



# 日本原子力学会標準

## 統計的安全評価の実施基準 : 202x

(案)

202x年 x月

一般社団法人 日本原子力学会

心 眼 保 植 用

## まえがき

近年の計算機能力・解析手法の発達によって、詳細な核熱水力計算モデルを用いる最適評価コードの開発が進められてきました。これらの最適評価コードによって、高い信頼性をもって、妥当性確認のための試験結果を原子炉施設の条件へ外挿することができ、設計条件の変化に対する原子炉施設の挙動変化の感度を把握することができるようになりました。さらに、スケーリング手法に基づく計算モデル及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、包絡的に設定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んでいます。

この手法を用いて、安全余裕を適正化しようとする研究が欧米を中心に進んでおり、その具体的なガイドラインとして CSAU 手法 (Code Scaling, Applicability and Uncertainty Evaluation Methodology) が米国 NRC から発行 (NUREG/CR-5249 Quantifying Reactor Safety Margins など) されています。CSAU 手法は LOCA の安全研究を背景としながらも、最適評価コードの使用と不確かさ評価の実施によって、運転時の異常な過渡変化解析を含めた広い分野に適用できる手法として発展しています。さらに、米国 NRC から、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析手法としての計算モデルの開発と評価 (EMDAP; Evaluation Model Development and Assessment Process, RG-1.203 Transient and Accident Analysis Methods) が発行され、評価に適用する最適評価コードが備えるべき要件も明確になっています。

米国などにおいては、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を評価するために用いられる信頼性の高い方法として CSAU 手法及びこれと同等な手法がすでに適用されています。日本国内でも、これら新しい安全評価手法に対する関心が日本原子力学会を中心に高まり、CSAU 手法を主体とした国内原子炉施設への適用性研究も進展しています。この標準で規定する CSAU 手法及び EMDAP を拠り所とした手法は、より広範な安全評価への適用を念頭において作成されたもので、これを“統計的安全評価手法”と呼ぶこととします。

このような背景に基づいて、この標準において取り扱う統計的安全評価では、まず不確かさの定量化を実施し、その結果に基づき最適評価コードによる解析と統計的な処理を組み合わせることによって、確率の情報を含みより現実的な評価結果を得ることができます。これが安全上の判断基準を満足することを示すことによって、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が生じるとしたときの安全余裕を定量的に把握することが可能となります。本手法を取り入れることによって説明性の高い原子炉施設の安全評価が実現されるものと期待されます。また、本手法を適用することによって原子炉施設の安全性の確認に最新知見を反映できることが期待されます。さらに、安全評価に対する影響度の大きい解析条件及び最適評価コード又は計算モデルなどに関する個別の不確かさを適切に定量化できることから、今後の効率的な安全研究及び合理的な原子炉施設の実設計を実施していくための議論に資することも期待されます。

統計的安全評価の実施基準：2008（以下，“前標準”という。）は、（社）日本原子力学会が標準委員会発電炉専門部会における統計的安全評価手法標準分科会，同専門部会，同委員会での審議を経て制定したもので，2008年頃までに得られた知見に基づき，原子炉を設計するに当たって実施される安全評価解析において，統計的安全評価を実施する手順を規定したものでした。

前標準の発行後，2011年3月11日に東京電力株式会社福島第一原子力発電所で，東北地方太平洋沖地震を引き金とするレベル7のシビアアクシデントが発生し，原子力の安全性への社会の信頼は大きくゆらぐ事態となりました。この事故の原因を解明し，その反省及び教訓を踏まえて原子炉の安全性を一層向上させることは，原子力における喫緊の課題であり，社会の信頼を取り戻すために必要な取り組みの一つとなっています。

2008年に制定された前標準で採用された統計的安全評価手法は，201\*年の現在でも，最も実績があり，また，最も信頼性が高い方法であるとの評価は変わっていません。しかし，制定から10年を経過した現在，この事故の教訓に基づき，最新知見に照らして内容を継続的に改善し，安全評価の信頼性及び説明性を着実に向上させる必要がありました。

このような状況を受けて，システム安全専門部会では2017年3月に，改定の必要性を認めて統計的安全評価標準分科会を再開することにしました。この再開によって，原子力安全に関わる産官学の幅広い技術者，研究者，規制機関の関係者などが参集し，標準の改定を進めました。同分科会では，新しい評価技術及び最新知見に関する広範な調査を実施して，得失を分析した上で，この標準への導入のために慎重に審議し，学術的に公平かつ公正な審議を通じて標準の改定作業を行うことで，前標準と比較して，最新知見を踏まえた科学的により信頼性があり，説明性の高い安全評価手法へと改定しました。

前標準からの主な変更点としては，基本的な統計的安全評価の方法は変更しないこととし，評価の各手順において用いる様々な方法に関して，最近の進展を踏まえて，より進んだ実績のある新しい方法を導入し標準の高度化を図りました。また，それに合わせて適用例の更新を行いました。さらに，この標準と関連性の高い“シミュレーションの信頼性に関するガイドライン：2015”における記載との一貫性の向上を図りました。また，図による説明，個々の方法の実施に当たっての留意点などを追加し，前標準に比べ分かりやすい記述・表現となるように努めました。

統計的安全評価の実施基準：202\*は，（一社）日本原子力学会がシステム安全専門部会の下に統計的安全評価標準分科会を設けて検討し，システム安全専門部会，標準委員会での審議を経て策定・発行したものです。この標準は，発電用軽水型原子炉施設の安全評価において，高い確信度で判断基準への適合性を評価するための標準的な統計的手法を実施基準として規定したものです。

