

## 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

The application of the statistical safety evaluation method to the loss-of-RHR event during mid-loop operation

山田 実 (Minoru Yamada)\*<sup>1</sup>      南雲 宏一 (Hiroichi Nagumo)\*<sup>2</sup>      佐々木 泰裕 (Yasuhiro Sasaki)\*<sup>1</sup>  
木下 郁男 (Ikuo Kinoshita)\*<sup>1</sup>      村瀬 道雄 (Michio Murase)\*<sup>1</sup>      南 則敏 (Noritoshi Minami)\*<sup>1</sup>  
歌野原 陽一 (Yoichi Utanohara)\*<sup>1</sup>      吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida)\*<sup>1</sup>

**要約** 熱流動解析における統計的安全評価手法については、最初に米国 NRC によって PWR (Pressurized Water Reactor) の大破断 LOCA (Loss-Of-Coolant Accident) /ECCS (Emergency Core Cooling System) 性能評価解析への適用を例示として CSAU (Code Scaling, Applicability and Uncertainty) 手法が整備された。わが国でも PWR を対象とした大破断 LOCA/ECCS 性能評価解析への適用に向けた研究や BWR (Boiling Water Reactor) を対象とした運転時の異常な過渡変化への適用に向けた研究が行われている。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得られる。ここでは PWR のプラント状態の中で比較的风险が高いと考えられている「ミッドループ運転時余熱除去系 (RHR) 機能喪失」事象を対象とした、統計的安全評価手法の適用について解説する。ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象では 1 次系圧力および原子炉水位が重要なパラメータであり、この 2 つのパラメータを評価パラメータとして重要現象ランクテーブル (PIRT) を作成し重要現象を抽出する。リフラックス冷却事象と重力注入事象に共通する重要現象として、炉心沸騰に伴う炉心および上部プレナム内の二相流体の膨張や流動の成層化 (高温側配管) などが挙げられる。リフラックス冷却事象では、冷却用 SG (Steam Generator) 内に非凝縮性ガスおよび水がどれだけ存在するかが 1 次系圧力に大きく影響するため、総合実験解析での重要な着目点になる。

**キーワード** ミッドループ運転 RHR 機能喪失 CSAU PIRT RELAP5/MOD3.2

**Abstract** As regards to the statistical safety evaluation method in thermal-hydraulic analysis, the CSAU (Code Scaling, Applicability and Uncertainty) method was developed by U.S.NRC for the first time as an example of an application to the large break LOCA/ECCS analysis for PWR. Studies are being performed in Japan also for its applications to the large break LOCA/ECCS analysis for PWR and to the off-normal transient analysis for BWR. By applying this statistical evaluation method, the uncertainties of evaluation results can be estimated quantitatively, and as a consequence, excessive conservatism could be removed reasonably to obtain evaluation results with enhanced reliability. In the present paper, an explanation of the statistical method will be presented using an example of its application to a loss-of-RHR event during a mid-loop operation which is a relatively high risk event among PWR plant operational states. Since the RCS pressure and the reactor water level are thought to be important parameters in this event, the PIRT (Phenomena Identification and Ranking table) is developed to identify important phenomena using these two as evaluation parameters. The two-phase fluid expansion in the core and the upper plenum due to boiling and the flow stratification in the hot leg are identified as important phenomena common to reflux cooling and gravity injection events. Since in the reflux cooling event, the RCS pressure is largely affected by the amounts of non-condensable gas and water existing in the SG to use for cooling, those are considered as important viewpoints in the integral test analysis of the event.

**Keywords** Mid-loop operation, Loss-of-RHR, CSAU, 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 元(株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現在 MHI 原子力エンジニアリング(株)

## 1. はじめに

熱流動解析における統計的安全評価手法については、最初に米国 NRC によって PWR (Pressurized Water Reactor) の大破断 LOCA (Loss-Of-Coolant Accident) /ECCS (Emergency Core Cooling System) 性能評価解析への適用を例示として CSAU (Code Scaling, Applicability and Uncertainty) 手法<sup>(1)</sup>が整備された。わが国でも PWR を対象とした大破断 LOCA/ECCS 性能評価解析への適用に向けた研究や BWR (Boiling Water Reactor) を対象とした運転時の異常な過渡変化への適用に向けた研究が行われている。

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。

ここでは PWR のプラント状態の中で比較的风险が高いと考えられている「ミッドループ運転時余熱除去系 (RHR : Residual Heat Removal) 機能喪失」事象を対象とした、統計的安全評価手法の適用について解説する。

## 2. 統計的安全評価手法の概要

統計的安全評価手法の概念を図 1 に示す。入力条件、解析モデルの不確かさの確率密度分布をサンプリングしてデータセットを作成し、最適評価コードにより解析する。多数のデータセットに対して解析し、評価パラメータの解析結果の確率分布を求め、95%累積確率レベルの結果を採用する。統計的安全評価手法の全体の流れ<sup>(2)</sup>は図 2 に示すとおり、全体で 3 エレメント、14 ステップからなる。

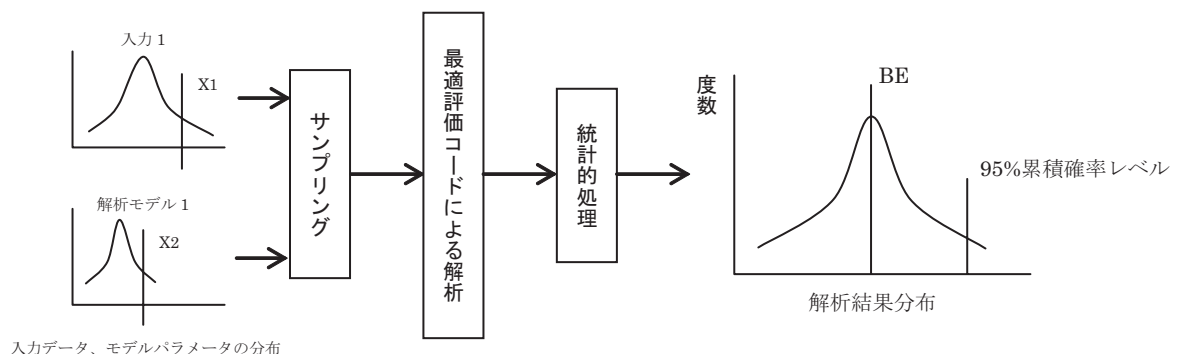


図 1 統計的安全評価手法の概念

## 3. 統計的安全評価手法の手順

「ミッドループ運転時 RHR 機能喪失」事象を対象として実施する 14 ステップの手順について以下に示す。この 14 ステップは日本原子力学会標準<sup>(2)</sup>に沿ったものである。

