

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

Development of the PIRT for the small break loss-of-coolant accident with high pressure injection failure and sensitivity analyses for important phenomena

山田 実 (Minoru Yamada)	南雲 宏一 (Hiroichi Nagumo)
木下 郁男 (Ikuo Kinoshita)	村瀬 道雄 (Michio Murase)
吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida)	川崎 郁夫 (Ikuo Kawasaki)



株式会社 **原子力安全システム研究所**

Institute of Nuclear Safety System, Incorporated

〒919-1205 福井県三方郡美浜町佐田64号

Tel 0770-37-9100 Fax 0770-37-2008

URL <http://www.inss.co.jp>

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

Development of the PIRT for the small break loss-of-coolant accident with high pressure injection failure and sensitivity analyses for important phenomena

山田 実 (Minoru Yamada)*¹ 南雲 宏一 (Hiroichi Nagumo)*² 木下 郁男 (Ikuo Kinoshita)*¹
村瀬 道雄 (Michio Murase)*¹ 吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida)*¹ 川崎 郁夫 (Ikuo Kawasaki)*¹

要約 統計的安全評価手法の適用により、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除することで信頼性の高い評価結果が期待される。現在、小破断 LOCA (Loss-Of-Coolant Accident) 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「2次系強制冷却による低圧注入」解析への統計的安全評価手法の適用を進めている。解析コードは RELAP5/MOD3.2 を用いる。本研究では PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) を作成して重要現象を抽出するとともに、重要現象の RELAP5 での扱いを調査した。また、重要現象の評価パラメータである PCT (Peak Cladding Temperature) への影響を定量的に把握するために、関連する解析モデルのパラメータを極端に振った実機感度解析を実施した。PIRT では 24 項目の重要現象が抽出され、それらを計算できるモデルと相関式が RELAP5 に組み込まれていることを確認した。実機感度解析では重要現象のうち「伝熱管入口での CCFL」、「破断流臨界流」、「熱伝達 (露出炉心)」の 3 項目が特に PCT への影響が大きいことがわかった。これらの重要現象については、関連する解析モデルの不確かさ分布を作成する際に、実験の実施、既存実験データの精査などによって過度に分布が広がらないように特に留意する必要がある。

キーワード 小破断 LOCA 高圧注入系不作動 統計的安全評価手法 PIRT RELAP5/MOD3.2

Abstract By applying this statistical evaluation method, the uncertainties of evaluation results can be estimated quantitatively, and as a consequence, excessive conservatism can be reasonably removed to obtain evaluation results with enhanced reliability. The application of a statistical safety evaluation method to analysis of the “low pressure injection by intentional depressurization of the steam generator secondary side” which is an accident management approach in the SBLOCA (Small Break Loss-Of-Coolant Accident) with HPI (High Pressure Injection) failure is being made. RELAP5/MOD3.2 is used as the analysis code. In the present study, the PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) was made to extract the important phenomena, and the treatments with RELAP5 of these important phenomena were investigated. Moreover, sensitivity analyses were made for the actual plant in which the parameters of the analytical model, related to the important phenomena, were changed in order to understand the influence of these phenomena on the PCT (Peak Cladding Temperature) which is evaluation parameter quantitatively. Twenty-four important phenomena were extracted in PIRT, and it was confirmed that analytical models and correlations which are able to simulate them were built into RELAP5. In the results of sensitivity analyses for the actual plant, it was understood that the influence of three items “CCFL at the inlet of the U-tube”, “Break flow (critical flow)”, and “Heat transfer (at exposed core)” on the PCT was especially large. Regarding these important phenomena, it is necessary to prevent the model's uncertainty distributions from being extended excessively by carrying out experiments and examining the existing experiment data closely when the distributions are made.

Keywords Small break LOCA, HPI failure, Statistical safety evaluation method, PIRT, RELAP5/MOD3.2

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 MHI原子力エンジニアリング(株)

1. はじめに

小破断 LOCA (Loss-Of-Coolant Accident) 時高圧注入系不作動事象 (以降, 小破断 LOCA 時 HPI (High Pressure Injection) 不作動事象) は設計基準を超えた事象であり, アクシデントマネジメント「2次系強制冷却による低圧注入」によって炉心の冷却を維持し, 炉心の健全性を確保する必要がある. この事象に対しては過去に試験や試験解析^{(1)~(4)}が行われている.

本研究では, アクシデントマネジメントの信頼性を向上するために日本原子力学会標準⁽⁵⁾に沿った統計的安全評価手法の実機解析への適用を進めている. 統計的安全評価手法の適用により, 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除することで信頼性の高い評価結果が期待される. 解析コードは RELAP5/MOD3.2⁽⁶⁾を用いる.

統計的安全評価手法の適用例として, INSS (Institute of Nuclear Safety System, Incorporated) ではミッドループ運転時余熱除去系機能喪失事象を対象に実施している⁽⁷⁾. 統計的安全評価手法では PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) を作成して重要現象を抽出し, それに関連する解析モデルの不確かさを定量化してモデル不確かさの解析結果への影響を示す必要がある. PIRT は対象事象の中で生じる現象を抽出整理し, 評価対象パラメータに対する影響の観点から重要度をランク付けて作成する. 小破断 LOCA を対象に PIRT を作成した例は過去にあるが⁽⁸⁾, 小破断 LOCA 時 HPI 不作動事象を対象にした PIRT の例はない.

そこで, 本研究では小破断 LOCA 時 HPI 不作動事象を対象に PIRT を作成して重要現象を抽出し, 重要現象の評価パラメータへの影響を定量的に把握するために実機感度解析を実施した.

2. PIRT の作成

2.1 対象事象の概要

小破断 LOCA 事象は1次系に開いた破断口 (枝管の破断や主配管の亀裂など) から冷却材が流出して1次系保有水量が減少する事象である. 1次系保有水量は, 緊急時炉心冷却系 (1次系圧力の低下に伴い, HPI, ACC (Accumulator), LPI (Low

Pressure Injection) の順に作動) からの注水によって維持される, または回復していく. しかし, HPI が作動しない場合, 1次系圧力低下が遅い小口径破断では, 運転員が1次系圧力を ACC 作動設定圧および LPI 作動設定圧まで低下させることによって炉心冷却を回復させる適切な操作をしないと, 長期にわたる炉心のヒートアップが生じる. 運転員は炉心が露出した場合, 主蒸気逃し弁を手動開にして SG (Steam Generator) 2次側により1次系を急速に冷却する. また, 炉心露出に至っていなくても1次系が飽和状態にある場合には, 冷却率の制限値以

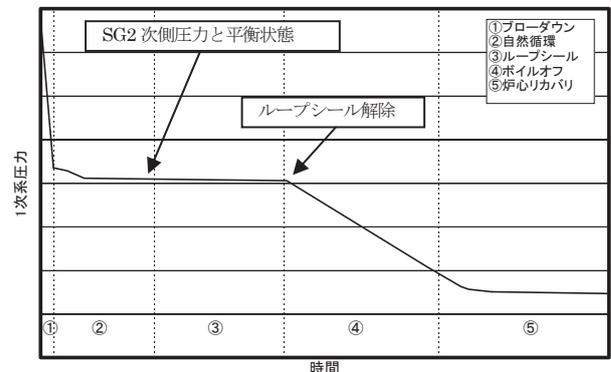


図1 1次系圧力

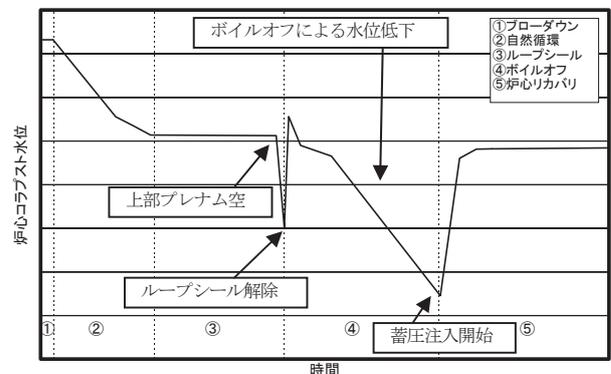


図2 炉心コラプスト水位

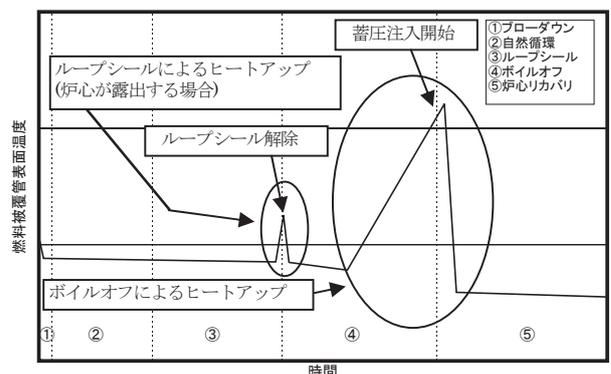


図3 燃料被覆管表面温度 (PCT 位置)

