

# 加圧水型原子炉の冷却材喪失事故時における 2次側減圧時のプラント挙動解析

Analyses of Plant Behaviors at the Secondary Side Depressurization  
during LOCA of PWR

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

**要約** 加圧水型原子炉(PWR)の1次系小破断による冷却材喪失事故(LOCA)において高圧注入に失敗した場合、蓄圧注入系を作動させるために主蒸気逃し弁を手動で開操作し2次側減圧をするが、その際、蒸気発生器(SG)伝熱管内で気液対向流制限(CCFL)が発生し、炉心が露出する可能性が指摘されている。

本研究では、PWRプラントでのCCFL事象の発生による炉心露出の可能性を評価した。まず、SG伝熱管内のCCFLの発生が計算できるようにRELAP5/MOD2コードを改良し、次いで本コードにより、4ループPWRの評価を行った。3インチの破断が発生し、(1)破断ループのみ、および(2)全ループのそれぞれの主蒸気逃し弁を手動開操作した場合について解析した。この結果、前者ではCCFLによる炉心水位の低下が認められた。しかし、その後、蓄圧注入が作動し、炉心冷却は維持された。後者ではそれは起こらなかった。このことから、主蒸気逃し弁の操作方法により炉心冷却が促進されることが確認された。

**キーワード** 加圧水型軽水炉, 1次冷却材喪失事故, 主蒸気逃し弁, RELAP5/MOD2, 気液対向流制限

**Abstract** When high pressure injection systems failed during a small break loss-of-coolant-accident(LOCA)for a PWR, main steam relief valves are opened to operate accumulator systems. However, it is pointed out that the core can be exposed since so-called counter current flow limitation (CCFL)occurs in steam generator(SG)tubes.

The possibility of the core exposure by CCFL in a PWR plant was evaluated. First, RELAP5/MOD2 code was modified to be able to calculate CCFL. And then the code was applied to evaluate a 4-loop PWR plant. The LOCA with a rupture 3 inches were analyzed with the following two cases:(1)Only the main steam relief valve of the loop with the rupture is opened. (2)all of the relief valves are opened. It is seen that the CCFL phenomenon occurs in the case(1), however, the core cooling was maintained by the accumulator systems that actuated during the core exposure. On the other hand, the core exposure by CCFL is not observed in the case(2). It is shown that core cooling is promoted by operation of main steam relief valves.

**Keywords** PWR, LOCA, main steam relief valve, RELAP5/MOD2, CCFL

## 1. はじめに

加圧水型原子炉(PWR)において相対的に大きな炉心損傷確率を与える事故シーケンスとして、小破

断LOCA時に緊急炉心冷却系(ECCS)が不動作のケースがある<sup>(1)</sup>。1次冷却材配管の破断に加え、多重性と独立性を有する設計にもかかわらず、ECCSの幾つかが機能しないような事象、例えばECCS

\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

\*\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

現 関西電力(株)若狭支社

のうち2系統ある高圧注入系がいずれも故障し、炉内の圧力が高いことにより蓄圧注入系や低圧注入系が機能しない場合である。しかし、この場合でも運転員が主蒸気逃し弁を強制開操作を行うことにより炉内圧力を低下させ、蓄圧注入系や低圧注入系を働かせることによりシビアアクシデントの発生を防止することができる。

浅香らは、この操作手順について ROSA-/LSTF を用いた実験<sup>2)</sup>によって検討した。この実験で2次側による減圧操作中に SG 伝熱管内において CCFL による蓄水が発生する場合があることが示された。図1にこの現象の概要を示す。この実験では破断ループのみの主蒸気逃し弁開操作を実施した場合、破断ループの SG において、炉心で沸騰により発生し SG 伝熱管を上昇する蒸気と SG 伝熱管内で蒸気が凝縮し下降する水との間で対向流状態となって、CCFL が発生し、SG の入口側の伝熱管で蓄水が生じた。蒸気がこの伝熱管内の蓄水により SG 出口側に流れにくくなることにより、原子炉圧力容器内の圧力が上昇する。この圧力上昇により炉心水位は押し下げられ、炉心露出が発生するという現象である。しかし、PWR プラントにおいて炉心露出が発生する可能性については評価されていない。

