

# 原子力発電所で発生した事象のRETRANコードによる解析

## RETRAN Analyses of Events Occurred in Nuclear Power Plants

玉置 知彦 (Tomohiko Tamaki)\* 大谷 昌徳 (Masanori Ohtani)\*  
郡山 民男 (Tamio Kohriyama)\* 川邊 康晴 (Yasuharu Kawabe)\*

**要約** 一般に事故報告からは事故の結果や原因についての概要を知ることが出来るが、事象の詳細に関する定量的なデータは得られない。従って、運転操作上の具体的な検討が困難である。そういう場合でも解析コードを使い事象を再現すれば、各種データを定量的に把握し、運転操作上の対応を検討することができる。ここでは、熱水力解析コードRETRAN02 / MOD4を用い、最近の国内外の典型的な事故に注目して運転対応の検討のための解析を行った。主給水制御弁の閉事象、全開事象ならびに主蒸気隔離弁の閉事象を解析した。これらはプラントモデルの変更をしないで解析ができる事象である。

次にRETRAN02 / MOD4のプラントモデルそのままでは精度良く解析できない事故事象（例えば蒸気発生器伝熱管破損事故）について再現解析手法の検討を行った。手法の妥当性を確認するためにはプラントの運転状態に関する詳細データが必要であるので、詳細な報告書のある美浜2号機SGTR事故を対象とした。破損側主蒸気逃し弁の3回動作、加圧器水位の急上昇などの重要な現象がプラントモデルの改良によって再現でき、同様な事象への適用性を確認した。

**キーワード** 原子力発電所，事故，蒸気発生器伝熱管破損，熱水力解析，RETRAN

**Abstract** In general, event reports give an overview of the causes and consequences of accidents, but not the quantitative data indicative of details. Therefore, it is difficult to identify the specific problems in plant operation. If an appropriate analysis code is available for reproducing events based on the reports, it will be possible to determine individual data quantitatively and identify problems in plant operation. In our study, we used the thermal-hydraulics code RETRAN02/MOD4, and analyzed several typical events which have recently occurred in Japan and other countries to determine the problems related to plant operation. The event of a main feedwater control valve closure, the event of a main feedwater control valve full open and the event of a main steam isolation valve closure were analysed in its original plant model.

Next, we attempted to apply the method of reproduction analysis to a steam generator tube rupture(SGTR) case with the aim of determining its applicability to accident events that the RETRAN02/MOD4 plant model could not analyze with high accuracy, in its original form. To confirm the validity of the method, detailed information about plant operation should be obtained. We adopted the Mihama Unit 2 SGTR accident for the case study, because it provided detailed information required to confirm the validity of the method. We found that the devised analysis model successfully reproduced a set of important phenomena including the sharp rise of the pressurizer level and three successive actuations of the main steam relief valve on the damaged side, and confirmed that the plant model could be applied to similar events.

**Keywords** nuclear power plant, accident, steam generator tube rupture, thermal-hydraulic analysis, RETRAN

## 1. はじめに

本研究の目的は、原子力発電所で発生した事象をRETRAN02 / MOD4<sup>(1)</sup>を使って再現することによ

り、運転操作及び設備上の問題点を抽出し、改善すべき点を明らかにすることである。本論文では、第一に事故報告の概要に基づき事象の再現を試みた事例について、第二には、解析モデルの改良を行うこ

\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

とにより精度良く事象を再現する試みに関し述べる。

ここで言う事故報告とは、日本では通商産業省に報告が義務づけられている事故報告<sup>(2)</sup>であり、米国では米国原子力規制委員会への報告が義務づけられている原子力発電所設置者事象報告 (LER: Licensee Event Report)<sup>(3)</sup> のことである。これらの報告により、事故状況や原因についての概要を知ることが出来るが、運転データの詳細なところまでは分からない。すなわち同じ様な事故が発生した場合の問題の有無について定量的には把握は出来ない。そこで事故の概要報告から、解析コードを用いて事故状況を模擬し事象の再現を行うことにより、定量的な検討を試みた。ここでは最近の事故報告をもとに行った主給水制御弁の閉事象、全開事象ならびに主蒸気隔離弁の閉事象の解析を報告する。この様な解析を行うことにより、詳細なデータがない事故に関して具体的なデータの挙動を把握し、運転上の問題点を検討しあるいは事故からの教訓を導くことなどが可能となる。

蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) 事故のような事象では、1次系でボイドが生成消滅し2次系では蒸気が圧縮されるため、基本方程式が均質平衡モデルであるRETRANで解析するためには工夫が必要である。ここでは、RETRANのオプションの使用、プラ

ントモデルの改良を行う事により、事象を精度良く再現する方法を試みた。再現性を確認するにはプラントの運転状態に関する詳細なデータが必要であるため、詳細な事故報告<sup>(4)</sup>がある美浜2号機SGTR事故を対象とした。再現性が良ければ、モデルの変更に際する考え方が妥当であったことが実証され、同様の事故を高い信頼度で再現することが可能となる。

## 2. RETRAN02 / MOD4コード及びプラントモデルについて

RETRAN02 / MOD4は米国の電力研究所 (EPRI) が1975年以来開発を続けている熱水力解析コードである。原子炉熱出力は1点近似動特性方程式によっている。基本方程式は均質平衡モデルであるが、気液速度差を考慮するモデルとしてダイナミックスリップ方程式を導入し、加圧器は非平衡モデルとしており、最適予測解析コードとして優れている。取り扱える事象は当初は比較的緩やかな過渡変化に限定されていたが、改良が加えられて小破断LOCA解析及びATWS解析等も可能となった。定常設定機能を有しているため、短時間で任意の初期定常状態を設定できるのが特徴である。

