

RELAP5を用いた美浜発電所3号機2次系配管破損事故の過渡解析

Transient Analysis of Secondary Piping Rupture Accident at Mihama Unit-3 Using RELAP5

長江 尚史 (Takashi Nagae)* 佐々木 泰裕 (Yasuhiro Sasaki)* 吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida)*

要約 平成16年8月9日、関西電力㈱の美浜発電所3号機で2次系配管（復水配管）が破損し、高温の2次系冷却水が流出し原子炉が自動停止する事故が発生した。本研究では、最適熱水力解析コードRELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2コードを用い、復水配管破損ののち緊急負荷降下を開始してから原子炉トリップに至り、主給水流量がほぼ0となる時点までの過渡解析を行った。加圧器圧力、水位、1次冷却材温度等の解析結果は実機プラントデータとよく一致し、RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2による再現性を確認した。また、解析結果から事故によるプラント挙動に大きな変化は確認されず、燃料被覆管表面温度の上昇も認められなかった。

キーワード 美浜発電所3号機、2次系配管破損事故、RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2、過渡解析

Abstract An accident occurred at Mihama Nuclear Power Station, Unit 3 of the Kansai Electric Power Co., Inc. on August 9, 2004. A secondary piping (condensate piping) ruptured and high temperature secondary cooling water flowed out, and the reactor shut down automatically. In this study, transient analysis of the accident was conducted using RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2 code, after the rupture of the condensate piping, then initiation of urgent load reduction, the reactor trip, and till the time when the main feed water flow were reduced to almost none. The results of analysis such as pressure and water level of pressurizer and temperature of reactor coolant water agreed with the actual plant data, so the transient was simulated well with RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2. Plant behavior did not change significantly in analysis and increase of fuel clad temperature was not recognized.

Keywords Mihama Unit 3, Secondary Piping Rupture Accident, RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2, Transient Analysis

1. はじめに

平成16年8月9日、関西電力㈱の美浜発電所3号機で2次系配管（A-復水配管）が破損し、高温の2次系冷却水が流出し原子炉が自動停止する事故が発生した。

美浜発電所3号機は原子炉熱出力2432MWtの加圧水型軽水炉（pressurized water reactor：PWR）であり、昭和51年12月1日に営業運転を開始した。美浜発電所の設備概要を表1に、系統概要および復水配管の破口箇所を図1⁽¹⁾に示す。

本研究では、2次系配管事故時のプラント情報に基づき最適熱水力解析コードRELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2コード⁽²⁾を用いて過渡解析を実施し、実機プラントデータと比較することにより、主要なパラメータの過渡変化を評価するとともに炉心の健全性を確認することを目的とした。具体的には、復水配管破

損の後、運転員による緊急負荷降下を開始してから原子炉トリップに至り、主給水流量がほぼ0となる時点までのプラント応答を解析した。

表1 美浜発電所3号機の設備概要

営業運転開始	昭和51年12月1日
原子炉型式	PWR
電気出力	826MWe
原子炉出力	2432MWt
ループ数	3

2. 事故発生時のプラント状況⁽¹⁾

平成16年8月9日、美浜発電所3号機は定格熱出力一定運転中であり、2次系の給水・復水系統等の主要パラメータは安定していたが、15時22分に中央

* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

制御室の「火災報知器動作」「3 B 直流接地」警報が発信し、引き続き15時23分に「3 A 直流接地」警報が発信した。直ちに運転員が点検のため中央制御室を出てタービン建屋3階面の入口から建屋内に入ったところ、脱気器に隣接しているエリアに蒸気が充満していることを確認した。このことから、2次系の配管から蒸気または高温水が漏れいしている可能性が高いと判断され、15時26分から緊急負荷降下（発電機負荷降下率5%/分）を実施していたが、15時28分に「3 A SG 給水<蒸気流量不一致トリップ」警報が発信し、原子炉が自動停止、続いてタービンが自動停止した。補助給水ポンプ3台のうち、電動補助給水ポンプ2台は原子炉自動停止信号発信前の15時28分に主給水ポンプ全台停止（運転中のA・B機停止）により自動起動し、タービン動補助給水ポンプ1台は蒸気発生器（以下「SG」という）水位異常低で15時28分に自動起動した。