### 3.1 ステップ 1 (解析事象の選定)

どのような事象、シナリオに適用するかを決定する必要がある。ここではミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象のリフラックス冷却と重力注入のシナリオに適用した例について説明する。それぞれの事象進展シナリオは以下のとおりである。

#### 3.1.1 リフラックス冷却

リフラックス冷却シナリオの炉心沸騰後のプラント状態を図 3 に示す。RHR 機能喪失後、炉心冷却材温度は上昇し、ついには沸騰する。炉心で発生した蒸気は原子炉容器内の二相水位を押し上げ、1 次系圧力は徐々に上昇する。蒸気は 1 次系内の非凝縮性ガス領域に移動し、非凝縮性ガスを伴って冷却用 SG (Steam Generator) へと流入する。原子炉容器内および高温側配管内の水の一部もまた蒸気流によって冷却用 SG へと押し出される。冷却用 SG 内の蒸気は非凝縮性ガスを圧縮し、SG 伝熱管との接触によって凝縮する。凝縮水は高温側配管を通過して原子炉容器へと戻っていく。凝縮水のうち一部は SG 伝熱管または SG 入口プレナムに残る。高温側配管、SG 入口ノズルおよび SG 伝熱管で対向流が生じる。冷却用 SG 内の非凝縮性ガスの蓄積量は蒸気流が継続する間緩やかに増加していく。冷却用 SG 内

の非凝縮性ガスおよび水の蓄積はSGでの伝熱を悪化させ、1次系圧力が上昇する。1次系圧力は、冷却用SGの伝熱管における非凝縮性ガスおよび水の蓄積量に依存する。

### 3.1.2 重力注入

重力注入シナリオの炉心沸騰後のプラント状態を

図4に示す。炉心で発生した蒸気は、二相膨張によって原子炉水位を上昇させ、加圧器頂部の開口部から流出していく。原子炉容器および高温側配管内の水も蒸気とともに加圧器へと流入していく。加圧器内の蒸気流速は比較的遅いため、加圧器に流入した二相流は水と蒸気に分離し、水は加圧器内に蓄水する。開口部からの蒸気の流出によって1次系保有水量は減少していき、緩手手段が講じられなければ