RETRAN02 / MOD4ではプラントの物理的形状を

体積要素とそれを接続するジャンクションを組み合わせて模擬している。プラントの自動制御系もモデル化でき、本モデルでは制御棒制御系、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系、給水制御系、タービンバイパス弁制御系、主蒸気逃し弁制御系をモデル化している。又、原子炉保護系もモデル化している。図1に体積要素とジャンクションで構成した美浜2号機SGTR解析用モデルを一例として示す。

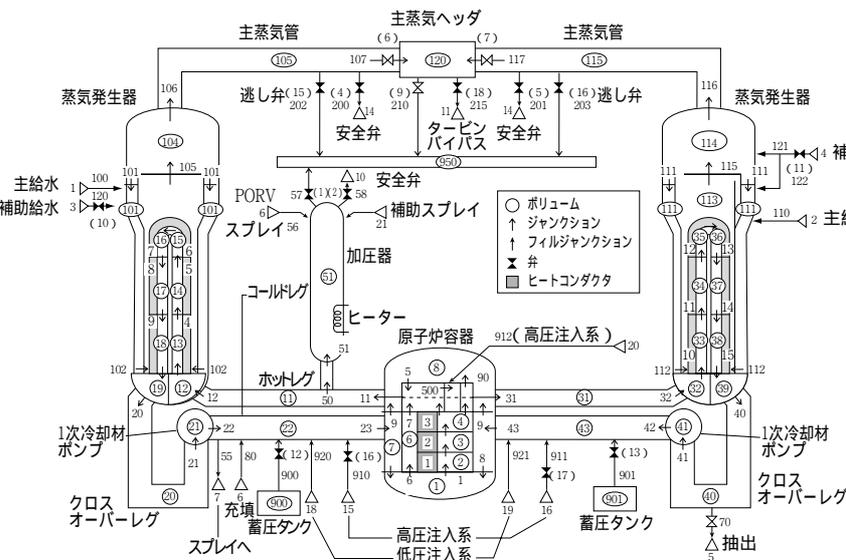


図1 美浜2号機SGTR解析用RETRANモデル

### 3. 事故報告による解析

#### 3.1 事故報告及び事例の選択

解析の対象事象は、国内外で発生した最近の4年間の事故の中から選んだ。日本の事故に関しては事故報告<sup>(2)</sup>の1994年1月から1998年3月までのものから、海外の事故に関してはLER<sup>(3)</sup>の1994年1月から1998年12月までのものから事象の選択を行った。

選択の条件は、ウエスティングハウス社タイプのPWR（加圧水型原子炉）で、出力運転中に事故が発生し原子炉が手動停止又は自動停止した事象とした。但し、機器の点検を実施するために手動停止した事故は対象外とした。又、図1でモデル化されていない箇所での事故も対象外とした。

#### 3.2 解析対象事象の決定

選択した事象を整理すると、主給水関係の事故、次いで主蒸気関係の事故が多く、これらによって原子炉停止が比較的多く発生している事が判明した。従って、主給水関係の典型的な事例として主給水制御弁の閉事象及び全開事象を解析し、主蒸気関係の典型的な事例として主蒸気隔離弁の閉事象を解析することとした。事故事象の整理結果は表1、その内訳は表2及び表3に示した。

日本では調査期間内で該事故は発生していないため、ここで解析検討した結果は、最近の海外の事故事例から日本の発電所への教訓をくみ取ることには該当する。なお、主給水制御弁全開事象はLERでは報告されていないが、韓国では1件<sup>(5)</sup>発生している。

#### 3.3 解析

対象とした事故事象は3ループ及び4ループのプラントで発生しているが、厳密な再現を目指しているのではなく、事故事象が発生した場合の基本的な特性を考察するのが目的であるから、プラントモデルは4ループ標準プラントを用いた。又初期条件としては、サイクル初期の定格運転中に事故が発生したと仮定した。モデルの考え方は図1に示した美浜

表1 事故事象整理結果 単位：件

	LER	日本
1. 主給水関係	11	0
2. 主蒸気関係	5	0
3. 1次冷却材ポンプ関係	2	0
4. 過大温度高誤信号	1	0

表2 主給水関係内訳 単位：件

	LER	日本
1. 主給水制御弁	6	0
(1) 閉	4	0
(2) 不調	2	0
(3) 全開	0	0
2. 主給水ポンプ停止	5	0

表3 主蒸気関係内訳 単位：件

	LER	日本
1. 主蒸気隔離弁閉	3	0
2. タービン制御弁関係	1	0
3. 主蒸気ダンブ弁閉	1	0

2号機（2ループ）のものとはほぼ同じである。ただし、後述するSGTR解析で行ったプラントモデルの改良は加えていない。

##### 3.3.1 主給水制御弁閉事象の解析結果

何らかの故障により、1台の主給水制御弁が閉となり、蒸気発生器1基への主給水が停止する事象を解析した。

この条件の時の解析結果は以下の通りである。Aループ側（故障）主給水流量は図2に示すように、主給水制御弁閉によりゼロとなる。Aループ側蒸気発生器2次側水位は図3に示すように、事象開始直後の給水停止により低下する。弁閉後30秒で水位は「水位低」に達し原子炉は自動停止する。この弁閉の後原子炉が停止するまでの時間は、解析結果により初めて判明するものであって、事故報告には記述はない。