AESJ-SC-S00x : 202x には、次に示す附属書があります。ただし、附属書（参考）は標準の一部ではありません。

附属書 A（規定）	最適評価コードの要件及び管理
附属書 B（規定）	重要度ランクテーブル（PIRT）の作成
附属書 C（参考）	統計的安全評価の適用例
附属書 D（参考）	統計的安全評価の具体的手順の説明
附属書 E（参考）	最適評価コードの要件及び管理，並びにスケール則に関する補足
附属書 F（参考）	重要度ランクテーブル（PIRT）の作成に関する補足
附属書 G（参考）	最適評価コードの適格性評価の考え方
附属書 H（参考）	統計的安全評価手法における不確かさの拡大及び保守性について
附属書 I（参考）	統計的安全評価に用いる確信度についての考え方
附属書 J（参考）	安全評価の実施方針についての考え方

## FOREWORD

Taking a benefit of recent advancement of computer technologies and analytical methodologies, a significant progress has been accomplished in development of the best estimate codes that are system codes adopting more detailed neutronics and thermal-hydraulics models. Application of these codes has enabled to extrapolate validation test results into actual nuclear power plant conditions with a higher reliability as well as to understand proper sensitivities of nuclear power plant behaviors to changes of design conditions. Furthermore, a methodology to quantify uncertainties involved in modelings and test data has been developed based on the scaling theory. In the safety evaluation, a new method has been developed by applying the best estimate codes with considering influences of uncertainties under postulated bounding events.

Mainly in Europe and the United States, researches of rationalization of the safety margin are in progress using the above-mentioned new method. As an instructive guideline, a method named CSAU – Code Scaling, Applicability and Uncertainty – was proposed as the document issued by USNRC (NUREG/CR-5249 Quantifying Reactor methodology, and so forth). Although CSAU has its basis in the safety research on LOCA, this method is also applicable to wider areas such as AOOs – Anticipated Operational Occurrences by applying the best estimate codes with accompanied with uncertainty evaluations. More recently, EMDAP – Evaluation Model Development and Assessment Process – was issued from USNRC (RG-1.203 Transient and Accident Analysis Methods), in which important requisites for the best estimate codes applied to the safety evaluation were specified.

In the United States and other countries, CSAU and other equivalent methods have already been applied for assessing the basic safety design of nuclear power plants. In Japan, especially at AESJ (Atomic Energy Society of Japan), interests in this new safety evaluation method has been grown and studies of its application to domestic plants are moving forward with focusing on CSAU. The method described in this standard is based on both CSAU and EMDAP and is prepared with aiming its wider application to the safety evaluation. The approach is hereafter named “the statistical safety evaluation method”.

Under these circumstances, in the statistical safety evaluation method described in this standard, uncertainty quantifications will be performed and then a combination of the best estimate calculation and the statistical evaluation will be performed. This method gives more realistic evaluation results accompanied with their probability. By showing the evaluation results meet the safety criteria, it becomes possible to quantify the safety margin under AOOs or accidents. Introduction of this method realizes higher accountability of the safety evaluation for nuclear power plants.

Applying this method, it is also expected that the latest knowledge would be timely reflected in confirming the nuclear power plant safety. Since individual uncertainties pertaining to analytical conditions, analytical codes and computational models that would give significant effects to safety evaluation results can be adequately quantified, the safety evaluation method standardized here will contribute to discussions of more efficient safety research programs and the nuclear power plant design.

The present standard has been approved by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) upon the deliberation of the Subcommittee on BWR Thermal-hydraulic Evaluations, the System Safety Technical Committee (ATC) and the Standards Committee (SC). Based on these discussions, this standard prescribes the standard procedure for applying the statistical method in the safety evaluation of the nuclear power plant design.

Severe accidents, occurred in the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants on March 11, 2011, have eroded the public's confidence in nuclear system. For all persons involved with nuclear system, it is the most urgent and crucial mission to thoroughly investigate the accident and to ascertain the cause of the accidents. Enhancement of nuclear safety based on the lessons learned from the accidents is the only way to restore the public's confidence.

The basic concept in this standard, which was originally establish in 2008, is still one of the most proven and reliable ones today. However, the reliability of safety evaluation procedures should be continuously improved in response to the lessons from the Fukushima Daiichi Nuclear Accident. As of early 2017, about ten years had passed from the first issue of this standard, thus the contents of the standard were also required to be revised in consideration of the recent progress in the related technologies.

Under the circumstances, the System Safety Technical Committee decided to revise the standard and started again the activity of Statistical Safety Evaluation Subcommittee in March 2017. A lot of industry-government-academia engineers and researchers involved in nuclear safety participated in the subcommittee and cooperated to accomplish the revision. Through the subcommittee's activities such as extensive research, careful analysis and sufficient discussion of the recent technologies of nuclear safety evaluation, the standard was revised to a more advanced and reliable one.

The main revised points from the previous version are as follows. While the whole basic procedures of the standard succeed to the original version, several recent advanced technologies are introduced to an individual evaluation procedure. The case studies are replaced according to the revisions. The consistency with the standard of "Guideline for Credibility Assessment of Nuclear Simulation: 2015," which is the strongly related to this standard, is improved. This revised version makes more specific explanations such as an illustrated explanation than before.

This document is intended to prescribe the standard procedures for applying the statistical method in the safety evaluation of the light-water reactor facilities and provides a high-confidence safety evaluation compatible to the nuclear regulation. This standard was approved and published by the Atomic Energy Society of Japan on the deliberations at the Statistical Safety Evaluation Subcommittee under the System Safety Technical Committee. AESJ formulated and issued this document after deliberation by the System Safety Technical Committee and the Standard Committee.