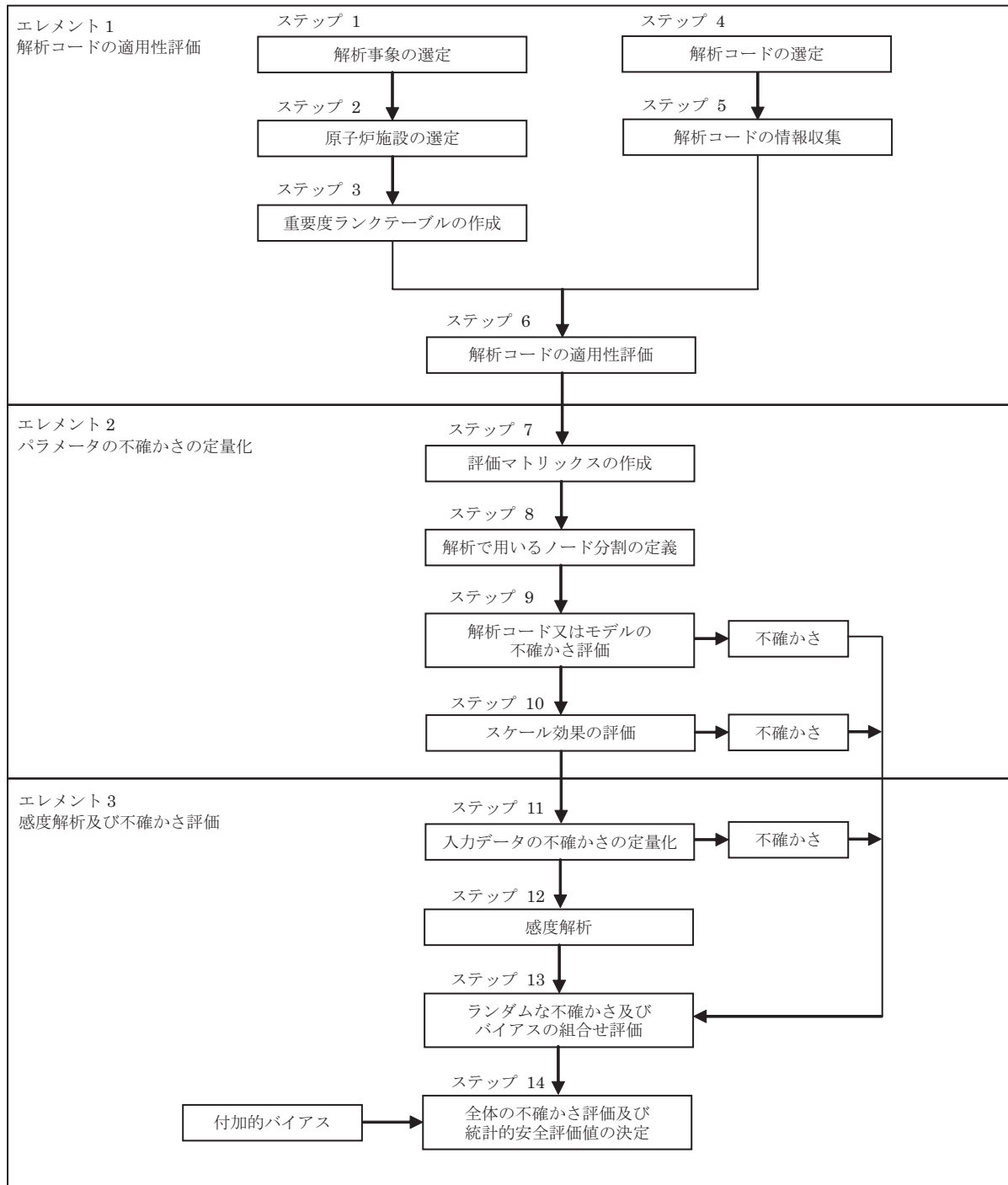


図2 統計的安全評価手法の全体の流れ<sup>(2)</sup>

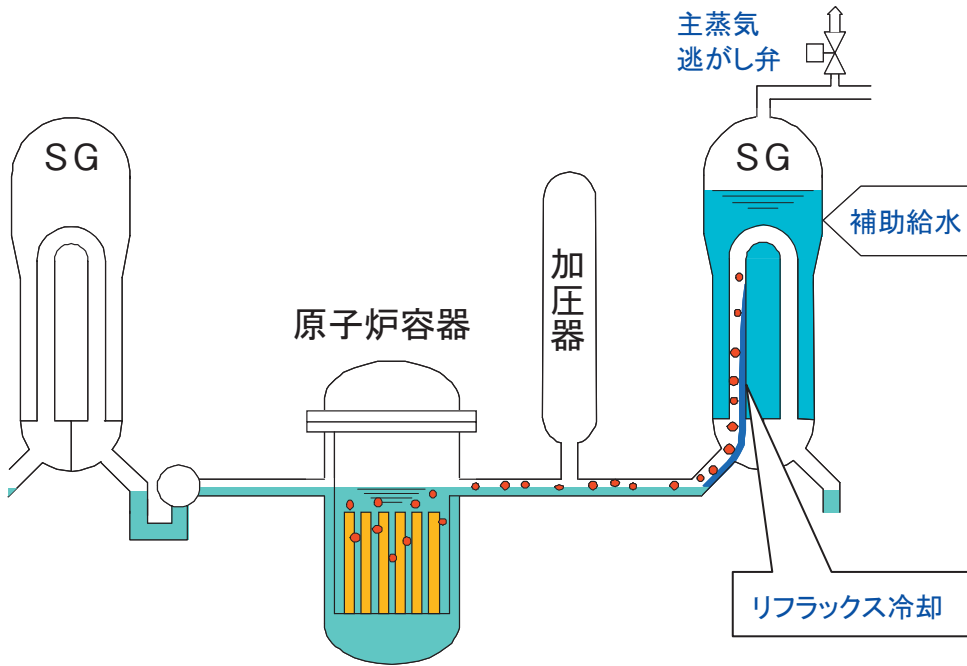


図3 リフラックス冷却時のプラント状態

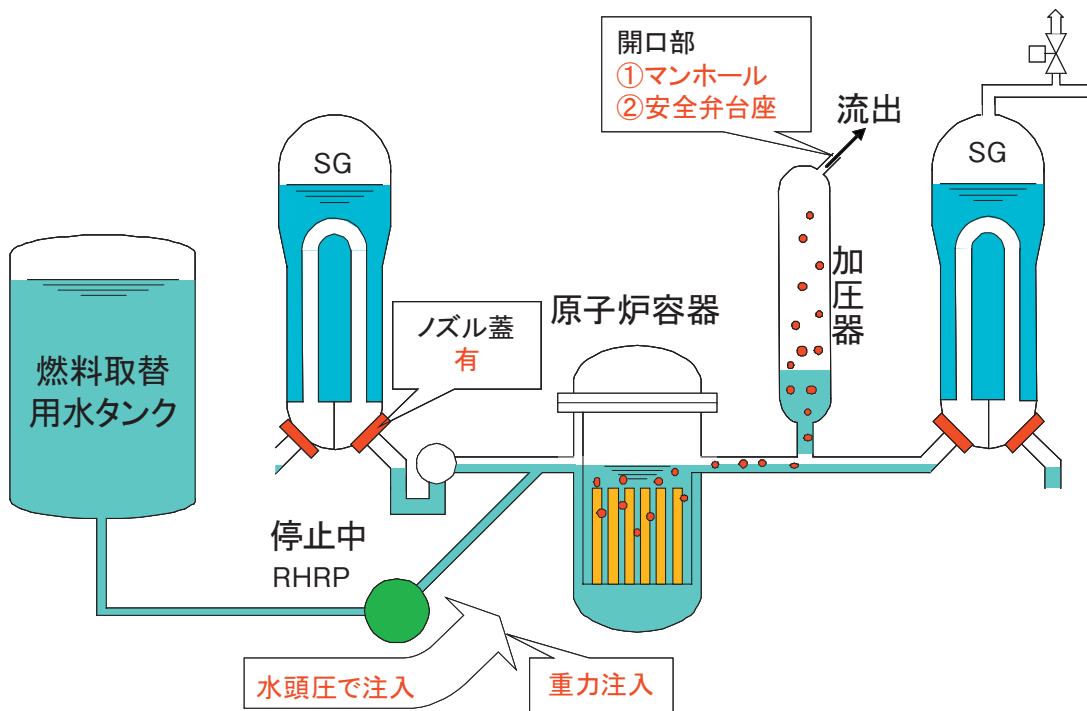


図4 重力注入時のプラント状態

炉心露出に至る。炉心露出を防ぐために、運転員が RWST (Refueling Water Storage Tank) からの重力注入を行う。重力注入の駆動力は小さいため、重力注入流量は1次系圧力に大きく依存する。加圧器内の蓄水、加圧器安全弁配管および加圧器サージ管での圧損は1次系圧力を上昇させ、重力注入流量に影響する。