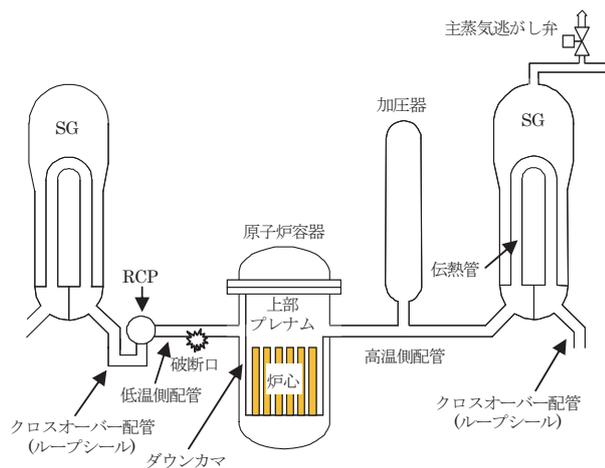


図4 プラントの概略図

下で1次系を冷却する場合がある。

低温側配管の破断を想定した小破断LOCA時HPI不作動事象は、「ブローダウン (BLD)」、「自然循環 (NC)」、「ループシール (LSC)」、「ボイルオフ (BO)」、「炉心リカバリ (REC)」の5フェーズに分けることができる。各フェーズの説明を表1に示す。また、本事象における主要パラメータを図1から図3に示す。図4はプラントの概略図であり、本論文中で用いる1次系各部位の場所を示す。

本事象は設計基準を超えた事象であり、炉心の冷却を維持し炉心の健全性を確保することが最重要であることから、炉心健全性の指標 (PCT (Peak Cladding Temperature) $< 1200^{\circ}\text{C}$) を基に、PCTを評価パラメータとした。

ブローダウン期間は、破断後、1次系圧力が2次側圧力とほぼ平衡状態になるまでの短い期間であり、この期間にはSG2次側強制減圧を開始しないことを想定している。この期間の着目現象には、1次系保有水量に影響する破断流量、熱源である崩壊熱などが挙げられる。これらは以降の期間においても着目すべき現象である。

自然循環期間は1次系保有水量がさらに減少してSG伝熱管頂部の液相流れが途切れてループの二相自然循環が途切れる (ループシール形成) までの期間である。この期間では、1次系は飽和状態になっており、冷却率の制限値以下で1次系を冷却する場合がある。この期間の着目現象はブローダウン期間と同じである。

ループシール期間は、クロスオーバー配管SG側水位がクロスオーバー配管水平部まで低下して蒸気が低温側配管へと流れるようになる (ループシール

解除) までである。ループの二相循環が途切れると伝熱管内の水は、上昇側は高温側配管へ、下降側はクロスオーバー配管へと落下していき、伝熱管上昇側で凝縮した水も高温側配管へと落下していく。この時、伝熱管入口でCCFL (Counter Current Flow Limitation) が起こると、伝熱管上昇側の水位低下が悪化し、原子炉容器内保有水量が減少するため、伝熱管入口でのCCFLが着目現象のひとつとなる。また、ループシールが解除するまでの間、原子炉水位が押し下げられて炉心露出に至る可能性があるため、ループシール解除、炉心二相水位、燃料棒熱伝達なども着目点である。

ボイルオフ期間では、炉心でのボイルオフ (蒸発) によって原子炉水位が低下し、炉心露出に至る (2次側強制減圧が必要ない破断サイズではACCの作動により露出に至らない場合もある)。そのため、遅くともこの期間には2次側強制減圧によって1次系を急速に冷却する運転員操作が行われる。この期間では、伝熱管での凝縮、伝熱管入口でのCCFL、炉心二相水位、燃料棒熱伝達などが着目点になる。

炉心リカバリ期間は、ACCからの注水によって原子炉水位が回復していく (炉心リカバリ) 期間である。ボイルオフ期間での着目点に加えて、ACC流量、ACCの注入先である低温側配管での凝縮などが着目点として挙げられる。

2.2 現象の抽出および重要度のランク付け

現象を抽出するにあたり、既存のウェスティングハウス型PWR (Pressurized Water Reactor) での小破断LOCAを対象に作成されたPIRT⁽⁸⁾、ROSA-IV/LSTFおよびROSA-V/LSTFの小破断LOCA時HPI不作動事象試験(HPI作動試験を含む) および試験解析^{(1)~(4),(9)}を参照した。現象を漏れなく抽出するために、事象進展を2.1節で示した5つのフェーズに分けて、1次系各部位毎に現象を抽出した。

抽出した現象は、評価パラメータであるPCTに与える影響の大きさに応じてランク付けを行った。ランク付けの基準を表2に示す。重要現象を漏れなく抽出するために、PCTに与える影響が不明確な現象についてはランクHとした。

PIRTの作成にあたっては、社内専門家の議論だけでなく、社外の専門家にも参加いただき、技術的妥当性のレビューを行った。

作成した PIRT を表 3 に示す。24 項目の重要現象が抽出された。また、重要現象の RELAP5 での扱いを調査し、現象を模擬するためのモデルと相関式が備わっていることを確認した。重要現象に同定された現象の説明および RELAP5 での扱いを表 4 に示す。

重要現象のうち、「①-3 崩壊熱」、「②-4 熱伝達（露出炉心）」、「⑭-1 臨界流」などは PCT への影響が大きいことが明らかである一方、「⑧-3 クロスオーバー配管水平層状化」、「⑩-1 低温側配管での凝縮」、「⑪-3 低温側配管水平層状化」などは PCT への影響度合いが不明確な現象である。

PCT への影響が過度に大きく、関連する解析モデルの不確かさを小さくする必要のある重要現象がないかどうか確認するため、PCT への影響度合いが不明確な現象の PCT への影響度合いを調べる目的で実機感度解析を実施した。

3. 重要現象に関する実機感度解析

PIRT で抽出した重要現象 24 項目のうち、18 項目を対象に実機感度解析を実施した。「②-1 3次元出力分布」のように RELAP5 での扱い（モデル、相関式）が他の重要現象と同じもの、「⑧-5 凝縮水による蓄水」のように複数の重要現象の結果として表れ、総合実験解析で模擬性能を検証するものは本感度解析の対象外とした。この感度解析では、重要現象に関係する解析モデルのパラメータを極端に振って、評価パラメータである PCT への影響を確認した。感度が大きい解析モデルについては、実機統計解析を実施したときに解析結果の不確かさが大きくなることから、モデルの不確かさ分布を作成する際に過度に分布が広がらないように留意する必要がある。

解析対象は 4 ループプラント低温側配管 4 インチ破断とした。

3.1 解析結果

感度解析の条件と結果の一覧を表 5 に示す。PCT への影響が大きかった感度解析結果について以下に示す。

(1) 崩壊熱感度解析

崩壊熱の PCT への影響を確認するために、崩壊熱を $\pm 5\%$ 変化させた感度解析を実施した。崩壊熱は直接 PCT に影響するため、崩壊熱を大きくすると PCT が上昇すると考えられる。

