我が国の最先端原子力研究開発

シリーズ解説 第17回

統計的安全評価手法に関する電力中央研究所の取組み

(財)電力中央研究所 古谷 正裕, 西 義久

原子炉の安全審査において、導入が検討されている統計的安全評価手法および最適評価コードの開発に関して、電力中央研究所の取組みを紹介する。軽水炉に関しては、沸騰水型原子炉(BWR)の沸騰二相流を模擬した SIRIUS-F 試験装置による二相流過渡現象の模擬および過渡解析コードへのデータの提供について述べる。また、高速炉に関しては、小型高速炉 4S の事前審査を通した PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) 作成および、プラント動特性解析コード CERES の開発について述べる。

I. はじめに

新規原子力発電所設置時の設置許可申請や新燃料導入時の変更許可申請において、安全審査指針に従った安全評価が行われる。現行の安全評価のための安全解析では、「決定論」と呼ばれる手法が用いられている。すなわち、解析モデル、解析条件や入力データの不確かさが解析結果に与える影響を十分保守的に取り扱っている。そのため、すべての解析条件と入力データとを「判断基準」に照らして解析結果が最も厳しくなるように選定している。

近年、運転経験の蓄積や、計算機能力の向上や解析手法の進展により、詳細な核熱水力モデルを用いる最適評価コードが開発されている。こうしたコードにより、高い信頼性をもって検証試験結果を実機条件へ外挿することができ、設計条件の変化に対するプラント挙動の感度を把握することができるようになっている。さらに、解析モデルの外挿性および実験データに内在する不確かさの影響を定量的に把握するための手法が発達した。そして、結果的に包絡された事象について、最適評価コードと不確かさの影響を考慮する新たな安全評価手法の開発が進められている。

この新たな安全評価手法を用いて、安全裕度を適正化しようとする研究が欧米を中心に進められている。具体的なガイドラインの一つとして、米国 NRC から CSAU 手法 (Code Scaling, Applicability and Uncertainty Evaluation Methodology) が発行されている¹⁾。

Safety Evaluation Based on Uncertainty and Scaling Analyses with Statistical Approach by CRIEPI: Masahiro FURUYA, Yoshihisa NISHI.

(2009年 12月14日 受理)

このような外部動向に鑑み、日本原子力学会において統計的安全評価手法の基準化が進められ、公衆審査を反映して原子力学会基準として本年発行された²⁾。

本稿では、この統計的安全評価手法および最適評価コードの開発に関して、電力中央研究所(以下、電中研)の取組みを紹介する。

II. 軽水炉の最適評価コードの検証

1. 過渡沸騰二相流の評価

沸騰水型原子炉(BWR)では、炉心入口流量が変化すると炉心内での沸騰気泡量がある時間遅れて変化する。このような沸騰二相流の解析では、定常状態の試験結果を基に気液二相流をモデル化した構成方程式が用いられている。そのため、入口流量などの境界条件が急速に変化する際の圧力変動等の二相流現象を把握することは重要である。

電中研では出力が異なる2並行流路を対象に、流量配分や流路間の差圧変動特性を把握するため、出力と流量が減少する過渡事象を模擬した実験を行った。得られた実験結果を最適評価コードの計算結果と比較して二相流過渡現象の予測精度を検証した。

2. BWR 過渡試験設備 SIRIUS-F

第1図に、電中研で独自に開発した試験設備 SIRIUS-Fの熱流動ループの概念図を示す。全高13mで、BWRの炉心内流動を高さ方向に模擬している³⁾。熱流動ループは下部プレナム、燃料の発熱を模擬して単管内に1本のヒータが挿入された流路(チャンネル)部、バイパス部、気水分離器、凝縮器、下降(ダウンカマ)部、再循環ポンプ、冷却器、予熱器からなる。本実験では、バイパス流路を閉止し、並行2チャンネルのみを使用した。ヒ-