米国で発生した4件の内2件<sup>(6,7)</sup>の事例では、弁を手動操作に切り替えたが開にならなかったため、原子炉を手動で停止したとなっている。残りの2件<sup>(8,9)</sup>の事例では原子炉は自動停止している。

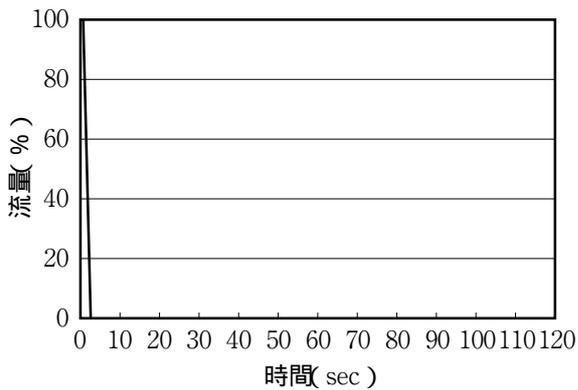


図2 A-SG主給水流量の変化（主給水制御弁閉）

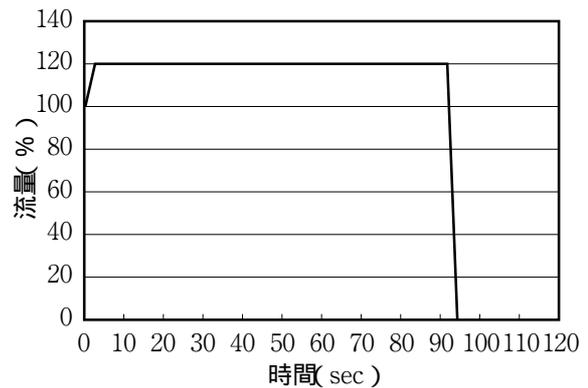


図4 A-SG主給水流量の変化（主給水制御弁全開）

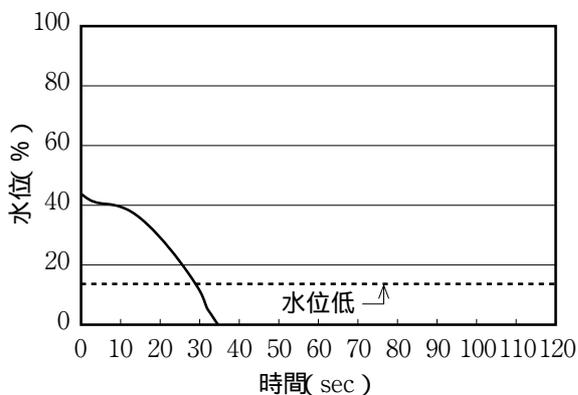


図3 A-SG水位の変化（主給水制御弁閉）

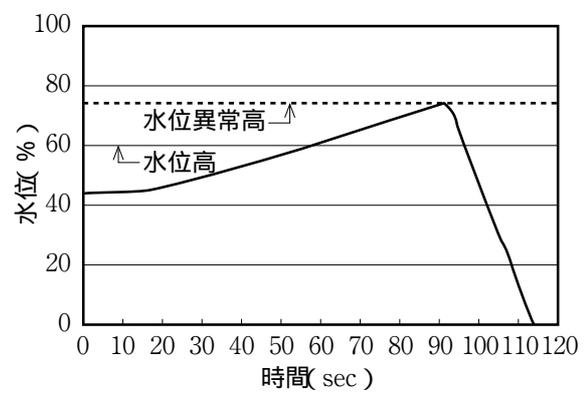


図5 A-SG水位の変化（主給水制御弁全開）

この解析と実機の状況に近いものであるなら、原子炉手動停止の事例は、事故発生から原子炉が自動停止するまでの30秒以内に、事故状況を確認し（給水弁の開、蒸気発生器の水位低下）、弁の手動操作を行い、開操作が失敗したことを受けて、原子炉を手動で停止させたことになる。事故報告には書かれていないが非常に短時間で操作であったことが理解できる。

### 3.3.2 主給水制御弁全開事象の解析結果

何らかの故障により、1台の主給水制御弁が全開となり、給水流量が過剰となる事象を解析した。主給水制御弁全開時の給水流量は定格流量の120%と仮定した。

この条件の時の解析結果は以下の通りである。Aループ（故障）側主給水流量は図4に示すように、主給水制御弁全開によりステップ状に120%まで増加し一定となった後、蒸気発生器「水位異常高」に

よる給水隔離のため原子炉は自動停止する。Aループ側蒸気発生器2次側水位は図5に示すように、事象開始時からの過剰給水により上昇し、弁全開後58秒で「水位高」の警報が発信し、警報発信後35秒で「水位異常高」まで上昇する。その後タービン停止による圧力上昇及び給水停止による保有水の減少により急速に低下する。

解析結果から得られた原子炉自動停止に要する時間に関し以下に考察する。運転員が給水流量の増加等の確認により、給水制御弁が全開の事故であることを把握するために58秒要したとしても、「水位高」の警報を合図に弁の自動制御を手動制御に切り替え、手動で弁を絞ることが出来れば、原子炉の運転を継続させる事は出来る。ただし、給水制御弁が全開になった時点で直ちに給水弁の手動制御への切り替えを行っても、手動で弁を絞ることが出来なければ、93秒後には原子炉は自動停止する。この場合手動で原子炉を停止すべきか、自動停止に任せるべき

