

小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象への統計的手法の適用 ～総合効果試験解析～

Application of the Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU) method to the small break LOCA with high pressure injection failure: Integral effects test analysis

木下 郁男 (Ikuo Kinoshita)*¹ 鳥毛 俊秀 (Toshihide Torige)*¹ 村瀬 道雄 (Michio Murase)*¹
吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida)*¹ 中村 秀夫 (Hideo Nakamura)*² 竹田 武司 (Takeshi Takeda)*²

要約 小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象におけるアクシデントマネジメント策の蒸気発生器 2 次側強制減圧操作の解析に統計的安全評価手法の適用を進めている。解析コードには RELAP5/MOD3.2 を用いる。統計的安全評価手法の適用により、最適評価解析の不確かさが定量的に評価され、過度の保守性を排した信頼性の高い評価結果を得ることができる。しかし、評価結果の不確かさは最適評価解析コードの予測精度に第一義的に依存する。そこで本研究では、ROSA/LSTF による 2 次側強制減圧関連実験を対象に実験解析を行い、RELAP5/MOD3.2 コードの本事象に対する模擬性能を検証した。その結果、本研究で用いたノード分割および解析モデルの設定により、本事象の圧力応答、炉心水位応答、および被覆管過熱応答等の主要な挙動を再現できることを確認した。また、本事象に特徴的なループシールの形成・解除、伝熱管での凝縮水による蓄水、および伝熱管 CCFL 等の重要現象を再現できることを確認した。

キーワード 統計的安全評価手法, 小破断 LOCA, 高圧注入系不作動, ROSA/LSTF, RELAP5

Abstract The application of a Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU) method is being made to analysis of the "Intentional depressurization of steam generator secondary side" which is an accident management procedure in a small break LOCA with high pressure injection (HPI) failure. RELAP5/MOD3.2 is used as the analysis code. By applying the BEPU method for the plant analysis using the best-estimate thermal hydraulic code, the uncertainties of the analysis results can be estimated quantitatively, and as a consequence, excessive conservatism can be reasonably removed to obtain evaluation results with enhanced reliability. However, the accuracy of the analysis results depends primarily on the code capability in simulating the system response to this event. In this study, experimental analyses using the RELAP5/MOD3.2 were carried out for ROSA/LSTF secondary-side depressurization experiments. It was found that the code predicted well the major event progressions such as pressure responses, core liquid level responses, and rod surface temperatures, as well as important phenomena such as formation and clearing of loop seals, accumulated water from condensation, and CCFL at the inlet of U-tubes, which are characteristic features of this accident scenario.

Keywords Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU), small break LOCA, HPI failure, ROSA/LSTF, RELAP5

1. 諸言

加圧水型原子炉 (PWR) の小破断冷却材喪失事故 (LOCA) 時には 1 次系が高圧状態で冷却材が喪失していくため蓄圧注入系の注水が遅く、高圧注入系の作動に失敗すると炉心損傷に至る可能性がある。このた

め、アクシデントマネジメント (AM) 策として蒸気発生器 (SG) を利用した 2 次側強制減圧の操作が行われる。これまでに、本 AM 策の有効性評価のため、ROSA/LSTF での総合システム試験やその実験解析が行われているが⁽¹⁾⁻⁽⁴⁾、評価に用いる解析手法の妥当性検証は未だ不十分である。

* 1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

* 2 (独)日本原子力研究開発機構

著者らの一連の研究では、実機プラントを対象とした本 AM 策の解析に統計的安全評価手法⁽⁵⁾の適用を進めている。解析コードには RELAP5/MOD3.2⁽⁶⁾を用いる。本手法の適用により、最適評価結果に対する不確かさが定量的に評価され、過度の保守性を合理的に排した信頼性の高い評価結果を得ることができる。これまでに、本事故事象を詳細に分析し発生現象に関する重要度ランクテーブル (PIRT) を作成するとともに、抽出された重要現象に対応する RELAP5/MOD3.2 コードの解析モデルを特定した⁽⁷⁾。

本研究では、ROSA/LSTF で実施された 2 次側強制減圧操作関連実験を対象に実験解析を行い、本事故の主要な挙動や発生現象に対する RELAP5/MOD3.2 コードの再現性を検証した。

2. 解析方法

2.1 対象試験

日本原子力研究開発機構 (旧日本原子力研究所) の ROSA プロジェクトにおいて、大型非定常実験装置 LSTF⁽⁸⁾⁻⁽¹⁰⁾を用いて、PWR プラントの小破断 LOCA 時の再冠水過程に関する実験が実施されている。本研究では、LSTF において行われた 2 次側強制減圧関連試験⁽¹⁾⁻⁽³⁾を対象に実験解析を行った。

LSTF 装置の概観図を図 1 に示す。LSTF 装置はウ

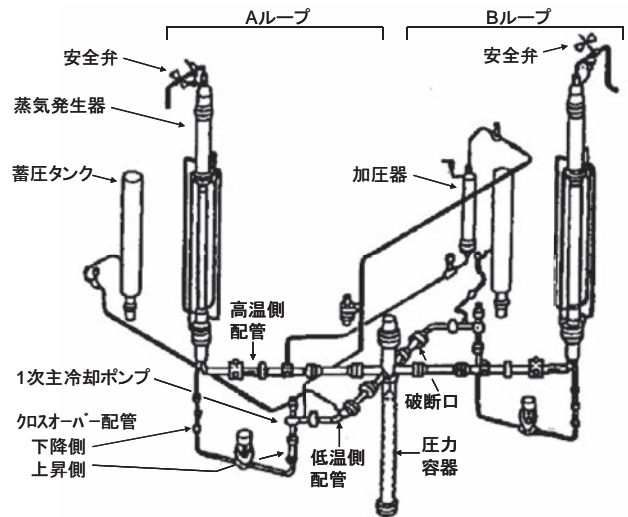


図 1 LSTF 装置の概観図

ェスチングハウス社製 4 ループ PWR プラントと同じ高さ、体積を 1/48 で模擬し、1 次系冷却材配管の小破断による LOCA や異常な過渡変化を、実炉と同じ圧力、温度、時間経過で模擬することができるよう設計されている。原子炉容器、1 次系ループ、ECCS 注水系から構成されており、4 つのループを 2 つの等体積 (2/48 スケール) ループにより模擬している。