プラントの自動停止状態に異常はなく、1次冷却材温度、加圧器水位・圧力、SG水位等が安定したことから、15時35分に原子炉は高温停止状態で安定していることを確認し、さらに、原子炉の低温停止操作は8月10日23時45分に完了した。

3. 解析方法

3.1 解析モデル

美浜発電所3号機の2次系配管破損事故の過渡解析には最適熱水力解析コード RELAP5/SCDAPSIM

/MOD3.2 を用いた。RELAP5コードによる美浜発電所3号機解析モデルのノーディングを図2に示す。

1次系については全てをモデル化した。1次冷却材系統は1:2の体積比の2ループでモデル化し、原子炉容器、蒸気発生器（steam generator: SG）、加圧器、1次冷却材ポンプを模擬し、非常用炉心冷却設備、化学体積制御系、充てん系も模擬した。また、原子炉トリップ等の機器のトリップ及び機器の自動作動を模擬し、加圧器圧力制御系などの主要な制御系も模擬した。

2次系については、給水ノズルから蒸気発生器を経て主蒸気ヘッドまでをモデル化した。給水系は給水制御系より定まる流量を与え、補助給水系も模擬した。しかし、破損したA-復水配管を含めて復水系統、給水系統は模擬していない。よって過渡解析にあたっては、復水配管破損に伴う主給水流量の低下および、緊急負荷降下にとまらぬ主蒸気流量の低下を境界条件（図2の赤枠で示した部分）として解析した。

3.2 初期条件

過渡解析を実施するにあたり、事故発生前の運転状態を模擬するために、定格値を目標として初期定常計算を実施した。減速材温度係数およびドップラ欠損の初期条件は、事故発生時の燃焼度での解析値に基づいた。定常計算達成値および初期条件を表2に示す。