第1図 SIRIUS-F 設備の概念図

タは間接加熱シースヒータで、加熱長さは3.7 m である。

BWR 燃料を固定している炉心入口オリフィス、上部・下部タイプレートおよび7つのスペーサを模擬した構造を SIRIUS-F 設備では採用し、圧力分布を一致させている。圧力分布を計測する差圧計の応答時定数は0.19 s、電源の応答時定数は0.0003 s と極めて高速である。

実験条件は気水分離器ドーム内圧は7.2 MPa、チャンネル入口温度は277.2℃として一定に保持した。出力およびチャンネル1の入口流量は10秒間の ABWR 負荷喪失事象の過渡解析結果と一致するように変化させた。初期 ($t < 0$ s) の相対流量は定格流量の90%とした。第1表に、ABWR の初期相対出力の組合せとして実施した8ケースを示す。

3. 最適評価コードの解析条件

本研究では、BWR 過渡解析コード TRAC-BF 1 [13] (2003年版) を使用し、SIRIUS-F 設備のヒータ内熱伝導と流路内の沸騰二相流を解析した。境界条件として流入流量に実験計測値を与え、各チャンネル間の流量配分を計算した。

この流量配分について、実験と解析で比較することにより実施した解析精度の検証を次節で述べる。

4. 過渡実験・解析結果

第2図に No. 1 の初期出力組合せ (47%出力-26%出力) の質量流束および表面熱流束、チャンネル差圧の時間変化を示す。実験結果は実線で、TRAC-BF 1 の解析結果は破線でプロットした。解析の想定値は実験結果とよく一致していることを確認しているため、同図には記載していない。

初期質量流束の実験値は、出力が高い (47%) チャンネ

第1表 試験・解析条件と差圧変動の試験結果

No.	Relative power Q_{ch1} (%)	Q_{ch2} (%)	Difference of power $Q_{ch1} - Q_{ch2}$ (%)	Std. dev. of diff. pres. P (kPa)	Fluctuations in diff. pres. $P / (P_{0s} - P_{10s})$ (%)
1	47.3	25.6	-21.8	0.111	0.23
2	47.3	36.4	-10.9	0.112	0.24
3	47.3	47.3	0.0	0.093	0.20
4	47.3	58.2	10.9	0.079	0.17
5	47.3	69.1	21.8	0.079	0.17
6	47.3	80.0	32.7	0.097	0.21
7	26.0	80.0	54.0	0.059	0.15
8	0.0	80.0	80.0	0.073	0.24

ル1の方が低い値となる。これは出力/流量比が高い場合にはボイド率が大きくなり、壁面および局所二相摩擦損失が増大するために流量が低減するためである。約1.7 s に両チャンネルの質量流束は同じ値となり、その後は逆転する。これは出力/流量比が低い場合には、壁面および局所二相摩擦損失が小さく、気泡発生による自然循環力により出力の高いチャンネル1の質量流束が増大するためである。TRAC-BF 1 の解析結果も同様に、約1.7 s で質量流束が逆転しており、また両チャンネル共に実験値と精度よく一致していることから、実験結果を精度良く解析していることが確認できる。

第2図下部には、実験で得られたチャンネルの上下プレナム間の差圧の時間変化をプロットした。両チャンネル共に初期に約70 kPa の差圧であるが、質量流束の低減に伴い約20 kPa 程度に漸近する。両チャンネルではほぼ同じ値であるため、両者の差も小さい。図にはチャンネル1 差圧から、チャンネル2 差圧を引いた値をプロットした。急速な出力および質量流束の過渡変化にもかかわらず、その減算値はほぼ一定でかつ0 kPa であり、両チャンネルの差圧は常に一致している。

第1表に全8ケースの初期出力組合せに対して、チャンネル1 上下プレナム間差圧からチャンネル2 上下プレナム間差圧を減じた実験値の標準偏差および相対変動を示す。相対変動は標準偏差を10秒間の変動振幅で除した値である。実験した8ケースでは標準偏差は測定誤差以下であり、相対変動も0.15~0.24%と小さい。以上から、比較的大きな熱流束と質量流束の変化にもかかわらず、出力の異なる両チャンネルの差圧変動は一致することがわかった。