LSTF において行われた一連の試験により、2 次側強制減圧の有効性には、破断サイズ、減圧 SG の数や減圧速度、減圧開始時刻が重要な因子となることが明

表 1 主要試験条件

試験ケース	SB-CL-15	SB-CL-32	SB-CL-33
破断サイズ	0.5%		1.0%
破断場所	加圧器非接続ループ低温側配管		
破断向き	下向き	横向き	
初期炉心出力	10 MW		
スクラムカーブ	保守的な炉心出力曲線	最適評価基準の炉心出力曲線	
原子炉トリップ	加圧器圧力低		
主給水停止	原子炉トリップと同時に停止(停止以前は SG 水位制御)		
主蒸気隔離	原子炉トリップと同時に隔離		
RCP コーストダウン	原子炉トリップと同時にコーストダウン開始		
SG 2 次側強制減圧	破断後 2140 秒 破断ループのみで開始 (逃し弁全開)	破断後 600 秒 全ループで開始 (減圧率 200K/h)	
補助給水	不作動	強制減圧開始と同時に全ループ作動	
高压注入	不作動		
蓄圧注入	作動前に試験終了	全ループ作動	
低压注入	作動前に試験終了		
ダウンカマ-高温側配管 バイパス	有		

らかになっている⁽³⁾。そこで本研究では、破断サイズや減圧条件が異なる試験を対象に実験解析を行うことによりコードの予測性能を検証した。

対象とした3試験 SB-CL-15, SB-CL-32, および SB-CL-33 の試験条件を表1に示す。破断位置は何れの試験も加圧器非接続ループ低温側配管である。破断サイズは低温側配管断面積の0.5%または1.0%であり、実機4ループPWRのそれぞれ2インチまたは3インチ破断に相当する。SB-CL-15試験は工学的安全施設の一部である高圧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。蒸気発生器の逃し弁の開放による1次系の冷却、減圧は、破断後2140秒に破断ループ蒸気発生器のみ使用して行っている。2次側強制減圧後、蓄圧注入作動前に試験を終了している。一方、SB-CL-32試験とSB-CL-33試験では、破断後600秒に全ループで2次側強制減圧を減圧率200K/hで行い、同時に全ループで補助給水を行っている。蓄圧注入は全ループで作動する条件である。

2.2 RELAP5によるモデル化

解析コードにはRELAP5/MOD3.2 (以下RELAP5という)を使用した。

SB-CL-15試験に対するLSTF装置のノード図を図2に示す。SB-CL-32試験とSB-CL-33試験に対するノード図は、蓄圧タンクのスタンドパイプを模擬するコンポーネントを追加すること以外、図2と同様である。ノード分割はこれまでINSSで整備してきた実機プラントに対するノード分割をもとに作成した。

モデルは、原子炉容器、1次系ループ、加圧器、蒸気発生器および蓄圧注水系から構成する。炉心は平均チャンネル(P7)と高出力チャンネル(P71)に分割してモデル化し、何れも軸方向に6分割した。伝熱管は直管部8セル、曲管部を2セルで模擬した。伝熱管でのCCFLを模擬するため、伝熱管入口ジャンクション(SJ106, SJ306)にCCFLモデルを適用した。CCFLモデルとしてはWallis型の相関式⁽¹¹⁾を使用し、切片を0.75、勾配を1.0で与えた。

熱構造材については、炉心燃料棒、蒸気発生器伝熱管に加え、原子炉容器内熱構造材、1次系ループ熱構造材、蒸気発生器2次側の熱構造材をモデル化した。

2次側強制減圧操作を模擬するため、主蒸気ラインおよび補助給水のモデルを蒸気発生器2次側に設定した。主蒸気逃し弁(VLV240, VLV440)からの気相単相流出にはRELAP5臨界流モデルを適用した。