加圧器圧力・水位、1次冷却材温度・流量、主給水

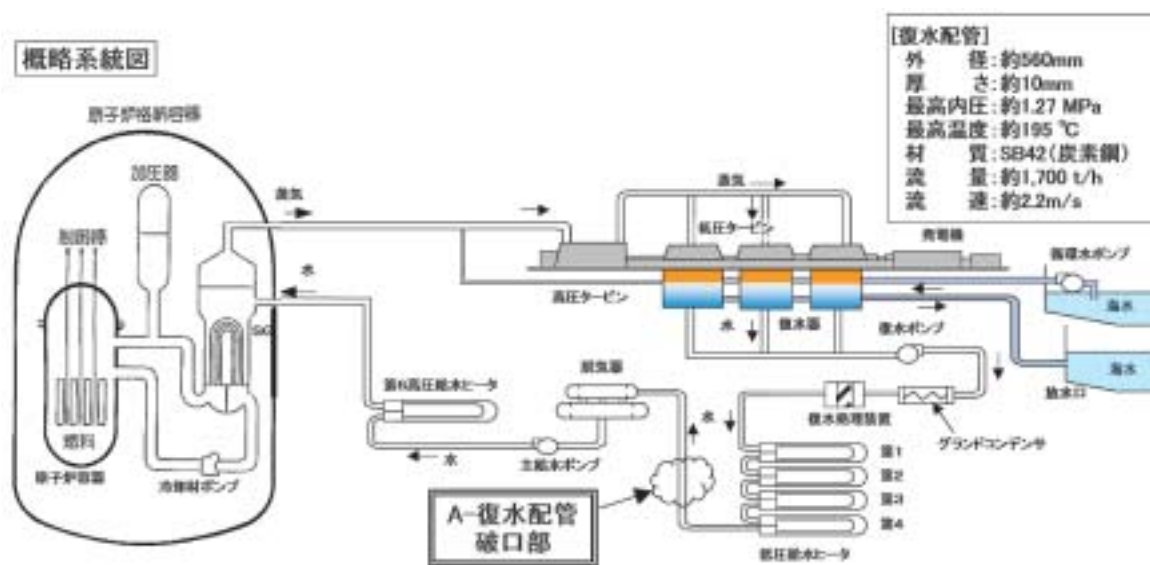


図1 美浜発電所3号機の系統概要⁽¹⁾

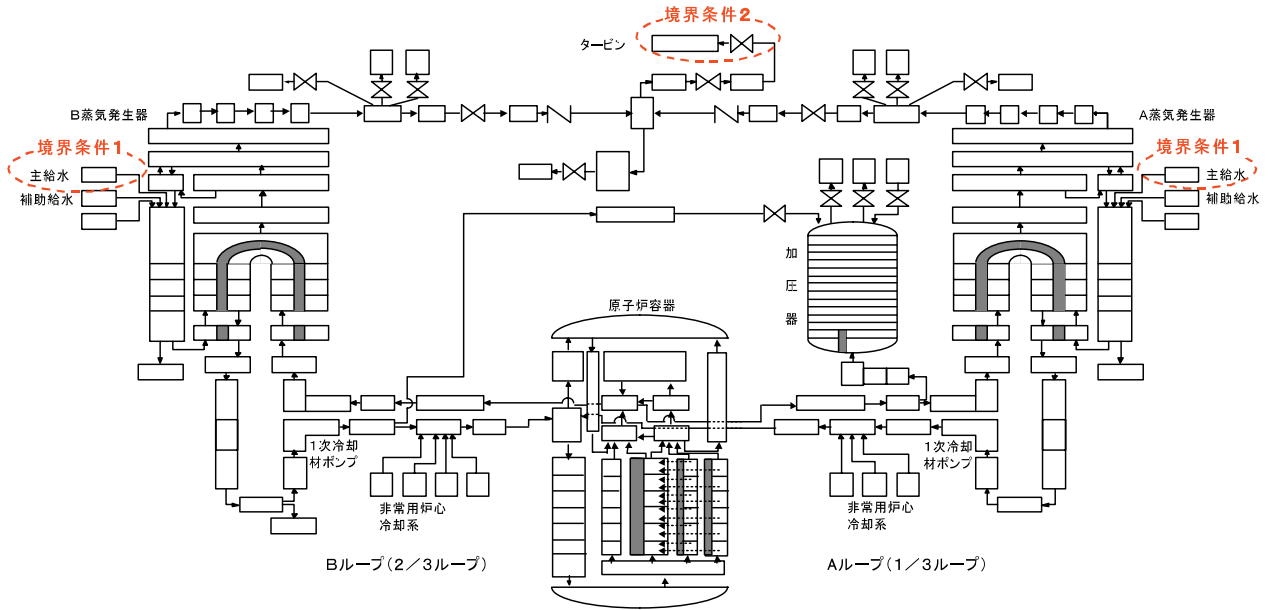


図2 ノーディング図
 (注1：境界条件1により復水配管破損後の主給水流量低下を模擬)
 (注2：境界条件2により緊急負荷降下操作による出力低下を模擬)

流量、蒸気発生器水位、主蒸気流量・圧力等の主要なパラメータについて、定常計算達成値と事故発生前の実機プラントデータと比較すると、その誤差は加圧器水位を除き1%以内である。加圧器水位は実機プラントデータより約3%高くなっているが、解析に与える影響は少ないと判断し、過渡解析を実施することとした。

表2 定常計算達成値および初期条件

項目	定常計算達成値	設定根拠
炉出力	2431.8MWt	定格値を目標
加圧器圧力	15.4MPa[gage]	〃
加圧器水位	60.7%	〃
1次冷却材平均温度	304.8℃	〃
1次冷却材流量	13281.2kg/s	〃
主給水流量	444.0kg/s	〃 (1ループ)
主蒸気流量	442.9kg/s	〃 (1ループ)
蒸気発生器狭域水位	43.9%	〃
主蒸気管圧力	6.0MPa[gage]	〃
減速材温度係数(初期条件)	-52.3pcm/℃	事故発生時の燃焼度での解析値に基づく
ドップラ欠損(初期条件)	872pcm (100 to 0%)	〃

