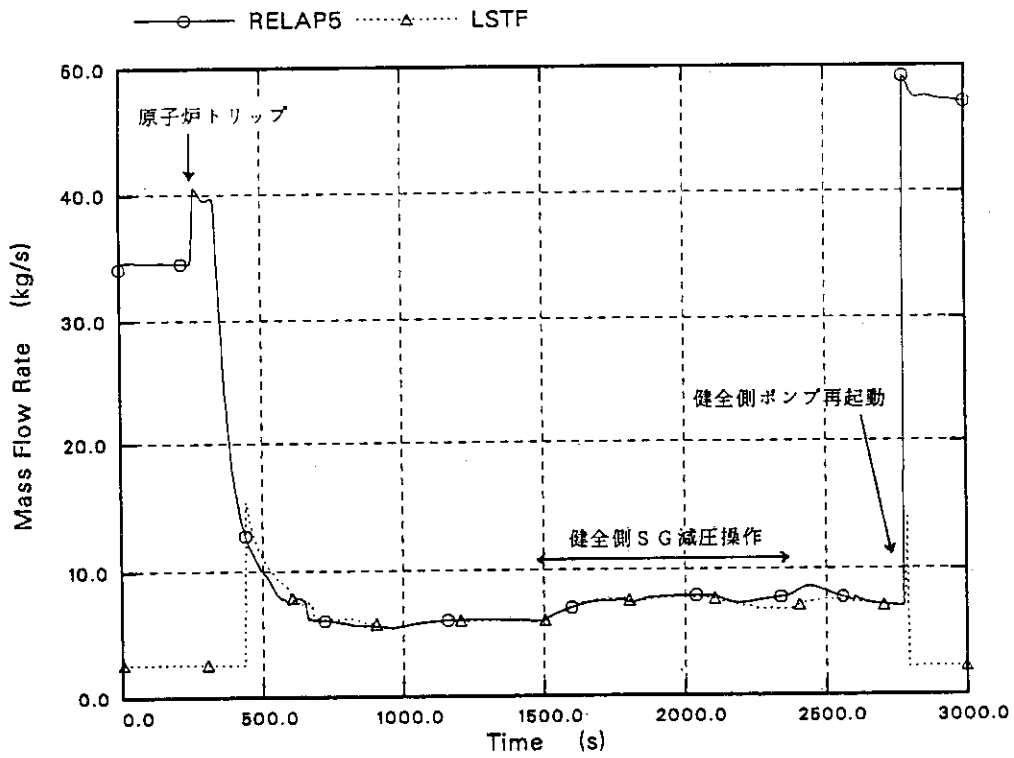


図21 健全側1次系ループ流量

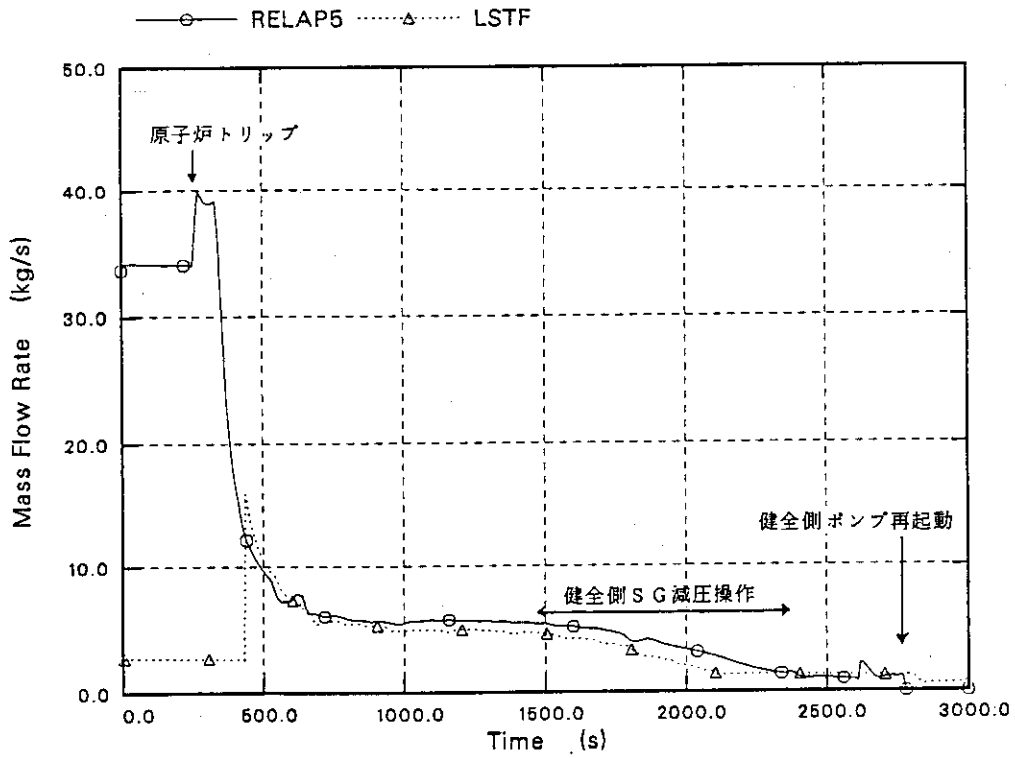