破断口は、加圧器非接続ループ低温側配管にVALVEコンポーネント(VLV910)を接続して模擬

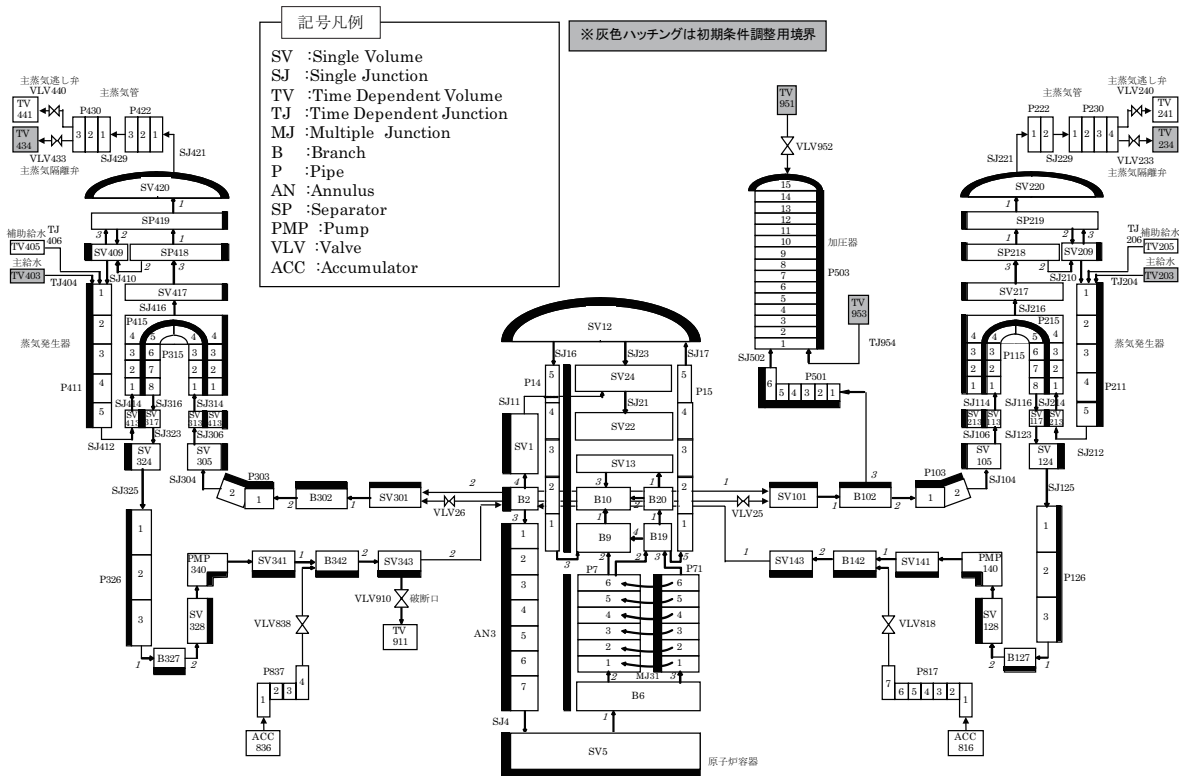


図2 解析ノード図

し、VALVE コンポーネントの開閉位置に臨界流モデルを適用した。破断口の液単相、二相、および気相単相放出の流出係数を変更し、破断流量が試験結果とできるだけ合うよう調整した。

解析の初期条件および境界条件は対応する試験条件と同様に設定した。スクラム信号後の炉心出力減衰と1次冷却材ポンプ（RCP）のコーストダウン速度は実験条件と同様のテーブルにより与えた。

3. 解析結果

各試験の主要な解析結果と事象進展を試験結果と比較して表2に示す。

表2に示すように、SB-CL-15 試験と SB-CL-33 試験では炉心露出が2回観測されている。1回目の炉心露出は、ループシールの形成に伴い一時的に発生し、

ループシールの解除により炉心水位が回復し炉心が冠水している。2回目の炉心露出は、ボイルオフによる炉心保有水の減少により発生し、この時に被覆管最高温度（PCT）となっている。SB-CL-15 試験では2次側強制減圧後、蓄圧注入開始前に試験を終了したが、SB-CL-33 試験では2次側強制減圧に伴う蓄圧注入系の作動により炉心水位が回復している。一方、SB-CL-32 試験では自然循環継続中に蓄圧注入系が作動し、炉心露出に至っていない。解析結果は、以上のような PCT 発生メカニズムや発生時期をよく模擬した。なお、SB-CL-33 試験では、試験と解析とでループシール解除ループが異なるが、強制減圧等の条件は両ループで同じであり、その後の解析と試験の事象進展の差に有意な影響は及ぼさない。

小破断 LOCA の典型的な事象進展は、「ブローダウン期間」（略称：BLD）、「自然循環期間」（略称：

表2 主要解析結果、事象シーケンス

試験ケース 項目	SB-CL-15		SB-CL-32		SB-CL-33	
	試験	解析	試験	解析	試験	解析
主要解析結果						
PCT [K]	812*	921*	ヒートアップせず	ヒートアップせず	773	844
ループシール期間ヒートアップ	有	有	—	—	有	有
ボイルオフ期間ヒートアップ	有	有	—	—	有	有
PCT 分類	ボイルオフ	ボイルオフ	—	—	ボイルオフ	ボイルオフ
破断ループシール解除	有	有	無	無	有	無
健全ループシール解除	無	無	無	無	無	有
事象シーケンス [s]						
破断発生	0	0	0	0	0	0
スクラム信号発生	85	67	91	58	49	27
主給水停止	85	67	91	58	49	27
主蒸気隔離	85	67	91	58	49	27
RCP コーストダウン	85	67	93	58	51	27
炉心出力低下開始	115	96	115	76	71	45
ブローダウン終了	約 450	約 450	約 450	約 450	約 250	約 250
自然循環終了	読取不可	990	—	—	読取不可	510
SG 2次側強制減圧開始	—	—	600	600	600	600
補助給水開始	—	—	600	600	600	600
ループシール期間ヒートアップ開始	1760	1835	—	—	895	890
ループシール解除	1875	1865	—	—	945	925
ループシール期間ヒートアップ終了	1895	1880	—	—	965	960
ボイルオフ期間ヒートアップ開始	2025	2030	—	—	1095	1015
SG 2次側強制減圧開始	2140	2140	—	—	—	—
蓄圧注入開始	—**	2585	1275	1400	1230	1265
PCT 発生	—	—	—	—	1250	1275
ボイルオフ期間ヒートアップ終了	—	—	—	—	1260	1360
試験終了	2590	2590	—	—	—	—

*試験終了時での値、**試験は蓄圧注入開始前に終了（試験装置保護のため）

NC), 「ループシール期間」(略称:LS), 「ボイルオフ期間」(略称:BO), 「炉心水位リカバリ期間」:(略称:REC) の5つのフェーズに分けられる⁽⁷⁾. 以下ではこのフェーズ分けに沿って, 解析結果を詳述する. 各フェーズの生起の時間は破断口の条件や2次側強制減圧の条件に依存して変わってくる.

3.1 SB-CL-15

本節では, SB-CL-15 試験の解析結果の事象進展を時系列順に試験結果と比較する. 1次系圧力およびSG2次側圧力, 炉心差圧および上部プレナム差圧, 被覆管表面温度, クロスオーバー配管差圧, および破断流量の解析結果を図3~7に示す.

本試験の事象進展は, ①ブローダウン期間, ②自然循環期間, ③ループシール期間, ④ボイルオフ期間に分けられる. 2次側強制減圧はボイルオフ期間に実施され, 蓄圧注入開始前に試験を終了している.

①ブローダウン期間 (BLD)

破断後, 1次冷却水が破断口から放出されるにつれて, 1次系圧力は急低下していく(図3のI). 試験と比べ, 減圧は僅かに早い. 本試験では高压注入系は不作動としているため, SI信号発信後も高压注入系は作動しない. やがて, 1次系圧力の低下は一旦停滞し, 1次系圧力が2次側圧力よりやや高い状態で平衡に達してブローダウンが終了する.

