

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 ～安全評価パラメータに及ぼすモデル不確かさの影響評価～

Application of the Best Estimate Plus Uncertainty method to the small break LOCA
with high pressure injection failure: Effect evaluation
of the model uncertainty on the safety evaluation parameter

鳥毛 俊秀 (Toshihide Torige) *1

木下 郁男 (Ikuo Kinoshita) *1

山田 実 (Minoru Yamada) *2

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により信頼性の高い評価結果が期待される。現在、小破断LOCA（冷却材喪失事故）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「2次系強制冷却による低圧注入」の解析に統計的安全評価手法の適用を進めている。従前の研究により、解析コードの適用性評価およびパラメータの不確かさ定量化は実施済みである。本研究では、重要現象に係るモデルの不確かさを個別に扱う感度解析を実施し、安全評価パラメータに対して各現象が及ぼす影響を個別に評価する。評価結果はPIRT（現象の同定とランキング表）におけるランク付けの妥当性確認、および重要現象に係るモデルの不確かさを組み合わせた統計解析の結果分析に活用する。

キーワード 小破断LOCA, アクシデントマネジメント, 統計的安全評価手法, RELAP5/MOD3.2

Abstract By applying the BEPU (best estimate plus uncertainty) method, uncertainties of best estimate results can be estimated quantitatively, and excessive conservatism can be reasonably removed to obtain evaluation results with enhanced reliability. Application of the BEPU method is being made to analyses of "low pressure injection by intentional depressurization of the steam generator secondary side" which is an accident management approach in a SBLOCA (small break loss-of-coolant accident) with high pressure injection failure. In the previous study, the applicability of the analysis code and the uncertainties of the parameters were evaluated. In this research, sensitivity analysis was performed for each model uncertainty separately and the influence of the model on the safety evaluation parameter was estimated. The evaluation result is used to confirm the validity of ranking in the PIRT (phenomena identification and ranking table), and to evaluate the result of the statistical analysis with combined model uncertainties.

Keywords SBLOCA, accident management, BEPU, RELAP5/MOD3.2

1. 緒言

小破断LOCA時高圧注入系不作動事象は設計基準を超えたSA（シビアアクシデント）であり、その場合はAM（アクシデントマネジメント）策「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。この事象に対して過去に実験や実験解析⁽¹⁾⁻⁽⁴⁾が行われているが、我々の一連の研究では日本原子力学会標準に沿った統計的安全評価手法⁽⁵⁾の適用を進め

ることで、本AM策を含む解析結果の信頼性向上を図っている。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、すなわち予測精度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により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。

日本原子力学会標準に沿った統計的安全評価手法では、まず重要現象の特定や解析コードの調査に着目した解析コードの適用性評価を行い、次にモデルの模擬性能の評価やモデルの不確かさの評価に着目

*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)

したパラメータの不確かさの定量化を行う。その後、前ステップまでに整理した情報を基に、想定している統計解析の条件において重要現象に係るモデルの不確かさを個別に扱う感度解析を実施し、安全評価パラメータに対する各現象の個別の影響を評価する。最後に、重要現象に係るモデルの不確かさを組み合わせた統計解析を実施し、安全評価パラメータの統計的安全評価値を決定する。

従前の研究により、解析コードの適用性評価およびパラメータの不確かさの定量化は実施済みであり、残す項目は重要現象に係るモデルの不確かさを個別に扱う感度解析とモデルの不確かさを組み合わせた統計解析である。そこで本研究では、重要現象に係るモデルの不確かさを個別に扱う感度解析を実施し、安全評価パラメータに対して各現象が及ぼす影響を個別に評価した。

2. 統計的安全評価手法

2.1 適用状況

我々の一連の研究では、図1に示す日本原子力学会標準に沿った統計的安全評価手法の適用を、小破断LOCA時高圧注入系不作動事象のAM策「2次系強制冷却による低圧注入」に対し進めている。図1の①解析コードの適用性評価について、PIRTの作成および解析により重要現象を抽出するとともに、RELAP5での重要現象のモデリングを調査し