図22 破断側1次系ループ流量

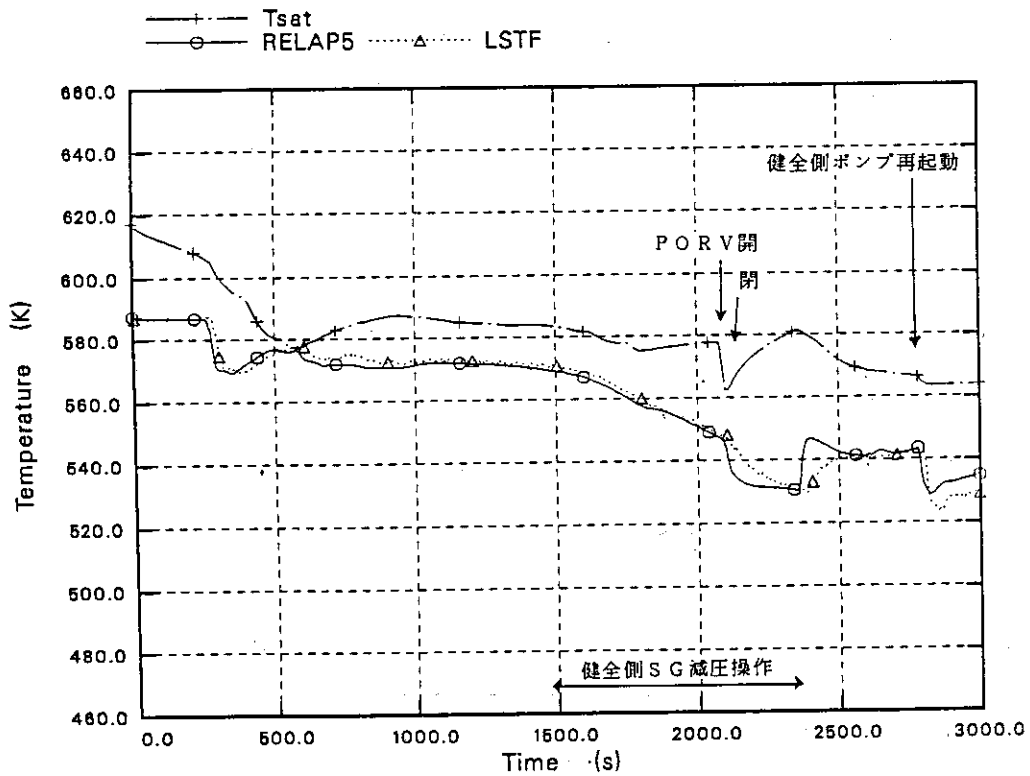


図23 健全側ホットレグ流体, 及び1次系飽和温度



