

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 ～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～

Application of the Best Estimate Plus Uncertainty method to the small break LOCA with high pressure injection failure : Uncertainty quantification of the RELAP5 model related to fuel clad oxidation, decay heat, fuel clad deformation and SG U-tube condensation

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」解析への統計的安全評価手法の適用を進めている。PIRTの作成により抽出した24個の重要現象のうち, 評価パラメータであるPCTへの影響が大きく, かつ試験解析を用いずに解析モデルの不確かさを定量化できる現象として, 被覆管酸化, 崩壊熱, 被覆管変形および伝熱管凝縮がある。本研究では, これらの重要現象についてRELAP5/MOD3.2コード組込みモデルの相関式の不確かさを定量化した。相関式の計算結果と試験結果の比較, または崩壊熱標準データの誤差の整理により, RELAP5モデルの不確かさの分布を決定, すなわちRELAP5モデルの不確かさを定量化した。

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, RELAP5/MOD3.2, 定量化

Abstract By applying the Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU) method, the uncertainties of best estimate results can be estimated quantitatively, and as a consequence, excessive conservatism can be reasonably removed to obtain evaluation results with enhanced reliability. Application of the BEPU method is being made to analyses of the “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 HPI (high pressure injection) failure. Among the 24th important phenomena extracted by making the PIRT (phenomena identification and ranking table), the phenomena which have the great influence on the PCT (peak clad temperature) and whose model uncertainties are able to be quantified without test analyses are “fuel clad oxidization”, “decay heat”, “fuel clad deformation”, and “SG U-tube condensation”. In this research, the uncertainties of the correlation of the RELAP5/MOD3.2 model about these important phenomena were quantified. By comparison of the calculation results of the correlation and test results or arrangement with the error of decay heat standard data, the distribution of the RELAP5 model uncertainties were determined, that is to say, the distribution of the RELAP5 model uncertainties were quantified.

Keywords SBLOCA, HPI failure, BEPU, RELAP5/MOD3.2, quantification

1. 緒言

小破断LOCA (冷却材喪失事故) 時高圧注入系不作動事象は設計基準を超えた事象 (シビアアクシデ

ント) であり, 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試験や試験解析⁽¹⁾⁻⁽⁴⁾が行われて

*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)

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⁽⁶⁾の適用を進めることで、本アクシデントマネジメント策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。

統計的安全評価手法では、PIRT（現象の同定およびランク表）を作成して評価パラメータに及ぼす影響の大きい重要現象を抽出し、それに関連する解析モデルの不確かさを定量化して、解析モデルの不確かさの解析結果への影響を評価する必要がある。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して作成する。小破断LOCA時高圧注入系不作動事象を対象にしたPIRTの作成は実施済みであり、24個の重要現象を抽出している⁽⁷⁾。

抽出した重要現象のうち、評価パラメータであるPCT（被覆管表面最高温度）への影響が大きく、かつ試験解析を用いずに解析モデルの不確かさを定量化できる現象として、被覆管酸化、崩壊熱、被覆管変形および伝熱管凝縮がある。本研究ではこれらの重要現象について、RELAP5コード組込みモデルの相関式の不確かさを定量化した。

2. 定量化方法

統計的安全評価手法では解析モデルの不確かさの解析結果への影響を評価するにあたり、重要現象の不確かさを定量化する必要がある。PIRTの作成により表1に示す24個の重要現象が抽出済みであるが、感度解析等の結果から表1の網掛けで示した9個の重要現象の不確かさを定量化の対象としている。

これら9個の重要現象のうち露出炉心熱伝達や炉心内相間摩擦については、試験解析を用いてRELAP5モデルの不確かさを定量化した。これは、試験計測点の二相状態や流動が複雑であり、RELAP5コード組込みモデルの相関式を直接計算して試験結果と比較することが困難なためである。一方で、被覆管酸化、被覆管変形および伝熱管凝縮については、試験計測点のデータをもとに相関式を直接計算して試験結果と比較することが可能である。また、崩壊熱についてはRELAP5コードにおいて

表1 抽出した重要現象

No.	重要現象	定量化
1	被覆管酸化	本稿
2	崩壊熱	本稿
3	炉心局所出力	不要
4	被覆管変形	本稿
5	炉心3次元出力分布	不要
6	露出炉心熱伝達	済 ⁽⁸⁾
7	炉心内相間摩擦	済 ⁽⁹⁾
8	高温側配管-ダウンカマギャップ流	不要
9	伝熱管での凝縮	本稿
10	伝熱管入口でのCCFL(対向流制限)	済 ⁽¹⁰⁾
11	SG入口プレナム入口でのCCFL	不要
12	主蒸気弁からの流出	不要
13	ループシール形成および解除	不要
14	クロスオーバ配管での水平層状化	不要
15	クロスオーバ配管での凝縮水蓄水	不要
16	蓄圧注入流量	不要
17	蓄圧注入配管抵抗	不要
18	低温側配管での凝縮	不要
19	低温側配管での水平層状化	済 ⁽¹¹⁾
20	ダウンカマ二相水位	済 ⁽¹²⁾
21	破断口臨界流	不要
22	破断口上流の流動様式	不要
23	破断口の向き	不要
24	ループ流量のアンバランス	不要