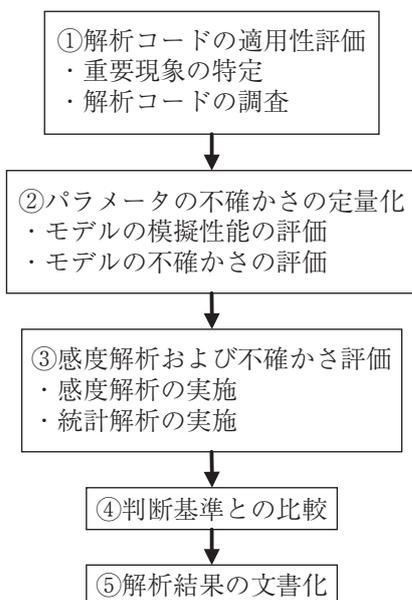


図1 統計的安全評価手法の全体像

た⁽⁷⁾。②パラメータの不確かさの定量化のうちモデルの模擬性能の評価について、ROSA/LSTFによる2次系強制冷却関連の実験を対象に解析を行い、RELAP5の模擬性能やスケールアップ性能を評価した^{(8),(9)}。また、モデルの不確かさの評価については、個別効果実験の結果と解析結果の比較等により、重要現象に係るRELAP5モデルの不確かさを定量化した^{(10)~(15)}。併せて、重要現象に係る入力データの取扱いを検討し、例えば破断口のサイズ等統計的に扱うことができないものについては解析により限界条件を評価した⁽¹⁶⁾。

以上により、残す項目は③感度解析および不確かさ評価となる。本報告ではこのうち重要現象に係るモデルの不確かさを個別に扱う感度解析について述べ、安全評価パラメータに対して各現象が及ぼす影響を個別に評価する。

2.2 解析条件

重要現象に係るモデルの不確かさを個別に扱う感度解析の条件は表1に示すとおりであり、これは今後実施を予定している統計解析の条件に合わせている。感度解析ではこの条件をベースに重要現象に係るモデルの不確かさを個別に扱い、各現象に係る代表的なパラメータへの感度を確認の上、安全評価パラメータであるPCT（被覆管最高温度）に及ぼす影響を評価した。モデルの不確かさの値には原則として定量化結果の上下限值を使用したが、解析の結果PCTへの感度が不明瞭であった場合には、上下限值よりも大きな値を使用することとした。感度解析に使用したモデルの不確かさの値を表2に示す。

3. 感度解析および不確かさ影響評価

3.1 被覆管酸化

RELAP5コード内部で計算される被覆管酸化反応速度を1.16倍および0.54倍した感度解析を実施した。乗数大きいケースは酸化発熱量が大きく、乗数小さいケースは酸化発熱量が小さくなっている（図2）。影響評価の対象パラメータであるPCTについては、乗数大きいケースほど高い結果となった（図3）。これは、酸化発熱量が大きいケースほど被覆管温度の上昇勾配が大きいためであり、定性的に合理的な結果と言える。定量的には、1.16倍ケー

表1 解析条件 (ベースケース)

項目	解析条件
主要条件	
起回事象	加圧器接続ループ低温側配管, 3インチ下向き破断
初期炉心出力	3411MW
原子炉トリップ	加圧器圧力低
安全注入信号	加圧器圧力低
主給水停止, 主蒸気隔離	原子炉トリップと同時に
1次冷却材ポンプトリップ	安全注入信号発信と同時に
補助給水	SG (蒸気発生器) 水位44%維持
主蒸気逃し弁	自動制御
2次系強制冷却	炉心出口温度350℃超から2分後, 全SGの主蒸気逃し弁全開
高圧注入	不作動
蓄圧注入	全ループ作動
重要現象	
被覆管酸化	被覆管酸化反応速度×1
崩壊熱	崩壊熱×1
被覆管変形	被覆管バースト温度×1
露出炉心熱伝達	露出炉心熱伝達係数×1
炉心相間摩擦	炉心相間摩擦係数×1
SG伝熱管入口CCFL (対向流制限)	SG伝熱管入口CCFL定数c=0.75
SG伝熱管凝縮熱伝達	SG伝熱管凝縮熱伝達係数×1
低温側配管水平層状化	低温側配管水平層状化限界相対速度 v_{crit} ×1
ダウンカマ相間摩擦	ダウンカマ相間摩擦係数×1