PCT 発生位置の被覆管温度を図 5 に示す。崩壊熱の大小に対応して、崩壊熱を 5% 大きくしたケースはベースケースより PCT が高くなり、崩壊熱を 5% 小さくしたケースはベースケースより PCT が低くなった。崩壊熱を 5% 大きくしたケースのベースケースからの PCT 上昇は約 65K であり、PCT への影響は大きい。

(2) 局所出力感度解析

局所出力の PCT への影響を確認するために、炉心径方向出力分布を変えた（高温集合体および最高温集合体の平均炉心に対するピーキングを $\pm 10\%$ ）感度解析を実施した。平均炉心に対するピーキングが大きくなると PCT（最高温集合体で発生）は高く、ピーキングが小さくなると PCT は低くなると考えられる。

PCT 発生位置の被覆管温度を図 6 に示す。径方向ピーキングを 10% 大きくしたケースはベースケースより PCT が約 71K 高くなり、径方向ピーキングを 10% 小さくしたケースは約 33K 低くなった。局所出力の PCT への感度は大きい。

(3) 熱伝達（露出炉心）感度解析

炉心露出時の熱伝達の PCT への影響を確認するために、遷移沸騰、膜沸騰、蒸気单相熱伝達時の熱伝達係数を $\pm 50\%$ 変化させた感度解析を実施した。熱伝達係数を小さくすると、炉心露出部の被覆管温度上昇が大きくなり、PCT が上昇すると考えられる。

PCT 発生位置の被覆管温度を図 7 に示す。熱伝達係数が小さいケースほど被覆管温度の上昇勾配が大きく、PCT が高くなった。ベースケースと熱伝達係数を 50% 大きくしたケースの PCT はほとんど同じであるが、熱伝達係数を 50% 小さくしたケースの PCT はベースケースより約 118K 高くなっており、炉心露出時の熱伝達の PCT への影響は大きい。

(4) 炉心内相間摩擦感度解析

炉心内相間摩擦の PCT への影響を確認するために、炉心内の相間摩擦係数を $\pm 50\%$ 変化させた感度解析を実施した。炉心内相間摩擦を大きくした場合、炉心内のボイド率が高くなり、炉心保有水量が減少するが、一方、二相水位は高くなるため、炉心内相間摩擦を大きくすることで PCT が高くなるか低くなるかは一概には言えない。

PCT 発生位置の被覆管温度を図 8 に示す。相間摩擦を 50% 大きくしたケースとベースケースには大きな違いは見られないが、相間摩擦を 50% 小さくしたケースはループシール解除後の炉心～上部ブ

レナムの二相水位が低くなり、炉心露出開始が他の2ケースより早く、PCTが高くなった。相間摩擦を50%小さくしたケースのPCTはベースケースより約33K高く、炉心内相間摩擦のPCTへの影響は大きい。

(5) 伝熱管入口でのCCFL感度解析

伝熱管入口でのCCFLのPCTへの影響を確認するために、伝熱管入口でのCCFL相関式(切片C)を変化させた感度解析を実施した。ベースケースの伝熱管入口のCCFL相関式が $(J_G^*)^{1/2} = 0.75 - 1.0(J_L^*)^{1/2}$ であるのに対し、定数C=0.75を0.5または0.9とした。伝熱管入口でのCCFL条件を厳しくすると、伝熱管上昇側の蓄水が増加することで原子炉容器保有水量が減少し、PCTが上昇すると考えられる。また、伝熱管上昇側と下降側の水頭差によって炉心水位の低下がより促進され、PCTが上昇すると考えられる。

PCT発生位置の被覆管温度を図9に示す。CCFL条件を厳しく(C=0.5)したケースでは、被覆管のヒートアップ開始が早くなり、PCTも大幅に高くなった。これは、ループシール期間のSG伝熱管入口での液相の落下が顕著に制限され、伝熱管上昇側での蓄水が多くなったためである。伝熱管での蓄水が増加した分、原子炉容器内保有水量が減少し、炉心露出開始が他の2ケースより早く、より炉心の下部まで露出した。C=0.5としたケースのベースケースからのPCT上昇は約172Kであり、伝熱管入口でのCCFLのPCTへの影響は大きい。

(6) 破断流臨界流感度解析

破断流量のPCTへの影響を確認するために、破断ジャンクションの流出係数を±50%変化させた感度解析を実施した。破断ジャンクションの流出係数を大きくすると破断流量が多くなり、1次系保有水量の減少が早くなるため、炉心露出が早くなる。一方、1次系の減圧も速くなることから蓄圧注入開始も早くなる。PCTは両者の兼ね合いで決まるため、破断流量の大小によってPCTが高くなるか低くなるかは一概には言えない。

PCT発生位置の被覆管温度を図10に示す。破断流量が多いケースほどPCTが低くなった。これは、HPI不動作を仮定しているため、破断流量が多いほど単純に1次系保有水量が少なくなり炉心露出タイミングが早くなるが、一方、1次系の減圧が速いため蓄圧注入開始も早く、PCT発生時刻が早くなるためである。流出係数を50%大きくしたケースの

PCTはベースケースより約140K低く、流出係数を50%小さくしたケースのPCTはベースケースより約141K高くなっており、破断流流出係数のPCTへの感度は大きい。

流出係数を小さくすることと破断口径を小さくすることは同等であり、この結果は破断口径が小さい方がPCTが高くなることを示している。

(7) 破断口の向き感度解析

破断口の向きのPCTへの影響を確認するために、破断口の向きを変えた感度解析を実施した。ベースケースが下向き破断であるのに対し、上向き破断または横向き破断とした。破断口上流ボリュームが二相状態になると、破断ジャンクションのボイド率は上向き破断では上流ボリュームより大きく、下向き破断では小さくなる。結果、下向き破断は1次系から液相が流出しやすくなり、PCTが高めになると考えられる。

PCT発生位置の被覆管温度を図11に示す。約1030秒の蓄圧注入開始後、上向き破断ケースは蓄圧注入水が破断口から流出しないのに対し、横向き破断ケースおよびベースケースでは蓄圧注入水が破断口から流出するため、炉心水位の回復が上向き破断ケースより遅くなり、PCTが高くなった。破断

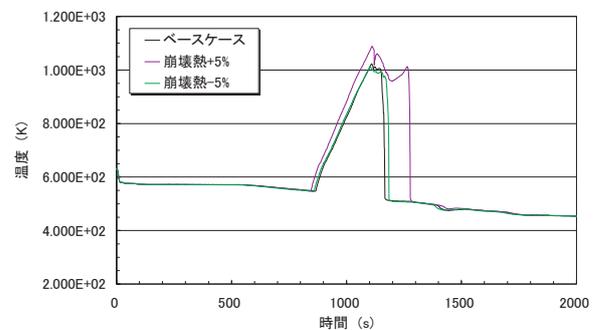


図5 PCT発生位置被覆管温度(崩壊熱感度解析)

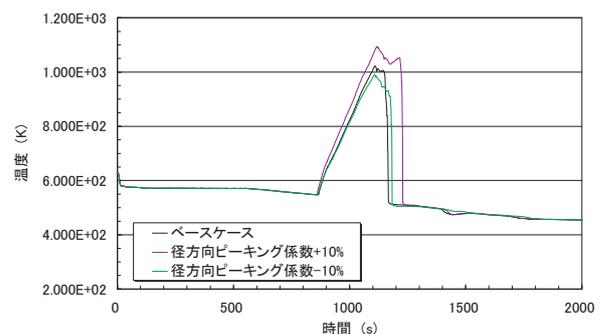


図6 PCT発生位置被覆管温度(局所出力感度解析)