ANS（米国原子力学会）標準データが採用されているため、標準データの誤差がすなわちRELAP5モデルの不確かさとなる。

以上により、被覆管酸化、崩壊熱、被覆管変形および伝熱管凝縮については試験解析を用いずにRELAP5モデルの不確かさを定量化することとした。

3. 定量化結果

3.1 被覆管酸化

(a) 現象およびRELAP5モデル

被覆管温度が非常に高温になった際に起こる、金属-水反応による被覆管酸化は、酸化反応熱が被覆管ヒートアップ時の被覆管温度上昇勾配に直接影響を与えるため、重要現象である。RELAP5コードにおいて、被覆管酸化に係る酸化膜厚さ（酸化反応速度）はCathcart相関式で計算され⁽¹³⁾、次式で表

される。

$$dr_n = \left[dr_{n-1}^2 + (K\Delta t) \exp\left(-\frac{A}{RT}\right) \right]^{\frac{1}{2}} \quad [1]$$

dr_n, dr_{n-1} : 時刻点 $n, n-1$ での酸化膜厚さ (m)

K : 2.252×10^{-6} (m²/s)

Δt : 酸化反応時間のタイムステップ (s)

A : 35889 (mole/cal)

R : 1.987 (cal/K/mole)

T : 被覆管温度 (K)

この相関式による計算値を後述の試験結果と比較するため、温度一定の条件のもとで、時刻ゼロ秒を基準とした酸化膜厚さの式に変形する。 $dr_n = dr_i$ 、 $dr_{n-1} = dr_i - \Delta dr$ として高次の微小量を無視し、初期条件 $dr_0 = 0$ (初期酸化膜なし) のもとで積分し、得られた式を変形すると次式が得られる。本式を不確かさの定量化に用いる。

$$dr_i = \sqrt{(Kt) \exp\left(-\frac{A}{RT}\right)} \quad [2]$$

(b) 試験

相関式による計算値と比較する試験結果として、ORNL (オークリッジ国立研究所) にて実施されたジルカロイ被覆管の水蒸気酸化試験の結果を用いた。本試験はCathcartらの文献⁽¹⁴⁾に纏められており、ジルカロイ被覆管の酸化反応量に係るデータ取得を目的とした試験である。

試験装置として炉心部を模したMaxiZWOKまたはMiniZWOKと呼ばれる個別効果試験向けの装置が使用されている。両装置の大きな違いは

- MaxiZWOKでは注入する蒸気の温度が酸化反応部の温度とほぼ同じであること
- MaxiZWOKでは酸化反応部の蒸気流速が約18m/sに維持されていること (MiniZWOKでは約1m/sに維持されている)

の2点である。1点目の差異について、被覆管酸化モデルの不確かさの定量化で重要となるのは酸化反応部のデータのみであるため、どちらの装置による試験データを定量化に使用しても問題ない。2点目の差異については、定量化した不確かさを今後の実機プラント統計解析に使用するため、実機プラント解析の炉心露出期間の状態に近いMiniZWOKによる試験データの方が定量化の対象として適切であ

る。炉心露出期間としたのは、被覆管酸化が顕著に生じる期間だからである。以上から、定量化に使用するのはMiniZWOKによる試験データのみとした。MiniZWOKの概略を図1に示す。

様々な条件での試験がMiniZWOKにより行われているが、計測データの多い蒸気温度一定の試験シリーズを定量化に使用することとした。この試験シリーズは温度約900~1500℃、非凝縮性ガスなしの条件で行われており、試料を任意の温度まで100℃/s以上の加熱率で加熱した後、任意の時間、一定温度を維持して酸化反応を計測している。

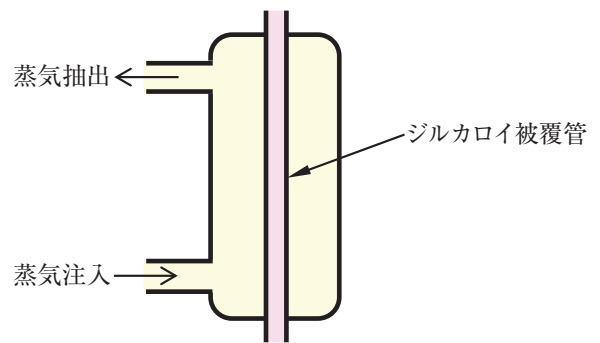


図1 MiniZWOKの概略

(c) 定量化

試験条件の酸化反応時間 t 、被覆管温度 T を用いて、相関式[2]から計算した酸化膜厚さと試験結果の酸化膜厚さを比較し、被覆管酸化モデルの不確かさを定量化した。酸化膜厚さの試験結果と計算結果の相関を図2に示す。対角線 (45°線) 上が、試験結果と計算結果が一致することを表す。図のように、比較的低温域である905℃、956℃において試験結

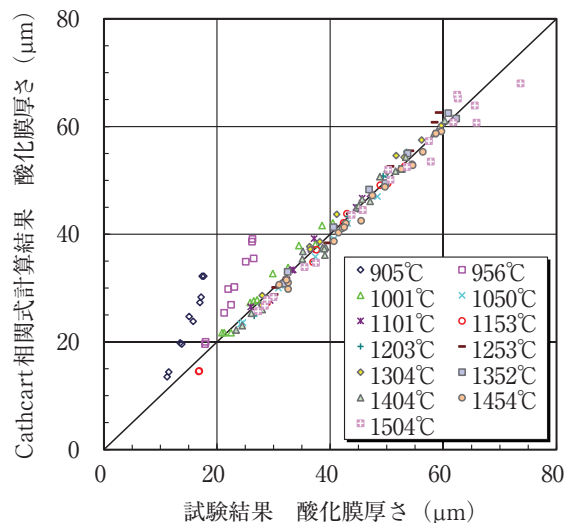


図2 酸化膜厚さの試験結果と計算結果 (Cathcart)