かが問題となる．その理由は，主給水制御弁閉事象（3.3.1参照）及び主蒸気隔離弁閉事象（3.3.3参照）の場合のように，時間的に余裕がない場合又は手動操作など不可能と考えられる場合でも手動停止させた例があるからである．

### 3.3.3 主蒸気隔離弁閉事象の解析結果

何らかの原因で，1台の主蒸気隔離弁が閉となる事象を解析した．

この条件の時の解析結果は以下の通りである．Aループ側（故障）主蒸気流量は図6に示すように，主蒸気隔離弁閉により急激に減少する．その後は2次側圧力の上昇により逃し弁及び安全弁が作動するため，弁閉後40秒頃まで蒸気放出が続く．Aループ側蒸気発生器2次側圧力は図7に示すように，事象開始直後から急激に上昇する．圧力上昇は主蒸気逃し弁及び安全弁が作動することにより抑制される．Aループ側（故障）蒸気発生器2次側水位は図8に示すように，事象開始直後に急激に低下する．弁閉

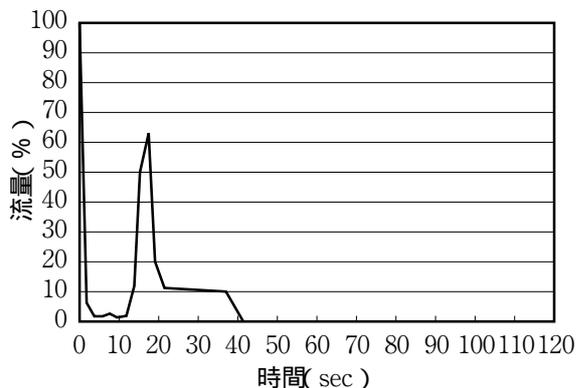


図6 主蒸気流量の変化（主蒸気隔離弁閉）

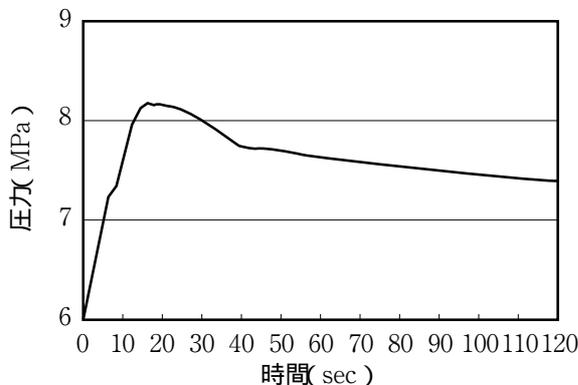


図7 A-SG圧力の変化（主蒸気隔離弁閉）

後6秒で水位低下による蒸気発生器「水位低」により原子炉は停止する．

解析結果について以下に考察する．解析では蒸気発生器「水位低」で原子炉が自動トリップする．米国の3件の事例の内2件<sup>(10,11)</sup>の事故報告でも同じく「水位低」で原子炉が自動停止している．保有水量が減少していないのに水位が低くなる理由は，解析結果の各種データを検討することにより，以下のように考えられる．

主蒸気隔離弁が閉になると該当SGで発生した蒸気はSG内に閉じこめられるため，SG内の圧力は一気に上昇し同時に温度も上昇する．そのため1次系から2次系への伝熱量が減少し，SGの蒸発部での蒸気の生成量は急激に少なくなる．通常の運転状態においては，蒸発部では蒸気流と構造物との摩擦により圧力損失が生じる．この圧力損失に蒸発部での液相水頭を加えた圧力とバランスするようにダウンカマ水位が保たれる．主蒸気隔離弁が閉になり蒸気の発生が少なくなると，圧力損失も少なくなるため，ダウンカマ水位は低下する．SGの水位は実際はダウンカマ部の水位を計測しているため，SGの水位計表示としては急激な水位の減少となる．

さて解析で得られた原子炉自動停止までの時間6秒に関してであるが，このような短時間に状況を判断し，原子炉を手動停止させることは不可能ではないかと考えられる．又，そのような場合に備えて原子炉保護系が設計されている．ところで，米国では原子炉を手動停止させた事例が1件<sup>(12)</sup>ある．

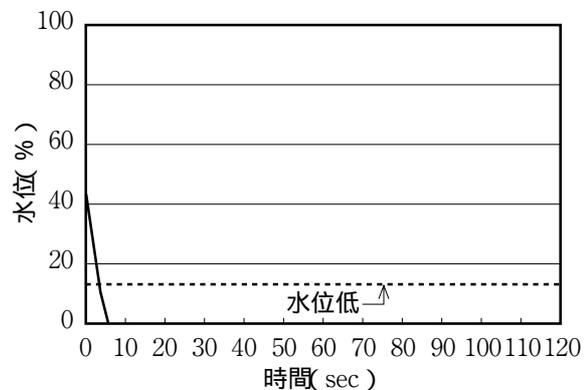


図8 A-SG水位の変化（主蒸気隔離弁閉）

### 3.4 考察

以上の3事象の解析結果に関してまとめて考察する。これらの事象では事故後短時間で原子炉が自動停止し安全が確保されること、原子炉停止を手動で少し早めても停止する事によってプラントに及ぼす影響に違いがないことから、原子炉が自動停止する前に手動停止しなければならない必要はないと考えられる。すなわち運転上の対応としては、手動で十分対応出来るものは手動で行うが、手動で対応する余裕のないものは自動制御に任せるのが妥当と考えられる。従って、事故対応としては状況を素早く把握し、弁を手動に切り替え弁の操作を行う。それでも手動での弁の操作が不可能な場合は、原子炉の手動停止操作は行わず原子炉自動停止に備えるようにすることではないかと考えられる。