表2 モデルの不確かさの感度解析使用値

重要現象	定量化	使用値	備考
被覆管酸化	1.16倍 ⁽¹⁰⁾	1.16倍	-
	0.54倍	0.54倍	
崩壊熱	1.019倍 ⁽¹⁰⁾	1.019倍	-
	0.981倍	0.981倍	
被覆管変形	1.07倍 ⁽¹⁰⁾	1.07倍	-
	0.86倍	0.86倍	
露出炉心熱伝達	1.88倍 ⁽¹¹⁾	1.88倍	-
	0.58倍	0.58倍	
炉心相間摩擦	3.00倍 ⁽¹²⁾	4.00倍	感度明瞭化のため範囲拡大
	0.13倍	0.13倍	
SG伝熱管入口CCFL	c=0.80 ⁽¹³⁾	c=0.825	感度明瞭化のため範囲拡大
	c=0.70	c=0.675	
SG伝熱管凝縮熱伝達	1.66倍 ⁽¹⁰⁾	1.66倍	感度明瞭化のため範囲拡大
	0.56倍	0.50倍	
低温側配管水平層状化	4.63倍 ⁽¹⁴⁾	5.00倍	感度明瞭化のため範囲拡大
	0.20倍	0.20倍	
ダウンカマ相間摩擦	1.597倍 ⁽¹⁵⁾	1.597倍	-
	0.582倍	0.582倍	

すと0.54倍ケースのPCTの差が+114Kと比較的大きい。

3.2 崩壊熱

RELAP5コード内部で使用される核分裂生成物の崩壊熱を1.019倍および0.981倍した感度解析を実施した。乗数が高いケースは崩壊熱が大きく、乗数が小さいケースは崩壊熱が小さくなっている(図4)。PCTについては、乗数が高いケースほど高い結果となった(図5)。これは、崩壊熱が大きいケースほど被覆管温度の上昇勾配が大きいためであり、定性的に合理的な結果と言える。定量的には、1.019倍ケースと0.981倍ケースのPCTの差が+71Kと比較的大きい。