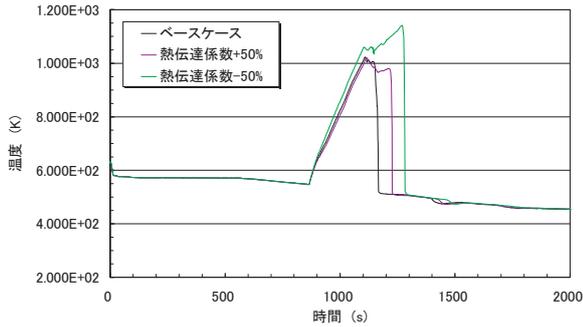


図7 PCT 発生位置被覆管温度
(熱伝達(露出炉心) 感度解析)

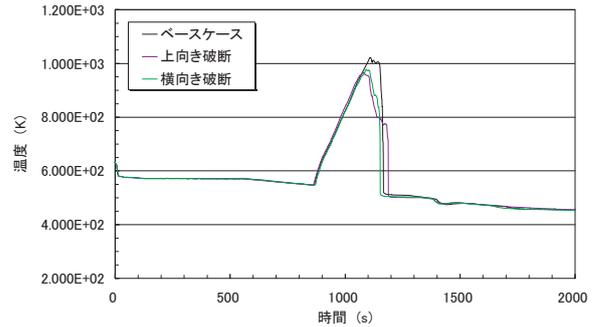


図11 PCT 発生位置被覆管温度
(破断口の向き感度解析)

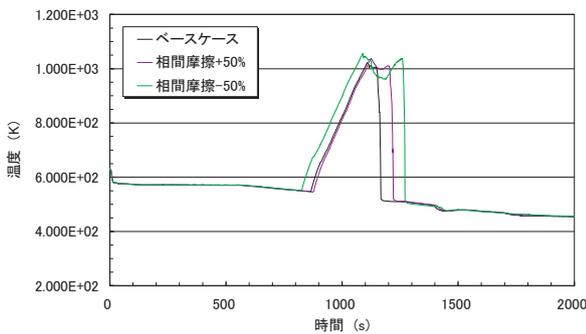


図8 PCT 発生位置被覆管温度
(炉心内相間摩擦感度解析)

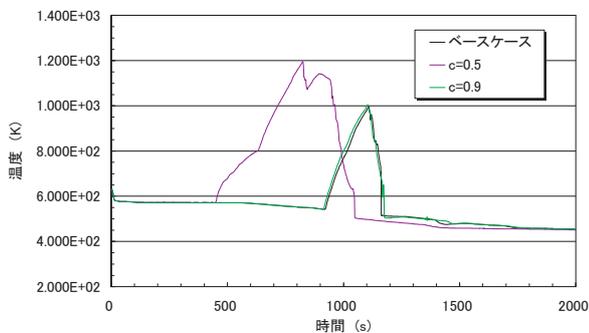


図9 PCT 発生位置被覆管温度
(伝熱管入口でのCCFL 感度解析)

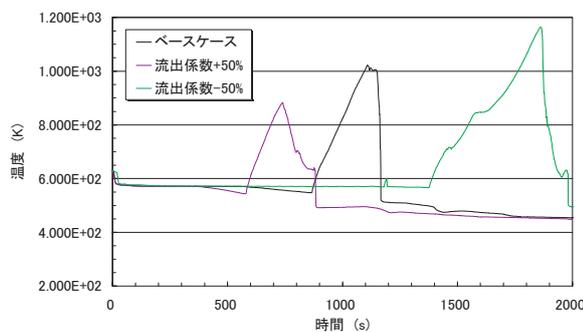


図10 PCT 発生位置被覆管温度
(破断流臨界流感度解析)

口を低温側配管の下面に設定したベースケースでは、破断口からの蓄圧注入水の流出が特に多く、PCTが顕著に上昇した。上向き破断ケースと横向き破断ケースのPCTには大きな差はないが、ベースケースのPCTは最もPCTが低い上向き破断より約57K高くなっており、破断口の向きのPCTへの感度は大きい。

3.2. 考察

実機感度解析を実施した重要現象18項目中、9項目はPCTへの感度が小さかった。この結果は、現状の入力モデル(総合実験解析を用いた検証を未実施)および破断口径条件(4インチ)でのものであり、この結果をもってただちにPCTへの感度が小さかった9項目をモデルの不確かさを定量化する重要現象からはずすことはできないが、重要現象を絞り込む際の参考となる。

また、「⑦-4 伝熱管入口でのCCFL」、「⑭-1 臨界流」、「②-4 熱伝達(露出炉心)」の3項目はPCTへの影響が特に大きかった。

「⑦-4 伝熱管入口でのCCFL」については、十分な公表データがないため、今後、実験を実施して信頼性のある相関式および不確かさを取得する。また、小破断LOCA時HPI不動作事象は高圧事象であるのに対して実験は低圧条件で行うことから、数値計算により高圧条件への適用性を評価する。

「⑭-1 臨界流」については、破断口径と対応することから、今後、破断口径の影響を評価して最もPCTが高くなる破断口径で実機統計解析を実施する方法が考えられる。

「②-4 熱伝達(露出炉心)」については、今後、実機統計解析で用いるモデルの不確かさ分布を既存の実験データを用いて作成する際に、実験データを

精査して過度に不確かさの分布が大きくなるように特に注意する必要がある。

4. まとめ

本研究では、小破断 LOCA 時 HPI 不働事象を対象とした PIRT を作成し、重要現象として同定された現象に関連する RELAP5 モデルのパラメータを極端に振った実機感度解析を実施してモデルの影響度を調べた。以下に結論を示す。

- (1) PIRT を作成し、重要現象 24 項目を抽出した。
- (2) 重要現象を計算できるモデルと相関式が RELAP5 に組み込まれていることを確認した。
- (3) 重要現象 24 項目のうち 18 項目について実機感度解析を行い、9 項目は PCT への影響が小さいことを確認した。
- (4) 伝熱管入口での CCFL、破断流臨界流、炉心露出時の熱伝達の 3 項目は特に PCT への影響が大きい。
- (5) 伝熱管入口での CCFL については、今後、実験と数値計算により CCFL 相関式の信頼性を向上して実機統計解析に適用する。
- (6) 破断流臨界流については、破断口径と対応することから、今後、破断口径の影響を評価し、最も PCT が高くなる破断口径で実機統計解析を行う方法が考えられる。
- (7) 炉心露出時の熱伝達については、今後、実機解析で用いるモデルの不確かさ分布を既存の実験データを用いて作成する際に、実験データを精査して過度に不確かさの分布が大きくなるように特に注意する必要がある。

謝辞

大阪大学の山口彰教授、神戸大学の富山明男教授、日本原子力研究開発機構の中村秀夫氏には PIRT の作成にあたり有益なコメントを頂いた。ここに記して謝意を示す。

文献

- (1) 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, Dec. (1998)
- (2) 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, Feb. (1995)
- (3) 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, Feb. (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, May (2009)
- (6) The RELAP5 Code Development Team, "RELAP5/MOD3 Code Manual", NUREG/CR-5535, June (1995)
- (7) 山田実, 南雲宏一, 佐々木泰裕, 木下郁男, 村瀬道雄, 南則敏, 歌野原陽一, 吉田至孝, "ミッドループ運転時余熱除去系喪失事象への統計的安全評価手法の適用", INSS JOURNAL, Vol.16, p.308 (2009)
- (8) S. M. Bajorek et al., "Small Break Loss of Coolant Accident Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) for Westinghouse Pressurized Water Reactors", Proceedings of Ninth International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-9), San Francisco, California, October 3-8 (1999)
- (9) M. Osakabe et al., "Core Liquid Level Depression Due to Manometric Effect during PWR Small Break LOCA", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 24, No. 2, pp.103-110, Feb. (1987)
- (1) 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,