表3 過渡解析条件

項目	解析条件	設定根拠
解析時間	250秒	緊急負荷降下開始から給水流量がほぼ0となる時点
主給水流量(境界条件)	実機プラントデータ	プラント計算機出力データに基づく
主蒸気流量(境界条件)	〃	〃
制御系及び外部電源	通常	

3.3 過渡解析条件

過渡解析は、復水配管破損ののち運転員による緊急負荷降下を開始してから(0秒とする)、原子炉トリップに至り、主給水流量がほぼ0となる時点までの250秒間実施した。主な過渡解析条件を表3および以下に示す。

- (1) 起因事象は復水配管破損に伴う主給水流量低下とした。
- (2) 緊急負荷降下開始以降の主蒸気流量、主給水流量は実機プラントデータを境界条件として与えた。
 (図2の赤枠で示した部分、緊急負荷降下開始前までは復水配管破損の影響による主給水流量の変化はほとんどない)
- (3) 緊急負荷降下開始後76秒で給水ポンプがトリップ

プし、電動補助給水ポンプ2台が起動するものとした。

(実機プラントデータに基づく)

(4) 制御系及び外部電源は通常状態とした。

4. 解析結果

解析結果のうち原子炉出力、加圧器圧力、加圧器水位、1次冷却材平均温度、主蒸気圧力、A SG狭域水位の実機プラントデータとの比較を図3～図8に示す。また、機器動作の時系列の比較を表4に、加圧器圧力、加圧器水位、1次冷却材平均温度、主蒸気圧力、燃料被覆管表面温度の最大値の比較を表5に示す。なお、実機プラントデータは関西電力㈱の事故報告書⁽¹⁾記載のものに基づいている。

2次系配管破損の後、運転員により5%/分で緊急負荷降下が始まると(0秒)、加圧器圧力、加圧器水位、1次冷却材平均温度は上昇を始める。一方、SG狭域水位は主給水流量の低下および主給水ポンプのトリップ(76秒)により低下する。その後「A SG水位低(狭域水位の25%) + A SG給水<蒸気流量不一致」信号が発信し原子炉は自動トリップし(85秒)、原子炉出力、加圧器圧力、加圧器水位、1次冷却材平均温度は低下していく。

1次系の挙動は定性的に実機プラントデータと一致した。図3の原子炉出力では実機プラントデータは出力領域中性子束を、解析結果は原子炉熱出力を参照しているため両者に相違が見られるが、出力の低下の様子は一致している。定量的には図5の加圧器水位が実機プラントデータより高く推移し、最大値で約3.4%高い結果となっている(表5)。これは、前章で述べたように初期定常計算結果が実機プラントデータより約3%高くなっていること、また表4に示したように、原子炉トリップ時刻が実機プラントデータより約2秒遅いため温度上昇が長く継続し、その結果水位の最大値も大きくなったと考えられる。原子炉トリップ時刻が遅くなったことに対する検討は後述する。

2次系の挙動も定性的に実機プラントデータと一致した。定量的には図7の主蒸気圧力が最大値を比較すると0.2MPa大きい(表5)。これも加圧器水位と同様に、原子炉トリップ時刻が実機プラントデータに比べ約2秒遅いため(表4)、圧力上昇が継続し、最大値が大きくなったとたことによると考えられる。

原子炉トリップ信号の発信は「A SG水位低とA

SG給水<蒸気流量の不一致」信号の発信によるものであるが、「A SG給水<蒸気流量の不一致」は早期に成立しているため、「A SG水位低」が原子炉トリップ信号発信の支配的な条件となっている。A SG狭域水位の挙動は実機プラントデータとほぼ同等の結果を示しているが(図8)、実機プラントでは「A SG水位低」信号が解析よりも早いタイミングで検出された結果、解析で原子炉トリップ時刻が実機プラン