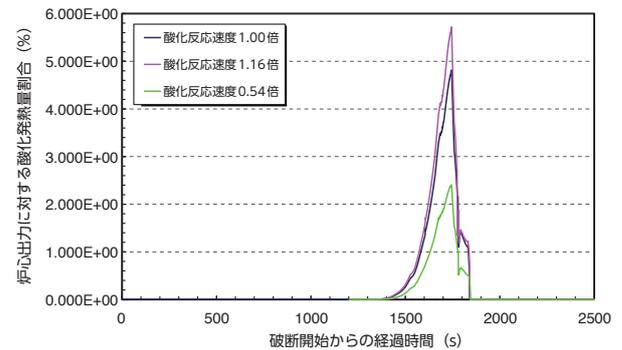


図2 被覆管酸化感度解析 酸化発熱量割合

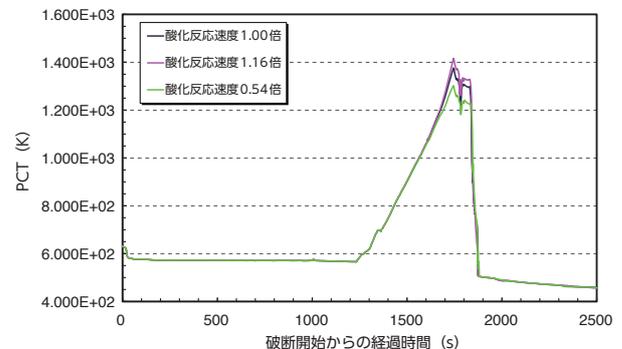


図3 被覆管酸化感度解析 PCT

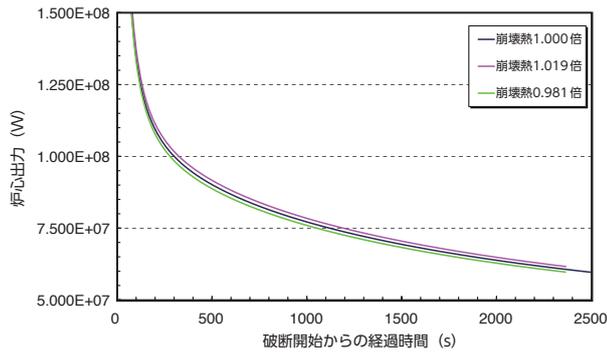


図4 崩壊熱感度解析 炉心出力

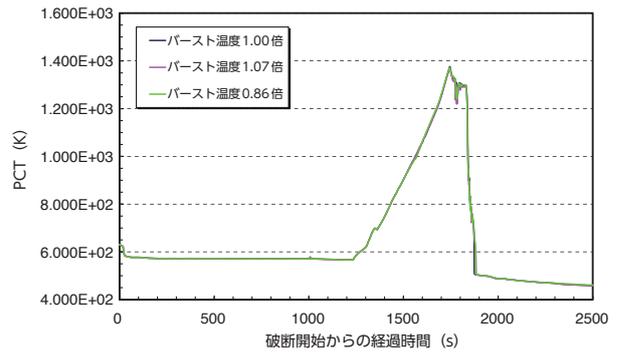


図7 被覆管変形感度解析 PCT

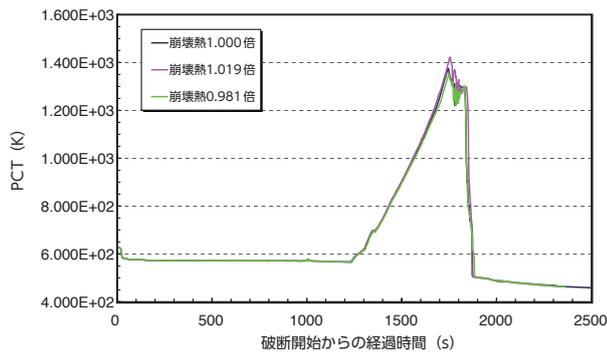


図5 崩壊熱感度解析 PCT

3.3 被覆管変形

RELAP5コード内部で計算される被覆管バースト温度を1.07倍および0.86倍とした感度解析を実施した。乗数が高いケースはバースト時刻が遅く、乗数が小さいケースはバースト時刻が早くなっている(図6)。PCTについては、乗数による感度がほとんどない結果となった(図7)。

バースト温度が及ぼすPCTへの影響は、バースト時刻およびバースト時の流路閉塞に依存する。バースト時刻については、バースト時刻が遅いほどバースト発生からPCT発生までの期間が短く、これはPCTを低くする方向に作用する。一方、バースト

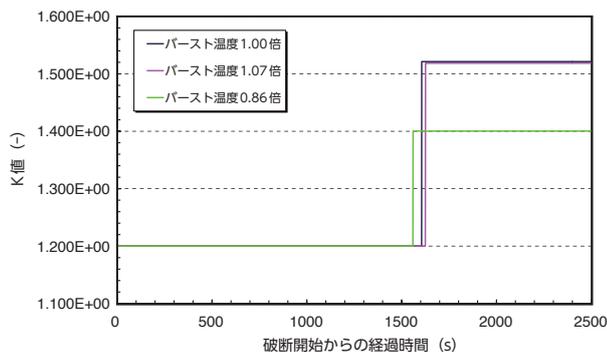


図6 被覆管変形感度解析 炉心流動抵抗

スト時の流路閉塞については、バースト温度と流路閉塞率の相関が単調ではないため、PCTへの影響は一概には言えない。今回の条件では、バースト温度が低いケースのみ、流路閉塞率が顕著に小さい。定性的にはこれらがPCTに影響を及ぼすと考えられるが、感度解析ではその影響は定量的に小さいものであった。

3.4 露出炉心熱伝達

RELAP5コード内部で計算される露出炉心(遷移沸騰, 膜沸騰および蒸気単相)の熱伝達係数を1.88倍および0.58倍した感度解析を実施した。乗数が高いケースは露出時の熱伝達係数が大きく、乗数が小さいケースは露出時の熱伝達係数が小さくなっている(図8)。PCTについては、乗数が高いケースほど低い結果となった(図9)。これは、露出時の熱伝達係数が大きいケースほど蒸気による被覆管の除熱がよく、被覆管温度の上昇勾配が小さいためであり、定性的に合理的な結果と言える。定量的には、1.88倍ケースと0.58倍ケースのPCTの差が-153Kと比較的大きい。