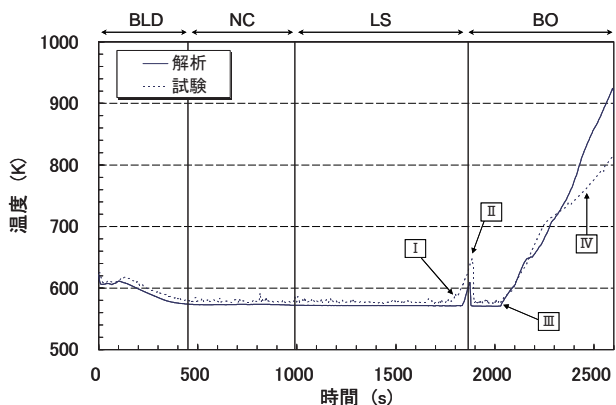


図5 SB-CL-15 被覆管表面温度

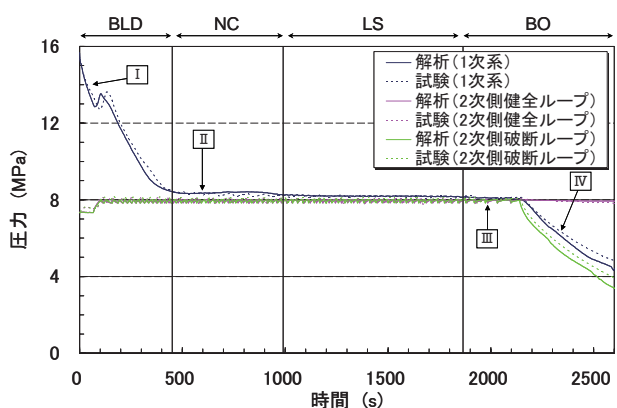


図3 SB-CL-15 1次系圧力およびSG2次側圧力

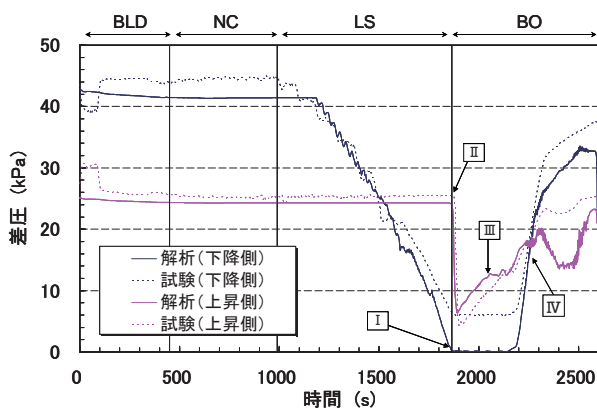


図6 SB-CL-15 破断ループクロスオーバー配管差圧

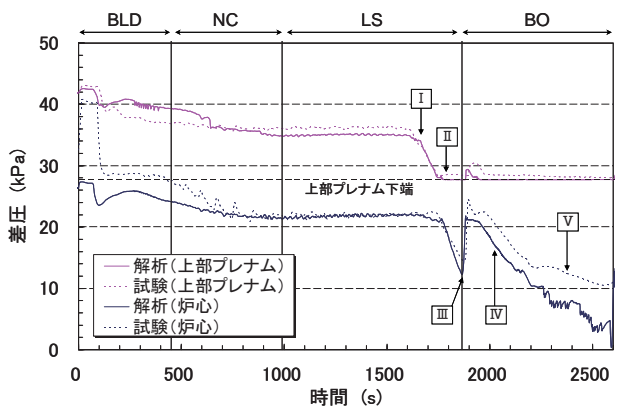


図4 SB-CL-15 炉心差圧および上部プレナム差圧

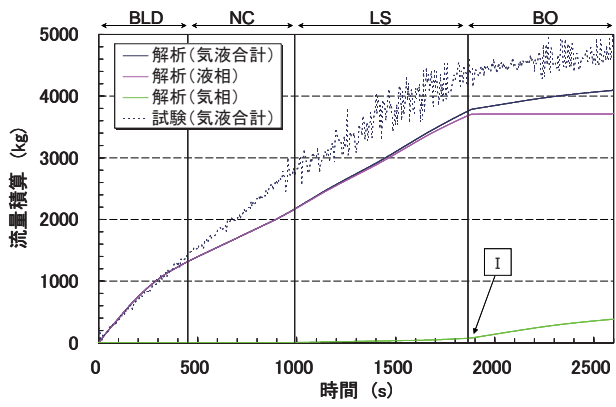


図7 SB-CL-15 破断流量積算

②自然循環期間 (NC)

1次系圧力は2次側圧力よりやや高い圧力で平衡状態を維持する(図3のII)。やがて1次冷却水の減少により、伝熱管頂部での液相流量がゼロになり、破断後990秒に自然循環が終了する。

③ループシール期間 (LS)

1次冷却水の減少により、ループ高温側の水は減少していく。高温側配管側の水がほぼ空になると、上部プレナム、炉心水位が急激に低下し始める(図4のI)。やがて炉心露出に至り(図4のII)、被覆管ヒートアップに至る(図5のI)。

1次冷却水は更に減少していき、破断ループにおいて、クロスオーバー配管下降側水位がクロスオーバー配管水平部高さまで低下して(図6のI)、ループシールが解除する。

④ボイルオフ期間 (BO)

ループシール解除により、炉心および上部プレナムの水位が回復し(図4のIII)、被覆管温度は反転して飽和温度近傍まで低下する(図5のII)。破断口からの蒸気流出が顕著になるものの(図7のI)、1次系圧力は2次側圧力よりも高いままであり(図3のIII)、伝熱管での凝縮は継続する。一方、破断ループでは、ループシール解除後、蒸気流によりクロスオーバー配管上昇側水位が急低下する(図6のII)。その後、水位は徐々に回復するが(図6のIII)、これは伝熱管からの凝縮水が破断口へと向かう蒸気流により上昇側へ押しやられるためである。また、図示していないが、健全ループでもクロスオーバー配管上昇側水位が徐々に回復する。

1次冷却水の減少および炉心に対して負圧になるクロスオーバー配管上昇側差圧の増大により、上部プレナム水位は再び低下していき(図4のIV)、再び被覆管ヒートアップに至る(図5のIII)。