この標準についての意見又は質問は、(一社)日本原子力学会事務局標準委員会担当(〒105-0004 東京都港区新橋2-3-7 TEL 03-3508-1263)にご連絡ください。

田  
川  
研  
究  
所

## 免責条項

この標準は、審議の公平性、公正性、公開性を確保することを基本方針として定められた標準委員会の規則類に従って、所属業種のバランスに配慮して選出された委員で構成された委員会にて、専門知識及び関心を有する人々が参加できるように配慮しながら審議され、さらにその草案に対して産業界、学界、規制当局を含め広く社会から意見を求める公衆審査の手続きを経て制定されました。

一般社団法人日本原子力学会は、この標準に関する説明責任を有しますが、この標準に基づく設備の建設、維持、廃止などの活動に起因する損害に対しては責任を有しません。また、この標準に関連して主張される特許権及び著作権の有効性を判断する責任もそれらの利用によって生じた特許権や著作権の侵害に係る損害賠償請求に応じる責任もありません。そうした責任は全てこの標準の利用者にあります。

なお、この標準の審議に規制当局、産業界の委員が参加している場合においても、この標準が規制当局及び産業界によって承認されたことを意味するものではありません。

## Disclaimer

This standard was developed and approved by the Standards Committee of AESJ in accordance with the Standards Committee Rules, which assure Balance, Due process, and Openness in the process of deliberating on a standard. The Committee is composed of individuals who are competent or interested in the subject and elected, keeping the balance of organizations they belong in the subject, with their professional affiliations well-balanced as specified in the Rules. Furthermore, the standard proposed by the Committee was made available for public review and comment, providing an opportunity for additional input from industry, academia, regulatory agencies and the public-at-large.

AESJ accepts the responsibility for interpreting this standard, but no responsibility is assumed for any detriment caused by the actions based on this standard during construction, operation, or decommissioning of facilities. AESJ does not endorse or approve any item, construction, device or activity based on this standard.

AESJ does not take any position with respect to the validity of any patent rights or copyrights claimed in relation to any items mentioned in this document, nor assume any liability for the infringement of patent rights or copyrights as a result of using this standard. The risk of infringement of such rights shall be assumed entirely by the users.

The Committee acknowledges with appreciation the participation by regulatory agency representatives and industry-affiliated representatives, whose contribution is not to be interpreted that the government or industry has endorsed this standard.



## 日本原子力学会における原子力標準の策定について

標準委員会は、原子力安全の確保を目指して公平、公正、公開の原則のもと、学术界、産業界及び国の機関等に広く所属する幅広い分野の専門家の参加を得て、活動を進めています。東京電力福島第一原子力発電所の事故からの多くの教訓を踏まえて、原子力安全の向上を最も重要な目標として、国際的なエクセレンスに学び、我が国の社会経済的環境、国民性、産業構造の変化や技術の発達等を十分勘案し、原子力発電所など原子力に係るシステムや製品、仕組みに関連する基準を原子力標準として随時制定し、それを新たな知見を随時反映して改定していくことが、標準委員会の使命です。原子力標準は安全性向上に資する最新の知恵の体系であり、真摯な議論を踏まえて、国民が最新の知見を迅速に活用することを可能としています。また原子力安全を最優先として市場競争を行っている産業界は、当該技術が標準化されたことを前提として、比較優位性を生み出す技術開発等に努力を傾け、ひいては原子力安全をより確実にする活動に注力することが可能となります。

我が国においてはこれまで、国民の生活の質を確保し、経済社会の安定な発展を支えるため、国の規制機関が要の基準を国家標準として制定し、行政判断に使用してきました。さらに近年では、機能性化として標準策定の活動を学会に委ねる方向が進展してきました。しかしながら今後は、早期に体系化を整えることに加えて、新知見の取入れをより迅速に行うようにすることで、技術やニーズの変化に合わせて標準を適正化していく作業を加速し、原子力安全の確保の観点で決して陳腐化が起こらないように努めなければなりません。学会における標準の策定活動を通じて、福島第一原子力発電所事故の再発を防ぐことはもちろんのこと、いわゆる安全神話が復活することがないように努めていきたいと考えます。

標準委員会としては、原子力安全を担う原子力規制委員会とも緊密な協働の下で、学会が中核となって、全てのステークホルダーから専門家が参画して真摯に議論を深め、優先度を明らかにしつつ、原子力安全の目標を達成するため適正な原子力標準を迅速に策定する役割を担っていきます。

このような精神に則り、標準委員会においては構成する委員一人ひとりが専門家として学会の倫理規程を遵守し、公平、公正、公開の原則のもとに原子力安全の向上に資する原子力標準を策定していきます。公衆審査を経て制定される標準を規制機関と産業界が安全性向上を図るために利用していくことになれば、新しい技術的知見を迅速に、また国民の利用に供することになります。さらに、これらを国際的な標準として提示していく努力を行うことも学会の役割であり、その実現は我が国の国際技術戦略に加え、福島第一原子力発電所事故後の国際社会における原子力安全に対して重要な貢献となると考えます。

2019年xx月

標準委員会  
委員長 関村 直人

## 原子力標準の位置付けについて

“統計的安全評価の実施基準：201X”は、1999年9月22日に設置された日本原子力学会標準委員会（Standards Committee of AESJ）が、原子力施設の安全性と信頼性を確保してその技術水準の維持・向上を図る観点から、原子力施設の設計・建設・運転・廃止措置などの活動において実現すべき技術のあり方を、原子力技術の提供者、利用者、専門家の有する最新の知見を踏まえ、影響を受ける可能性のある関係者の意見をパブリックコメントをも通じて聴取するなど公平、公正、公開の原則を遵守しながら審議し、合意したところを文書化した原子力標準の一つです。

標準委員会は、専門家集団の果たすべきこのような役割と責任を意識しながら、原子力施設の安全性と信頼性の達成に必要なニーズに対応する標準策定活動を行うために、公平、公正、公開の原則に則って定めた運営規則に従い、システム安全専門部会での標準の原案を作成しました。この標準が標準委員会設置の趣旨を踏まえて各方面で活用されることを期待します。

なお、この内容については、常に最新知見を原子力標準に反映すべく、原則として5年ごとに改定することとしておりますので、本委員会はこの標準の利用に際してのご質問や改定に向けてのご提案をいつでも歓迎します。