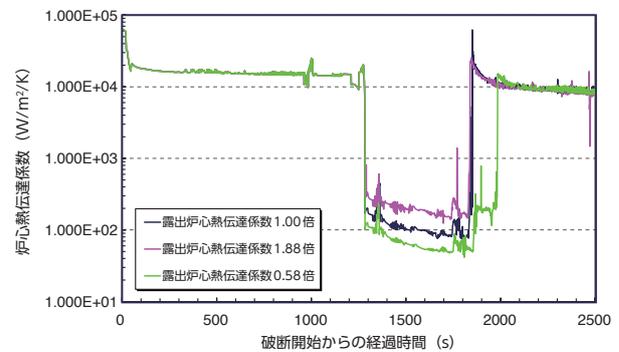


図8 露出炉心熱伝達感度解析 炉心熱伝達係数

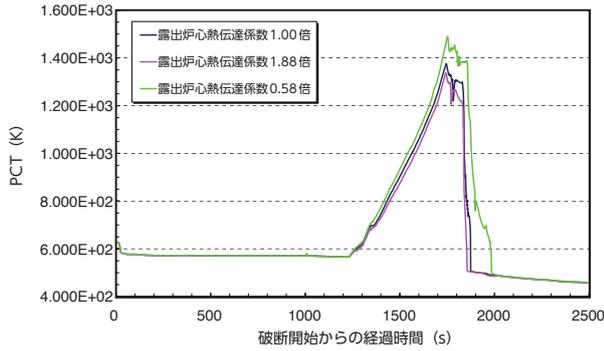


図9 露出炉心熱伝達感度解析 PCT

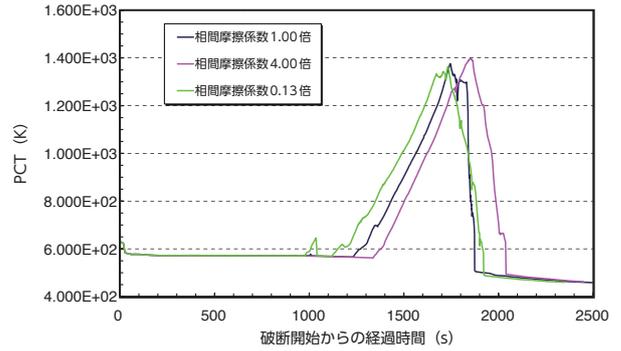


図11 炉心相間摩擦感度解析 PCT

3.5 炉心相間摩擦

RELAP5コード内部で計算される炉心相間摩擦係数を4.0倍および0.13倍した感度解析を実施した。乗数が高いケースは炉心相間摩擦係数が大きく、乗数が小さいケースは炉心相間摩擦係数が小さくなっている(図10)。PCTについては、乗数による感度がほとんどない結果となった(図11)。

炉心相間摩擦が及ぼすPCTへの影響は、炉心コラプスト水位および炉心二相水位に由来する。炉心コラプスト水位については、炉心相間摩擦が大きいケースほど炉心から流出する液相が増えるため、炉心コラプスト水位は低く、これはPCTを高くする方向に作用する。一方、炉心二相水位については、炉心相間摩擦が大きいケースほど二相水位以下のボイド率が大きくなるため、炉心二相水位は高く被覆管ヒートアップ開始が遅れ、これはPCTを低くする方向に作用する。今回の条件では、PCTが生じるボイルオフ期間の二相水位低下時において、炉心相間摩擦による炉心コラプスト水位の感度はほとんどない。炉心二相水位については炉心相間摩擦が大きいケースほど高くなり、被覆管ヒートアップ開始が遅れるが、1次系の減圧が遅くなり蓄圧注入開始

のタイミングも遅くなるため、PCTへの感度は小さい結果であった。

3.6 SG伝熱管入口CCFL

RELAP5入力データで与えるSG伝熱管入口のCCFL定数 c を0.825および0.675とした感度解析を実施した。 c が大きい(CCFLが発生しにくい)ケースは自然循環終了後においてSG伝熱管からの落水量が多く、解析条件として意図した結果である(図12)。一方で、強制減圧開始後の落水量にケース間の差はほとんどない。PCTについては、 c による感

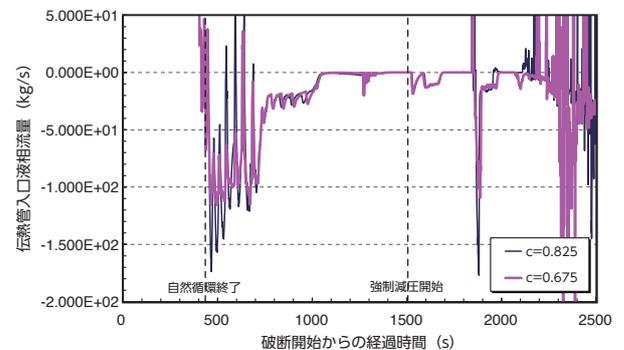


図12 SG伝熱管入口CCFL感度解析 SG伝熱管入口液相流量(負数:落水)