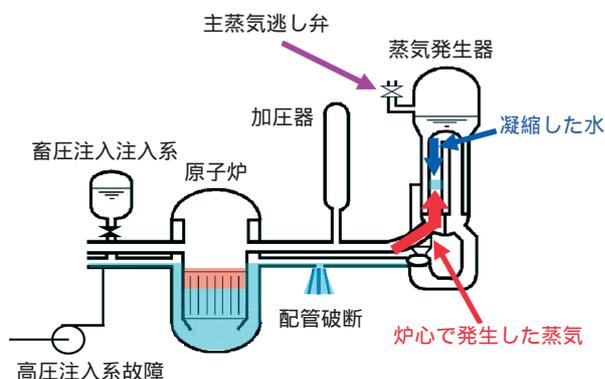


図1 CCFL による炉心水位の低下

本研究では PWR プラントでこの事象が起こる可能性およびその影響、主蒸気逃し弁の操作方法について検討するために、4ループ PWR プラントのデータを用いた RELAP5/MOD2 コードによる解析を実施した。まず、解析にあたっては浅香らが観測し

た CCFL 現象を考慮する必要があるため、これをモデル化し、それを RELAP5/MOD2 コードに組み込んで改良した。次にこの改良した RELAP5/MOD2 により、CCFL 現象が実際に計算できることを確認した。そして4ループ PWR プラントの解析を実施し、CCFL 現象の発生をはじめ炉心の冷却機能を評価した。

## 2. RELAP5/MOD2 コードの改良

原子力発電所の事故解析に用いられている RELAP5/MOD2 コード<sup>3)</sup>は、汎用性に富み、気液2相流状態を取り扱うことができる。PWR では LOCA やそれ以外の事象など幅広い事象の解析に適用されている。

気液2相流挙動の特徴の一つとして気液の対向流がある。小破断 LOCA および大破断 LOCA の事象進展の様々な局面でこの対向流が出現し、炉心冷却挙動等に影響する。

RELAP5/MOD2 コードは、対向流を扱うことができるが、蒸気の流れによって液相下降流が抑制される、いわゆる CCFL は精度よく計算することができない。そこで精度よく CCFL を計算できるようにコードを改良した。

### 2.1 CCFL 相関式の組み込み

CCFL 現象は、垂直流路等において上昇蒸気流によって下降する液相流が抑制される現象である。CCFL の一般的な相関式は、Bankoff<sup>4)</sup> によって次の形で提案されている。この式を RELAP5/MOD2 の組み込みこんだ。

$$\sqrt{H_g} + m\sqrt{H_f} = C \quad (1)$$

ここで、

$H_g$ : 無次元気相流束

$H_f$ : 無次元液相流束

$C$ : 係数（気相流束軸切片）

$m$ : 係数（気相流束軸切片 / 液相流束軸切片）

各相の無次元流速は、以下に示す式で表される。

$$H_g = j_g \left[ \frac{g}{g_w(f - g)} \right]^{\frac{1}{2}} \quad (2)$$

$$H_f = j_f \left[ \frac{f}{g_w(f - g)} \right]^{\frac{1}{2}} \quad (3)$$

$$w = D_j^{1/2} \cdot L \quad (4)$$

$$L = \left[ \frac{1}{g(f - g)} \right]^{\frac{1}{2}} \quad (5)$$

ここで、

$j_f$  : 気相容積流量速度 ( $\frac{1}{g} v_g$ )

$j_f$  : 液相容積流量速度 ( $\frac{1}{f} v_f$ )

$\rho_g$  : 気相密度

$\rho_f$  : 液相密度

$\beta$  : ボイド率

$\beta_f$  : 液相体積率

$g$  : 重力加速度

$D_j$  : 流路の水力等価直径

$L$  : ラプラスの毛管定数

: 表面張力

: 調整パラメータ (0 ~ 1)