果を過大評価しているが、全体としてバラツキは小さい。

被覆管酸化量に係る相関式として、Cathcart相関式以外に次に示す Baker-Just の式がある。

$$\omega_i = \sqrt{(K't)\exp\left(-\frac{A'}{RT}\right)} \quad [3]$$

ω_i : 時刻 t での酸化量 (g/m^2)

K' : 33.3×10^8 ($\text{g}^2/\text{m}^4/\text{s}$)

A' : 45500 (mole/cal)

Zr の密度 ρ_{Zr} を用いて酸化量を酸化膜厚さに変形すると、

$$dr_i = \sqrt{(K't)\exp\left(-\frac{A'}{RT}\right)} / \rho_{Zr} \quad [4]$$

ρ_{Zr} : 6.5×10^6 (g/m^3)

Baker-Just の式を用いた場合の酸化膜厚さの試験結果と計算結果の相関を図3に示す。図のように、低温域での評価は良好なもの、全体的にバラツキは大きい。低温域では Baker-Just の式を、高温域では Cathcart 相関式を組み合わせて用いることで、最適評価 (BE 解析) における精度向上が期待できるが、統計解析においてモデルの精度は不確かさとして考慮されるため、本研究では Cathcart 相関式のみを用いることとする。

Cathcart 相関式の計算結果に対する試験結果の酸化膜厚さの比を度数分布として図4に示す。図のように、低温域での過大評価による影響で最小値側

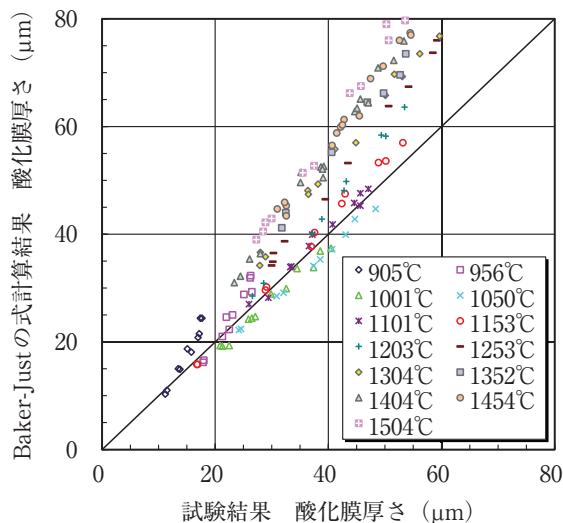


図3 酸化膜厚さの試験結果と計算結果 (Baker-Just)

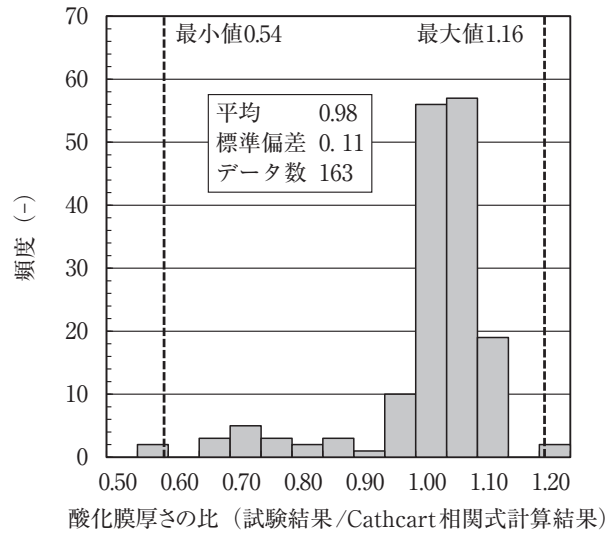


図4 被覆管酸化の不確かさ定量化結果 (低温域含む)

の不確かさを反映した解析を行うと、後述の通り PCT の観点で非保守的な評価に繋がる。これを避けるため、低温域 (905°C, 956°C) のデータを除外した図5を被覆管酸化モデルの不確かさの定量化結果にすることとした。解析に反映する際には図5をもとにサンプリングした係数を RELAP5 コードの計算結果に乗じる。

図5の最小値側は酸化膜厚さ、すなわち酸化反応速度を小さく評価する側、最大値側は大きく評価する側である。被覆管酸化は発熱反応であり、酸化反応速度が大きいほど発熱量が増加し PCT が上昇すると推測される。すなわち、PCT の観点で図5の最小値側が非保守的、最大値側が保守的である。

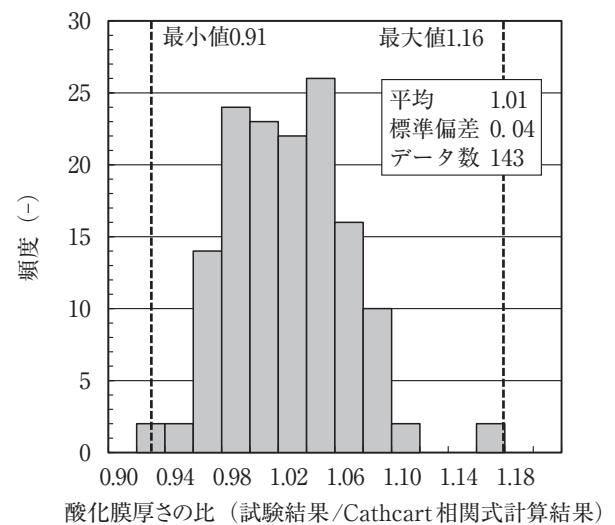


図5 被覆管酸化の不確かさ定量化結果 (低温域除外)