表1 事象進展フェーズ

フェーズ	説明
ブローダウン	配管が破断すると1次系は急激に減圧する。加圧器圧力が原子炉トリップ設定圧まで低下すると原子炉トリップ信号が発信され、同時に2次側主蒸気弁および給水弁を閉じる。SG2次側が隔離されたことにより、SG2次側圧力は逃し弁設定圧まで上昇し、逃し弁から蒸気が流出する。加圧器圧力がSI (Safety Injection)信号設定圧まで低下するとSI信号が発信され、RCP (Reactor Coolant Pump)がコーストダウンし始める。高圧注入系不作動を仮定しているため、SI注入は行われない。ブローダウン期間の大半の間、RCS (Reactor Coolant System)は液相単相のままであり、ブローダウン期間の終了付近では頂部ヘッド、上部プレナム、高温側配管で気液の相分離が起こり始める。
自然循環	ブローダウンフェーズの終了時、1次系圧力は2次側圧力よりやや高い状態で平衡状態に達する。クロスオーバー配管水平部は水でふさがれており、崩壊熱はSGによって除熱される。1次系保有水量が減少していくとSG頂部での液相流が途切れて、二相自然循環が終了する。
ループシール	高温側配管圧力が低温側配管圧力より高いため原子炉水位およびクロスオーバー配管SG側水位が低下し、時には炉心の露出に至る。クロスオーバー配管SG側水位がクロスオーバー配管水平部まで押し下げられると、蓄積していた蒸気が低温側配管へと流れるようになり(ループシール解除)、高温側配管と低温側配管の差圧が小さくなって原子炉水位が回復する。
ボイルオフ	ループシール解除の後、原子炉容器二相水位は低下していき、時には炉心露出に至る。この期間において、二相水位の低下は原子炉容器保有水の緩やかなボイルオフ(蒸発)のためである。1次系圧力が蓄圧タンク設定圧まで減圧し、炉心でのボイルオフ率が原子炉容器への安全注入とつりあうと、炉心コラプスト水位が最小値に達してボイルオフ期間は終わる。 小破断LOCA時HPI不作動事象では、HPIが作動しないため、ボイルオフ期間中の炉心水位の低下速度はHPIが作動する条件での小破断LOCAより早い。また、2次側強制減圧が必要な破断サイズでは、2次側強制減圧開始は炉心リカバリ期間より前であるため、少なくともこの期間には2次側強制減圧が開始する。運転員操作により2次側強制減圧が開始されると、1次系圧力は2次側圧力に追随して低下していく。(破断口サイズによっては2次側強制減圧前に1次系圧力が低下し始める。)SG伝熱管で激しい凝縮が起こり、破断口サイズによっては、凝縮水がクロスオーバー配管に蓄水する。SG伝熱管上昇側にも蓄水する可能性がある。炉心からループへの液相の再配置に加え、伝熱管下降側での凝縮により液相が原子炉容器から低温側配管に逆流し、炉心水位の低下が促進される。
炉心リカバリ	炉心リカバリ期間はボイルオフ期間中に炉心コラプスト水位が最小値に達したときから、炉心全体がクエンチし低クオリティの二相流体に覆われるまでである。小破断LOCA時HPI不作動事象では、1次系圧力が低圧注入設定圧まで低下して低圧注入が開始し、注入流量が破断流量を上回ることによって炉心の冷却が維持される。

表2 PIRTにおけるランクとその基準

ランク	基準
H	その現象生起の影響が大きい。あるいは、その現象モデルの不確かさの影響が大きい。モデルの不確かさを実験データに基づいて検討する。不確かさの明確でないものは影響を感度解析等で確認し、影響の大きいものは不確かさを実験検証解析で定量化する。データが不足している場合は実験を行うことも検討する。不確かさの影響の大きいものは、プラント評価でモデルパラメータを統計的に扱う。
M	その現象生起の影響が比較的大きい。あるいは、その現象の不確かさの影響が比較的大きい。モデル化するが、個別モデルの検証、不確かさの定量化は行わない。
L	その現象生起の影響が小さい。あるいは、その現象モデルの不確かさの影響が小さい。モデル化しない、あるいは、モデル化しても個別モデルの検証はおこなわない。

表3 小破断LOCA時HPI不作動事象のPIRT(1/2)

BLD:ブローダウン, NC:自然循環, LSC:ループシール, BO:ボイルオフ, REC:炉心リカバリ

現象	フェーズ				
	BLD	NC	LSC	BO	REC
① 燃料棒					
①-1 保有熱	L	L	L	L	L
①-2 被覆管酸化	L	L	L	H	H
①-3 崩壊熱	H	H	H	H	H
①-4 局所出力(局所ピーキング)	L	L	H	H	H
①-5 被覆管変形	L	L	L	H	H
①-6 ギャップコンダクタンス	L	L	L	L	L
①-7 ペレット熱伝導	L	L	L	L	L
② 炉心					
②-1 3次元出力分布	L	L	H	H	H
②-2 DNB	M	L	L	L	L
②-3 熱伝達(未露出炉心)	M	M	L	L	L
②-4 熱伝達(露出炉心)	L	L	H	H	H
②-5 リウエット	L	L	M	L	M
②-6 輻射熱伝達	L	L	L	L	L
②-7 炉心内相間摩擦	L	L	H	H	H
②-8 3次元流動、炉心内自然対流	L	L	M	M	M
②-9 エントレインメント	L	L	L	L	L
②-10 流動抵抗	L	L	L	L	L
②-11 頂部ノズル、タイプレートでのCCFL	L	L	L	L	L
②-12 フォーマー板領域	L	L	M	M	M
②-13 リフラックス冷却水の戻り水の分布	L	L	M*	M	M
③ 上部ヘッド					
③-1 炉心への落水、二相水位	M	M	L	L	L
③-2 構造材保有熱の放出	L	L	L	L	L
③-3 初期流体温度	M	L	L	L	L
④ 上部プレナム					
④-1 高温集合体の位置	L	L	L	L	L
④-2 エントレインメント	L	L	L	L	L
④-3 上部炉心板でのCCFL	L	L	L	L	L
④-4 二相水位	L	L	M	M	L
④-5 構造材保有熱の放出	L	M*	M*	M	M
④-6 高温側配管-ダウンカマギャップ流	L	L	H	L	L
④-7 水平層状化	L	M	L	L	L
④-8 高温側配管ノズルでのCCFL	L	L	L	L	L
⑤ 高温側配管					
⑤-1 エントレインメント	L	L	L	L	L
⑥ 加圧器、加圧器サージ管					
⑥-1 構造材保有熱の放出(加圧器ヒーターを含む)	L	L	L	L	L
⑥-2 水位膨張、フラッシング	L	L	L	L	L
⑥-3 サージライン流、フラiddiing	L	L	L	L	L
⑥-4 エントレインメント	L	L	L	L	L
⑥-5 相間熱伝達	M	L	L	L	L
⑦ 蒸気発生器					
⑦-1 SG内の非対称挙動、伝熱管プラグ	L	M	M	M	M
⑦-2 1次側熱伝達(伝熱管での凝縮)	H	H	H	H	H
⑦-3 非凝縮性ガス効果	L	L	L	L	L
⑦-4 伝熱管入口でのCCFL	L	L	H	H	H
⑦-5 SG入口プレナム入口でのCCFL	L	L	H	H	H

表3 小破断 LOCA 時 HPI 不作為事象の PIRT (2/2)