201\*年\*\*月

標準委員会  
委員長 関村 直人

## システム安全専門部会の活動について

システム安全専門部会（以下、本専門部会）は、標準委員会の下で、原子力施設のシステム安全に関する標準を制定する活動を行っています。「システム安全」のゴールは、複雑な原子力施設をシステムとしてとらえ、総合的な安全を確保することです。具体的には、原子力システムの安全設計や、運転や保守における安全確保に関する考え方などについて、最新の技術的知見を標準としてまとめるとともに、継続的な改善を進める活動を行っています。

2011年3月11日の東日本大震災によって引き起こされた東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故によって、原子力発電に対する国民の信頼が大きく損なわれました。国内外で多くの事故調査報告書が刊行され、様々な視点からの改善提案がなされており、数多くの具体的な安全性向上対策が積極的に進められています。本専門部会の活動についても、しっかりと反省し、二度と大規模な事故を起こさないために、改善を進めていく必要があります。具体的には、従来不十分であった、シビアアクシデントの発生防止、拡大防止及び影響緩和のために必要な標準の策定に、体系的かつ一体的に取り組んでいます。さらに、原子力発電の安全・安定運転に対して従来から取り組んでいる、自主的安全性向上、高経年化対策、炉心燃料、水化学などの標準にも従来に増して安全性の徹底が求められており、引き続き積極的に改善を進めていきます。

このような多くの課題に対して、原子力発電の安全性及び信頼性の一層の向上を図るためには、関係する産業界、学术界、国・官界、学協会が俯瞰的かつ有機的な連携を図っていくことが必要です。さらに、原子力発電所の安全を確保するための体系を確立するために、国の規則として定められる性能規定に基づいて、仕様規定となる標準を民間規格として策定する重要性はさらに増しています。また国の規則と標準がシームレスな関係となり、総合的な安全確保に活用されることが重要です。本専門部会では、国内外の関係組織との役割分担を明確にしつつ、公平性、公正性、公開性を確保しながら、原子力施設のシステム安全に係る標準を体系的かつ計画的に整備する活動を推進しています。対象とする標準としては、国の規制に含まれるものから産業界の諸活動における手引き類までを含みます。国際的な視点がますます重要になってきており、専門部会の活動にも国際的活動を積極的に取り組んでいきます。

本専門部会は公開で行われていますので、事前に連絡頂ければ傍聴することができます。また審議過程は議事録として残し、ホームページにも掲載されますので、活動状況を確認いただくこともできます。

標準は、継続的に改善されていくことが必要です。新技術の開発状況や新たに得られた知見に基づいて適切に改定されていくことによって、その利用価値が維持できるものです。少なくとも年に一度は本専門部会で改定の必要性について検討を行うとともに、原則として5年ごとに改定版を発行することを目標に、活動を進めていきたいと考えています。

201×年×月

標準委員会  
システム安全専門部会  
部会長 岡本 孝司

岡本 孝司

標準委員会，専門部会，分科会 委員名簿  
標準委員会

(順不同，敬称略)  
(2017年 xx2 月 xx 日現在)

(改定予定)

委員長	関村 直人	東京大学	委員	竹山 弘恭	中部電力(株)
副委員長	越塚 誠一	東京大学	委員	多田 伸雄	(一社)日本電機工業会
幹事	伊藤 裕之	(一社)原子力安全推進協会	委員	寺井 隆幸	東京大学
委員	青柳 春樹	元日本原燃(株)	委員	中井 良大	(国研)日本原子力研究開発機構
委員	姉川 尚史	東京電力ホールディングス(株)	委員	中村 武彦	(国研)日本原子力研究開発機構
委員	井口 哲夫	名古屋大学	委員	成宮 祥介	関西電力(株)
委員	上田 真三	三菱マテリアル(株)	委員	新堀 雄一	東北大学
委員	上田 親彦	九州電力(株)	委員	西野 祐治	原子燃料工業(株)
委員	岡本 孝司	東京大学	委員	萩原 剛	東芝エネルギーシステムズ(株)
委員	尾崎 博	富士電機(株)	委員	松井 哲也	日立 GE ニュークリア・エナジー(株)
委員	小原 徹	東京工業大学	委員	山口 彰	東京大学
委員	河井 忠比古	(一社)原子力安全推進協会	委員	吉原 健介	関西電力(株)
委員	酒井 俊朗	(一財)電力中央研究所	委員	渡邊 宏	日揮(株)
委員	清水 直孝	日本原子力保険プール			
委員	高橋 久永	三菱重工業(株)			

常時参加者

## システム安全専門部会

(順不同, 敬称略)

(2017年 xx 月 xx 日現在)

(改定予定)

部会長	岡本 孝司	東京大学	委員	工藤 義朗	(一財)電力中央研究所
副部会長	鬼沢 邦雄	(国研)日本原子力研究開発機構	委員	後藤 大輔	(株)グローバル・ニュークリア・ フュエル・ジャパン
幹事	鈴木 嘉章	(一社)原子力安全推進協会	委員	中川 信幸	(株)原子力エンジニアリング
委員	青木 繁明	三菱原子燃料(株)	委員	中村 晶	(株)原子力安全システム研究所
委員	阿部 弘亨	東京大学	委員	久宗 健志	日本原子力発電(株)
委員	上野 信吾	(株)三菱総合研究所	委員	真寄 康行	関西電力(株)
委員	大竹 幸彦	三菱重工業(株)	委員	三村 聡	(株)東芝
委員	勝村 庸介	(公社)日本アイソトープ協会	委員	宮地 孝政	原子燃料工業(株)
委員	鎌田 信也	(一社)原子力安全推進協会	委員	宮原 信哉	(国研)日本原子力研究開発機構
委員	北島 庄一	(一財)電力中央研究所	委員	山内 景介	東京電力ホールディングス(株)
委員	木藤 和明	日立 GE ニュークリア・ エナジー(株)			