調整パラメータの値により、相関式の型が切り替えられる。 $\beta = 0$  の場合は Wallis 型となり、 $\beta = 1$  の場合は Kutateladze 型となる。そして  $0 < \beta < 1$  では、これら両者の混合型となる。

この一般的な形の CCFL 相関式を用いることによって流路形状により影響を受ける多様な CCFL 現象に対応できる。

## 2.2 ROSA-1/LSTF 実験解析

ROSA-1/LSTF の LOCA 時の 2 次側減圧実験では SG 伝熱管内での CCFL 現象が事象過渡変化に大きく影響している。この実験では破断口が低温側配管の底部に設定された。破断寸法は低温側配管断面積の 0.5% ~ 2.0% である。工学的安全施設の一部

である高压注入系および補助給水系の機能喪失を仮定し、原子炉トリップと同時に外部電源の喪失を仮定している。このため 1 次系が高压で維持されている間には ECCS からの注水は行われない。SG 2 次側からの除熱も通常運転時に保持されていた 2 次側の冷却水のみによって行われる。

この実験に対して、CCFL モデルを組み込んで改良した RELAP5/MOD2 コードを用いて解析を実施した。初期状態は、1 次系圧力は 15.6MPa、主蒸気逃し弁作動設定圧力は 8.02MPa、また主蒸気逃し弁手動開操作時刻を 2140 秒として解析した。

実験結果、改良前の RELAP5/MOD2 コードの解析結果および改良後の RELAP5/MOD2 コードの解析結果を比較する。

1 次系圧力を図 2 に、破断ループの 2 次側圧力を図 3 に示す。破断寸法が小さいため、破断口からの流出エネルギーだけでは炉心発生エネルギーが除去できず、SG 2 次側からの除熱も必要となる。このため 1 次冷却系圧力は長期にわたって 2 次側圧力近傍に維持される。この実験では、主蒸気逃し弁の開操作により 2 次側減圧するためこれに伴い 1 次系が冷却され 1 次系圧力は 2 次系圧力に追従して低下していく。1 次系圧力では 200 秒から 600 秒にかけて実験値と計算値に差が見られる。しかし、後半部分ではよく一致している。2 次系圧力の挙動も改良前後共によく実験結果と一致している。

破断ループ伝熱管高温側差圧を図 4 に示す。この図を見ると、実験値では破断ループの主蒸気逃し弁を開けた後、差圧が大きくなっている。これは SG 伝熱管内に蓄水が発生していることを示す。改良前の解析結果では蓄水が再現されていないが、改良後の解析結果では蓄水が再現されていることが分かる。

炉心差圧を図 5 に示す。炉心差圧は炉心の水位の挙動に対応するパラメータである。実験値では SG 伝熱管内の蓄水に伴い炉心差圧が減少しており、炉心水位が低下していることを示している。改良後の解析結果では実験と同じように差圧の現象が再現され、挙動は一致しているが、実験値に比べて全般的に炉心の水が多めに評価されている。

燃料棒被覆管温度を図 6 に示す。実験値および改良後の解析結果では炉心水位の低下に伴い燃料棒が

露出し、温度が上昇している様子が再現されている。改良後の解析結果では、温度上昇が実験に比べて遅れているが、これは解析結果の方が炉心水位を多めに評価しているために遅れが生じたものと考えられる。