Ⅲ. 高速炉の統計的安全評価

1. 小型高速炉4 S の NRC への事前申請

4 S (Super-Safe Small and Simple) は、島嶼や送電網の脆弱な地域などにおけるエネルギー供給を目的とし

第2図 質量流束および表面熱流束, チャンネル差圧

た, 30年間燃料無交換運転が可能な電気出力10 MW のナトリウム冷却小型高速炉(LMFR)である。1988年から開発が開始され, (株)東芝が2008年度に米国 NRC の DA (Design Approval)^{a)}取得のための事前申請を開始した。電中研はチームの一員としてその申請をサポートした。

DA 申請においては, 試験プログラムの構築が必要である。これらの試験は, DA 申請において, 特に安全性にかかわる機器の性能保証に重要な役目を果たす。得られる試験結果は, 設計の妥当性を示すだけでなく, 安全評価に用いられるプラント動特性解析コード(安全解析コード)への解析モデルおよびその不確かさについてデータを提供する。

4 S の事前審査では, 過渡事象における“現象”の重要度分類を行う PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) の考え方に従って試験プログラムの構築を行った⁵⁾。

AP-1000, IRIS などいくつかの軽水炉において, プラントの機器の機能やプラント過渡応答に対し, PIRT の適用がなされている。しかしながら, LMFR へ適用された例は見当たらない。

4 S PIRT の実施においては, これまでの軽水炉の知見をベースに, 各ステップに LMFR および 4 S の構造および事象推移の特性に応じて改定が加えられた。また熱流動, 高速炉, および PIRT などに知見を有する 5 名の有識者のよる独立したエキスパートパネルによりレビューが行われた。

2. 4 S PIRT のプロセス

第3図には, このプロジェクトで使用した PIRT のプロセスを示す。このプロセスは Wilson らによって構築された軽水炉での実績⁶⁾をベースとし, 4 S PIRT への適合性を考慮して11のステップに改定したものである。主なステップの内容は以下となる。

③【事象選定】 4 S を特徴づけ, 原子炉の安全性を評価するために, 十分な包絡性を有する代表事象を定義する。以下の3つの事象を選定した。

- (1) 外部電源喪失 (Loss of Offsite Power ; LOSP)
- (2) 2次主冷却系からのナトリウム漏洩 (Sodium Leakage from Intermediate Piping ; SLIP)
- (3) キャビティ缶損傷 (Failure of a Cavity Can ; FCC)

LOSP は, 2次主冷却系に設置された崩壊熱除去系 (IRACS) の性能評価に着目しており, SLIP は, 原子炉容器の空気冷却システム (RVACS) の性能評価に着目したものである。4 S は, 炉心周囲に配置された中性子反射体を駆動することにより臨界を保つが, 反射体の上部には反射体の効果を高めるため, 不活性ガスを充填したキャビティ缶が配置されている。このキャビティ缶が損傷すると, 冷却材が流入することにより, 中性子のリー

^{a)} DA : 標準型炉の設計認証。米国規制委員会 (NRC) から標準型炉として設計認証された炉型は, サイト固有の問題を除き, 安全問題がクリアされたとみなされる。

第3図 4 S PIRT の流れ

クが減る。FCC は、原子炉保護系の能力に着目したものである。

④【選定事象の時間フェーズの分割】“現象”の相対重要度は事象に依存し、また、過渡の間に重要な現象は変化するため、各事象は適切に時系列で整理される。LOSP は、事象開始から自然循環が確立するまでの第1フェーズ、および IRACS の崩壊熱除去状態の第2フェーズに分けられた。SLIP も同様に、2つのフェーズに分けられた。FCC はフェーズ分けの必要性なしと判断された。