常時参加者

## 統計的安全評価標準分科会

(順不同, 敬称略)

(2017年 xx 月 xx 日現在)

(改定予定)

主査	田中 伸厚	茨城大学	委員	堂田 哲広	(国研)日本原子力研究開発機構
副主査	工藤 義朗	(一財)電力中央研究所	委員	柴本 泰照	(国研)日本原子力研究開発機構
幹事	末廣 祥一	東京電力ホールディングス(株)	委員	山名 哲平	(株)グローバル・ニュークリア・ フュエル・ジャパン
幹事	江田 学司	関西電力(株)	委員	尾崎 哲浩	原子燃料工業(株)
幹事	滝井 太一	日立 GE ニュークリア・ エナジー(株)	委員	野崎 謙一郎	(株)テプコスシステムズ
幹事	本谷 朗	(株)東芝エネルギーシステム ズ			
幹事	西浦 雅詞	三菱重工業(株)			
委員	三輪 修一郎	北海道大学			

旧委員 (所属は委員退任時)

佐々木泰裕 (関西電力 (株)), 竹田武司 ((国研)日本原子力研究開発機構), 谷川純也 (関西電力 (株))

常時参加者

金子順一 (原子力規制庁), 木下郁男 ((株) 原子力安全システム研究所), 溝上伸也 (東京電力ホールディングス (株)), 早川哲敬 (東京電力ホールディングス (株)), 大島渉 (関西電力 (株)), 山田雄士 (日立 GE ニュークリア・エナジー (株)), 福田龍 (三菱重工業 (株)), 片山正晶 (三菱重工業 (株)), 笹川達也 (原子燃料工業 (株)), 金子浩久 ((株) グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン)

## 標準の利用に当たって

標準は対象とする技術，活動又は結果の仕様についての関係者のコンセンサスを規定しているものです。標準にはこうあるべきという義務的事項の他，こうあってもよいとして合意された非義務的な事項も含まれています。しかし，標準は，対象としている技術，活動又は結果の仕様について，規定している以外のものを排除するものではありません。

また，標準が規定のために引用している他の規格・標準は，記載された年度版のものに限定されます。標準は全体として利用されることを前提に作成されており，公式な解釈は標準委員会が行ないます。標準委員会はそれ以外の解釈については責任を持ちません。標準を使用するに当たってはこれらのことを踏まえてください。

なお，標準委員会では，技術の進歩に対応するため，定期的に標準を見直しています。利用に当たっては，標準が最新版であることを確認して下さい。

全民健康保險法

家用五金雜貨

## 目次

1	適用範囲 .....	1
2	引用規格 .....	1
3	用語及び定義 .....	1
4	統計的安全評価の手順及び実施内容 .....	15
4.1	統計的安全評価の手順の全体構成及び流れ .....	15
4.2	最適評価コードの適用性の評価 .....	15
4.2.1	適用性の評価に関わる実施内容 .....	15
4.2.2	解析事象の選定 (ステップ 1) .....	15
4.2.3	原子炉施設の選定 (ステップ 2) .....	15
4.2.4	重要度ランクテーブル (PIRT) の作成 (ステップ 3) .....	15
4.2.5	最適評価コードの選定 (ステップ 4) .....	15
4.2.6	最適評価コードの情報収集 (ステップ 5) .....	15
4.2.7	最適評価コードの適用性の評価 (ステップ 6) .....	16
4.3	パラメータの不確かさの定量化 .....	16
4.3.1	不確かさの定量化に関わる実施内容 .....	16
4.3.2	評価マトリックスの作成 (ステップ 7) .....	17
4.3.3	解析で用いるノード分割の定義 (ステップ 8) .....	17
4.3.4	最適評価コード又は計算モデルの不確かさの評価 (ステップ 9) .....	18
4.3.5	スケール効果の評価 (ステップ 10) .....	19
4.4	感度解析及び不確かさの評価 .....	19
4.4.1	感度解析及び不確かさの評価に関わる実施内容 .....	19
4.4.2	入力データの不確かさの定量化 (ステップ 11) .....	20
4.4.3	感度解析 (ステップ 12) .....	21
4.4.4	ランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価 (ステップ 13) .....	21
4.4.5	全体の不確かさの評価及び統計的安全評価値の決定 (ステップ 14) .....	22
4.5	判断基準値との比較 .....	22
4.6	解析結果の文書化 .....	22
	附属書 A (規定) 最適評価コードの要件及び管理 .....	26
	序文 .....	26
A.1	適用範囲 .....	26
A.2	最適評価コードの要件及び管理 .....	26
A.3	最適評価コードの適格性評価 .....	26
A.3.1	適格性評価に関わる実施方法 .....	26

A.3.2	最適評価コードの模擬性能に対する要求定義.....	27
A.3.3	試験データベースの構築 .....	27
A.3.4	最適評価コードの構成の整理 .....	28
A.3.5	適格性評価 .....	28
A.4	最適評価コードの改良時などへの適格性評価の実施方法の適用.....	29
A.4.1	適用する実施方法の基本方針 .....	29
A.4.2	新知見などへの対処 .....	29
A.4.3	適格性評価がなされた最適評価コードと比較した場合の改良コードの新規性.....	30
A.4.4	対象とする事象の複雑さ .....	30
A.4.5	最適評価コードの保守性 .....	31
A.4.6	原子炉施設の設計上又は運転上の変更の程度.....	31
A.5	最適評価コードの管理 .....	31
A.5.1	管理の基本方針 .....	31
A.5.2	最適評価コードの開発における管理要領の制定.....	31
A.5.3	最適評価コードの導入における管理要領の制定.....	33
A.6	統計的安全評価に適用する最適評価コード .....	34
附属書 B (規定) 重要度ランクテーブル (PIRT) の作成.....		38
序文 .....		38
B.1	PIRT 作成手順.....	38
B.1.1	目的及び対象とする原子炉施設の確認.....	38
B.1.2	注目パラメータの設定 .....	38
B.1.3	時間領域の分割 .....	38
B.1.4	物理領域の設定 .....	38
B.1.5	現象の同定 .....	38
B.1.6	重要度のランク付け .....	39
B.1.7	文書化 .....	39
B.2	PIRT 作成チーム.....	39
B.3	既存の PIRT の利用.....	39
附属書 C (参考) 統計的安全評価の適用事例.....		40
序文 .....		40
C.1	PWR 大破断 LOCA への適用例.....	40
C.1.1	概要 .....	40
C.1.2	解析事象の選定 (ステップ 1) .....	40
C.1.3	原子炉施設の選定 (ステップ 2) .....	40