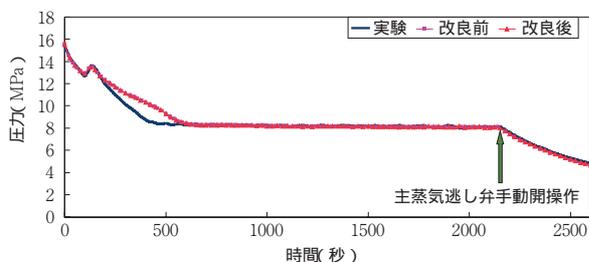


図2 1次系圧力

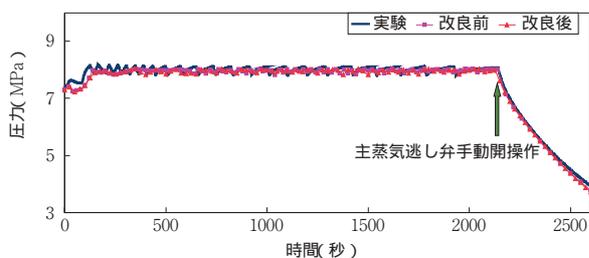


図3 破断ループ2次側圧力

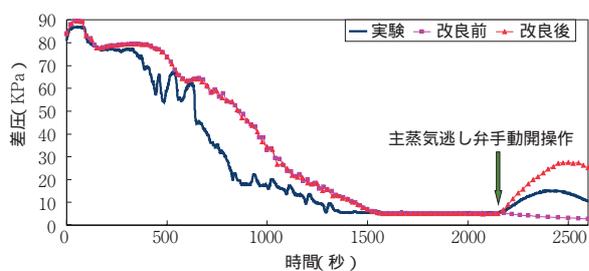


図4 破断ループ伝熱管高温側差圧

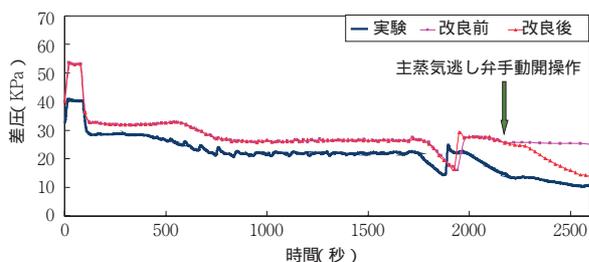


図5 炉心差圧

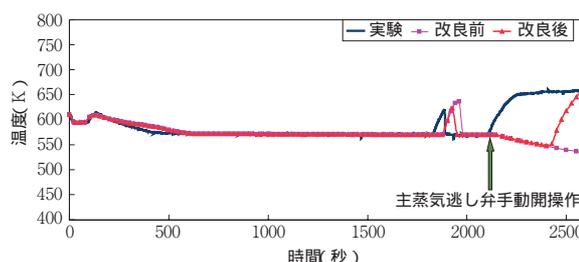


図6 燃料棒被覆管温度

破断ループ伝熱管高温側差圧および炉心差圧では全般的に解析結果の方が大きく評価をしていることが分かる。この原因の一つとしては、本解析で使用する入力データのモデル化の問題が考えられる。実験装置には計装用の配管が多く接続されており、デッドボリュームとなっている水の存在がある。これらが影響した可能性が考えられる。

以上の解析結果から CCFL モデルを組み込んだ RELAP5/MOD2 コードは、2 次側減圧に伴う SG 伝熱管部での蒸気、凝縮水の対向流現象をほぼ適切に模擬できることが確認された。

### 3. PWR 評価のための解析条件

#### (1) PWR モデル

4 ループ PWR プラントを解析対象とした。主要な機器として、原子炉圧力容器、1 次冷却材配管、1 次系冷却材ポンプ、SG、加圧器、主蒸気管、主給水管、主蒸気逃し弁をモデル化した。

ROSA/LSTF のノード分割を参考とし、SG 伝熱管管路及び 1 次側の熱を 2 次側に伝える SG の熱を伝達する構造体を 40 分割し、その分割にエレベーションが対応するように SG 2 次側の体積要素を 20 分割して解析を実施することとした。これにより SG 伝熱管は 40 個の体積要素と 41 個のジャンクションから構成された。CCFL モデルはこの 41 個のジャンクション全てに適用した。