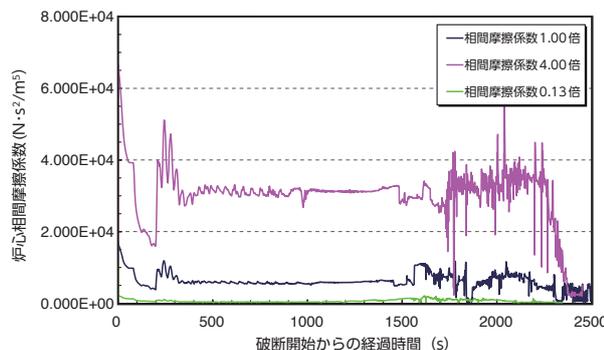


図10 炉心相間摩擦感度解析 炉心相間摩擦係数

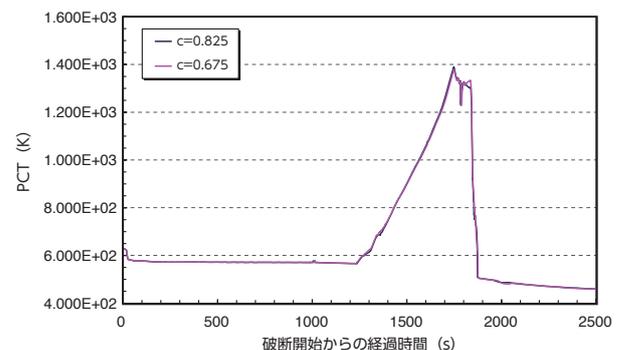


図13 SG伝熱管入口CCFL感度解析 PCT

度がほとんどない結果となった(図13)。これは、PCTが発生する強制減圧開始後の期間において、SG伝熱管からの落水量にcによる感度がほとんどなく、炉心水位に顕著な差が生じなかったためである。

3.7 SG伝熱管凝縮熱伝達

RELAP5コード内部で計算されるSG伝熱管の凝縮熱伝達係数を1.66倍および0.5倍した感度解析を実施した。乗数が大きいケースは凝縮時の熱伝達係数が大きく、乗数が小さいケースは凝縮時の熱伝達係数が小さくなっている(図14)。PCTについては、乗数による感度がほとんどない結果となった(図15)。これは、凝縮時の熱伝達係数が大きいケースほど冷却材とSG伝熱管の温度差が小さくなっており、SG伝熱管の凝縮量に顕著な差が生じなかったためである。

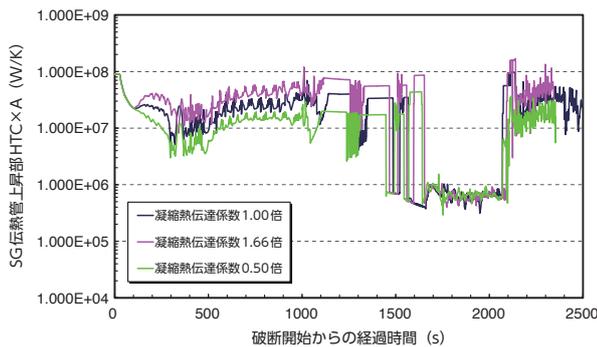


図14 SG伝熱管凝縮熱伝達感度解析
SG伝熱管上昇部熱伝達係数×伝熱面積

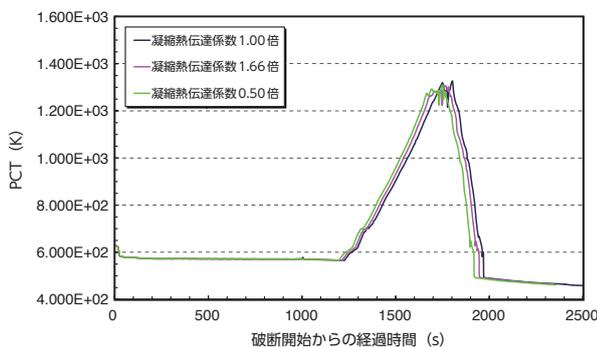


図15 SG伝熱管凝縮熱伝達感度解析 PCT

3.8 低温側配管水平層状化

RELAP5コード内部で計算される低温側配管の水平層状化判定条件 $|v_g - v_f| < v_{crit}$ (v_g : 気相速度, v_f : 液相速度, v_{crit} : 限界相対速度) の v_{crit} を5.0倍および0.2倍した感度解析を実施した。乗数が大きいケースは v_{crit} が大きく、乗数が小さいケースは v_{crit} が小さくなっている(図16)。PCTについては、乗数が大きいケースほど高い結果となった(図17)。これは、PCTが発生する炉心水位回復期間において、 v_{crit} が大きいケースほど蓄圧注入水の原子炉容器に流入するタイミングが遅く、被覆管温度のピークが生じる時間が遅れるためであり、定性的に合理的な結果と言える。定量的には、5.0倍ケースと0.2倍ケースのPCTの差が+207Kと比較的大きい。