3.2 崩壊熱

(a) 現象およびRELAP5モデル

原子炉トリップ後の炉心発熱源となる崩壊熱は、被覆管ヒートアップ時の被覆管温度上昇勾配に直接影響を与えるため、重要現象である。RELAP5コードにおいて、崩壊熱はANS標準データに基づいて計算される。今後実施予定の実機プラント統計解析では1979年度版の標準データを用いるため、1979年度版標準データの不確かさを定量化する。

(b) ANS標準データ

1979年度版のANS標準データはANSの文献⁽¹⁵⁾に纏められている。1979年度版標準データとして、U235, U238およびPu239の崩壊熱に係るパラメータ $f(t)$, $F(t, \infty)$, λ のテーブルデータが誤差とともに纏められており、各パラメータの定義は次の通りである。 $F(t, \infty)$ に単位時間あたりの核分裂数を乗じる、すなわち定格出力 (MeV/s) を1核分裂あたりの放出エネルギー (MeV/fission) で除した値を $F(t, \infty)$ に乘じると、 ∞ 秒運転した場合でのRELAP5コードの崩壊熱出力値となる。

$$f(t) = \sum_{i=1}^N \alpha_i e^{-\lambda_i t} \quad [5]$$

$$F(t, \infty) = \sum_{i=1}^N \frac{\alpha_i}{\lambda_i} e^{-\lambda_i t} (1 - e^{-\lambda_i \infty}) \quad [6]$$

$f(t)$: 瞬時照射から t 秒後での、1核分裂、単位時間あたりの放出エネルギー (MeV/fission/s)

$F(t, \infty)$: ∞ 秒運転した状態における、原子炉トリップから t 秒後での、1核分裂あたりの放出エネルギー (MeV/fission)

λ_i : 崩壊列群番号 i の崩壊定数 (s^{-1})

N : 崩壊列群数=23

α_i : 瞬時照射直後の崩壊列群番号 i の、1核分裂、単位時間あたりの放出エネルギー (MeV/fission/s)

(c) 定量化

1979年度版ANS標準データのうち $F(t, \infty)$ の誤差を整理し、崩壊熱モデルの不確かさを定量化した。実機プラント解析における崩壊熱は、U235, U238, Pu239のうちU235の放出エネルギー割合が9割以上を占めているため、U235の誤差を代表として定量化に用いた。

ANSの文献⁽¹⁵⁾には原子炉トリップから1~10⁹秒後までの $F(t, \infty)$ が整理されているが、実機プラント解析において崩壊熱がPCTに及ぼす影響の大きい期間のみのデータを定量化に用いることとした。崩壊熱の差による被覆管ヒートアップ開始までの事象進展の差は小さく、また統計解析の評価パラメータはPCTのみであり、PCT発生後の崩壊熱モデルの不確かさは考慮する必要がない。このため、実機プラント解析におけるヒートアップ発生からPCT発生までの期間のみのデータを定量化に用いればよい。過去に実施した破断スペクトル解析⁽¹⁶⁾において、ヒートアップは早くとも原子炉トリップから823秒後に開始し (4インチ破断)、PCTは遅くとも原子炉トリップから41572秒後に発生する (0.5インチ破断)。これらを内包する期間のデータとして、原子炉トリップから800~60000秒後の $F(t, \infty)$ の誤差を抽出した。

以上の方針に基づき抽出した誤差を表2に示す。このうちの最大誤差は1.9%であり、崩壊熱の不確かさは他のモデルに比べると非常に小さいと言える。一方で、崩壊熱はヒートアップ時の被覆管温度上昇勾配に直接影響を与えるため、不確かさが小さいとはいえPCTへの影響は大きい。このため、表2の最大誤差1.9%に基づき、最小値0.981, 最大値1.019の一様分布 (図6) を崩壊熱モデルの不確かさの定量化結果とした。一様分布としたのは、データ数が少なく分布形状が未知のためである。解析に反映する際には図6をもとにサンプリングした係数をRELAP5コードの崩壊熱に乗じる。図6の最小値側は崩壊熱を小さく評価する側、最大値側は大きく評価する側である。PCTの観点で図6の最小値

表2 1979年度版ANS標準データの誤差

原子炉トリップからの経過時間 (s)	$F(t, \infty)$ の誤差 (%)
800	1.8
1000	1.8
1500	1.8
2000	1.8
4000	1.8
6000	1.7
8000	1.7
10000	1.7
15000	1.8
20000	1.8
40000	1.9
60000	1.9