現象	フェーズ				
	BLD	NC	LSC	BO	REC
⑦-6 1次側流動抵抗(二相圧損)	L	L	M	L	L
⑦-7 伝熱管多次元挙動	L	L	L	L	L
⑦-8 2次側水位	L	L	L	L	L
⑦-9 主蒸気逃がし弁および安全弁からの流出	M	H*	H*	H	H
⑦-10 構造材保有熱の放出	L	M*	M*	M	M
⑧ クロスオーバー配管					
⑧-1 CCFL	L	L	L	L	L
⑧-2 ループシール形成および解除	L	L	H	L	L
⑧-3 水平層状化	L	L	H	M	L
⑧-4 構造材保有熱の放出	L	M*	M*	M	M
⑧-5 凝縮水による蓄水	L	L	L	H	H
⑨ RCP					
⑨-1 二相時性能	L	L	L	L	L
⑨-2 流動抵抗	L	L	M	L	L
⑨-3 コーストダウン性能	M	L	L	L	L
⑨-4 風損	L	L	L	L	L
⑨-5 CCFL	L	L	L	L	M
⑨-6 構造材保有熱の放出	L	M*	M*	M	M
⑩ 蓄圧タンク					
⑩-1 注入流量	L	L	L	L	H
⑩-2 注入配管抵抗	L	L	L	L	H
⑩-3 チェックバルブヒステリシス	L	L	L	L	L
⑩-4 窒素の影響(溶解窒素を含む)	L	L	L	L	L
⑩-5 相間熱伝達	L	L	L	L	L
⑩-6 構造材保有熱の放出	L	L	L	L	L
⑪ 低温側配管					
⑪-1 凝縮(層状)	L	L	L	L	H
⑪-2 非凝縮性ガス効果	L	L	L	L	L
⑪-3 水平層状化、流動様式	L	L	H	L	H
⑪-4 流動抵抗	L	L	L	L	L
⑪-5 構造材保有熱の放出	L	M*	M*	M	M
⑫ 安全注入					
⑫-1 凝縮(ジェット)	L	L	L	L	L
⑬ ダウンカム、下部プレナム					
⑬-1 凝縮	L	L	L	L	M
⑬-2 非凝縮性ガス効果	L	L	L	L	L
⑬-3 内部構造物、原子炉容器壁の蓄熱	L	M*	M*	M	M
⑬-4 三次元効果	L	L	L	L	L
⑬-5 二相水位、フラッシング、ボイド率	L	H	H	H	H
⑬-6 エントレインメント	L	L	L	L	L
⑬-7 流動抵抗	L	L	L	L	L
⑭ 破断口					
⑭-1 臨界流	H	H	H	H	H
⑭-2 上流の流動様式	L	H	H	L	H
⑭-3 破断口の向き	L	H	H	L	H
⑭-4 非凝縮性ガス効果	L	L	L	L	L

注：M*およびH*は、2次側強制減圧開始前であればL、2次側強制減圧開始後であればMまたはHであることを示す。

表4 重要現象および RELAP5 での扱い (1/5)

重要現象	現象の説明および RELAP5 での扱い
① 燃料棒	
①-2 被覆管酸化	<p>金属-水反応による被覆管の酸化は、被覆管温度が非常に高温になった際に起こる。金属-水反応は発熱反応であり、被覆管温度に直接影響する。ブローダウン期間および自然循環期間には被覆管温度が上昇しないため重要ではない。ループシール期間は、一時的な炉心露出によって被覆管温度が上昇するものの、被覆管酸化が顕著になる温度までは上昇しないため重要ではない。ボイルオフ期間および炉心リカバリ期間では、酸化が顕著になる温度まで被覆管温度が上昇する可能性があり、重要な現象である。</p> <p>被覆管酸化は RELAP5 では金属-水反応モデルでモデル化する。このモデルは Cathcart 相関式を用い、金属-水反応に用いられる蒸気は無限にあると仮定している。</p>
①-3 崩壊熱	<p>原子炉トリップ後の炉心出力は崩壊熱によるものであり、PCT に直接影響するため全期間において重要な現象である。</p> <p>RELAP5 では、1973 年度版 ANS 標準データを基にした崩壊熱モデルと 1979 年度版 ANS 標準データを基にした崩壊熱モデルが組み込まれている。</p>
①-4 局所出力(局所ピーキング)	<p>炉心が露出した際に、局所出力が高い位置は被覆管温度上昇が早い。また、炉心冷却時においても局所出力が高い位置は被覆管温度低下が遅い。炉心が露出しないブローダウン期間および自然循環期間では重要ではない。炉心が露出するループシール期間以降において重要な現象である。</p> <p>RELAP5 では、炉心領域の流体チャンネルを複数領域に分け、それぞれを軸方向に分割し、燃料棒を模擬する熱構造材も同様に分割することで炉心の軸方向、径方向出力分布をモデル化できる。</p>
①-5 被覆管変形	<p>被覆管変形は 1 次系圧力と燃料棒ギャップガス圧力の差が大きく、被覆管温度が非常に高い時に起こる。被覆管変形が起こると、流路閉塞により炉心流量が低下し、炉心冷却が悪化する。ブローダウン期間および自然循環期間には被覆管温度が上昇しないため重要ではない。ループシール期間は、一時的な炉心露出によって被覆管温度が上昇するものの被覆管変形が生じる温度までは上昇しないこと、および 1 次系圧力が高いため重要ではない。ボイルオフ期間および炉心リカバリ期間では、被覆管変形が起こる温度まで被覆管温度が上昇する可能性があり、重要な現象である。</p> <p>RELAP5 の被覆管変形モデルは FRAP-T6 のモデルを RELAP5 に組み込んだものである。被覆管平均温度がバースト温度以上になるとバーストが発生する。バーストが生じると、被覆管酸化計算が被覆管内面でも行われるようになり、またバースト発生位置の前後のジャンクションに追加形状損失係数が付加される。</p>
② 炉心	
②-1 3次元出力分布	<p>軸方向および径方向の出力分布。炉心が露出した際に、出力が高い位置は被覆管温度上昇が早い。また、炉心冷却時においても出力が高い位置は被覆管温度低下が遅い。炉心が露出しないブローダウン期間および自然循環期間では重要が低い。炉心が露出するループシール期間以降において重要な現象である。</p> <p>RELAP5 での扱いは①-4、燃料棒局所出力と同じ。</p>
②-4 熱伝達(露出炉心)	<p>二相水位より上の炉心露出領域での被覆管から流体への熱伝達。PCT に直接影響する。炉心が露出しないブローダウン期間および自然循環期間では重要ではない。炉心が露出するループシール期間以降において重要な現象である。</p> <p>CHF 後の熱伝達は、遷移沸騰、膜沸騰または蒸気単相対流熱伝達によるものである。RELAP5 では、ボイド率が 0.999 以上では蒸気単相対流熱伝達になる。遷移沸騰熱伝達と膜沸騰熱伝達の分岐については、遷移沸騰熱流束と膜沸騰熱流束を計算し、遷移</p>

表4 重要現象および RELAP5 での扱い (2/5)