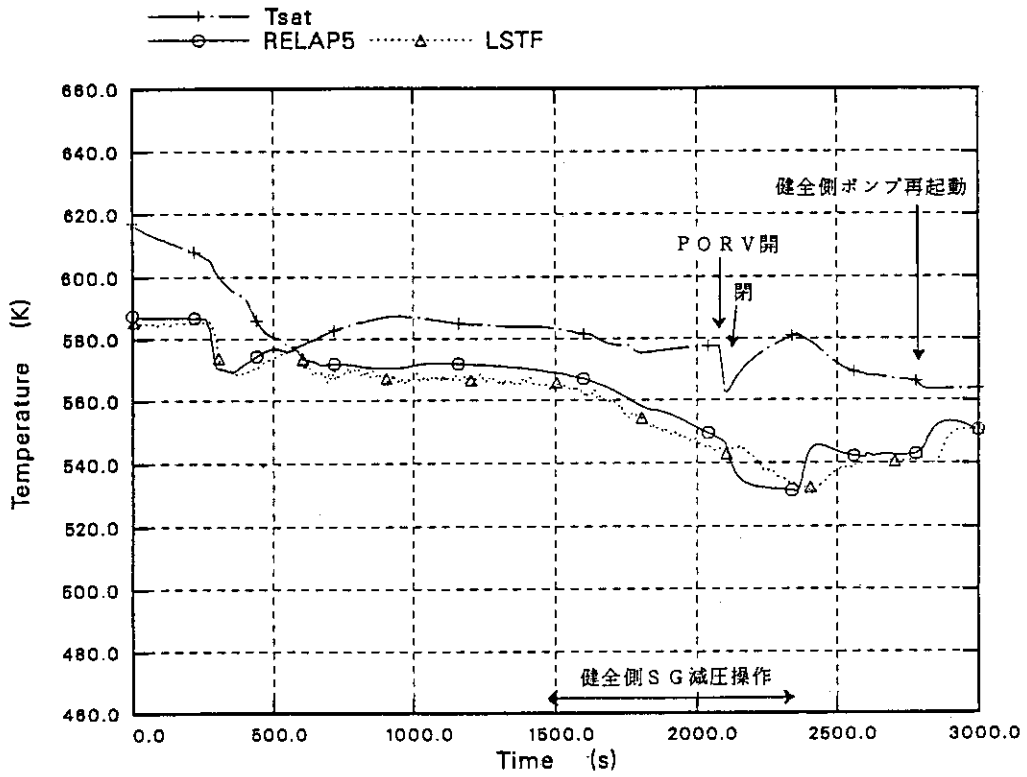


図24 破断側ホットレグ流体, 及び1次系飽和温度

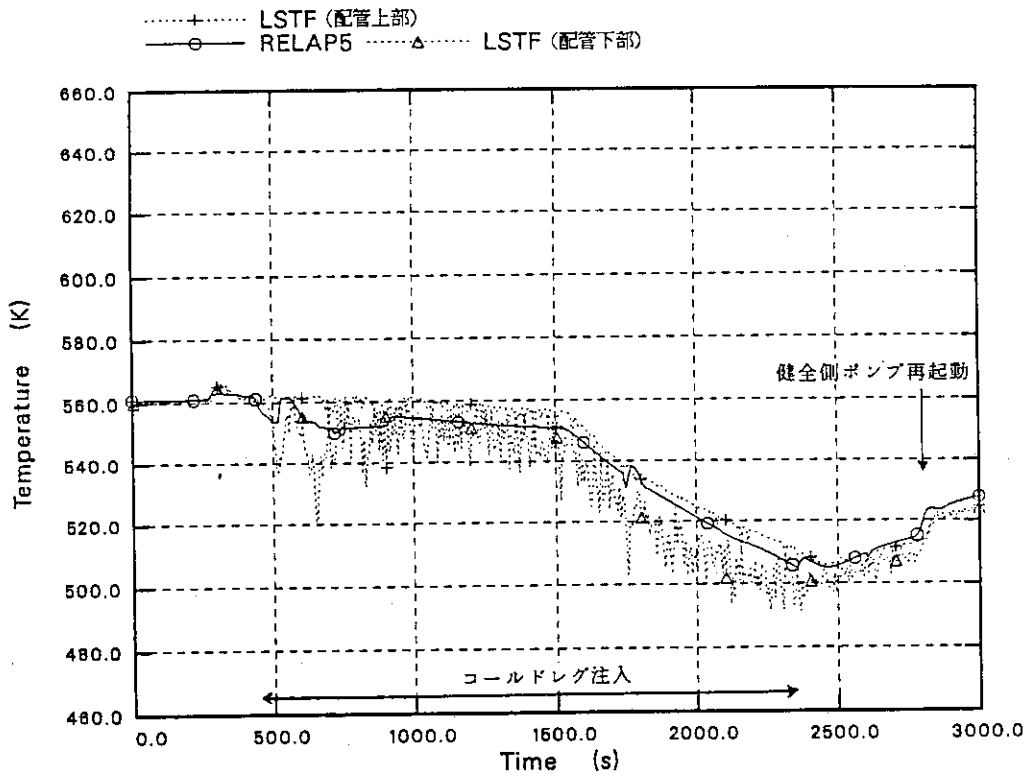