C.1.4	重要度ランクテーブル(PIRT)の作成 (ステップ 3)	41
C.1.5	最適評価コードの選定 (ステップ 4)	50
C.1.6	最適評価コードの情報収集 (ステップ 5)	51
C.1.7	最適評価コードの適用性の評価 (ステップ 6)	51
C.1.8	評価マトリックスの作成 (ステップ 7)	53
C.1.9	解析で用いるノード分割の定義 (ステップ 8)	54
C.1.10	最適評価コード又は計算モデルの不確かさの評価 (ステップ 9)	55
C.1.11	スケール効果の評価 (ステップ 10)	56
C.1.12	入力データの不確かさの定量化 (ステップ 11)	57
C.1.13	感度解析 (ステップ 12)	58
C.1.14	ランダムな不確かさと推定誤差の組合せ評価 (ステップ 13)	58
C.1.15	全体の不確かさ評価及び統計的安全評価値の決定 (ステップ 14)	59
C.2	BWR 発電機負荷遮断事象への適用例	70
C.2.1	概要	70
C.2.2	解析事象の選定 (ステップ 1)	70
C.2.3	原子炉施設の選定 (ステップ 2)	71
C.2.4	重要度ランクテーブル (PIRT) の作成 (ステップ 3)	71
C.2.5	解析コードの選定 (ステップ 4)	75
C.2.6	最適評価コードの情報収集 (ステップ 5)	77
C.2.7	最適評価コードの適用性の評価 (ステップ 6)	78
C.2.8	評価マトリックスの作成 (ステップ 7)	83
C.2.9	解析で用いるノード分割の定義 (ステップ 8)	84
C.2.10	解析コード又は計算モデルの不確かさ評価 (ステップ 9)	86
C.2.11	スケール効果の評価 (ステップ 10)	91
C.2.12	入力データの不確かさの定量化 (ステップ 11)	99
C.2.13	感度解析 (ステップ 12)	100
C.2.14	ランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価 (ステップ 13)	103
C.2.15	全体の不確かさ評価及び統計的安全評価値の決定 (ステップ 14)	105
附属書 D (参考)	統計的安全評価の具体的手順の説明	115
	序文	115
D.1	最適評価コードの適用性の評価	115
D.1.1	解析事象の選定 (ステップ 1) での留意点	115
D.1.2	最適評価コードの適用性の評価 (ステップ 6) での留意点	115
D.2	パラメータの不確かさの定量化	116
D.2.1	概要	116

D.2.2	評価マトリックスの作成 (ステップ 7) .....	116
D.2.3	解析で用いるノード分割の定義 (ステップ 8) .....	119
D.2.4	最適評価コード又は計算モデルの不確かさ評価 (ステップ 9) .....	120
D.3	感度解析及び不確かさ評価 .....	133
D.3.1	感度解析 (ステップ 12) .....	133
D.3.2	ランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価 (ステップ 13) .....	140
D.3.3	順序統計法での必要サンプル数の考え方.....	147
D.3.4	全体の不確かさの評価及び統計的安全評価値の決定 (ステップ 14) .....	149
 <b>附属書 E (参考) 最適評価コードの要件及び管理, 並びにスケール則に関する補足</b> .....		
	序文 .....	151
E.1	概要 .....	151
E.2	最適評価コードの要件及び管理に対する考え方.....	151
E.2.1	はじめに .....	151
E.2.2	最適評価コードが対象とする事象の取扱い.....	152
E.2.3	現象及び計算モデルの階層的分類法.....	152
E.2.4	階層分解に基づく方法論中で扱われる手順の共通性.....	154
E.2.5	スケール則について .....	155
E.2.6	H2TS に関わる無次元数及びスケールひずみについて.....	162
E.2.7	他のスケーリング分析法 .....	164
E.2.8	試験に対するスケーリング分析に関する留意点.....	169
 <b>附属書 F (参考) 重要度ランクテーブルの作成に関する補足</b> .....		
	序文 .....	176
F.1	附属書 B の位置付け.....	176
F.2	PIRT 作成手順.....	176
F.2.1	主要ステップ及びその背景 .....	176
F.2.2	システムの階層化 (E.2.3 参照) .....	177
F.2.3	安全評価時に使用する PIRT と最適評価コードの適格性評価時に使用する PIRT との関係 .....	178
F.2.4	PIRT 作成の具体的手順.....	179
F.3	PIRT 作成チーム.....	188
F.4	既存の PIRT の利用 .....	188
 <b>附属書 G (参考) 最適評価コードの適格性評価の考え方</b> .....		
	序文 .....	194