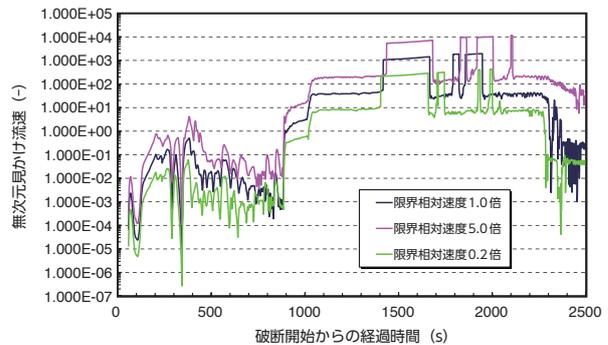


図16 低温側配管水平層状化感度解析 v_{crit}

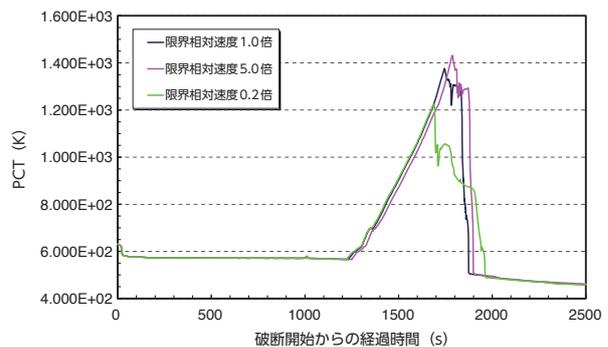


図17 低温側配管水平層状化感度解析 PCT

3.9 ダウンカマ相間摩擦

RELAP5コード内部で計算されるダウンカマ相間摩擦係数を1.597倍および0.582倍した感度解析を実施した。乗数が大きいケースはダウンカマ相間摩擦係数が大きく、乗数が小さいケースはダウンカマ相間摩擦係数が小さくなっている(図18)。PCTに

については、乗数による感度がほとんどない結果となった（図19）。これは、ダウンカマ相間摩擦が大きいケースほどダウンカマコラプスト水位（水頭）は低いものの、その感度が小さいためである。

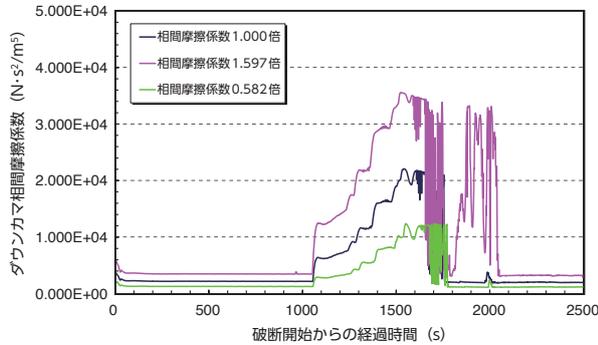


図18 ダウンカマ相間摩擦感度解析
ダウンカマ相間摩擦係数

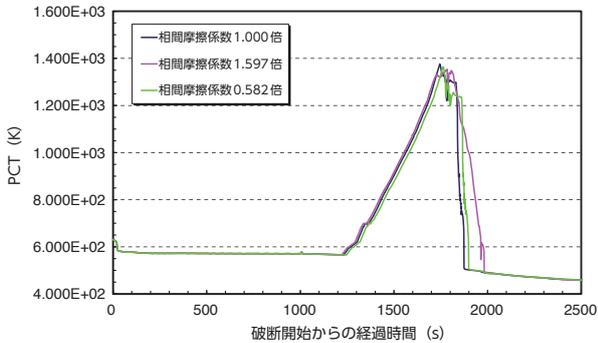


図19 ダウンカマ相間摩擦感度解析 PCT

3.10 まとめ

感度解析により得られた、PCTに対する各重要現象の個別の影響を表3に纏める。被覆管酸化、崩壊熱、露出炉心熱伝達および低温側配管水平層状化の4現象はPCTへの影響が比較的大きい。その他の現象については、PIRT作成の際に想定したほどの影響は認められなかった。これは、小破断LOCA時高圧注入系不作動事象のAM策「2次系強制冷却による低圧注入」を対象としたPIRT作成の際に、解析条件を詳細には限定していないためである。例えば、2次系強制冷却のループ数の条件を全ループから1ループに変更した場合、炉心発生蒸気が1ループに集中して流れることで、当該ループのSG伝熱管入口でのCCFL発生が想定されるため、SG伝熱管入口CCFLのPCTへの影響は大きくなる。

今後実施を予定している統計解析では、主要な解析条件が本研究と同じであるため（表1）、被覆管

酸化、崩壊熱、露出炉心熱伝達および低温側配管水平層状化の4現象がPCTに顕著な影響を及ぼすと推測され、これらの現象に重点を置いて統計解析の結果分析を行うことが望ましい。その他の現象については統計解析においてPCTに顕著な影響を及ぼさないと考えられるが、感度解析として条件を一部変更した統計解析の実施も想定されるため、モデルの不確かさを取り扱うことが望ましい。