適用した CCFL モデルは、 $\beta = 0$  とした Wallis 型の相関式を適用した。

#### (2) 破断寸法

ROSA/LSTF の実験と同様な条件とするために

は、蓄圧注入系作動圧力まで減圧しない破断寸法で解析を実施する必要がある。

ROSA/LSTF では 1 次系冷却材配管流路断面積の 0.5 ~ 2.0% において CCFL 現象とそれによる蓄水が観測されたとしている。これに対応する破断寸法について、主蒸気逃し弁の開操作を実施しないケースについて解析を実施し条件を満たす破断寸法のサーベイを実施した。この結果、3 インチ破断では蓄圧注入系は作動せず、主蒸気逃し弁の操作が必要であった。この結果から 3 インチを破断を対象として検討することにした。

### (3) その他の解析条件

解析は A ループ低温側 1 次系冷却材配管において配管の中心の高さでスプリット破断が発生するものとした。破断発生と同時に外部電源は喪失、高圧注入は失敗し、補助給水も失敗するものとした。主蒸気逃し弁の操作の効果を見るために(1)破断側ループのみの主蒸気逃し弁開操作の場合とおよび(2)全てのループの主蒸気逃し弁開操作をする場合の 2 ケースについて解析をした。

## 4. 解析結果及び考察

標準 4 ループ PWR プラントに対し、以下の条件において解析を実施した場合について説明する。

ケース 1：3 インチ破断，破断ループの主蒸気逃し弁のみ手動開操作

ケース 2：3 インチ破断，全ループの主蒸気逃し弁を手動開操作

炉心露出の有無は、炉心内の水位を計算し、炉心と液面の高さを比較することにより判断する必要がある。しかし、RELAP5/MOD2 では気液 2 相混合状態での水位を計算することはできない。燃料棒被覆管の周りに液相がなくなると被覆管は除熱されなくなり温度が上昇する。このことから、炉心のボイド率と燃料棒被覆管温度の上昇によって炉心露出の有無を判定することとした。

### (1) ケース 1 の結果

事象発生と同時に、破断と外部電源の喪失が発生

し原子炉はトリップする。加圧器圧力および SG 圧力を図 7 に示す。1 次系圧力は低下し、原子炉圧力低により ECCS を起動させる安全注入信号を発信する。この解析では高圧注入系失敗を想定しているため、安全注入信号が発信しても高圧注入系から炉心への注水はない。

1,000 秒に破断ループの主蒸気逃し弁開操作を実施する。この操作に伴い破断ループの SG 圧力は急速に低下するが、健全ループの SG 圧力は高圧状態を維持している。

SG 伝熱管高温側の差圧を図 8 に、また、破断ループの SG 伝熱管入口の気相と液相の速度を図 9 に示す。正の方向の流れが SG 出口側への流れである。事象発生から 800 秒までは SG 伝熱管内の水が徐々に減少するために両ループ共に差圧が減少している。この過程において一時的に対向流状態が発生しているが、ほぼ、気相、液相共に SG 出口側に流れていることが分かる。しかし、1,100 秒から 1,500 秒にかけては気相と液相の流れは逆になり対向流状態になっている。主蒸気逃し弁開操作以降の 1,100 秒から 1,400 秒にかけては破断ループでは差圧が上昇しているが健全ループでは差圧の上昇が見られない。

被覆管温度を図 10 に示す。グラフには 3 つのピークが見られる。1 番目の 500 秒から 800 秒にかけてのピークはループシールに炉心が露出したときに発生したものである。炉心の上部では 1,200 秒から 1,600 秒の間に 2 つのピークが見られる。

1,250 秒に被覆管温度の 2 番目のピークが発生している。図 11 の炉心上部のボイド率を示す。ボイド率は弁の操作を実施する前である 900 秒付近から上昇し始め 1,200 秒から 1,250 秒にかけて 1.0 となっている。1 次冷却水の流出により炉心水位の低下し炉心が露出したことが分かる。SG 伝熱管内で凝縮した液相は炉心に戻る。炉心のボイド率は下がり炉心水位が一時回復し被覆管温度も低下している。しかし、1,300 秒以降では CCFL により SG 高温側伝熱管差圧が大きくなり、SG 伝熱管内に蓄水が発生している。1450 秒に再び被覆管温度のピークが現れる。これらから CCFL により SG 伝熱管内に蓄水が発生し、蒸気の流れが阻害され炉心部の圧力が