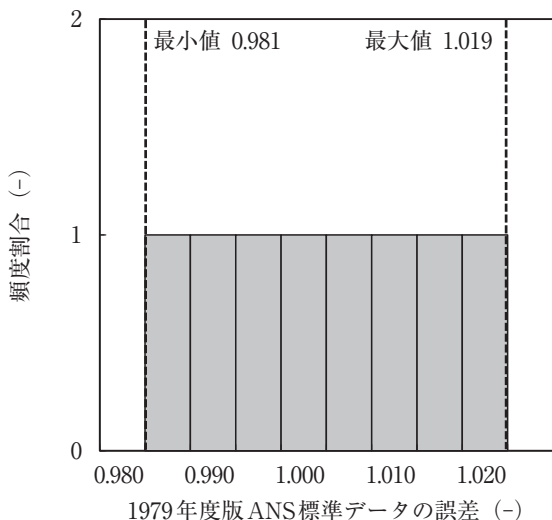


図6 崩壊熱の不確かさ定量化結果

側が非保守的，最大値側が保守的である。

3.3 被覆管変形

(a) 現象およびRELAP5モデル

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は，流路閉塞により被覆管ヒートアップ時の被覆管温度上昇勾配に影響を与えるため，重要現象である。RELAP5コードにおいて，被覆管変形に係るバースト温度 T_r はFRAP-T6モデルで計算され⁽¹³⁾，次式で表される。本式を不確かさの定量化に用いる。

$$T_r = 3960 - \frac{20.4S}{1+H} - \frac{8.51 \times 10^6 S}{100(1+H) + 2790S} \quad [7]$$

$$H = \max(\Delta T / 28, 1)$$

S: 被覆管フープ応力(kpsi)

ΔT : 昇温率($^{\circ}\text{C}/\text{s}$)

(b) 試験

相関式による計算値と比較する試験結果として，Powersらがデータベース化したジルカロイ被覆管のバースト試験の結果を用いた。本データベースはPowersらの文献⁽¹⁷⁾に纏められており，ジルカロイ被覆管のバーストに係る相関式と試験結果の比較を目的としたデータベースである。

試験結果はフープ応力とバースト温度の相関として図7のように纏められているとともに，相関式[7]を計算するために必要なデータもテーブルとして整理されている。試験のバースト時燃料棒内圧は85

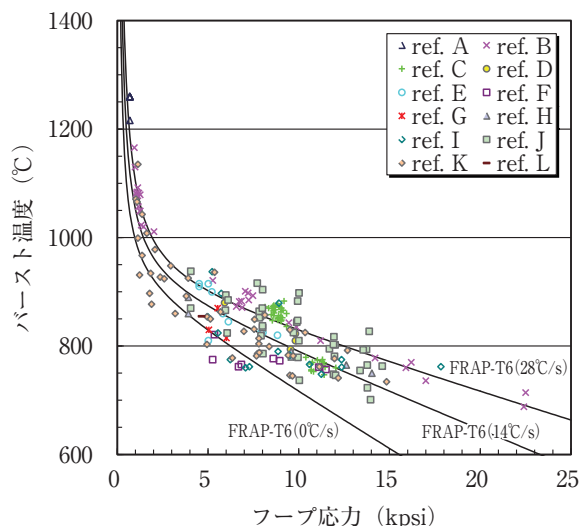


図7 ジルカロイ被覆管のバースト試験結果

~2780psig (0.69~19.27MPa(abs)) と幅広い。被覆管変形は被覆管温度が顕著に上昇し得るボイルオフ期間と炉心リカバリ期間で重要となるが，これらの期間における燃料棒内圧での使用データの絞り込みは行わず，全てのデータを用いることとした。ただし，燃料棒内圧や昇温率が不明の試験が一部あったため，それらは被覆管変形モデルの不確かさの定量化において除外した。

(c) 定量化

試験条件の被覆管フープ応力S，昇温率 ΔT を用いて，相関式[7]から計算したバースト温度と試験結果のバースト温度を比較し，被覆管変形モデルの不確かさを定量化した。バースト温度の試験結果と計算結果の相関を図8に示す。図のように，試

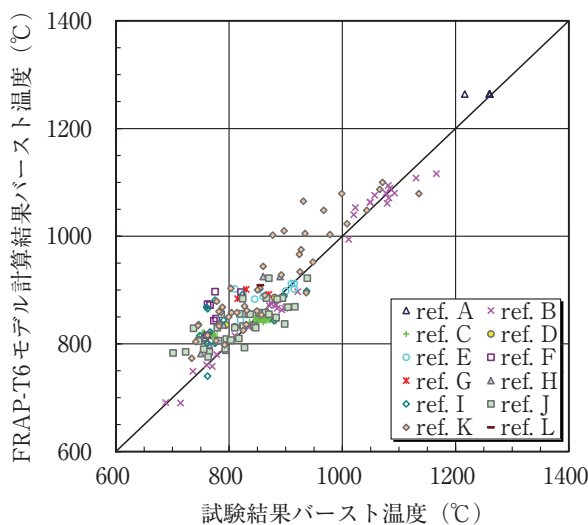


図8 バースト温度の試験結果と計算結果

験（バースト時燃料棒内圧，昇温率）によらず，バラツキは小さい．計算結果に対する試験結果のバースト温度の比を度数分布として図9に示す．図より，正規分布に近い形状であり，かつ最小値と最大値が1に近いことから，不確かさは比較的小さいと言える．図9を被覆管変形モデルの不確かさの定量化結果とし，解析に反映する際には図9をもとにサンプリングした係数をRELAP5コードの計算結果に乗じる．図9の最小値側はバースト温度を低く評価する側，最大値側は高く評価する側である．バースト温度が高いほどバースト発生が遅くなり，これはPCTを低下させる方向に働く．一方で，バーストによる流路閉塞率はバースト温度に依存するものの一様な相関ではないため，バースト発生が遅くなったとしても流路閉塞率が大きくなる場合があり，これはPCTを上昇させる方向に働く．すなわち，PCTの観点で図9の最小値側，最大値側のどちらが保守的かは一概には言えない．