ところで、米国の事故例では原子炉を手動停止させている例が数件あったが、このことは米国における原子炉の停止に関する考え方が、ここで検討した考え方と異なるのではないかとと思われる。

## 4. 美浜2号機蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)事故解析

この解析に当たっては、通商産業省資源エネルギー庁の「美浜2号機蒸気発生器伝熱管損傷事故報告書(平成3年11月)」<sup>(4)</sup>を参照した。この報告書には詳細な事故経緯、解析に必要な前提条件、資源エネルギー庁が実施した解析の結果等が記述されており、本研究のRETRAN解析に当たって活用した。

### 4.1 事象の経緯

平成3年2月9日、定格出力で運転中のところ、13時45分(事故調査結果による推定時刻)に蒸気発生器(SG)の伝熱管が破断した。13時47分に負荷降下を開始したが、13時50分に加圧器圧力低により原子炉が自動停止し、引き続き、加圧器圧力低と水位低の一致により安全注入系が作動した。この状況及びA-SGの水位上昇がB-SGに比べ大きいこと等から、A-SGからの漏洩と判断し、A-SGを系統から隔離した。表4に事象の経緯を示す。

### 4.2 解析の前提条件

解析に当たっては、事故を収束させるために行われた以下の手動操作を考慮した。

- 破損蒸気発生器の隔離
- 充填ポンプの再起動
- 補助スプレイの作動及び停止
- 高圧注入ポンプの停止
- 健全側主蒸気逃し弁の開閉

核パラメータには以下の値を用いた。

遅発中性子割合	: 0.57%
減速材温度係数	: -40pcm/K
ドップラ反応度	: 910pcm(100% 0%)
トリップ時の添加反応度	: 7% dk/k

初期条件としては事故発生直前の状態として記録されている以下の値を用いた。

原子炉出力	: 97.9%
1次冷却材平均温度	: 574.1K
加圧器圧力	: 15.51MPa
蒸気発生器水位	: 52%
加圧器水位	: 53.9%

### 4.3 モデルの変更

SGTRを正確に再現するため破断伝熱管原子炉容器頂部破損蒸気発生器の各モデルについてはRETRANで通常用いられるプラントモデルの変更を行った。以下に変更した理由と変更の内容を説明する。

#### 4.3.1 破断伝熱管

通常の解析では3,260本のSG伝熱管を束ねて1本の扱いにしたモデル化を行っている。美浜2号機のSGTR事故では伝熱管1本が周方向に破断している。束ねて1本扱いにした伝熱管モデルに破断口に相当する開口を作り1次系から2次系に漏洩させると、破断伝熱管内の流動の模擬が不十分である。従って、破断流について現実的な再現をするために、健全な伝熱管は通常の解析どおり束ねた1本の扱いにし、破断伝熱管については別に1本の独立したモデル化を行った。破断口の縮流係数(Contraction Coefficient)は、試行計算を行うことにより、破断

後の1次系圧力の降下挙動が実機データと一致するよう決定した。

#### 4.3.2 原子炉容器頂部

解析対象のSGTRについては、前出の事故報告書では1次冷却系統(RCS)内の比較的高温の部分にボイドが発生したと推定され、それが原子炉容器頂部である可能性が示唆されているため、ここでは原子炉容器頂部でのボイドの発生消滅が模擬できるようなモデル化を行った。

ボイドの発生の原因は次のように考えられる。安全注入信号が発信した後、RCSには低温の高圧注入水が注入される。一方、1次冷材ポンプが自動的に停止することにより、原子炉容器頂部への強制的な流動がほぼ停止し、原子炉容器頂部の温度は他のRCSと比較して高く維持される。加圧器補助スプレーが作動することによりRCS圧力が低下し、原子炉容器頂部の比較的高温の冷却材の圧力が飽和圧力以下に低下したとき、原子炉容器頂部での蒸発が始まる。

この状況を再現するには原子炉容器頂部における温度も精度良く模擬できるようにする必要がある。そこで容器頂部の物理形状を考慮しモデルの変更を行った。元のモデルでは原子炉容器頂部が1本のジャンクションで原子炉上部プレナムに接続されていたが、原子炉容器頂部を3本のジャンクションでそれぞれ、原子炉上部プレナム、炉心上部(制御棒案内管に相当するボリュームを通して)、ダウンカマ(原子炉容器頂部とダウンカマを接続するジャンクションはスプレーノズルに相当する)に接続した。初期定常計算で、原子炉容器頂部の温度及びスプレーノズルの流量が設計値に一致するよう試行計算を行った。又、ボイドの発生消滅現象に対応できるよう原子炉容器頂部に非平衡モデルを取り入れた。

#### 4.3.3 破損蒸気発生器

事故の記録によれば破損SGが隔離されて後、主蒸気逃し弁が3度動作している。これは1次系からの漏洩によりSG水位が上昇し、SG内の蒸気が圧縮され圧力が上昇したためである。一方、1次系は低