上昇し炉心水位を押し下げられたことが分かる。

しかし1次系圧力は1,450秒に蓄圧注入系作動圧力に達し注水が開始される。蓄圧系注入流量を図11に示す。これにより、破断ループの液相及び気相は炉心へ流れ始めるために、CCFL現象が解消され、蓄水はなくなり炉心冷却は維持された。これらの現象は浅香等が報告している現象と一致する。また、燃料棒被覆管温度のピークも700Kを越えない程度であったので炉心に大きな影響を与えるものではなかった。

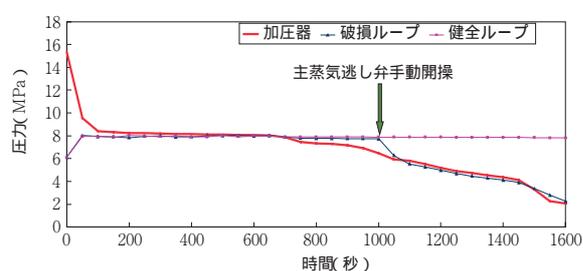


図7 ケース1の加圧器圧力およびSG圧力

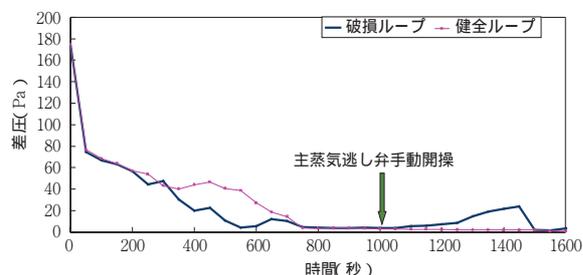


図8 ケース1のSG高温側伝熱管差圧

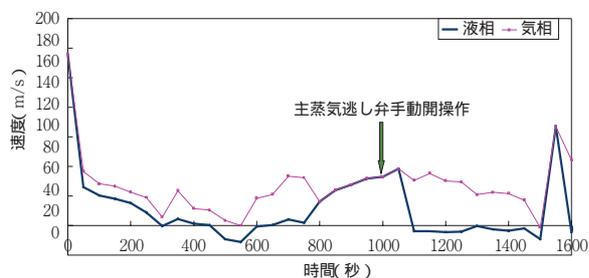


図9 ケース1の破断側ループSG伝熱管入口速度

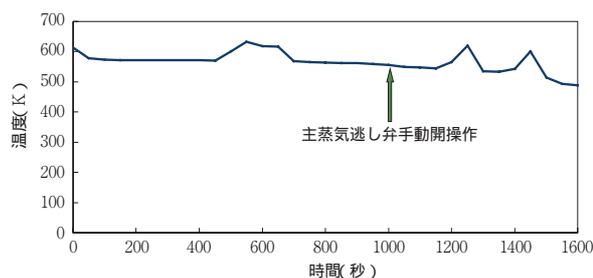


図10 ケース1の燃料棒被覆管温度

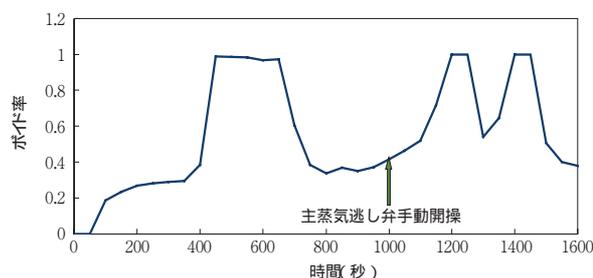


図11 ケース1の炉心上部ボイド率

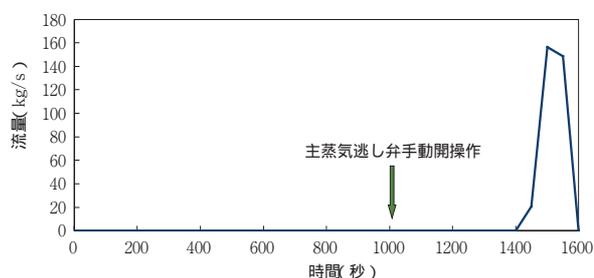


図12 ケース1の蓄圧注入系流量

## (2) ケース2の結果

全ループの主蒸気逃し弁開操作実施した場合について解析を実施した。事象発生から手動操作を行う1,000秒まではケース1と同じ挙動である。

加圧器圧力および破断側SG圧力と健全側SG圧力を図13に示す。1,000秒に全ループの主蒸気逃し弁開操作をした後は破断側、健全側ループ共にSG圧力は低下し、それに追従して1次系圧力も低下している。破断側SG高温側伝熱管差圧、健全側SG高温側伝熱管差圧を図14に示す。主蒸気逃し弁を開操作実施した以降に蓄圧注入系が操作するまでは

顕著な差圧の上昇は見られない。また、破断側 SG 高温側伝熱管内の液相の速度と気相の速度を図 15 に示す。1,100 秒から 1200 秒の間に対向流状態が発生しているが SG 伝熱管内に顕著な差圧の上昇や差圧は発生していない。1200 秒から蓄圧注入系が作動し始め、これにより気相、液相共に SG 出口側への流れが発生している。

被覆管温度を図 16 また、炉心上部のボイド率を図 17 に示す。主蒸気逃し弁の開操作を実施した以降には被覆管温度の上昇は見られず、主蒸気逃し弁の操作による炉心水位の低下が発生していないことが分かる。