図25 健全側コールドレグ流体温度

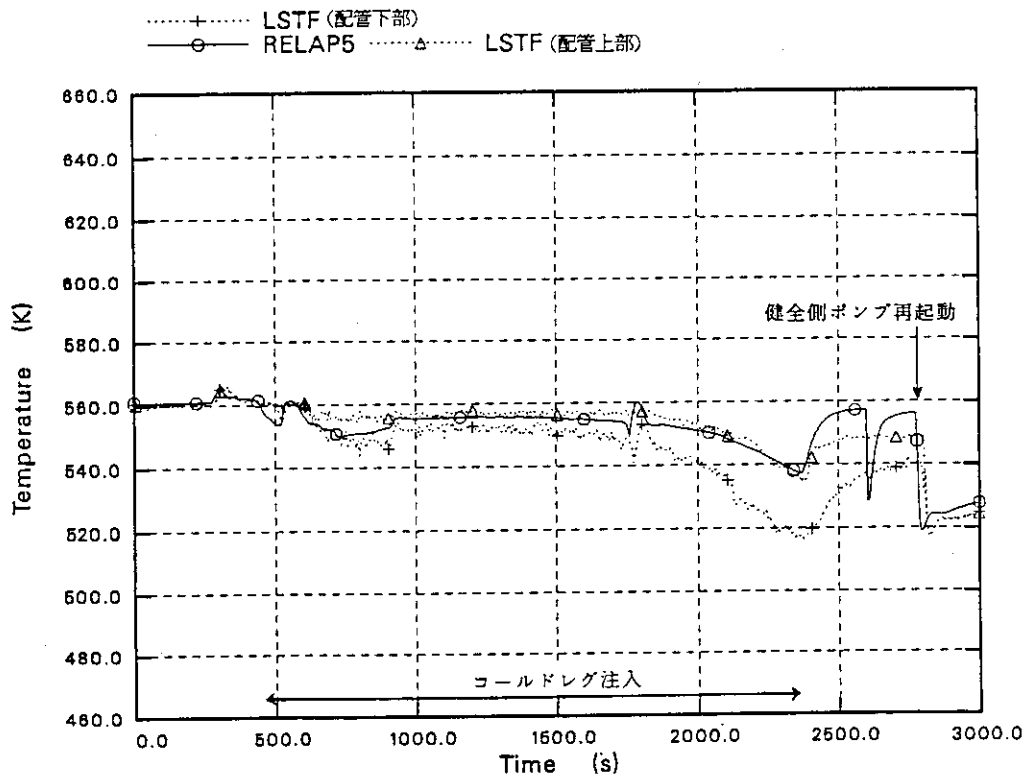


図26 破断側コールドレグ流体温度