温の高圧注入水が注入されているため、隔離されたSG2次側よりもある時点以降温度が低くなっており、1次系からの漏洩水による2次側の圧力の上昇は平衡モデルでは再現出来ない。即ち、1次系からの漏洩によるSG内の冷たい水はSG内のより温度の高い蒸気と瞬時に平衡状態になり、圧力が低下する。従って、解析に当たってはここにも非平衡モデルを取り入れることとした。気液界面の熱伝達係数は、試行計算をすることにより、圧力挙動が実機データに近づくよう決定した。

### 4.4 解析結果及び考察

表4に解析の結果の時間経過を示す。図9から図19までは解析の結果を実機のデータと共にグラフに示したものである。

加圧器水位が急上昇(図11)している原因が、原子炉容器頂部にボイドが発生(図13)したためである事がよく分かる。又、RCS内で他にボイドが発生

表4 美浜2号機蒸気発生器伝熱管破損事故における主な事象の経緯

破断後の 時間(分)	RETRAN 計算(分)	事 象
0	0.0	破断
2	2.0	出力低下開始
5	5.9	原子炉トリップ
5	6.1	SI信号発信
6	6.4	常用母線への給電停止
10	11.1	上部プレナム高圧注入開始
17	17.9	破損SG隔離
17	17.9	健全側主蒸気逃し弁開放
34	34.9	破損側主蒸気逃し弁自動開
34	35.1	破損側主蒸気逃し弁自動閉
32	32.9	健全側主蒸気逃し弁閉止
44	45.0	破損側主蒸気逃し弁自動開
44	45.2	破損側主蒸気逃し弁自動閉
49	49.9	加圧器補助スプレー開始
52	52.9	高圧注入停止
54	54.3	破損側主蒸気逃し弁自動開
54	54.5	破損側主蒸気逃し弁自動閉

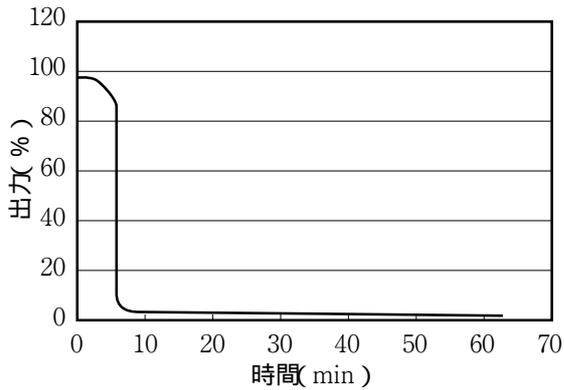


図9 炉出力の変化 (RETRAN)