G.1	はじめに .....	194
G.2	推定誤差の設定の考え方と保守性の評価との関係.....	194
G.3	最適評価コードの数値計算性能に関する要求事項.....	196
G.4	試験のスケールアップ性能及びスケールひずみの確認.....	196
G.5	適格性評価時の最適評価コードのスケールアップ性能の確認.....	199
G.6	最適評価コード中に重要な現象に対応する計算モデルがない場合の取扱い.....	202
G.7	最適評価コード改良時の適格性評価方法の適用.....	203
G.7.1	はじめに .....	203
G.7.2	適格性が確認された旧コードと比較した場合の改良コードの新規性.....	203
G.7.3	事象の複雑さ .....	204
G.7.4	最適評価コードの保守性 .....	205
G.7.5	原子炉施設の設計又は運転に関する変更の程度.....	205
附属書 H (参考) 統計的安全評価手法における不確かさの拡大及び保守性について .....		209
序文 .....		209
H.1	はじめに .....	209
H.2	統計的安全評価において取り扱われるランダムな不確かさ及び推定誤差の分類.....	210
H.3	予測における不確かさの拡大に関する取扱い .....	211
H.4	統計的安全評価における保守的な設定の方法 .....	214
H.5	統計的安全評価における知見の拡充に応じた不確かさの設定の考え方.....	216
H.6	不確かさの分類と保守的な設定の具体例 .....	218
H.7	シナリオ保守性の取扱いについて .....	218
附属書 I (参考) 統計的安全評価に用いる確信度についての考え方 .....		226
序文 .....		226
I.1	確信度に関する一般的な考え方 .....	226
I.2	原子炉施設の安全評価における確信度の取扱いに関する背景及び現状.....	227
I.3	まとめ .....	229
附属書 J (参考) 安全評価の実施方針についての考え方.....		231
序文 .....		231
J.1	安全評価の実施方針を明確化することの必要性.....	231
J.2	安全評価の実施方針の考え方 .....	232
J.2.1	概要 .....	232
J.2.2	安全評価の対象となる原子炉施設の型式.....	232
J.2.3	対象とする事象及び外部環境に対する所定の条件.....	232

J.2.4	解析機能への要求及び不確かさの定量化に関わる判断条件.....	233
J.2.5	解析コードの使用条件 .....	233
	本体及び附属書の参考文献 .....	235

## 解説目次

序文 .....	244
1 制定及び改定の趣旨 .....	244
2 制定及び改定の経緯 .....	245
3 審議中に問題となった事項など .....	246
4 適用範囲 .....	248
5 BEPU の方法論に関する補足 .....	249
5.1 概要 .....	249
5.2 入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論 .....	249
5.3 出力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論 .....	252
5.4 非統計的 BEPU 手法 .....	253
5.5 BEPU の方法論の進展に関わる海外の動向 .....	255
5.5.1 概要 .....	255
5.5.2 BEMUSE プロジェクト .....	255
5.5.3 PREMIUM プロジェクト .....	256
5.5.4 SAPIUM プロジェクト .....	257
5.5.5 スケーリング分析の現状報告 .....	258
5.6 まとめ .....	258
6 最適評価コード及び V&V に関する補足 .....	259
6.1 概要 .....	259
6.2 M&S ガイドとこの標準との関係 .....	259
6.3 EMDAP について .....	261
6.4 附属書 A の適格性評価についての規定と EMDAP との関係 .....	261
6.5 最適評価コードの管理に関する補足 .....	263
6.5.1 RG1.203 における品質保証に対する考え方 .....	263
6.5.2 RG1.203 における作成文書類に対する考え方 .....	264
6.5.3 附属書 A 記載の最適評価コードの管理のための規定と RG1.203 との関係 .....	265

7	懸案事項 .....	269
8	その他の事項 .....	270
9	解説の参考文献 .....	271

田  
氏  
組  
織  
研  
究  
所

家用五金雜貨

# 日本原子力学会標準

## 統計的安全評価の実施基準：201x

### 1 適用範囲

この標準は、発電用軽水型原子炉施設（以下、“原子炉施設”という。）の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の統計的安全評価を実施する場合の具体的な手順、並びにこの評価に使用する最適評価コードの要件及び管理方法を実施基準として規定するものである。

ただし、上記で示した事象以外でも、この標準に規定される実施基準を満足すればこの標準を適用することが可能である。（解説4参照）

### 2 引用規格

この標準に記載される規定以外に、この標準の規格又はその一部を構成する規格はない。

### 3 用語及び定義

この標準で用いる主な用語及び定義は、JIS Z4001：1999（原子力用語）によるほか、次による。また略語の定義を表3.1に示す。

#### 3.1

#### 統計的安全評価 (statistical safety evaluation)

最適評価コードを用い、決定論的評価の下で、入力データの不確かさの伝播を定量的に取り扱って原子炉施設の安全評価を実施すること。

**注記** 最適評価コードの代わりにメタモデルを使用することも許容される。ただし、メタモデルには、統計的安全評価の実施プロセスの中で、同評価に使用する最適評価コードによる代表的な計算結果を用いて作成され、当該の計算結果との差異が定量化されたものを用いる。また、その用途は、不確かさの組合せ評価（4.4.4 及び D.3.2 c）参照）及び／又は感度解析（D.3.1 c）参照）に限定される。

#### 3.2

#### メタモデル (metamodel)

解析コードの入力と計算結果との間の特徴的な関係を表現した数学モデル及び／又は計算モデル。

**注記** メタモデルでは、高速かつ正確に結果を計算できることが重視される。

#### 3.3

#### 安全評価パラメータ (safety parameter on licensing criteria)

評価対象の原子炉施設の安全性を確認するために、評価目的に応じて選定されるパラメータ。

**注記** 判断基準への適合性を確認するために重要な役割を果たす。例えば、PCT, MCPR などのパラメータがある。

### 3.4

#### 注目パラメータ (figure of merit)

PIRTで同定した現象の重要度の評価及び最適評価コードの解析性能の評価に当たって、安全評価の実施方針に照らして、影響、模擬性能などの評価対象となるパラメータ。

**注記** PCT, MCPR などの安全評価パラメータだけでなく、ボイド率、熱出力などの安全評価パラメータに大きな影響を及ぼすパラメータなどが選択されることがある。

### 3.5

#### BEPU (BEPU: best estimate plus uncertainty)

最適評価コードを用い、不確かさの影響を定量的に取り扱って解析結果に反映すること又はそのための手法。

**注記** 統計的安全評価は、BEPU に属する入力データの不確かさの伝播を統計的に取り扱う手法の一つを安全評価に適用したもの。BEPU 手法には次の 3 種類の手法がある。(解説 5 参照)

- ・ 入力の不確かさの伝播を統計的に取り扱う手法 (統計的安全評価手法も含まれる)
- ・ 出力の不確かさの伝播を統計的に取り扱う手法
- ・ 入力の不確かさの伝播を統計的に取り扱わない非統計的 BEPU 手法