重要現象	現象の説明および RELAP5 での扱い
②-4 熱伝達(露出炉心) (続き)	<p>沸騰熱流束の方が大きければ遷移沸騰熱伝達に、膜沸騰熱流束の方が大きければ膜沸騰熱伝達になる。</p> <p>遷移沸騰熱伝達は Chen-Sundaram-Ozkaynak 相関式を用いる。</p> <p>膜沸騰熱伝達は蒸気膜内の熱伝導、蒸気流への熱伝達、蒸気流-液滴間の熱伝達、流体への輻射熱伝達からなる。蒸気膜内の熱伝導は Bromley 相関式を用いる。蒸気流への熱伝達は蒸気単相対流熱伝達と同じ相関式(後述)を用いる。蒸気流-液滴間の熱伝達は相間熱伝達モデルに含まれる。輻射熱伝達は Sun のモデルを用いる。</p> <p>蒸気単相対流熱伝達は乱流強制対流モデル、層流強制対流モデル、自然対流モデルからなる。乱流強制対流モデルは Dittus-Boelter 相関式、層流強制対流モデルは Sellars らのモデル、自然対流モデルは Churchill-Chu 相関式(垂直流路の場合)を用いてヌセルト数を計算し、その最大値を用いる。</p>
②-5 リウエット	<p>炉心露出後、温度上昇した被覆管がリウエットすると温度が急低下する。炉心が露出しないブローダウン期間および自然循環期間では重要ではない。ループシール解除によるリウエットが起こるループシール期間および蓄圧注入によるリウエットが起こる炉心リカバリ期間において重要な現象である。</p> <p>RELAP5 では、遷移沸騰熱流束と膜沸騰熱流束を計算して大きい方を熱流束として用いている。</p>
②-7 炉心内相間摩擦	<p>炉心での相間摩擦が炉心の二相水位(ボイド分布)に影響し、二相水位より上の位置では被覆管温度が上昇する。炉心が露出しないブローダウン期間および自然循環期間では重要ではない。炉心が露出するループシール期間以降において重要な現象である。</p> <p>RELAP5 では、相間摩擦はジャンクションで計算され、流動様式毎に適用する相関式が異なる。相間摩擦の算出、流動様式の判定に用いるパラメータはボリュームの値に基づいて算出される。小破断 LOCA 時 HPI 不作動事象では、炉心の二相水位以下の流動様式は気泡流またはスラグ流が支配的になっている。</p> <p>垂直管の気泡流・スラグ流の相間摩擦はドリフトフラックスモデルに基づいたモデルで計算される。炉心のような管群形状の場合、EPRI 相関式が適用される。EPRI 相関式は広い条件範囲で検証されており、水位予測性能は比較的良好。</p>
④ 上部プレナム	
④-6 高温側配管-ダウンカマギャップ流	<p>高温側配管突合せ部とダウンカマ間のバイパス流。二相循環が途切れると炉心で発生した蒸気は上部プレナム、高温側配管、SG およびクロスオーバー配管に蓄積する。これにより炉心水位が押し下げられるが、高温側配管突合せ部とダウンカマ間のバイパス流は蒸気をダウンカマ、低温側配管を通して破断口から流出させるため炉心水位の押し下げを緩和する。そのためループシール期間において重要な現象である。</p> <p>RELAP5 では、上部プレナムとダウンカマ(ともにループ接続レベル)をジャンクションで接続することで高温側配管-ダウンカマバイパスを模擬することができる。</p>
⑦ 蒸気発生器	
⑦-2 1次側熱伝達(伝熱管での凝縮)	<p>HPI が作動する条件での小破断 LOCA において、ループシールが解除する時点まで炉心崩壊熱は主に SG 熱伝達によって除熱されている。よって、ループシール期間までにおいて重要な現象である。</p> <p>また、2次側強制減圧開始後は SG 熱伝達によって1次系を冷却(減圧)しており、重要な現象である。2次側強制減圧が必要な破断サイズでは、2次側強制減圧開始は炉心リカバリ期間より前であるため、少なくともボイルオフ期間および炉心リカバリ期間において比較的重要な現象である。結果、全期間において重要な現象である。</p>

表4 重要現象および RELAP5 での扱い (3/5)

重要現象	現象の説明および RELAP5 での扱い
⑦-2 1次側熱伝達(伝熱管での凝縮) (続き)	RELAP5 では凝縮熱伝達モデルは、Nusselt 相関式(層流)と Shah 相関式(乱流)の大きい方を用い、非凝縮性ガスが存在する場合には、非凝縮性ガス中での蒸気拡散を考慮している。Nusselt の凝縮熱伝達係数は液膜厚さの熱伝導で熱伝達が支配されるとした熱伝達係数である。
⑦-4 伝熱管入口での CCFL	<p>HPI が作動する条件での小破断 LOCA において、二相循環が途切れると伝熱管上昇側の液相は高温側配管へと落下するが、伝熱管入口で CCFL が発生すると液相のホールドアップが生じる⁽⁹⁾。伝熱管下降側より上昇側に多くの液相が存在することになり、その水頭差によって炉心水位の押し下げを促進する。そのため、ループシール期間において重要な現象である。</p> <p>また、ROSA-IV/LSTF 試験において、2 ループのうち 1 ループのみで SG2 次側を強制減圧した試験⁽²⁾では、減圧 SG 伝熱管において凝縮水の高温側配管への落下を CCFL が制限し、蓄水が生じた。これにより炉心へのリフラックス流が減少し、原子炉容器保有水量が減少する。そのため、2 次側強制減圧開始後において重要な現象である。2 次側強制減圧が必要な破断サイズでは、2 次側強制減圧開始は炉心リカバリ期間より前であるため、少なくともボイルオフ期間および炉心リカバリ期間において重要な現象である。自然循環期間中は炉心に水が多くあるので、重要な現象とはならない。</p> <p>RELAP5 では CCFL モデルは、隣接ボリュームが水平ではない(傾角 15° 以上)ジャンクションに CCFL 相関式($H_g^{1/2} + mH_r^{1/2} = c$)の係数を入力し、任意の相関式を適用することが可能である。</p>
⑦-5 SG 入口プレナム入口での CCFL	<p>伝熱管入口での CCFL と同様。SG 入口プレナム入口でも CCFL が起こる可能性がある。</p> <p>RELAP5 での扱いは⑦-4、伝熱管入口での CCFL と同じ。INSS で実施した高温側配管 CCFL 評価から得られる CCFL 相関式を適用し、高温側配管 CCFL 評価に用いた実験データから相関式の不確かさを定量化する。</p>
⑦-9 主蒸気逃がし弁および安全弁からの流出	<p>HPI が作動する条件での小破断 LOCA において、ループシールが解除する時点まで、炉心崩壊熱は主に SG 熱伝達によって除熱されており、最終的には主蒸気逃がし弁および安全弁から放熱している。よって、ループシール期間までにおいて比較的重要な現象である。弁の容量は崩壊熱除去に十分な容量を有しており、決まった設定圧で作動することから不確かさが小さい。</p> <p>また、2 次側強制減圧開始後は、主蒸気逃がし弁を手動開にすることで SG2 次側を強制減圧し、SG 熱伝達によって 1 次系を冷却(減圧)しており、重要な現象である。2 次側強制減圧が必要な破断サイズでは、2 次側強制減圧開始は炉心リカバリ期間より前であるため、少なくともボイルオフ期間および炉心リカバリ期間において重要な現象である。自然循環期間またはループシール期間に 2 次側強制減圧が開始する場合には、その期間以降においても重要な現象である。</p> <p>RELAP5 では臨界流は Ransom-Trapp 臨界流モデルで算出される。</p>
⑧ クロスオーバー配管	
⑧-2 ループシール形成および解除	<p>高温側配管圧力が低温側配管圧力より高いため炉心水位およびクロスオーバー配管 SG 側水位が低下する。クロスオーバー配管 SG 側水位がクロスオーバー配管水平部まで押し下げられると蒸気が低温側配管へと流れるようになり、高温側配管と低温側配管の差圧が小さくなって炉心水位が回復する。ループシール期間において重要な現象である。</p> <p>ループシール形成および解除に特別なモデルは用いられておらず、高低差を正しく反</p>

表4 重要現象およびRELAP5での扱い (4/5)