⑤【プラントシステムのコンポーネントへの区分】関連事象を同定するために、原子炉を機器単位に分類する。4S PIRT では、4S を熱流動の観点から、炉心と燃料集合体、原子炉システム、1次主冷却系(PHTS)、2次主冷却系(IHTS)、崩壊熱除去系(RHRS)の5つのサブシステムに区分した。また、原子炉保護系の観点から、計測と制御システムをサブシステムに加えている。

⑥【評価指標の設定】現象の相対的重要度を定量的に判断するための評価指標(Figure of Merit; FoM)を定義する。先に述べたように、LMFRに関する先例がないことから、軽水炉のように燃料被覆管最高温度 PCT や最小限界出力比 MCPR などの明確な基準の実績は LMFR に存在しない。そこで、4S PIRT では、まず最高レベルでの原子力安全の考え方である「公衆被ばくの防護」に立ち戻り、FoM を定めた。そして、「燃料ピンの健全性」と「1次系バウンダリーの健全性」を守ることを考慮した。最終的に4S PIRT では両者を満足できる FoM として“被覆管温度”を採用した。

⑦【現象の選定】エキスパートの意見も含め FoM に影響を与える可能性のある“現象”を、各事象を対象に、サブシステムごとにリストアップした。

炉心/燃料集合体	26現象
原子炉システム	23現象
PHTS	13現象
IHTS	8現象
RHRS	15現象
計測制御系	5現象

⑧【現象の相対重要度ランキング】リストアップした“現象”について、FoM への影響を考慮して相対重要度を4水準でランキングしている。

High(H)	FoM に対し高いインパクトを有する
Medium(M)	FoM に対し中程度のインパクト
Low(L)	FoM に対しインパクトが小さい
Insignificant(n/a)	FoM に対しインパクトはない

ランキングは、現状の知識でエキスパートにより一たん決定された後、感度解析の結果を反映して見直されている。

⑨【現象の知見レベルのランキング】リストアップした現象について、その理解度を実験データなど現在の知見をベースに3段階でランキングした。

Known(K) 解析モデルおよび実験データの不確かさが小さい

Partially Known(P) 解析モデルおよび実験データの不確かさが中程度

Unknown(U) 知見がとても限定されるまたはない、解析モデルおよび実験データの不確かさが大きい

⑩【感度解析】感度解析は現象重要度の初期ランキング結果を確認するために実施される。したがって、感度解析の結果、初期ランキング結果が改定されることがある。感度解析は、東芝が開発した過渡解析コード ARGOT⁷⁾で実施された。解析の結果は、初期ランキング結果の後、独立したエキスパートが相対重要度を評価するためのガイドに利用された。

3. 4S PIRT の結果

感度解析の結果、いくつかの重要度ランキングが改定された。例えば、LOSP 事象では、21の現象が改定された。3つの現象のランキングが上がり、18の現象のランキングが下がった。

4. 研究開発プライオリティ

比較的高い重要度にランクされたにもかかわらず、比較的低い知見と判断された現象については、現象の知見の向上のため、試験や理論的評価が計画されている。

4S PIRT ではエキスパートの助言をもとに、第4図に示すように、相対重要度と知見レベルの関係から、ランキング結果を5段階に分けた。小さい数は、高いプライオリティを有することを意味する。

このプライオリティ分類の結果をうけて、4S PIRT は将来の研究開発のプライオリティを示すことになる。プライオリティ1, 2, 3については、さらなる研究開発が必要であり、プライオリティ4, 5については、さらなる研究開発は不要としている。分類の結果、プライオリティ1の現象はなく、プライオリティ2, 3には16の現象が選定された。各現象は、概略で示すと、以下に分類される。

- ・極低流速条件での炉心流れ(圧損, 流量配分, 局所自然対流, 径方向熱移行, 集合体間の流れ)
- ・極低流速条件での上部プレナム混合効果
- ・極低流速条件での炉内構造物周辺自然対流
- ・極低流速条件での1次および2次主冷却系自然循環
- ・IRCAS の空気側流れ
- ・RVACS の径方向熱伝達
- ・RVACS の非対称流れ
- ・キャビティ 缶損傷の反応度投入