破断後2140秒に破断ループのみ、主蒸気逃し弁を強制的に全開として2次側強制減圧を開始する。その後、1次系圧力は2次側圧力に追従して低下していく(図3のIV)。試験と比べ、減圧は僅かに早い。解析結果と試験結果ともに、強制減圧後に炉心水位の低下が見られるが、解析のほうが緩和は小さい(図4のV)。結果として、被覆管温度の上昇勾配は試験より大きく、PCTも高くなる(図5のIV)。

以上のように、試験結果と比べ、2次側強制減圧後の炉心水位および被覆管温度挙動に差はあるものの、

主要な事象進展に大きな乖離は無いことが確認できた。

3.2 SB-CL-32

本節では、SB-CL-32試験の解析結果の事象進展を時系列順に試験結果と比較する。1次系圧力およびSG2次側圧力、炉心差圧および上部プレナム差圧、被覆管表面温度、および破断流量の解析結果を図8~11に示す。

本試験の事象進展は、①ブローダウン期間、②自然循環期間、③炉心水位リカバリ期間に分けられる。2次側強制減圧および蓄圧注入が自然循環期間中に実施され、炉心露出に至らない結果となっている。

①ブローダウン期間

破断後、1次系インベントリが破断口から放出されるにつれて、1次系圧力は急低下していく(図8のI)。本試験では高压注入系は不作為としているため、SI信号発信後も高压注入系は作動しない。やがて、1次系圧力の低下は一旦停滞し、1次系圧力が2次側圧力よりやや高い状態で平衡に達する。

②自然循環期間

1次系圧力は2次側圧力よりやや高い圧力で平衡状態を維持する(図8のII)。破断後600秒に全ループにおいて、主蒸気流量調節弁の開度調整により、2次側減圧率200K/hにて2次側強制減圧を開始すると同時に、補助給水を開始する。その後、1次系圧力は2次側圧力に追従して低下していく(図8のIII)。試験と比べ、解析の方が減圧は遅い。やがて、1次系圧力が蓄圧注入開始設定圧(4.51MPa)まで低下し、

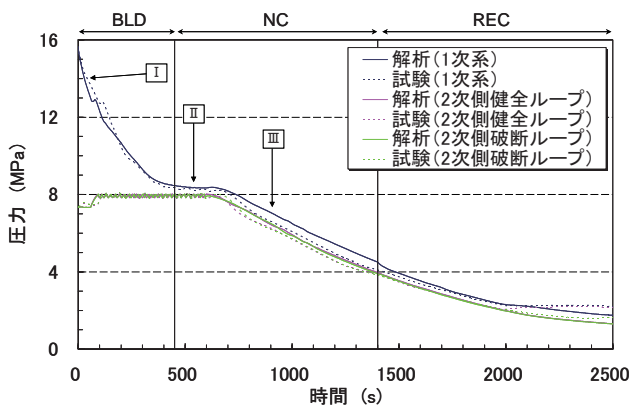


図8 SB-CL-32 1次系圧力およびSG2次側圧力

1400 秒に蓄圧注入が開始される。

③炉心水位リカバリ期間

蓄圧注入水が原子炉容器へ流入することで、炉心水位は維持され、炉心露出および被覆管ヒートアップには至らない (図 9, 図 10)。その後、試験では約 2000 秒に健全ループの強制減圧を停止している。解析では強制減圧を停止しない条件としたため、これ以降の解析と試験の事象進展に乖離が生じている。

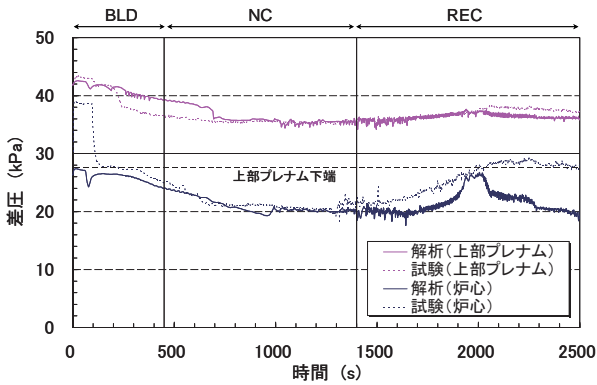


図 9 SB-CL-32 炉心差圧および上部プレナム差圧

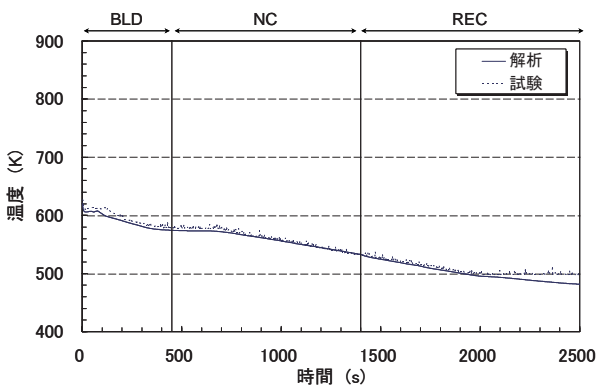


図 10 SB-CL-32 被覆管表面温度

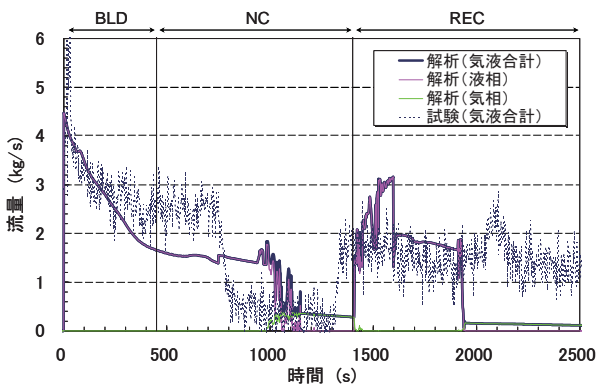


図 11 SB-CL-32 破断流量

以上のように、試験と比べ、主要な事象進展に大きな乖離はないことが確認できた。

3.3 SB-CL-33

本節では、SB-CL-33 試験の解析結果の事象進展を、時系列順に試験結果と比較する。1 次系圧力および SG2 次側圧力、炉心差圧および上部プレナム差圧、被覆管表面温度、クロスオーバ配管差圧、および破断流量の解析結果を図 12~16 に示す。