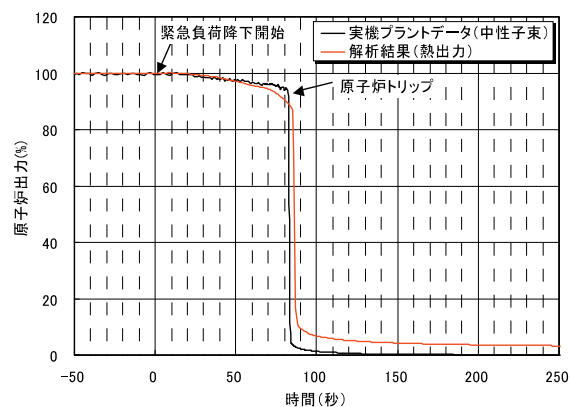


図3 原子炉出力の比較

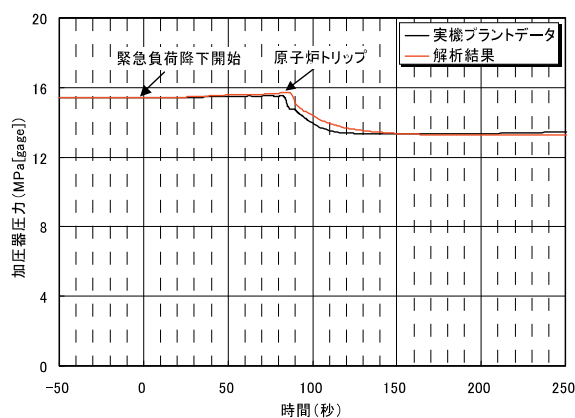


図4 加圧器圧力の比較

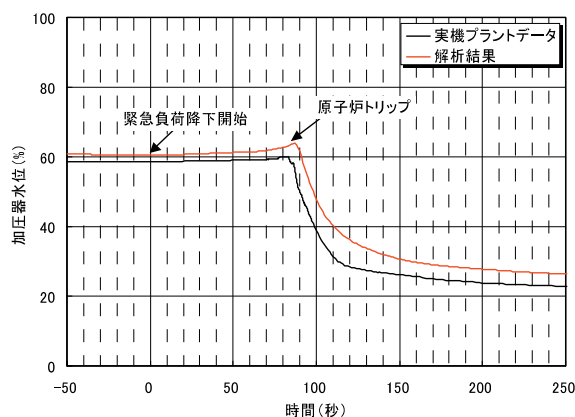


図5 加圧器水位の比較

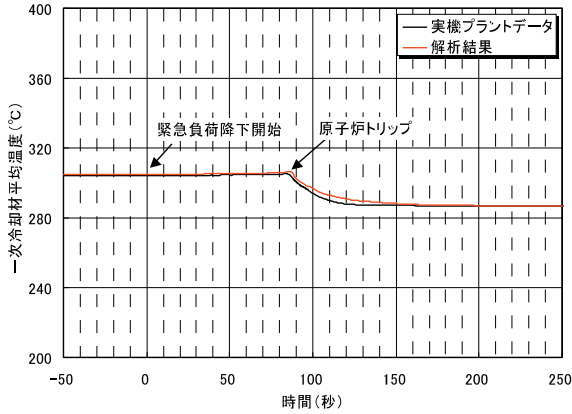


図6 1次冷却材平均温度の比較

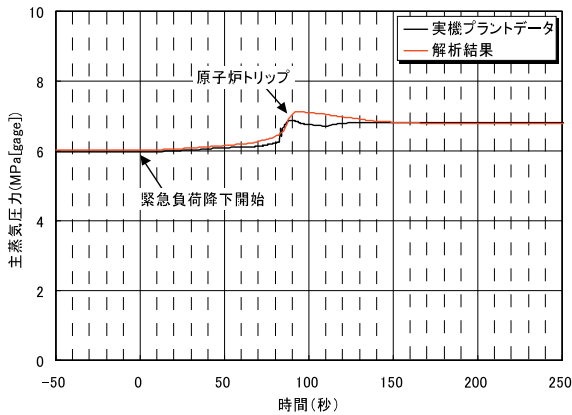


図7 主蒸気圧力の比較

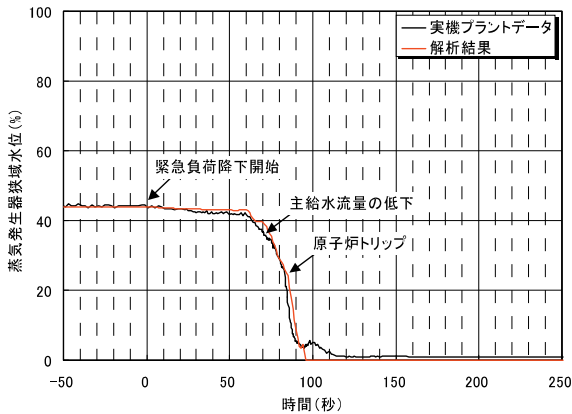


図8 A SG狭域水位の比較

トデータと比べ約2秒遅くなったと考えられる。

以上の結果より、解析結果のプラント応答は実機プラントデータとよく一致し、RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2コードによる再現性を確認した。また、過渡解析結果からも事故による異常なプラント挙動の変化は確認されなかった。

最後に炉心の健全性を評価するため、燃料被覆管表面温度の変化を確認した(図9)。炉心の健全性評

表4 実機プラントデータと解析結果の時系列比較

項目	実機	解析結果	備考
緊急負荷降下開始	0秒	0秒	5%/分
主給水ポンプトリップ	76秒	76秒 (入力値)	
電動補助給水ポンプ起動	76秒	76秒 (入力値)	「主給水ポンプトリップ」による
原子炉トリップ	83秒	85秒	「A SG水位低 + A SG給水<蒸気流量不一致」による
タービン動補助給水ポンプ起動	87秒	89秒	「A SG水位異常低」による

表5 実機プラントデータと解析結果の最大値比較

項目	実機	解析結果
加圧器圧力	15.6MPa	15.7MPa
加圧器水位	60.5%	63.9%
1次冷却材平均温度	305.2°C	306.3°C