5. 最適評価コード CERES

電中研では、LMFR 用のプラント動特性解析コード CERES の開発を進めている。CERES は、原子炉容器など、プラントの機器のうち、流れに影響を及ぼすような大きなプレナムを多次元モデルで扱い、それ以外の機器、配管を1次元モデルとし、それらをネットワーク化

第4図 研究開発のプライオリティの分類の考え方

して強制循環から一巡の自然循環に至るプラント動特性を解くことができる。

統計的安全評価手法で用いられる最適評価コードに対しては、先に示したように、PIRTなどの手法を用いて、適切に検証されていることを示すことが求められる。

CERESの開発に当たっては、Ⅲ章で指摘されているRVACSの空気側の熱伝達性能について、個別影響試験(Separate Effect Test; SET)として、第5図に示す除熱評価試験を行い、取得したデータによるモデル構築を行っている⁸⁾。また、総合影響試験(Integral Effect Test; IET)としては、日本原子力研究開発機構の協力を得て、平成7年12月に実施された高速増殖原型炉「もんじゅ」のプラントトリップ試験を対象に、検証解析を行っている⁹⁾。

さらに、現在、米国アルゴンヌ国立研究所で開発され、EBR-IIやFFTFでの検証実績のあるSAS4A/SASSYS-1コードとのコードtoコードの比較により、自然循環状態での性能確認も実施している¹⁰⁾。

Ⅳ. 今後の展望

電中研では、軽水炉の許認可や高度利用に伴う統計的安全評価研究に資する実験を実施するため、SIRIUS-T設備を建設予定である。本設備は統計的安全評価手法の高度化に必要な①過渡二相流、②多次元二相流、並びに③核熱結合の最新の知見が得られるように工夫された試験設備である。また、LMFRについても、国と電力が共同で推進するFBRサイクル実用化研究開発や「もんじゅ」の試験研究に対し、解析等の面で積極的に寄与する予定である。

—参考文献—

- 1) B. Boyack, *et al.*, NUREG/CR-5249, (1989).
- 2) 統計的安全評価の実施基準：2008(AESJ-SC-S 001: 2008), <http://www.aesj.or.jp/sc/s-list.html>
- 3) M. Furuya, PhD Dissertation, Delft University of

第5図 RVACS 除熱性能試験装置

Technology, ISBN1-58603-605-X, IOS Press, (2006).

- 4) 古谷正裕, 他, 電中研研究報告 L 07006, (2008).
- 5) H. Horie, H. Matsumiya, K. Miyagi, Y. Nishi, T. Greci, M. H. Fontana, F. J. Moody, H. Ninokata, G. E. Wilson, A. Yamaguchi, NURETH-13, Kanazawa, Japan, (2009. 9).
- 6) G. E. Wilson, B. E. Boyack, *Nucl. Eng. Des.*, **186**, 23-37, (1998).
- 7) K. Tsuji, *et al.*, "Parametric Study on Ultra-Long Life Core, Pb-Bi Cooled U-Zr Metallic Fuelled Core With Burnable Poison Reactor," *Pro. ICONE-11*, (2003).
- 8) 西 義久, 木下 泉, 植田伸幸, 古谷正裕, 電中研総合報告 T 45, (1996).
- 9) 西 義久, 植田伸幸, 木下 泉, 宮川 明, 加藤満也, JNC-TY 2400 2005-001, (2005).
- 10) 西 義久, T. H. Fanning, F. E. Dunn, 植田伸幸, 西村 聡, 電中研報告 L 07004, (2008).

著者紹介

古谷正裕(ふるや・まさひろ)

(専門分野/関心分野)伝熱流動, 電気化学, 分析化学, 材料科学, プロセス工学

西 義久(にし・よしひさ)

(専門分野/関心分野)伝熱流動, プラントシステム解析, プラント機器性能評価など