### 3.2 ステップ2 (原子炉施設の選定)

評価対象となるプラントを選定する。

ここでは、関西電力(株)が所有する PWR プラントを対象とする。

### 3.3 ステップ3 (重要度ランクテーブル (PIRT) の作成)

適用シナリオ、適用プラントに基づいて出現する熱水力現象を抽出整理し、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し、PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) を作成する。PIRT を作成する目的は、重要現象を抽出することである。そして PIRT で抽出した重要現象に係わる解析モデルの不確かさを定量化して、統計解析により評価パラメータの分布を求める。

PIRT は、大破断 LOCA/ECCS 性能評価解析を対象として作成された例が米国 NRC より報告<sup>(3)</sup>され

ているが、それ以外の適用例は少ない。ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象の PIRT 作成に当たっても、その考え方が参考になる。

現象は、事象進展をフェーズ分けし、1次系各部位毎に流動と熱伝達に分けて抽出する。リフラックス冷却のフェーズ分けを表1に、重力注入のフェーズ分けを表2に示す。また、現象の抽出に当たってはこれまで実施された ROSA-IV/LSTF (日本)<sup>(4)</sup>、BETHSY (フランス)<sup>(5)</sup>、IIST (台湾)<sup>(6)</sup> 及び PKL (ドイツ)<sup>(7)</sup> のミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象に係わる実験、NRC のミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象の検討報告書<sup>(8)</sup>、INSS (Institute of Nuclear Safety System, Incorporated) で実施した実機解析結果などが参照できる。

なお、ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象における評価パラメータは、原子炉水位と1次系圧力である。原子炉水位は、炉心が露出すると燃料棒が過熱してしまうことから重要なパラメータである。1次系圧力は、リフラックス冷却では1次系圧力が加圧器逃がし弁設定圧まで上昇すると1次系から冷却材が流出してしまい、いずれ炉心が露出してしまうこと、また重力注入では1次系圧力を SG 出入口に設置しているノズル蓋の耐圧値以下に抑える必要があることから重要である。

現象のランクは重要度の大きいものから順に H, M, L の3段階に分け、解析での取り扱いもランクに応じて分ける。ランクの基準を表3に示す。

表1 リフラックス冷却の事象進展フェーズ

フェーズ	説明
炉心沸騰前	RHR 機能喪失しても炉心は未飽和状態で、加熱されているが蒸気は発生していない。
SG 冷却開始前	炉心が沸騰し、発生した蒸気は1次系各部に流入するが、未だ、SG での蒸気凝縮が十分発達していない。
SG 冷却開始後	冷却 SG に蒸気が定常的に流入し、凝縮され、凝縮水は原子炉容器に戻る。非凝縮性ガスが蒸気によって運ばれ、SG に蓄積する。1次系圧力は熱伝達の悪化、2次側圧力上昇により上昇する。

表2 重力注入の事象進展フェーズ

フェーズ	説明
炉心沸騰前	RHR 機能喪失しても炉心は未飽和状態で、加熱されているが蒸気は発生していない。
重力注入前	炉心が沸騰し、発生した蒸気により液相が加圧器に運ばれ、蒸気は加圧器開口部から流出し、液相は加圧器に蓄水する。原子炉容器内の水位は低下する。加圧器水位が開口部近傍まで上昇すると液相も流出する。加圧器内蓄水及び開口部での圧力損失により1次系圧力が上昇する。
重力注入開始後	運転員操作により RWST から重力を駆動力とした注入を開始し、原子炉容器保有水量を回復する。注入に伴い RWST 水位が低下すると注入流量も変化する。保有水量回復に伴い加圧器開口から液相が流出すると1次系圧力が上昇し、重力注入は一時的に停止する。重力注入と1次系の相互作用により1次系圧力は変動する。

表3 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4 PIRTで抽出した代表的な重要現象<sup>(9)</sup>

事象	重要現象	説明
リフラックス冷却	非凝縮性ガス存在下でのSG凝縮熱伝達	リフラックス冷却においては、SG伝熱管1次側の熱伝達様式は非凝縮性ガス存在下での凝縮熱伝達である。SG熱伝達は1次系圧力に直接影響する。
	SG入口プレナム接続部傾斜配管での流動様式およびCCFL	SG伝熱管での蓄水に影響し、SG熱伝達を通して1次系圧力に影響する。
	蒸気と非凝縮性ガスの置換による非凝縮性ガスの流出（加圧器）	ミッドループ運転時RHR機能喪失事象は比較的緩やかな過渡変化であり、密度差による蒸気と非凝縮性ガスの置換が起こりえる。加圧器から流出した非凝縮性ガスは蒸気によって冷却SGに運ばれ蓄積すると考えられる。SG熱伝達に影響し、1次系圧力に影響する。
重力注入	高温側配管から加圧器サージ管へのエントレインメント	加圧器内の蓄水に影響する。蓄水の水頭によって1次系圧力に影響する。
	流入液相の蓄積および水位上昇（加圧器）	加圧器内の蓄水は水頭によって1次系圧力に影響する。加圧器サージ管からの流入蒸気によって二相水位が上昇していくと加圧器開口部からの流出が二相になり、加圧器安全弁配管での圧損を通して1次系圧力に影響する。
	二相流出に伴う圧力損失の増大（加圧器安全弁配管）	加圧器開口部からの流出が二相になると、加圧器安全弁配管での圧損が増大し、1次系圧力を上昇させる。
共通	炉心沸騰に伴う炉心および上部プレナム内の二相流体の膨張	炉心、上部プレナムの水が高温側配管へと流出し、原子炉容器保有水量に直接影響する。リフラックス冷却ではSGへ流入する水量にも影響し、SG熱伝達に影響する。重力注入では加圧器サージ管を通して加圧器へ流入する水量に影響し、加圧器での蓄水に影響する。
	流動の成層化（高温側配管）	水平層状流の気液相間摩擦はスラグ流より小さい。そのためリフラックス冷却においては高温側配管からSGに運ばれる水量に、重力注入においては高温側配管から加圧器サージ管を通して加圧器に運ばれる水量に影響する。