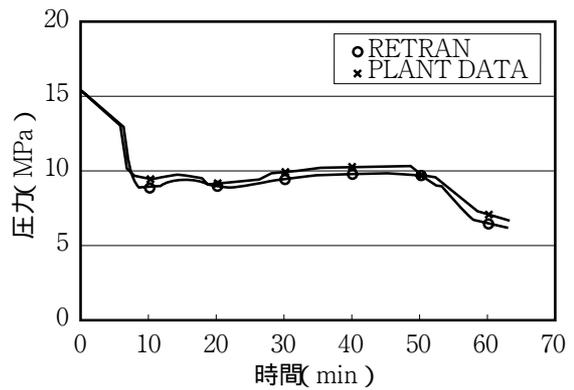


図10 1次系圧力の変化

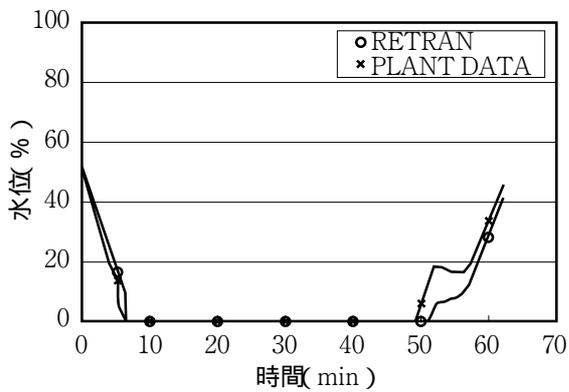


図11 加圧器水位の変化

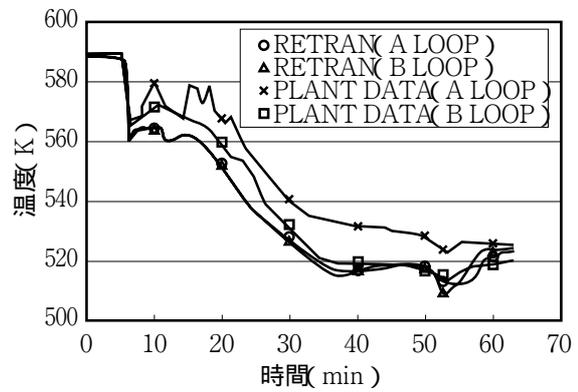


図12 ホットレグ温度の変化

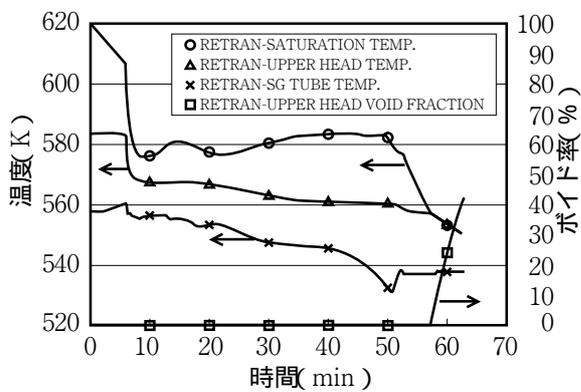


図13 温度とボイド率の変化

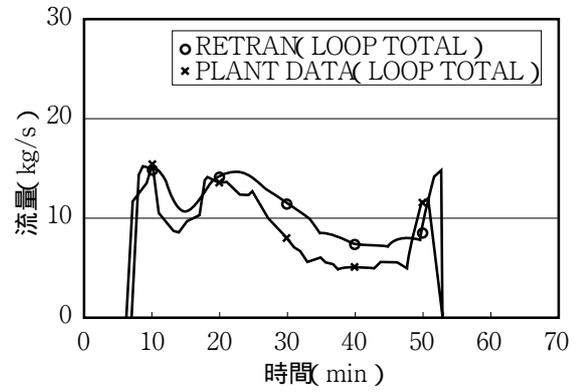


図14 高圧注入系流量の変化 (ループ合計)

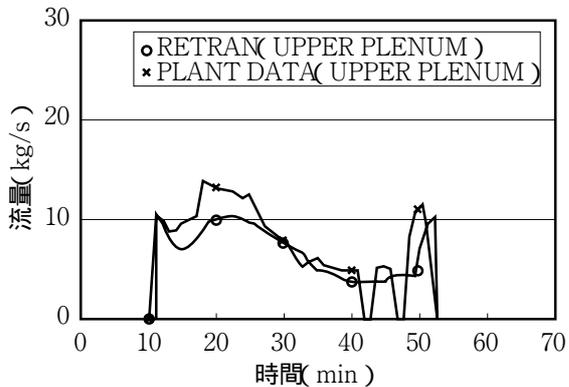


図15 高圧注入系流量の変化 (上部プレナム)

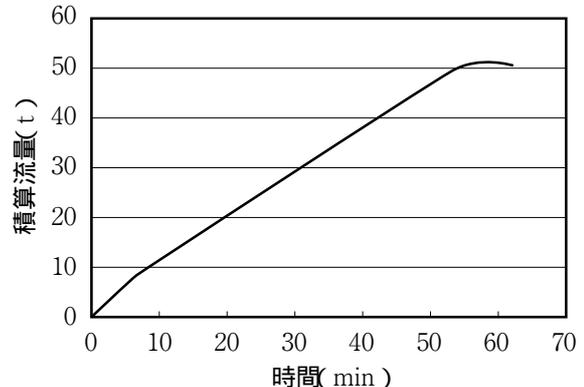


図16 1次冷却材流出積算量の変化 (RETRAN)

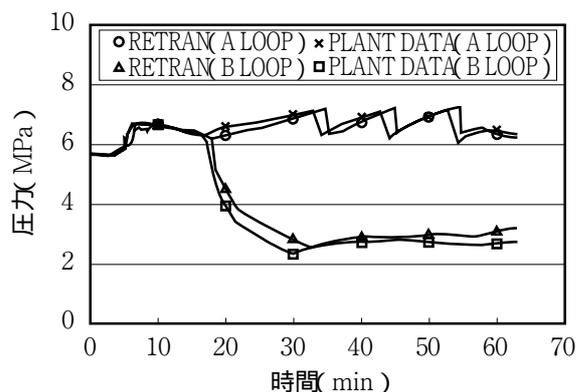


図17 蒸気発生器 2 次側圧力の変化

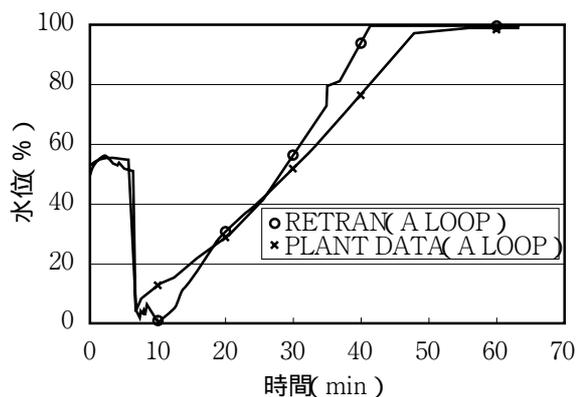


図18 蒸気発生器 2 次側水位の変化（破損側）

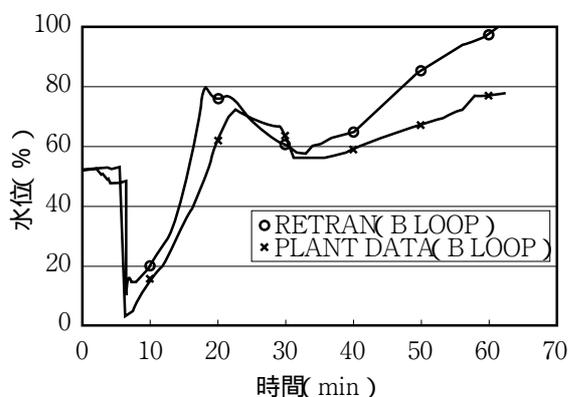


図19 蒸気発生器 2 次側水位の変化（健全側）

する可能性のあるA-SG伝熱管の上部に関しては常に飽和温度以下であるため、原子炉容器頂部以外ではボイドが発生していないと考えられる。破損SGで主蒸気逃し弁が3回作動（図17）しており、破断口からの漏洩及び蒸気相の圧縮現象が良く模擬できていることが分かる。