本試験の事象進展は、①ブローダウン期間、②自然循環期間、③ループシール期間、④ボイルオフ期間、⑤炉心水位リカバリ期間に分けられる。SB-CL-32 試験と破断サイズのみ異なるが、破断面積が大きい分、破断流量が多いため、ループシール期間とボイルオフ期間で被覆管がヒートアップしている。2 次側強制減圧の効果で蓄圧注入が入り、炉心水位が回復し炉心が冠水している。

①ブローダウン期間 (BLD)

破断後、1 次冷却水が破断口から放出されるにつれて、1 次系圧力は急低下していく (図 12 の I)。試験結果と比べ、減圧は僅かに早い。本試験では高压注入系は不作為としているため、SI 信号発信後も高压注入系は作動しない。やがて、1 次系圧力の低下は一旦停滞し、1 次系圧力が 2 次側圧力よりやや高い状態で平衡に達してブローダウンが終了する。

②自然循環期間 (NC)

1 次系圧力は 2 次側圧力よりやや高い圧力で平衡状態を維持する (図 12 の II)。やがて 1 次冷却水の減少により、伝熱管頂部での液相流量がゼロになり、自然

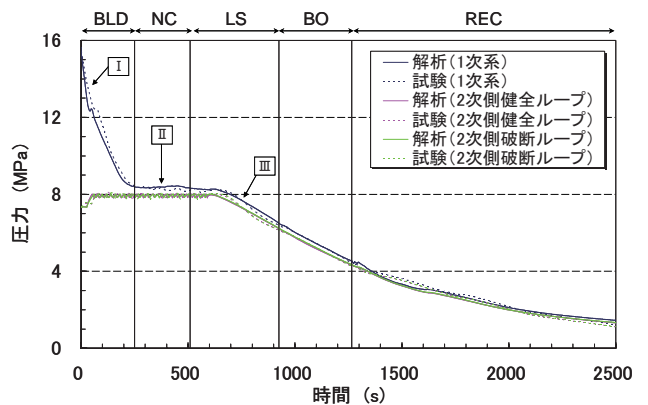


図 12 SB-CL-33 1 次系圧力および SG2 次側圧力

循環が途切れる。

③ループシール期間 (LS)

破断後 600 秒に全ループにおいて、主蒸気流量調節弁の開度調整により、2 次側減圧率 200K/h にて 2 次側強制減圧を開始すると同時に、補助給水の注水を開始する。その後、1 次系圧力は 2 次側圧力に追従して低下していく (図 12 の III)。一方、1 次冷却水の減少により、ループ部高温側の水は減少していく。高温側配管の水がほぼ空になると、上部プレナム水位が急激に低下し始め (図 13 の I)、炉心露出に至り (図 13 の II)、被覆管ヒートアップに至る (図 14 の I)。

1 次冷却水は更に減少していき、健全ループにおいて、クロスオーバー配管下降側水位がクロスオーバー配管水平部高さまで低下して (図 15 の I)、ループシールが解除する。ループシール解除ループは試験結果と異なるが、強制減圧等の条件は両方で同じであり、その後の解析結果と試験結果の事象進展の差に有意な影響は及ぼさない。

④ボイルオフ期間 (BO)

ループシール解除により、炉心水位が回復し (図 13 の III)、被覆管温度は反転し飽和温度近傍まで低下する (図 14 の II)。試験と比べ、炉心水位の回復量は小さい。

ループシール解除ループでは、蒸気流の発生によるクロスオーバー配管上昇側水位の急低下が見られる (図 15 の II)。その後、水位は徐々に回復するが (図 15 の III)、これは伝熱管からの凝縮水が破断口へ向かう蒸気流により上昇側へ押しやられるためである。

1 次冷却水の減少及びクロスオーバー配管上昇側差圧の増大により、炉心水位は再び低下していき (図 13 の IV)、再び被覆管ヒートアップに至る (図 14 の III)。試験と比べ、ループシール解除による炉心水位の回復量が小さいため、再び被覆管ヒートアップに至るタイミングが早い。

1 次系圧力が蓄圧注入開始設定圧 (4.51MPa) まで低下すると、蓄圧注入が開始される。

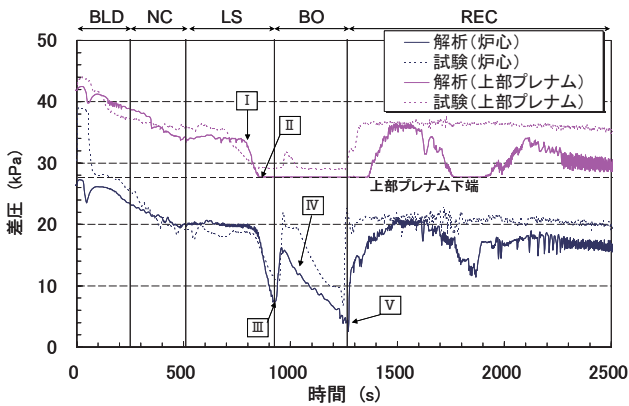


図 13 SB-CL-33 炉心差圧および上部プレナム差圧

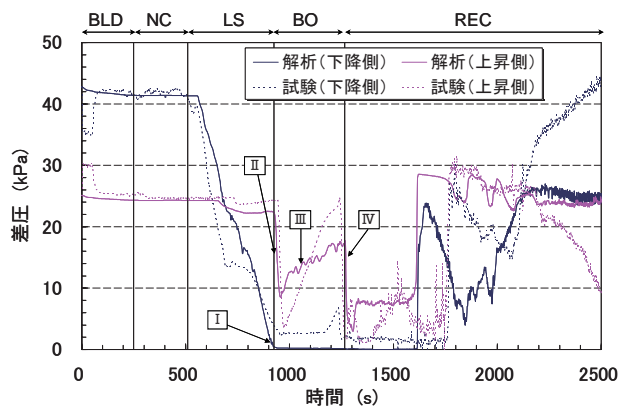


図 15 SB-CL-33 ループシール解除ループクロスオーバー配管差圧 (解析:健全ループ, 試験:破断ループ)