蓄圧注入系流量を図 18 に示す。1,200 秒には蓄圧注入系作動圧力まで低下し、注入が開始され炉心冷却は維持されている。

以上よりケース 1 と同じ条件であっても全主蒸気逃し弁を操作した場合には、CCFL による炉心水位の低下が発生せず、炉心冷却は維持されることが確認された。

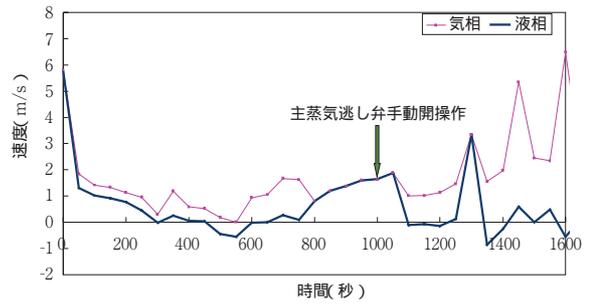


図 15 ケース 2 の SG 伝熱管入口流体速度

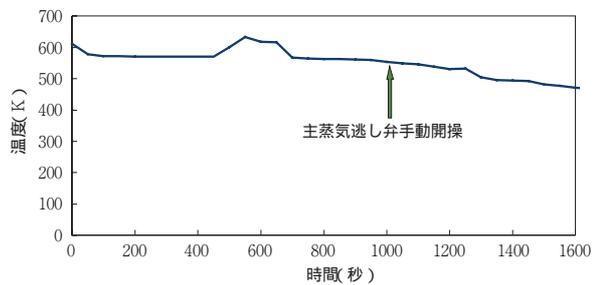


図 16 ケース 2 の燃料棒被覆管温度

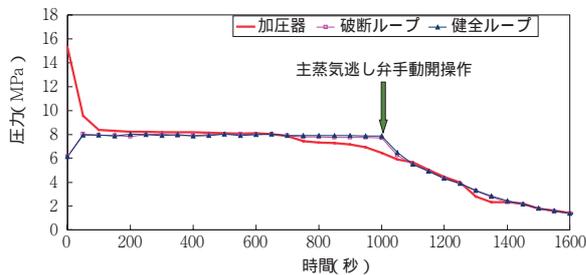


図 13 ケース 2 の加圧器圧力および SG 圧力

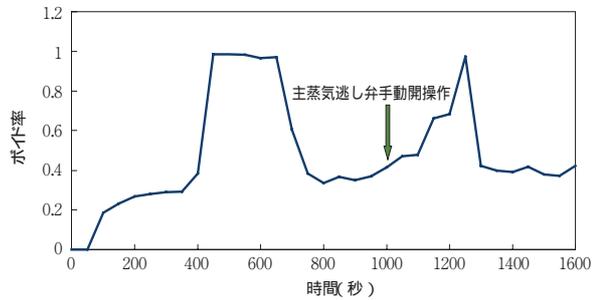


図 17 ケース 2 の炉心上部ボイド率

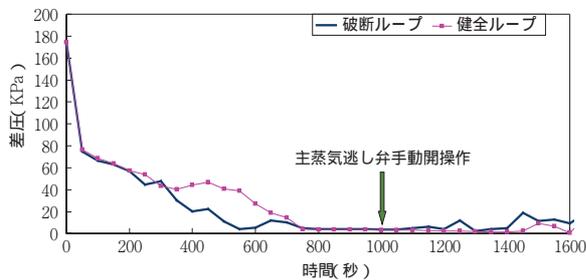


図 14 ケース 2 の SG 高温側伝熱管差圧

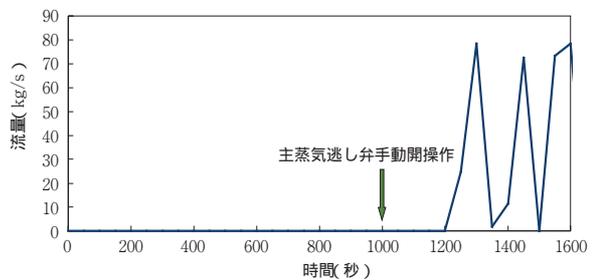


図 18 ケース 2 の蓄圧注入系流量

## 5. まとめ

PWRの小破断LOCAで高圧注入に失敗し、蓄圧注入系を作動させるために主蒸気逃し弁を手動で開操作する時にSG伝熱管内でのCCFLによる炉心が露出する現象の発生の可能性について4ループPWRプラントを対象として解析した。CCFL現象を精度よく計算するためにRELAP5/MOD 2にCCFLモデルを組み込んだ。

(1)このコードを用いてROSA/LSTFの実験と同等の条件、すなわち、破断ループの主蒸気逃し弁のみの手動開操作を行った場合の解析を実施した。その結果、同実験で見られたCCFLによる炉心水位の低下およびこれに伴う炉心露出がPWRプラントを用いた解析でも再現された。ただし、この場合でも蓄圧注入系が作動により炉心冷却が継続され、炉心冷却は維持され被覆管損傷には至らなかった。

(2)同じ条件において、全ての主蒸気逃し弁を開操作した場合には、CCFLによる炉心の露出は発生せず、炉心冷却は維持されることが確認された。

## 謝辞

本研究を進めるに際し、実験データの提供、助言を頂いた日本原子力研究所東海研究所原子炉安全工学部熱水力安全研究室、安濃田良成室長、浅香英明主任研究員に謝意を表します。

## 文献

- (1) 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室 改訂10版「原子力安全委員会安全審査指針集」(1998).
- (2) Asaka,Hideaki., Anoda, Y., and Kukita, Y., " Experiments and Analyses on Secondary side Depressurization during PWR Small-Break LOCA: Symmetric and Asymmetric Depressurization . Effects, " the 5th Int. Conf. on Nucl .Engrg. (ICONE-5), Nice, May 25-29, 1997.

- (3) NUREG/CR-4312, EGG-2396, " RELAP5 /MOD2 Code Manual " (1985).
- (4) S.G.Bankoff, R.S.Tankin, M.C.Yuen, and C.L.Hsieh, " Countercurrent Flow of Air/Water and Steam/Water through a Horizontal Perforated Plate, " Int. J. Heat Mass Trans. 24, 1381,(1981).