ミッドループ運転時RHR機能喪失事象を対象に上記の考え方で作成したPIRT<sup>(9)</sup>では、炉心、上部プレナム、高温側配管、SG、加圧器での現象が重要現象として抽出されている。代表的な重要現象<sup>(9)</sup>を表4に示す。

PIRTで抽出した重要現象のうち評価にあたって情報、知見が不足している点に関しては、実験や解析を実施して確認する。ミッドループ運転時RHR機能喪失事象についての実施例を以下に示す。

- ① SGリフラックス凝縮熱伝達実験<sup>(10)</sup>

非凝縮性ガスが存在する状態での SG リフラックス凝縮伝熱を評価するため、圧力 0.1~0.4MPa で内径 19.3mm の鉛直管内における気液対向流条件での蒸気・空気混合気体のリフラックス凝縮伝熱実験を実施した。特に低熱流束の測定が困難で従来測定例がない低熱伝達率の範囲を含めた、主に層流条件における凝縮熱伝達率について検討を行い、凝縮熱伝達率の実験式を導出した。

#### ② 高温側配管気液対向流実験<sup>(11)</sup>

従来の流動様式の観察は、水平管または気液並向流に限られており、高温側配管内の傾斜管およびエルボ部での気液対向流における詳細な流動様式の観察は報告されていない。ここでは、高温側配管を 1/15 スケールの円管（内径 50mm）で模擬した空気・水対向流実験を行い流動様式と CCFL（Counter Current Flow Limitation）特性を測定した。

#### ③ 燃料バンドル空気・水実験<sup>(12)</sup>

停滞水状態における燃料バンドルでのボイド率特性を取得するために、4×4 燃料バンドルでの空気・水実験を行った。ハイスピードカメラを用いて流動様式を観察し、4×4 燃料バンドルの圧力降下の計測結果からボイド率を算出してデータベースを取得するとともに、ボイド率の相関式を算出した。

#### ④ 加圧器内の蒸気・空気挙動の数値解析<sup>(13)</sup>

リフラックス冷却時において加圧器内の空気が高温側配管に流出し SG 伝熱管へと移動するかどうかはよく分かっていない。そこで、FLUENT6.3.26 を用いて ROSA-IV/LSTF の加圧器を対象とした加圧器内の蒸気・空気挙動の数値解析を行った。解析では、加圧器内の空気が高温側配管に流出する可能性は低いという結果が得られている。

PIRT は工学的判断に基づいて作成されるものであることから第三者的立場の専門家によるレビューを受け、信頼性の向上を図る必要がある。

また、総合実験解析（ステップ 9）、実機プラント解析（ステップ 12）において、PIRT で抽出した重要現象に係わる解析モデルの不確かさの影響を感度解析で確認し、作成した PIRT の妥当性を確認する。その結果によっては PIRT の見直しを行う。

### 3.4 ステップ 4（解析コードの選定）

解析に適用するコードを選定する。

ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象では非凝縮性ガスを扱う必要があること、及びこれまでプラント解析で使用してきた経験から最適評価コードとして RELAP5/MOD3.2<sup>(14)</sup>を選定する。

### 3.5 ステップ 5（解析コードの情報収集）

ステップ 3 で抽出した現象への選定コードの適用性を判断するために必要なユーザーガイド、検証結果説明書、モデル説明書等のコード説明文書を準備する。

ここでは、既存の RELAP5/MOD3.2 の各種マニュアルが使用できる。

### 3.6 ステップ 6（解析コードの適用性評価）

コード説明文書を参照して、基本定式の適用性、抽出された重要現象へのコードの対応を検討し、モデルの妥当性を評価し、コードの適用性を決定する。また、適用上の注意事項等を整理する。適用対象としているミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象には以下の特徴がある。

- ・初期状態が大気圧であり、低圧事象である。また、崩壊熱が減衰している低出力状態である。
- ・非凝縮性ガスが初期から大量に 1 次系に存在し、非凝縮性ガスの挙動が重要となる。リフラックス冷却事象では特に重要になる。

これに対し、RELAP5/MOD3.2 は、基本的に高圧、比較的高出力事象への適用を念頭においた解析コードである。また、非凝縮性ガスは取り扱えるが、気相は蒸気と非凝縮性ガスの完全混合を仮定している。

これらの RELAP5/MOD3.2 の扱いを念頭において、RELAP5/MOD3.2 の各種マニュアルおよび収集した引用文献を参照して適用性を検討した結果、非凝縮性ガスを扱えること、水・蒸気の熱非平衡を扱えること、二相流の各種流動様式に対応していること、ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象解析に適用した例<sup>(15)</sup>があることから適用可能であると判断できる。

### 3.7 ステップ7(評価マトリックスの作成)

PIRTで抽出した重要現象を念頭において、適用シナリオの模擬性能を定量的に確認するための評価マトリックスを作成する。重要現象の模擬性能を確認するための個別効果実験、シナリオ全体の模擬性能を確認するための総合効果実験を取り入れた評価マトリックスを作成する。

ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象を対象に作成した評価マトリックス<sup>(9)</sup>では、個別効果実験として THETIS (The Thermal Hydraulic Emergency Cooling Test Installation) 加熱管群実験<sup>(16)</sup>、Wallis-Dobson 実験<sup>(17)</sup>などが、総合効果実験として ROSA-IV/LSTF1 次系開口無し実験<sup>(4)</sup>、BETH-SY6.9a 実験<sup>(5)</sup>などが検証実験として挙げられている。

### 3.8 ステップ8 (解析で用いるノード分割の定義)

適用シナリオを適切に模擬するための実機解析用のノード分割を検討する。ノード分割の検討に当たっては、ステップ9で行う実験検証解析結果もフィードバックし、実験解析の模擬性能も考慮して決定する。実験解析のノード分割とプラント解析のノード分割は、各領域のノードの切り方およびノード数を基本的に同一とする。