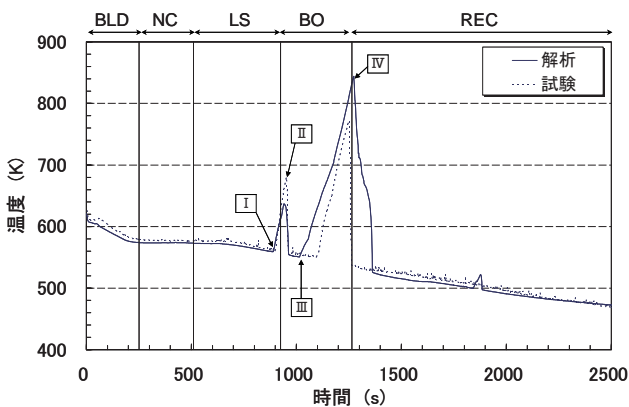


図 14 SB-CL-33 被覆管表面温度

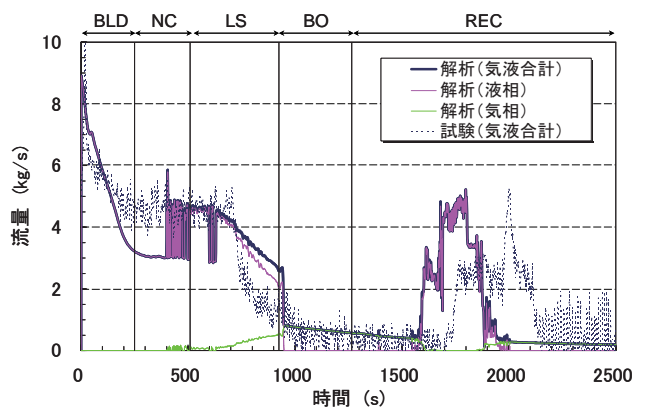


図 16 SB-CL-33 破断流量

⑤ 炉心水位リカバリ期間 (REC)

蓄圧注入水が原子炉容器へ流入することで、炉心および上部プレナムの水位が回復し (図 13 の V), 被覆管温度は反転し飽和温度近傍まで低下する (図 14 の IV). 試験と比べ、炉心および上部プレナムの水位の回復量は小さい。ループシール解除による炉心水位の回復量が小さいことで被覆管ヒートアップ開始が早くなり、且つ蓄圧注入による炉心水位の回復量が小さいことで被覆管温度の反転が遅くなり、結果として PCT は高くなる。

以上のように、試験結果との比較により、ループシール解除後の炉心および上部プレナムの水位の回復量、および蓄圧注入による炉心および上部プレナムの水位の回復量に差はあるものの、主要な事象進展に大きな乖離はないことが確認できた。

3.4 考察

前節までに示したように、本研究で用いた RELAP5 解析モデルの設定およびノード分割により、様々な破断口径や 2 次側減圧操作条件に対して、本事象の 1 次系圧力、SG2 次側圧力、炉心水位、および被覆管過熱等の主要な挙動を再現することができた。ここでは、被覆管温度や PCT に対する測定値と解析値の定量的相違について検討する。

SB-CL-15 試験と SB-CL-33 試験では、ループシール期間とボイルオフ期間に被覆管ヒートアップが生じている。このうちループシール期間については、被覆管最高温度の測定値と解析値の相違は約 50K であり、この相違は、RELAP5 解析モデルの不確かさにより生じる誤差範囲と考えられる。一方、ボイルオフ期間における被覆管最高温度の相違は、RELAP5 解析モデルの不確かさに加え、炉心水位の測定値と解析値の定量的相違が影響していると考えられる。

(1) SB-CL-15 試験

SB-CL-15 試験では、被覆管温度は 2 次側強制減圧開始後に測定値と解析値の間で大きな相違が生じている (図 5 の IV)。炉心水位を詳細に見ると、2 次側強制減圧開始後、炉心水位低下の緩和が解析のほうが小さくなっている (図 4 の V)。強制減圧による炉心水位低下と増加に寄与する効果として、伝熱管上昇側の蓄水、クロスオーバー配管の蓄水、および伝熱管からのリフラックス流の増加が考えられる⁽¹⁾。ここでは、前二者について、測定値と解析値を比較し検討する。

SB-CL-15 試験では、2 次側強制減圧開始後、強制減圧作動ループにおいて、伝熱管上昇側に CCFL による凝縮水の蓄水が生じている。このため、伝熱管上昇側に凝縮水による水頭が発生し、炉心水位が押し下げられる。図 17 に破断ループ伝熱管上昇側差圧の解析結果を示す。本解析は、伝熱管の蓄水を再現したが、定量的には蓄水を過大評価した。図 17 には、伝熱管入口を含めた伝熱管内全ジャンクションに CCFL モデルを適用した感度解析結果も示すが、入口のみに CCFL モデルを適用した場合と有意差はない。CCFL モデルの適用ジャンクションに問題は無く、CCFL パラメータの設定等の見直しが必要と考えられる。

一方、SB-CL-15 試験では、2 次側強制減圧開始後、強制減圧作動ループにおいて、クロスオーバー配管両側水位に伝熱管からの凝縮水増加による急激な水位回復が見られる (図 6 の IV)。これは原子炉容器内の保有水減少につながり、炉心水位低下に影響する。本解析はこの蓄水を過小評価した。

今後、上述した強制減圧後の炉心水位低下と増加に寄与する効果のバランスを適切に見直すことにより、予測精度を改善できる可能性がある。

(2) SB-CL-33 試験

SB-CL-33 試験では、蓄圧注入後、解析の方が蓄圧注入水による炉心および上部プレナムの水位の回復量が小さいため、PCT を過大評価する結果となっている。

図 18 にループシール未解除ループ (解析：健全ループ、試験：破断ループ) のクロスオーバー配管差圧を示す。蓄圧注入開始直後、両ループのクロスオーバー配管両側水位が急低下する (図 15 の IV, 図 18 の I)。これは、蓄圧注入点での凝縮により、低温側配管がクロ