主蒸気圧力	6.9MPa	7.1MPa
燃料被覆管表面温度	—	上昇なし

価は、最小 DNBR (departure from nucleate boiling ratio; 限界熱流束と実際の熱流束の比のうち最小値) により行われることが一般であるが、RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2ではDNBRが十分に評価できないため、今回は燃料被覆管表面温度で確認することとした。その結果、燃料被覆管表面温度に上昇は認められなかった。

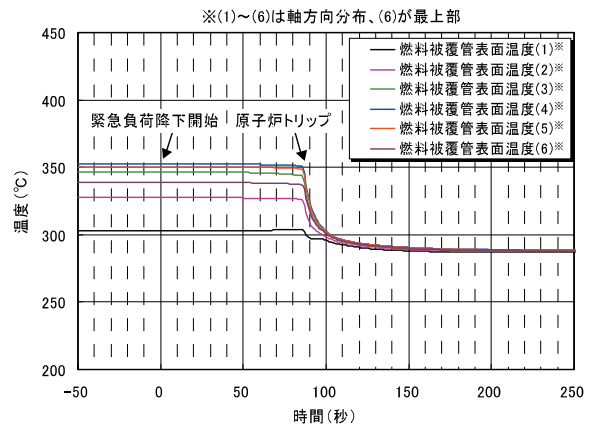


図9 燃料被覆管表面温度 (解析結果)

5. 結 論

美浜発電所3号機で発生した2次系配管破損事故に関し、RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2コードで過渡解析を実施した。解析結果と実機プラントデータとを比較し、プラントの過渡変化を評価するとともに炉心の健全性を確認した。具体的には、復水配管破損の後、緊急負荷降下を開始してから原子炉トリップに至り、主給水流量がほぼ0となる時点までのプラント応答を解析した。解析の結果、プラント応答は実機プラントデータとよく一致し、RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2による再現性を確認した。また、解析でも事故によるプラント挙動の異常な変化は確認されず、燃料被覆管表面温度の上昇も認められなかった。

文献

- (1) 関西電力株式会社, “美浜発電所3号機 二次系配管破損事故について”, 平成17年3月, (2005).
- (2) Allison, C.M., Wagner, R.J., RELAP/SCDAP-SIM/MOD3.2 Input Manual Supplement, ISS-Report, Innovative Systems Software, LLC., (2001)