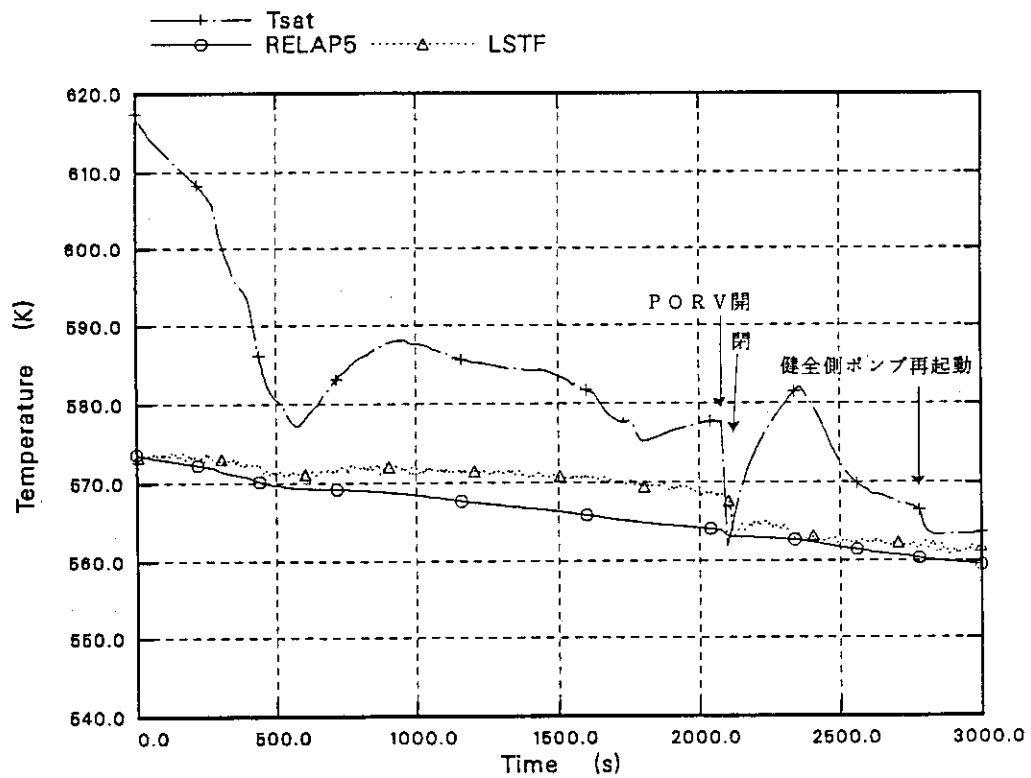
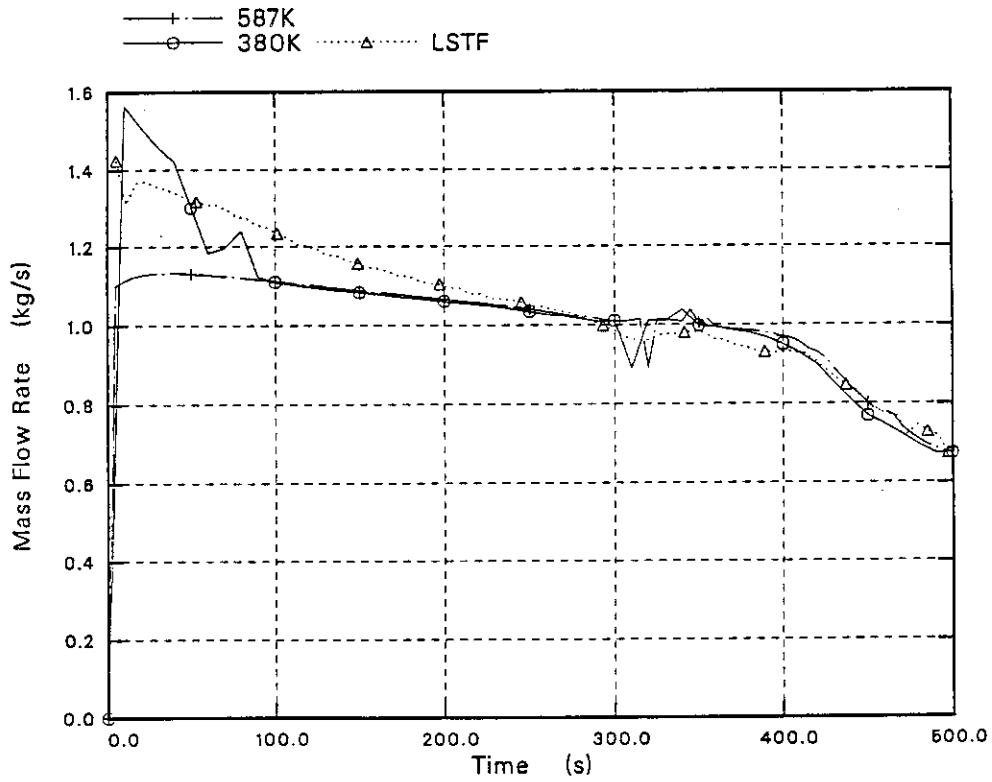
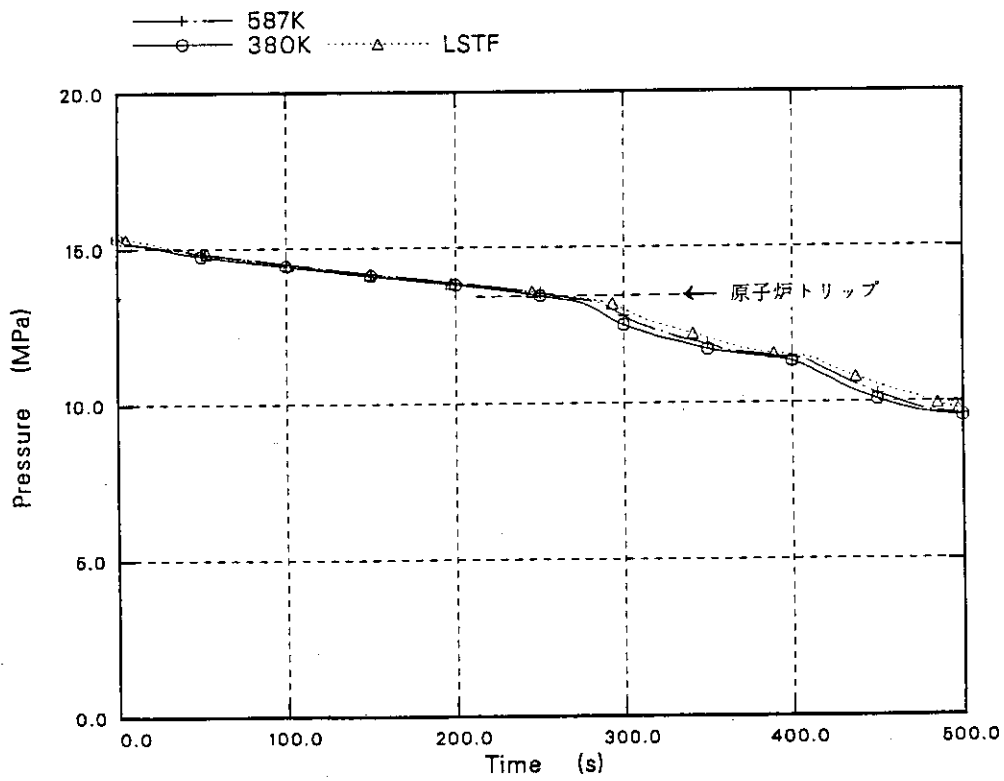


図27 上部ヘッド内上部流体, 及び1次系飽和温度



付録図1 破断ライン内流体初期温度の影響：破断流量



付録図2 破断ライン内流体初期温度の影響：加圧器圧力