### 3.9 ステップ9 (解析コード又は計算モデルの不確かさ評価)

ステップ7で作成した評価マトリックスに基づいて検証解析を行う。個別効果実験を用いた検証解析では対象としている現象モデルの精度を確認し、不確かさを定量化する。総合効果実験を用いた検証解析では、シナリオ全体の模擬性能を確認し、評価パラメータの精度を定量化する。異なるスケールの実験解析はスケールアップした場合のコードの模擬性能、精度の評価に利用できる。

ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象を対象に作成した評価マトリックスで挙げられた検証解析のうち代表的なものを以下に示す。

#### 3.9.1 加熱管群流路実験解析

これは、ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象における重要現象のひとつに関係する管群における気泡流、スラグ流の相間摩擦モデルの検証解析である。

検証解析で用いる加熱管群流路実験<sup>(16)</sup>は、英国 Winfrith の THETIS 装置で行われた実験である。実験装置のテスト部は、57本の加熱棒と4本の非加熱棒からなり内径130.6mmの円管に納められている。加熱長は、3.6mでPWR炉心とほぼ同じであるが、模擬燃料棒外径は12.2mmであり、PWR燃料棒より少し太い。模擬燃料棒の軸方向出力分布はチョップトコサイン型の分布である。半径方向分布は平坦である。実験では、テスト部に水を張って、一定圧力の下で加熱し、コラプス水位一定条件で出力を変化させ、二相水位を計測している。

実験は圧力0.2MPa、0.5MPa、1MPa、2MPa及び4MPa、出力は0~150kWの範囲で行われている。ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象での状態に対応する低圧、低出力の実験もある。

実験解析を行う実験の選定に当たっては、実機のミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象での条件を参照して、この範囲をカバーするようにする。ボイド率は蒸気流速によって決まるため、出力については実機と実験で炉心単位流路面積あたりの蒸気発生量が同じになるように単位面積当たりの出力を確認する。

管群における気泡流、スラグ流の相間摩擦モデルの精度は実験データと解析結果の二相水位を比較することにより確認できる。

また、統計的安全評価において相間摩擦の不確かさを解析で扱うためには、相間摩擦の不確かさを定量化し、相間摩擦係数に対する乗数(相間摩擦乗数)の分布として求める必要がある。相間摩擦乗数は RELAP5/MOD3.2 の相間摩擦係数に乗数を掛けるようにコードを修正し、各実験について実験データの二相水位と解析結果の二相水位が一致するように乗数を調整して求められる。

#### 3.9.2 ROSA-IV/LSTF リフラックス冷却事象実験解析

ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象の総合実験の結果を利用して RELAP5/MOD3.2 のシステム



全体の模擬性能を検証するものである。

ここでは、ROSA-IV/LSTF 実験装置によるリフラックス冷却事象を模擬した実験<sup>(4)</sup><sup>(18)</sup>を検証対象としている。実験の概要を以下に示す。

ROSA-IV/LSTF 実験装置は実機 4 ループプラントを同一高さ、体積 1/48 で模擬した大規模実験装置である。原子炉容器、1 次系ループ配管、SG、RCP (Reactor Coolant Pump)、加圧器、RHR 系統を含む ECCS 系統等 PWR の主要な設備が模擬されている。4 ループ PWR を模擬しているが、1 次系ループは 2 ループであり、SG、RCP も二つである。加圧器は A ループ高温側配管に接続されている。

表 5 に ROSA-IV/LSTF リフラックス冷却事象実験条件<sup>(4)</sup>を示す。本実験では加圧器が接続されたループと反対側のループである SG-B に水を張り、冷却している。SG-A は空である。SG 一基での冷却であるが、ROSA-IV/LSTF は SG 一基が PWR の二基分相当の除熱容量を有しており、SG 二基での冷却に対応する。SG-B2 次側は 0.2MPa まで圧力が上昇すると圧力制御が行われ、ほぼ一定に維持される。炉心出力は定格の 0.6% 相当であり、PWR で想定している 0.41% より高い。

実験では、炉心沸騰後、1 次系圧力は上昇していくが、2 次側に水がある SG-B の伝熱管に蒸気が到達し凝縮が始まると、圧力上昇が緩やかになる。その後、SG2 次側で沸騰が始まると 1 次系圧力はいったん一定になるが、2 次側圧力の上昇に伴い再び上昇していく。SG2 次側圧力が 0.2MPa になったところで SG2 次側圧力を一定に制御すると、1 次系圧力は約 0.4MPa に落ち着く。

検証解析では、評価パラメータである 1 次系圧力に主に着目しつつ、システム全体の模擬性能を確認

する。リフラックス冷却事象の特徴として、冷却用 SG 内の非凝縮性ガスおよび水の蓄積が SG での伝熱を悪化させ、1 次系圧力が上昇する。また、冷却用 SG 内の蒸気は非凝縮性ガスを圧縮して伝熱領域を確保するため、非凝縮性ガスの存在量が多いと 1 次系圧力がより高くなる。そのため、冷却用 SG 内に非凝縮性ガスおよび水がどれだけ存在するかが重要になる。

### 3.9.3 BETHSY 重力注入事象実験解析

ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象の総合実験の結果を利用して RELAP5/MOD3.2 のシステム全体の模擬性能を検証するものである。

ここでは、BETHSY 実験装置による重力注入事象を模擬した実験 test6.9a<sup>(5)</sup>を検証対象としている。実験の概要を以下に示す。

BETHSY 実験装置は 900MWe 級の実機 3 ループプラントを同一高さ、体積 1/100 で模擬した実験装置である。1 次系ループは独立な 3 ループが設けられ、SG も RCP も 3 基ずつ設けられている。RHR 系統は設けられていない。