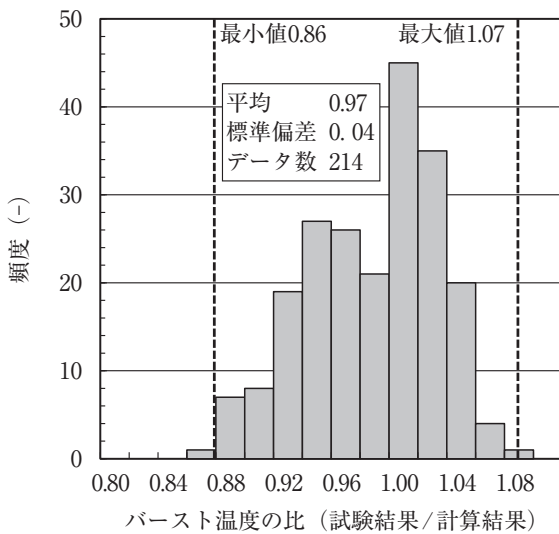


図9 被覆管変形の不確かさ定量化結果

3.4 伝熱管凝縮

(a) 現象およびRELAP5モデル

崩壊熱を除去するのに重要な蒸気発生器伝熱管での凝縮（除熱）は，被覆管のヒートアップ開始時刻や被覆管温度上昇勾配に影響を与えるため，重要現象である．本研究で対象としている小破断LOCA時高圧注入系不動作事象では，蓄圧注入の隔離失敗は仮定しておらず，1次系内に非凝縮性ガスは存在しない．RELAP5コードにおいて，非凝縮性ガスが存在しない条件での伝熱管凝縮に係る凝縮熱伝達

係数はNusselt相関式とShah相関式により計算される値の最大値として計算され^{(13),(18)}，次式で表される．本式を不確かさの定量化に用いる．

$$h = \max(h_{Nusselt}, h_{Shah}) \quad [8]$$

$$h_{Nusselt} = \frac{k_f}{\delta} \quad [9]$$

$$h_{Shah} = h_{sf} \left(1 + \frac{3.8}{Z^{0.95}} \right) \quad [10]$$

$$\delta = \left[\frac{3\mu_f^2 Re_f}{4g\rho_f(\rho_f - \rho_g)} \right]^{1/3} \quad [11]$$

$$h_{sf} = h_l (1-X)^{0.8} \quad [12]$$

$$Z = \left(\frac{1}{X} - 1 \right)^{0.8} P_{red}^{0.4} \quad [13]$$

$h_{Nusselt}$: Nusselt凝縮熱伝達係数(W/m²/K)

h_{Shah} : Shah凝縮熱伝達係数(W/m²/K)

k_f : 液相熱伝導率(W/m/K)

δ : 液膜厚さ(m)

μ_f : 液相粘性率(Pa·s)

Re_f : 液膜レイノルズ数(-)

g : 重力加速度(m/s²)

ρ_f : 液相密度(kg/m³)

ρ_g : 気相密度(kg/m³)

h_l : 液単相でのDittus-Boelter熱伝達係数(W/m²/K)

X : 気相質量分率(-)

P_{red} : $P/P_{critical}$ (-)

(b) 試験

相関式による計算値と比較する試験結果として，Nusselt相関式についてはChunらにて実施された伝熱管での凝縮熱伝達試験の結果を用いた．本試験はChunらの文献⁽¹⁹⁾に纏められており，局所的な凝縮熱伝達の評価等を目的とした試験である．

試験装置として伝熱管部を模した個別効果試験向けの装置が使用されており，その概略を図10に示す．本装置により行われた試験のうち，非凝縮性ガスなしの条件とした試験シリーズを定量化に使用した．この試験シリーズは，大気圧，蒸気流量1.08～3.59kg/hr，2次系水温40～75℃の条件で行われている．