表3 PCTに対する各重要現象の個別の影響一覧

重要現象	不確かさ使用値	Δ PCT
被覆管酸化	1.16倍	+114K
	0.54倍	
崩壊熱	1.019倍	+71K
	0.981倍	
被覆管変形	1.07倍	-2K
	0.86倍	
露出炉心熱伝達	1.88倍	-153K
	0.58倍	
炉心相間摩擦	4.00倍	+34K
	0.13倍	
SG伝熱管入口CCFL	c=0.825	+11K
	c=0.675	
SG伝熱管凝縮熱伝達	1.66倍	-3K
	0.50倍	
低温側配管水平層状化	5.00倍	+207K
	0.20倍	
ダウンカマ相間摩擦	1.597倍	-10K
	0.582倍	

4. 結言

小破断LOCA時高圧注入系不作動事象は設計基準を超えたSAであり、その場合はAM策「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。我々の一連の研究では日本原子力学会標準に沿った統計的安全評価手法の適用を進めることで、本AM策を含む解析結果の信頼性向上を図っている。従前の研究により、解析コードの適用性評価およびパラメータの不確かさの定量化は実施済みであり、残す項目は重要現象に係るモデルの不確かさを個別に扱う感度解析とモデルの不確かさを組み合わせた統計解析である。そこで本研究では、重要現象に係るモデルの不確かさを個別に扱う感度解析を実施し、安全評価パラメータに対して各現象が及ぼす影響を個別に評

価した。

感度解析の結果、被覆管酸化、崩壊熱、露出炉心熱伝達および低温側配管水平層状化の4現象はPCTへの影響が比較的大きいことが認められた。今後実施を予定している統計解析では、これらの4現象がPCTに顕著な影響を及ぼすと推測され、これらの現象に重点を置いて統計解析の結果分析を行うことが望ましい。その他の現象についてはPCTへの影響が小さかったものの、感度解析として条件を一部変更した統計解析を実施する場合にはPCTへの影響が大きくなり得るため、統計解析ではモデルの不確かさを取り扱うこととする。

参考文献

- (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, 木下郁男ら, "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) 木下郁男, 鳥毛俊秀, 村瀬道雄ら, "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～", *INSS JOURNAL*, Vol.20, pp.245-255 (2013)
- (9) 木下郁男, 鳥毛俊秀, 吉田至孝ら, "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; (11) ROSA/LSTF 総合効果試験によるRELAP5コードのスケール効果の評価", 日本原子力学会2014秋の大会, K35, (2014)
- (10) 鳥毛俊秀, 木下郁男, 山田実ら, "小破断LOCA時高圧注入系不作動事象への統計的手法適用～被覆管酸化, 崩壊熱, 被覆管変形および伝熱管凝縮に係るRELAP5モデルの不確かさの定量化", *INSS JOURNAL*, Vol.21, pp.213-222 (2014)
- (11) T. Torige and I. Kinoshita, "Application of the Statistical Safety Evaluation Method to the Small Break LOCA with High Pressure Injection Failure: Quantification of the Uncertainty of Uncovered Core Heat Transfer Model", *IMECE2013-64305*, Nov. (2013)
- (12) I. Kinoshita et al., "Uncertainty Quantification of the RELAP5 Interfacial Friction Model in Rod Bundle Geometry", *IMECE2014-38114*, Nov. (2014)
- (13) 川崎郁夫, 村瀬道雄, 富山明男, "リフラックス冷却における蒸気発生器U字管での熱流体挙動; (6) 下端CCFL相関式の導出", 日本原子力学会2013秋の大会, K07, (2013)
- (14) 鳥毛俊秀, 木下郁男, 山田実, "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; (9) 重要現象に係るモデル不確かさの定量化 (伝熱管凝縮熱伝達, 低温側配管水平層状化)", 日本原子力学会2014春の大会, L24, (2014)
- (15) 木下郁男, 吉田至孝, 日引俊ら, "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; (8) 重要現象に係るモデル不確かさの定量化 (ダウンカム相間摩擦)", 日本原子力学会2014春の大会, L23, (2014)
- (16) 鳥毛俊秀, 木下郁男, 山田実ら, "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"

適用～破断口感度解析～", INSS JOURNAL,
Vol.20, pp.256-266 (2013)