表 6 に BETHSY test6.9a の実験条件<sup>(5)</sup>を示す。本実験では初期状態において 1 次系は飽和状態であり、非凝縮性ガスは存在しない。SG2 次側は 3 基ともに空である。過渡開始とともに加圧器頂部にある加圧器マンウエイを開き、また炉心出力を 140kW (定格の 0.5%) まで急激に上昇させる。燃料棒を模擬しているヒーターロッド表面温度が 523K に達し、かつ低温側配管圧力が 0.15MPa 以下であれば重力注入による注入が可能である。

実験では、炉心出力上昇後、1 次系の二相水位が

表 5 ROSA-IV/LSTF リフラックス冷却事象実験条件<sup>(4)</sup>

項目	1 次系	2 次系
1. 初期条件		
圧力	大気圧	大気圧
温度	高温側配管：323.5K (50.3℃) 低温側配管：305.1K (32.0℃)	SG-A/B：282.7K (9.5℃)
水位	高温側配管中心	SG-A：空 SG-B：通常水位 (約 10m)
2. 境界条件		
炉心出力	0.6% (430kW)	
圧力制御		SG-B が 0.2MPa になったら 0.2MPa に制御
バルブ	すべて閉止	圧力制御以外のバルブは閉止

上昇し加圧器にも水が流入、蓄水し1次系圧力も上昇する。加圧器マンウェイからは蒸気が流出していくが、一時的に水も流出していく。加圧器マンウェイからの流出により1次系保有水量が減少し、炉心が露出し始めると、炉心での蒸気発生量が減少するために1次系圧力が減少していく。炉心露出によってヒーターロード温度が上昇していき523Kに達すると重力注入が始まる。

検証解析では、評価パラメータである1次系圧力に主に着目しつつ、システム全体の模擬性能を確認する。また、重力注入事象は特に低圧で推移する事象であることに注意する必要がある。この解析およびINSSで実施した実機解析（重力注入事象）では質量保存の誤差である質量エラーが大きく、この原因はコード内で特定の条件において僅かながらも液相体積を無視する処理がボイド率に対して行われていることであった。低圧であるほど気液の密度差が大きく液相体積を無視する影響が大きいため、液相体積を無視する量を少なくするコード修正を行い、質量エラーを低減する必要がある。

### 3.10 ステップ10（スケール効果の評価）

小規模実験で検証した結果のプラントスケールへの適用性を評価する。異なるスケールの実験解析があれば、その結果を検討しスケールアップの影響を評価する。検証に用いた実験装置の流路形状、熱水力条件を無次元数で整理し、ミッドループ運転時RHR機能喪失事象の実機プラント条件と比較することにより、歪み（スケールが違うことによって流動の様相等が相似でなくなること）の影響する現象を

特定し、それに伴う不確かさについて検討する。

重要現象に係わるモデル、相関式のベースも調査し、実機プラント条件と比較し、実機スケールへの適用の影響を検討する。

### 3.11 ステップ11（入力データの不確かさの定量化）

プラント解析結果の不確かさには、プラント運転状態の不確かさも影響する。プラント解析において不確かさを考慮すべきプラント初期状態パラメータを選定し、これらの不確かさのバイアス及びバラツキの分布を決定する。ミッドループ運転時RHR機能喪失事象への適用では原子炉水位、冷却材温度のバラツキを実機運転データに基づいて確認し、バラツキが大きければ分布を決定し、実機プラント評価に反映する。

### 3.12 ステップ12（感度解析）

プラント評価で考慮する不確かさパラメータの評価パラメータへの影響を定量的に評価するため不確かさパラメータを変動範囲内で振らせた感度解析を行う。ミッドループ運転時RHR機能喪失事象への適用では、1次系圧力、原子炉水位への影響を定量的に把握する。

プラント初期状態及びモデルの不確かさから解析結果の確率分布を求めるには、非常に多数の解析が必要になる。これらの解析を最適評価コードにより直接行うのは計算時間の観点からも、経済的にも実用的でない。そこで、CSAU手法では、不確かさを

表6 BETHSY test6.9a 実験条件<sup>(5)</sup>

項目	1次系	2次系
1. 初期条件		
圧力	大気圧	大気圧
温度	373K	-
水位	高温側配管中心	3SGとも空
非凝縮性ガス	無し	有り
加圧器マンウェイ	閉	-
炉心出力	0kW	-
2. 境界条件		
炉心出力	0.5% (140kW)	-
加圧器マンウェイ	開	-
加圧器接続ループ	ループ1	-
重力注入位置	ループ1低温側配管	-
重力注入水温	313K	-

考慮するパラメータの変動範囲で単一あるいは複数パラメータを振らせた感度解析を行い、この結果を用いて不確かさパラメータを独立変数とした解析結果の近似関数（応答曲面関数<sup>(1)</sup>）を作成する。実際の統計解析では不確かさパラメータのサンプリングをモンテカルロ法で行い、パラメータセットを応答曲面関数に入力し、解析結果の確率分布を求める。

しかし、ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象への適用では、3.13 節で述べるとおり統計解析に回答曲面関数を用いず、順序統計法<sup>(19)</sup>を使用するので、ここでの感度解析は、不確かさパラメータの変動の影響を定量的に確認する位置づけに留まる。

### 3.13 ステップ 13（ランダムな不確かさ及びバイアスの組合せ評価）

入力データおよび解析モデルに対する不確かさの組み合わせが安全評価パラメータに及ぼす影響を統計的に評価するため、不確かさが定量化された入力データおよび解析モデルを、ステップ 9 から 11 で設定した確率密度分布に基づいて変化させた実機統計解析を実施する。この統計解析の結果から、評価パラメータの確率分布を求める。

ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象への適用では、1 次系圧力の最大値、原子炉水位の最小値の確率分布を求める。