試験結果はレイノルズ数と凝縮熱伝達係数の相関として図11のように纏められている．凝縮熱伝達

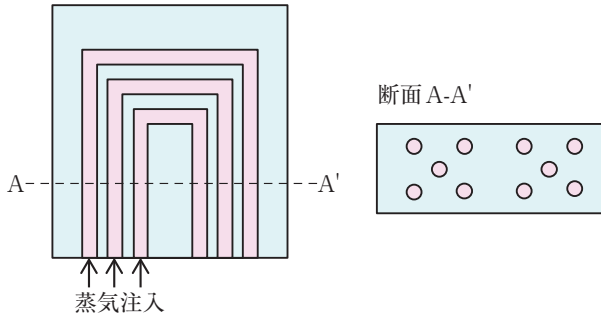


図10 Chunらによる凝縮熱伝達試験装置の概略

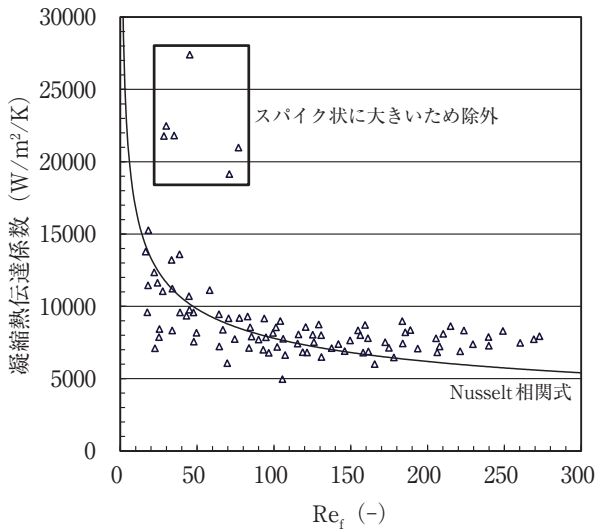


図11 Chunらによる凝縮熱伝達試験の結果

係数がスパイク状に大きいデータが6点あるが、それらは伝熱管での凝縮熱伝達モデルの不確かさの定量化の際に除外した。

一方、Shah 相関式については、Jakobらにて実施された伝熱管での凝縮熱伝達試験の結果を相関式による計算値と比較した。本試験はShahの文献⁽²⁰⁾に纏められている。試験は大気圧～約10MPa、蒸気流速40～305m/s、内径7.4～40.0mm、鉛直管または水平管の簡易体系で行われており、試験結果はクオリティに係るパラメータZと熱伝達係数の比 h_{Shah}/h_{sf} の相関として図12のように纏められている。

(c) 定量化

試験条件での状態量、レイノルズ数 Re_f および Z を用いて、相関式 [9], [10] から計算した凝縮熱伝達のパラメータを試験結果と比較し、伝熱管での凝縮熱伝達モデルの不確かさを定量化した。試験結果と計算結果の相関を図13、図14に示す。図のように、他のモデルに比べるとバラツキは比較的大きい。計算結果に対する試験結果の比を度数分布とし