重要現象	現象の説明およびRELAP5での扱い
⑧-2 ループシール形成および解除 (続き)	映したノード分割モデルと二相流動解析により模擬できる。ROSA/LSTF 総合効果試験を対象にした解析を実施し、現象の模擬性能を評価する。
⑧-3 水平層状化	<p>ブローダウン期間終了後、ループシールが解除するまでの間、クロスオーバー配管水平部の流動は気泡流またはスラグ流であると考えられる。ループシールが解除すると蒸気を通る面積が広くなり、水平層状流に変わると考えられる。水平層状化条件によってループシール解除時にクロスオーバー配管水平部にどれだけ水が残るかが決まる。ループシール解除期間において重要な現象である。また、クロスオーバー配管水平部に残る水量は流動抵抗に影響するため、ボイルオフ期間において比較的重要な現象である。</p> <p>RELAP5の水平管流動様式マップでは、ボイド率と気液相対速度の関数として流動様式を判定している。層状流となる条件は気液相対速度がTaitel-Duklerの式で算出される限界速度以下、$v_g - v_f < (1/2)v_{crit}$、という条件を適用している。この条件は、少なくとも5cmまでの小口径管には有効であることが確認されている。また、クロスオーバー配管水平部の流動は垂直エルボの影響が想定され、単純な水平配管内の二相流動とは異なる可能性がある。</p>
⑧-5 凝縮水による蓄水	<p>2次側強制減圧が開始すると、SG伝熱管で激しい凝縮が起こり、凝縮水の一部はクロスオーバー配管へと落下し、破断サイズによっては蓄水する。ループシール解除後には、クロスオーバー配管内の凝縮水は破断口へと向かう蒸気流によって、クロスオーバー配管RCP側へと押しやられる。クロスオーバー配管のSG側とRCP側に水頭差が生じ、これによって炉心水位の低下が促進される。2次側強制減圧開始後かつループシール解除後において、すなわちボイルオフ期間と炉心リカバリ期間において重要な現象である。</p> <p>伝熱管での凝縮とクロスオーバー配管水平部での蒸気による液相輸送の結果として起こる現象であり、⑦-2と⑧-3に関連する。ROSA/LSTF総合効果試験を対象にした解析を実施し、現象の模擬性能を評価する。</p>
⑩ 蓄圧タンク	
⑩-1 注入流量	<p>蓄圧注入流量は炉心水位に影響する。注入先での凝縮により、炉心水位の低下を促進させるため、蓄圧注入が起こる炉心リカバリ期間において重要な現象である。</p> <p>RELAP5では、蓄圧注入系は専用のACCUMコンポーネントを用いてモデル化する。ACCUMコンポーネントは蓄圧タンクと注入配管から構成されており、注入流量に影響する注入配管抵抗はK値として入力する。</p>
⑩-2 注入配管抵抗	注入配管抵抗が注入流量に与える影響があり得る。⑩-1、注入流量とペアで考え、注入配管抵抗を振って注入流量への感度を確認する。
⑪ 低温側配管	
⑪-1 凝縮(層状)	<p>低温の蓄圧注入水および低圧注入水によって、低温側配管内の蒸気が凝縮する。低温側配管での凝縮によって炉心の水が低温側配管に逆流し、炉心水位の低下を促進する。蓄圧注入および低圧注入が行われる炉心リカバリ期間において重要な現象である。</p> <p>RELAP5では、低温水による蒸気の凝縮は相間熱伝達モデルでモデル化される。</p>
⑪-3 水平層状化、流動様式	低温側配管が層状化すると破断流量に影響する。ブローダウン期間中および自然循環期間中は低温側配管がほとんど液相単相であるが、自然循環終了後はボイド率が上昇し、層状化する可能性がある。自然循環終了後のループシール期間において重要な現象である。ボイルオフ期間には低温側配管はほぼ蒸気単相であり重要度は低い。炉心

表4 重要現象およびRELAP5での扱い (5/5)

重要現象	現象の説明およびRELAP5での扱い
⑪-3 水平層状化、流動様式 (続き)	リカバリ期間には蓄圧注入水または低圧注入水が存在し二相状態となるため重要な現象である。 RELAP5での扱いは⑧-3、クロスオーバー配管水平層状化と同じ。ただし、クロスオーバー配管水平部と異なり単純な水平配管内の二相流動として扱える。
⑬ ダウンカマ、下部プレナム	
⑬-5 二相水位、フラッシング、ボイド率	RCPがコストダウンした後は、ダウンカマ水位が冷却材を炉心へと流入させる駆動力になる。RCPコストダウンはブローダウン期間中にほぼ終了するため、自然循環期間、ループシール期間、ボイルオフ期間、炉心リカバリ期間において重要な現象である。 RELAP5では、すべてのボリュームが均質モデルであり、二相水位は計算されず、ボイド率分布のみ計算される。ボイド率分布は相間摩擦に依存し、相間摩擦は流動様式毎に適用する相関式が異なる。小破断LOCA時HPI不作動事象では、ダウンカマの二相水位以下の領域の流動様式は、気泡流またはスラグ流が支配的になっている。垂直管の気泡流・スラグ流の相間摩擦はドリフトフラックスモデルに基づいたモデルで計算される。形状と質量流束で適用する相関式が異なり、ダウンカマの場合、Churn-Turbulent Bubbly Flow相関式、Kataoka-Ishii相関式が適用される。
⑭ 破断口	
⑭-1 臨界流	臨界流は破断流量に大きく影響する。全期間において重要な現象である。 RELAP5では臨界流はRansom-Trapp臨界流モデルで算出される。小破断LOCA用のデータを調査し、サイズ、形状等の影響も考慮して不確かさを評価する。
⑭-2 上流の流動様式	破断口上流の流動様式(ボイド率、層状化)は破断流量に大きく影響する。二相状態となる自然循環期間、ループシール期間、炉心リカバリ期間において重要な現象である。 RELAP5での扱いは⑪-3、低温側配管での水平層状化と同じ。
⑭-3 破断口の向き	破断口上流が二相状態となる自然循環期間、ループシール期間、炉心リカバリ期間において重要な現象である。ブローダウン期間には低温側配管は液相単相、ボイルオフ期間には気相単相のため影響は小さい。 RELAP5では、水平管プルスルー/エントレインメントモデルを用いることで破断口の向き(上向き、横向き、下向き)をモデル化することができる。水平管プルスルー/エントレインメントモデルを用いない場合はジャンクションのボイド率は上流ボリュームのボイド率と同じになるのに対し、水平管プルスルー/エントレインメントモデルを適用して破断口の向きを指定すると上流ボリュームの水位によってジャンクションのクオリティが変わる。

表5 重要現象に関連する RELAP5 モデルの PCT への影響

重要現象	解析条件	解析結果 (PCT への影響)
①-2 被覆管酸化	酸化膜厚さ±50%	小さい(*)
①-3 崩壊熱	崩壊熱±5%	大きい
①-4 局所出力	径方向ピーキング係数±10%	大きい
②-4 熱伝達(露出炉心)	熱伝達係数±50%	大きい
②-5 リウエット	リウエット開始早く(遷移沸騰熱伝達係数+50%) リウエット開始遅く(膜沸騰熱伝達係数+50%)	小さい(*)
②-7 炉心内相間摩擦	相間摩擦±50%	大きい
④-6 高温側配管-ダウンコマギャップ流	ベースケースはギャップ流模擬せず ギャップ流量割合 0.05%、0.2%、0.4%	小さい(*)
⑦-2 1次側熱伝達(伝熱管での凝縮)	熱伝達係数±50%	小さい(*)
⑦-4 伝熱管入口での CCFL	ベースケースは $c=0.75 (J_G^*)^{1/2}=c - (J_L^*)^{1/2}$ C=0.5(CCFL になりやすい) C=0.9(CCFL になりにくい)	大きい
⑦-5 SG 入口プレナム入口での CCFL	ベースケースは $c=0.65 (J_G^*)^{1/2}=c - 0.76(J_L^*)^{1/2}$ C=0.62(CCFL になりやすい) C=0.68(CCFL になりにくい)	小さい(*)
⑦-9 主蒸気逃がし弁からの流出流量	蒸気単相時流出係数±50%	小さい(*)
⑧-3 クロスオーバー配管水平層状化	水平層状化判定条件+50%(層状化しやすい) 水平層状化判定条件-50%(層状化しにくい)	小さい(*)
⑩-1 蓄圧注入注量	ベースケースは注入配管 K 値 0.0 注入配管 K 値 1.0、5.0	比較的大きい
⑪-1 低温側配管での凝縮	相間熱伝達係数±50%	小さい(*)
⑪-3 低温側配管水平層状化	水平層状化判定条件+50%(層状化しやすい) 水平層状化判定条件-50%(層状化しにくい)	小さい(*)
⑬-5 ダウンコマ二相水位	相間摩擦±50%	比較的大きい
⑭-1 破断流臨界流	流出係数±50%	大きい
⑭-3 破断口向き	ベースケースは下向き破断 上向き破断、横向き破断	大きい

(*) : 現状の入力モデルおよび破断サイズ(4 インチ破断)では、今回のパラメータの振り幅の範囲内では PCT への影響が小さい。