CSAU 手法では本ステップにおいてステップ 9 からステップ 11 で定量化された、解析モデルの不確かさとプラント初期状態の不確かさをサンプリングして応答曲面関数に入力し、解析結果の統計分布を求める。応答曲面関数を用いる場合は、応答曲面関数の精度も確認しておく必要がある。ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象への適用における統計解析は、応答曲面関数を用いず、直接最適評価コードによる解析を合理的な解析数だけ行い、95%累積確率レベルの評価結果を得る順序統計法を適用する。この手法では、Wilks の公式<sup>(19)</sup>に基づいて、解析結果の信頼度と累積確率レベルに応じて必要な解析数が決まる。一つの解析パラメータの 95%信頼度の 95%確率レベルの解析結果を得るには 59 ケースの解析が必要となる。同時に二つの解析パラメータの 95%信頼度の 95%確率レベルの解析結果を得るには更に解析数が増加する。

### 3.14 ステップ 14（全体の不確かさ評価及び統計的安全評価値の決定）

実験データの不足等によりバイアス及び分布を定義できないパラメータで結果の不確かさに寄与するものは、安全側に設定したバイアスを用いた保守的感度解析を行い、その結果を総合的な不確かさに加える。

RELAP5/MOD3.2 では、非凝縮性ガスの挙動を蒸気と完全混合して 1 次元流動で扱っている。この扱いの結果への影響を総合実験解析結果に基づいて検討し、場合によってはモデルの限界の影響として付加的なマージンを考慮することが必要になるかもしれない。

## 4. まとめ

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。ここでは「ミッドループ運転時 RHR 機能喪失」事象を対象とした、統計的安全評価手法の適用について解説した。

ミッドループ運転時 RHR 機能喪失事象では 1 次系圧力および原子炉水位が重要なパラメータであり、この 2 つのパラメータを評価パラメータとして PIRT を作成し重要現象を抽出する。リフラックス冷却事象と重力注入事象に共通する重要現象として、炉心沸騰に伴う炉心、上部プレナム二相流膨張や流動の成層化（高温側配管）などが挙げられる。

リフラックス冷却事象では、冷却用 SG 内に非凝縮性ガスおよび水がどれだけ存在するかが 1 次系圧力に大きく影響するため、総合実験解析での重要な着目点になる。

## 文献

- (1) B. Boyack et al., "Quantifying Reactor Safety Margins, Application of Code Scaling, Applicability, and Uncertainty Evaluation Methodology to a Large-break, Loss-of-coolant Accident", NUREG/CR-5249, Dec. (1989)
- (2) 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)
- (3) R. A. Shaw et al., "Development of a

- Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) for Thermal Hydraulic Phenomena during a PWR Large-break LOCA” , NUREG/CR-5074, Nov. (1988)
- (4) H. Nakamura et al. , “Loss of Residual Heat Removal (RHR) Event during PWR Mid-loop Operation: ROSA-IV/LSTF Experiment without Opening on Primary Loop Pressure Boundary” , FED-Vol.140, Power Plant Transients, pp.9-16, ASME (1992)
- (5) D. Dumont et al. , “Loss of Residual Heat Removal during Mid-loop Operation: BETHSY Experiments” , Nuclear Engineering and Design, Vol.149, pp.365-374, (1994)
- (6) C. H. Lee et al. , “Investigation of Mid-loop Operation with Loss of RHR at INER Integral System Test (IIST) Facility” , Nuclear Engineering and Design, Vol.163, pp.349-358, (1996)
- (7) R. M. Mandl et al. , “Failure of PWR-RHRs under Cold Shutdown Conditions Experimental Results from the PKL Test Facility” , Proceedings of the 18th Water Reactor Safety Research Information Meeting, Rockville, Maryland, USA, October 22-24. (1990)
- (8) S. A. Naff et al. , “Thermal-Hydraulic Processes during Reduced Inventory Operation with Loss of Residual Heat Removal” , NUREG/CR-5855, (1992)
- (9) H. Nagumo et al. , “Development of PIRT and Verification of RELAP5 Void Model for Application to the Loss-of-RHR Event during Mid-loop Operation” , Proceedings of the 16th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE16) , ICONE16-48064, Orlando, Florida, USA, May 11-15. (2008)
- (10) 長江尚史他 , “気液対向流条件での蒸気・空気混合気体のリフラックス凝縮伝熱” , INSS JOURNAL, Vol.12, p.291, (2005)
- (11) M. Murase et al. , “Evaluation of Thermal-Hydraulic Behaviors in Loss-of-RHR Event during Mid-loop Operation” , Proceedings of the 2009 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '09) , Paper 9193, Tokyo, Japan, May 10-14. (2009)
- (12) A. Kamei et al. , “Void Fraction in a Four by Four Rod Bundle under a Stagnant Condition” , Proceedings of the 7th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-7) , Paper 155, Seoul, Korea, October 5-9. (2008)
- (13) Y. Utanohara and M. Murase , “Numerical Analysis of Steam-air Behavior in a Pressurizer during Reflux Cooling” , Proceedings of the 6th Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS6) , N6P1018, Okinawa, Japan, November 24-27. (2008)
- (14) The RELAP5 Code Development Team, “RELAP5/MOD3 Code Manual” , NUREG/CR-5535, June (1995)
- (15) S. Bouabdallah , “RELAP5/MOD3.2 Validation Using BETHSY Test 6.9a” , NUREG/IA-0188, August (2000)
- (16) G. L. Shires et al. , “An Experimental Study of Level Swell in a Partially Water Filled Fuel Cluster” , Nuclear Energy, Vol.19, pp.381-388, (1980)
- (17) G. B. Wallis and J. E. Dobson , “The Onset of Slugging in Horizontal Stratified Air-water Flow” , International Journal of Multiphase Flow, Vol.1, pp.173-193. (1973)
- (18) 中村秀夫他 , “ROSA-IV/LSTF 余熱除去系機能喪失模擬実験 (開口部無し実験での1次系昇圧機構)” , 日本機械学会第69期通常総会講演会講演論文集 (Vol.B) , 1114, (1992)
- (19) H. G. Glaeser , “Uncertainty Evaluation of Thermal Hydraulic Code Results” , Proceedings of the International Meeting on Best Estimate Methods in Nuclear Installation Safety Analysis (BE-2000) , Washington, D.C., USA, November 13-15. (2000)