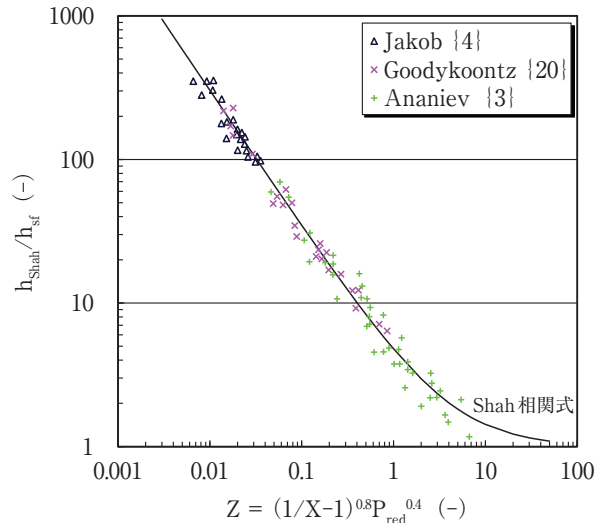


図12 Jakobらによる凝縮熱伝達試験の結果

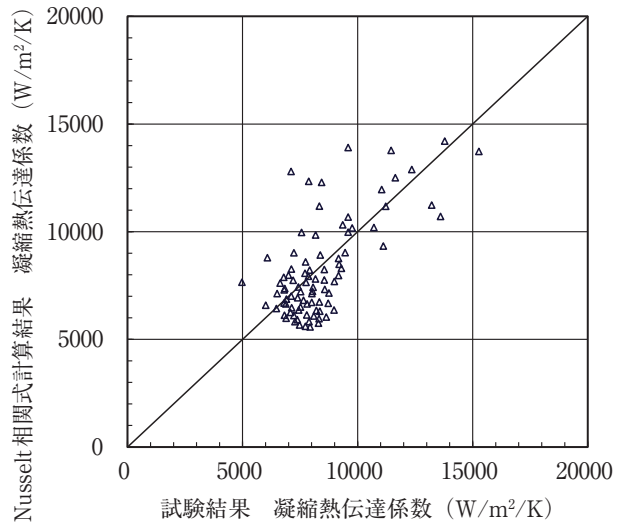


図13 Nusselt凝縮熱伝達の試験結果と計算結果

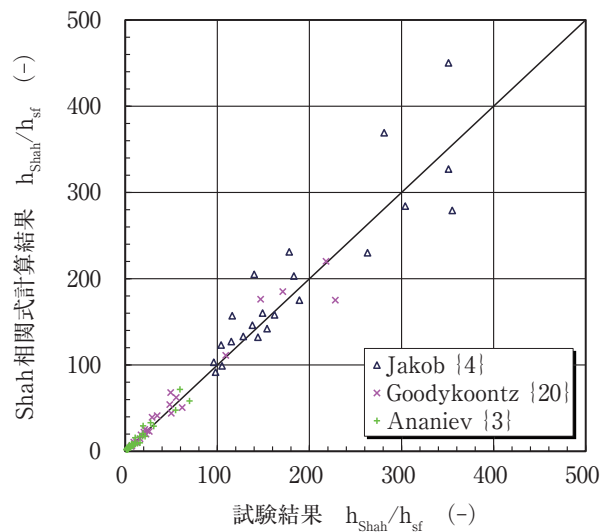


図14 Shah凝縮熱伝達の試験結果と計算結果

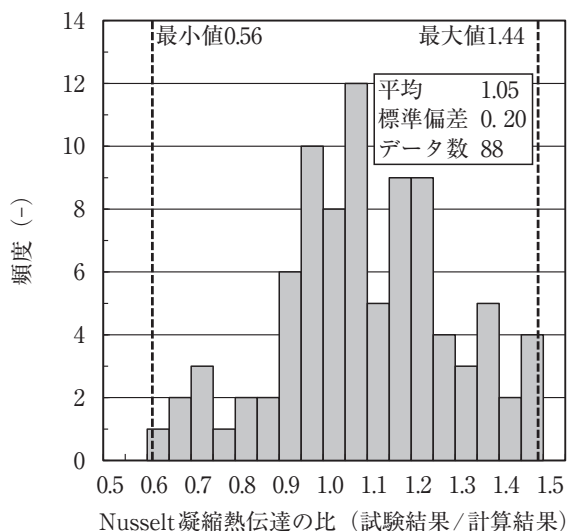


図15 Nusselt凝縮熱伝達の不確かさ定量化結果

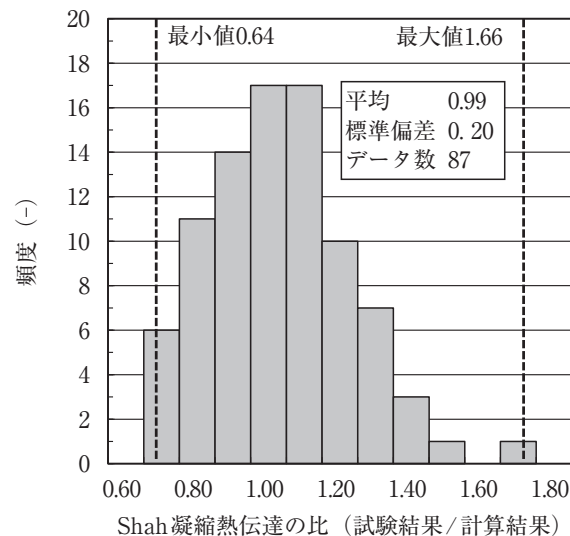


図16 Shah凝縮熱伝達の不確かさ定量化結果

て図15, 図16に示す. 図より, バラツキは大きいものの正規分布に近い形状である. 図15を伝熱管でのNusselt凝縮熱伝達, 図16を伝熱管でのShah凝縮熱伝達モデルの不確かさの定量化結果とし, 解析に反映する際には図15, 図16をもとにサンプリングした係数をRELAP5コードの計算結果に乗じる. 図15, 図16の最小値側は凝縮熱伝達を小さく評価する側, 最大値側は大きく評価する側である. 伝熱管の凝縮熱伝達係数を増加させると凝縮量が増加し, CCFLが生じている場合は伝熱管上昇側の蓄水が増加する. これにより原子炉容器保有水量が減少し, これはPCTを上昇させる方向に働く. さらに, 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促進され, これもPCTを上昇させる方向に働く. 一方でCCFLが生じていない場合は, 伝熱管での凝縮量が増加すると炉心への凝縮水の還流(リラックス流)が増加し, これはPCTを低下させる方向に働く. すなわち, PCTの観点で図15, 図16の最小値側, 最大値側のどちらが保守的かは一概には言えない.

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事象であり, 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. 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, 本アクシデントマネジメント策の信頼性向上を図っ

ている. 本事象を対象にしたPIRTの作成は実施済みであり, 24個の重要現象を抽出している.

抽出した重要現象のうち, 評価パラメータであるPCTへの影響が大きく, かつ試験解析を用いずに解析モデルの不確かさを定量化できる現象として, 被覆管酸化, 崩壊熱, 被覆管変形および伝熱管凝縮(Nusselt凝縮, Shah凝縮)がある. 本研究ではこれらの重要現象について, RELAP5/MOD3.2コード組込みモデルの相関式の不確かさを定量化した. 定量化の結果, 各現象に係るモデルの不確かさを表す度数分布を得るとともに, モデルの精度に関する知見が得られた. 得られた各現象に係るモデルの不確かさの統計量を以下に纏める.

被覆管酸化

最小0.91, 最大1.16, 平均1.01, 標準偏差0.04

崩壊熱

最小0.981, 最大1.019, 一様分布

被覆管変形

最小0.86, 最大1.07, 平均0.97, 標準偏差0.04

伝熱管Nusselt凝縮

最小0.56, 最大1.44, 平均1.05, 標準偏差0.20

伝熱管Shah凝縮

最小0.64, 最大1.66, 平均0.99, 標準偏差0.20

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) 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)
- (9) 木下郁男, 鳥毛俊秀, 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: (6) 重要現象に係るモデルの不確かさの定量化 (炉心内相間摩擦)”, 日本原子力学会2013秋の大会, K03, (2013)
- (10) 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)
- (11) 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)
- (12) 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 (ダウンカマ相間摩擦)”, 日本原子力学会2014春の大会, L23, (2014)
- (13) “RELAP5/MOD3.3 code manual volume I : code structure, system models and solution methods”, Dec. (2001)
- (14) J. V. Cathcart et al., “Zirconium metal-water oxidation kinetics IV. Reaction rate studies”, *ORNL/NUREG-17*, Aug. (1977)
- (15) “American Nuclear Society, decay heat power in light water reactors, an American National Standard”, *ANSI/ANS-5.1-1979*
- (16) 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～破断口感度解析～”, *INSS JOURNAL*, Vol.20, pp.256-266 (2013)
- (17) D. A. Powers and R. O. Meyer, “Cladding swelling and rupture models for LOCA analysis”, *NUREG-0630*, Apr. (1980)
- (18) “RELAP5/MOD3.3 code manual volume IV : models and correlations”, Dec. (2001)
- (19) Moon-Hyun Chun et al., “An experimental investigation of reflux condensation phenomena in multiple U-tubes with and without noncondensable gas”, *IMECE2001/HTD-24160*, Nov. (2001)
- (20) M. M. Shah, “A General Correlation for Heat Transfer during Film Condensation inside Pipes”, *Int. J. Heat Mass Transfer*, Vol. 22, pp.547-556, Apr. (1979)