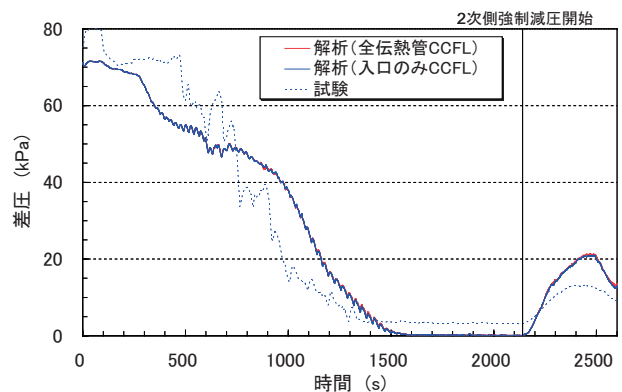


図 17 SB-CL-15 破断ループ伝熱管上昇側差圧

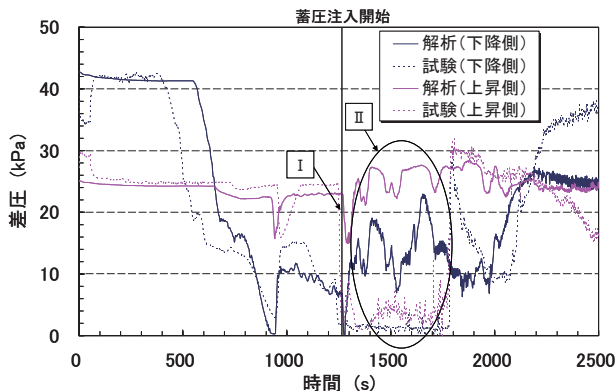


図 18 SB-CL-33 ループシール未解除ループクロスオーバー配管差圧 (解析：健全ループ，試験：破断ループ)

スオーバー配管に対して負圧になることで、低温側に引っ張られるためである。ただし、ループシール未解除ループにおいて、解析では水位が低下後再び回復するのに対し、試験では低下したままである (図 18 の II)。試験ではこのタイミングでこちらのループもループシール解除に至っている可能性がある。この結果、解析ではループシール未解除ループに水が残り、原子炉容器内の保有水が減るため、炉心および上部プレナムの水位の回復量が小さくなることの一因となる。

今後、蓄圧注入後の、ループシール未解除ループでのクロスオーバー配管水位挙動を試験と合わせることで、予測精度を改善できる可能性がある。

(3) 今後の課題

本解析では、破断口の液相単相、二相、および気相単相の流出係数を、SB-CL-15 試験では 1.0, 1.6, および 1.0, SB-CL-32 試験と SB-CL-33 試験では 1.0, 1.8, および 1.0 に設定し、破断流量を試験結果とできるだけ合わせたものの、まだ乖離がみられる (図 7, 11, 16)。今後、RELAP5 コードの臨界流モデルの見直しや、破断上流側 (低温側配管) の状態に影響する水平層状化判定モデルの見直し等を行って改善することが必要である。これにより (1), (2) に示した各試験に対する PCT の予測精度が向上することが期待できる。その後、RELAP5 解析モデルの不確かさをパラメータとした感度解析や統計解析を行い、解析モデルの不確かさを含めると測定値を解析値で包絡できることを確認し、本事象に対する RELAP5 コードの模擬性能の定量的検証を行なう。

4. 結言

小破断 LOCA 時高压注入系不動作事象におけるアクシデントマネジメント策「2 次側強制冷却による低圧注入」の信頼性を向上するため、本アクシデントマネジメント解析に統計的安全評価手法の適用を進めている。本研究では、2 次系強制冷却操作を模擬した ROSA/LSTF 総合システム試験を対象に実験解析を行い、RELAP5/MOD3.2 コードの本事象に対する模擬性能を検証した。その結果、以下の知見を得た。

本研究で用いた RELAP5 解析モデルの設定およびノード分割により、様々な破断口径や 2 次側減圧操作条件に対する本事象の圧力応答、炉心水位応答、および被覆管過熱応答等の主要な挙動を再現できる。また、本事象に特徴的なループシールの形成・解除、伝熱管での凝縮水による蓄水、および伝熱管 CCFL 等の重要現象を再現できることを確認した。

本研究により、今後、RELAP5/MOD3.2 コードによる実機プラント解析を行う際に用いる解析モデルやノード分割設定方法の知見が得られた。

参考文献

- (1) H. Asaka and Y. Kukita, "Intentional Depressurization of Steam Generator Secondary Side during a PWR Small-Break Loss-of-Coolant Accident," *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 32, No. 2, pp.101-110, (1995).
- (2) H. Asaka et al., "Core Liquid Level Responses Due to Secondary-Side Depressurization during PWR Small Break LOCA," *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 35, No. 2, pp. 113-119, (1998).
- (3) H. Asaka et al., "Secondary-Side Depressurization during PWR Cold-Leg Small Break LOCAs Based on ROSA-V/LSTF Experiments and Analyses," *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 35, No. 12, pp.905-915, (1998).
- (4) M. Suzuki et al., "Effects of Secondary Depressurization on Core Cooling in PWR Vessel Bottom Small Break LOCA Experiments with HPI Failure and Gas Inflow", *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 43, No. 1, pp.55-64 (2006).
- (5) 日本原子力学会, "統計的安全評価の実施基準:

- 2008”, AESJ-SC-S001:2008, (2009).
- (6) The RELAP5 Code Development Team, “RELAP5/MOD3 Code Manual”, NUREG/CR-5535, (1995).
 - (7) 山田実, 南雲宏一, 木下郁男, 村瀬道雄, 吉田至孝, 川崎郁夫, “小破断 LOCA 時高圧注入系不作動事象の PIRT 作成および重要現象の感度解析”, INSS JOURNAL, Vol.18, pp.294-309, (2011).
 - (8) “ROSA-IV Large Scale Test Facility (LSTF) System Description,” JAERI-M-84-237, Japan Atomic Energy Research Institute, (1985)
 - (9) “Supplemental Description of ROSA-IV/LSTF with NO. 1 Simulated Fuel-Rod Assembly, Japan Atomic Energy Research Institute, (1989)
 - (10) “ROSA-V Large scale test facility (LSTF) system description for the third and fourth simulated fuel assemblies”, JAERI-Tech 2003-037, (2003).