美浜2号機に関する公開されているSGTR解析例としては、資源エネルギー庁がメーカの解析コードを使って行ったもの<sup>(4)</sup>、日本原子力研究所がTRAC-PF1で解析したもの<sup>(13)</sup>、韓国原子力研究所が韓国の2ループプラントに美浜2号機の事故状況を当てはめてRELAP5/MOD3で解析したもの<sup>(14)</sup>がある。

上記の内、美浜2号機のプラント設計データを実際に使っているのは資源エネルギー庁の解析例だけであり、従って本研究のRETRAN解析がプラント設計データで行う2番目の解析である。用いたデータが実プラントのものであり、事象に関する熱水力現象を把握の上解析モデルに改良を加えたため、解析結果の図から分かるようにRETRAN解析ではかなり良い事象の再現が得られた。主蒸気逃し弁の3回の

自動作動が再現できているのは資源エネルギー庁の解析とRETRAN解析のみである。TRAC-PF1やRELAP5/MOD3の様な基本方程式が2流体モデルの解析コードでなくても、遜色なく事象再現が出来た。なお、本RETRAN解析の詳細は<sup>(15)</sup>、Nuclear Technology誌に掲載される予定である。

## 5. まとめ

事故報告からは定量的な情報が得られない3つの事象について、前提条件を決め、事象の結果を予測するRETRAN解析を行った。事故が発生した場合何秒後に原子炉が停止するかに注目して、運転上の対応について検討した。いずれも短時間で自動停止するため、その前に手動停止させる安全上の必要性はないと考えられる。ただし米国の事故例では手動停止させている例が幾つかあった。事故報告に記載されている事項と解析結果の定量的データを合わせて検討することによって、日本で発生した場合の対応のあり方及び米国の事故対応の特徴について考察できた。

美浜2号機SGTR事故は、1次系に関しては減圧状態でボイドが生成消滅し、2次系に関しては保有水量が増加することにより水位が上昇し蒸気が圧縮されるため、均質平衡モデルで解析するには工夫が必要な事象である。ここで紹介したRETRAN解析では、SGTRに伴う熱水力学的な挙動を模擬できるようモデルを改良し、調整を行った結果、実際の事象と良く一致する再現結果が得られた。従って、今後同様な事象を解析する場合、高い信頼度で再現する

ことが期待できる。

## 文献

- (1) J.H.McFadden, et. al., "RETRAN-02: A Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Complex Fluid Flow Systems," EPRI NP-1850-CCM-A, (Nov.1988).
- (2) 電気事業法第106条, 電気関係報告規則第3条, 原子炉等規制法第67条, 実用発電用原子炉の設置・運転等に関する規則第24条第2項.
- (3) Code of Federal Regulation (CFR) Title 10 Part 50.73(a)(2)(iv).
- (4) 「関西電力(株)美浜発電所2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象について」平成3年11月, 通商産業省資源エネルギー庁.
- (5) "Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States in 1994," P.436, International Atomic Energy Agency, Vienna(1995).
- (6) LER # : 499-1997-005-00, "Manual Unit Trip Due to Lowering Steam Generator Level," South Texas Unit 2.
- (7) LER # : 280-1998-014-00, "Manual Reactor Trip Response to Main Feedwater Regulating Valve Failure," Surry Power Station Unit 1.
- (8) LER # : 316-1995-002-00, "Reactor Trip from Loop-4 Steam Flow / Feed Flow Mismatch Coincident with a Low Level in No.4 Steam Generator," Donald C. Cook 2.
- (9) LER # : 499-1998-002-00, "Automatic Reactor Trip Due to Low-Low Level in Steam Generator 2A," South Texas Unit 2.
- (10) LER # : 261-1995-004-00, "Reactor Trip Due to Main Steam Isolation Valve Closure," H.B.Robinson 2.
- (11) LER # : 423-1998-045-00, "Reactor Trip Due to Main Steam Isolation Valve Closure During Partial Stroke Testing Due to Solenoid Valve Failure," Millstone Nuclear Power Station Unit 3.
- (12) LER # : 369-1995-005-00, "A Unit 1 Manual Reactor Trip was Initiated as a Result of an Equipment Failure Caused by an Unknown," William B. McGuire 1.
- (13) M.Hirano and T.Watanabe, "Analyses of the Mihama-2 SGTR Event and ROSA-IV Experiment SB-SG-06 to Simulate the Event," Proc. 5th Int. Topl. Mtg. Reactor Thermal Hydraulics, NURETH-5, Salt Lake City, Utah, September. 21-24, Vol. 1, P.165, American Nuclear Society(1992).
- (14) S.H.Lee, K.Kim, H.J.Kim and Y.S.Eun, "Analyses of SGTR Accident with Mihama Unit Experience," Journal of the Korean Nuclear Society, Vol. 26, Number 1, P.41, (Mar.1994) .
- (15) T.Tamaki, M.Ohtani and Y.Kawabe, "Mihama Unit 2 Steam Generator Tube Rupture Analysis," Nucl. Technol., accepted and scheduled for printing in the Nov. 1999 issue.