なお、BEPU 手法の実施プロセスの一部に対して、最適評価コードの代わりに、最適評価コードによる代表的な計算結果を用いて作成され当該の計算結果との差異が定量化されたメタモデルを使用することもあり得る。

### 3.6

#### 決定論的評価 (deterministic evaluation)

対象とする事象の前提、仮定及びその他の条件をあらかじめ定めて解析し評価すること。

**注記** 例えば、設計基準事象を仮定して解析を行い、安全保護系を含む安全系などの機能及び性能を評価して安全設計の妥当性を確認することなどがある。統計的安全評価も決定論的評価に含まれる。

### 3.7

#### 重要度ランクテーブル (PIRT : phenomena identification and ranking table)

着目する事象の中で生じる現象を物理領域ごとに抽出し、注目パラメータへの影響度の大きさを尺度として分類し整理した表。

**注記** 重要度ランク表、重要度ランキングテーブル又は影響度ランキングテーブルともいう。

### 3.8

#### ノミナル (nominal)

工学的判断に基づき設定された“代表”を示す概念。

**注記** 例えば，“ノミナル値”及び“ノミナル条件”のように用いる。ノミナル値としては，最も確からしいと判断される値，設計値などが採用される。

### 3.9

#### **最適評価コード (best estimate code)**

評価対象とする原子炉施設及び事象に対して適用可能であり，想定する事象を現実的に予測できる解析コード。

**注記** “現実的に予測”とは，重要な物理プロセスのそれぞれに対して相，成分などが安全評価の実施方針に照らして相応に考慮された計算モデルを用いて，対象とする事象，体系及び安全評価パラメータの挙動を概ね偏りなく予測できることをいう。

### 3.10

#### **解析コード (analysis code, computer code)**

原子炉施設又はその一部のような多数の現象，材料，機器などから構成される複雑なシステムに対し，入力データに基づいて，内蔵する一連の計算モデルなどを計算機によって数値的に計算して当該システムの挙動及び／又は特性を相応に再現又は予測できる計算プログラムの集合体。

**注記** 最適評価コードも解析コードに含まれる。

### 3.11

#### **ベースケース (base case)**

この標準で規定する統計的安全評価における原子炉施設の感度解析，並びにランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価の基本となる単一の解析ケース。

### 3.12

#### **個別効果試験 (SET : separate effects test)**

PIRTで着目された現象に対する挙動を個別に分離して確認するための試験。

**注記** 着目する物理現象又は注目パラメータに関する計算モデルの妥当性確認などに役立てることを目的とする。

### 3.13

#### **コンポーネント効果試験 (CET : component effects test)**

原子炉施設の機器，配管などの特定の物理領域内で生じる現象に対する挙動を，当該の物理領域に期待される動作又は性能に着目して確認するための試験。

**注記** コンポーネントレベルの入力データの特性若しくは相関の同定又はコンポーネントレベルの計算モデルの妥当性確認に役立てることを目的とする。

### 3.14

#### **総合効果試験 (IET : integral effects test)**

着目する物理領域又はシステム全体の挙動を確認するための試験。

**注記** 実規模試験及び原子炉施設における試験も含む。

### 3.15

#### **評価マトリックス (assessment matrix)**

着目する現象に対する最適評価コードの模擬性能を確認するために、PIRTに基づいて整理した重要な現象と個別効果試験・総合効果試験などとの対応関係を整理した表。

### 3.16

#### スケール効果 (scaling effect, effect of scale)

評価対象とする原子炉施設における現象と、その現象を模擬した試験との間又は評価に使用する解析コードに組み込まれた物理モデル及び相関式との間に、空間的及び/又は時間的スケールの違いによって、現象を記述する物理量の作用の相似的な関係、影響の度合いなどに差異が生じる効果。

**注記** 評価対象とする原子炉施設における現象と、試験又は解析コードに設定する境界条件及び初期条件との間の空間的及び/又は時間的スケールの違いに起因する差異もこれに含まれる。例えば、特定の事象シナリオ及び/又は原子炉施設に適用する場合の最適評価コードのスケールアップ性能、並びに試験設備のスケールひずみ及びスケールアップ性能が含まれる。

### 3.17

#### スケールアップ性能 (scale-up capability)

個別効果試験及び/又はコンポーネント効果試験で妥当性確認された物理モデル及び相関式、並びに最適評価コードを、より大きな空間的スケールの試験及び原子炉施設へ適用する場合の最適評価コードが有する能力、又は、個別効果試験結果を想定する事象シナリオ及び原子炉施設に対して外挿する場合の試験設備が有する能力。

### 3.18

#### スケールひずみ (scale distortion, scaling distortion)

総合効果試験などの試験結果を原子炉施設の規模にスケールアップするとき又は逆に原子炉施設で生じる事象及び現象を総合効果試験などが実施される縮小サイズの試験設備にスケールダウンするときに、観測パラメータが相似的な関係からずれること。

**注記** 試験装置及びその境界条件、並びに試験対象とする現象に関わる物理プロセスごとに空間スケールへの依存性が異なることによって生じる。また、不十分なスケール分析手法を用いて設計・製作された試験装置に設定される運転及び試験の条件並びに模擬される現象及び事象が、原子炉施設と異なることによっても生じる。

“Scaling Distortion” は、どちらかという、スケール分析手法を用いて試験設備を設計などするときの当該の試験装置のもつスケールひずみを指すことが多いが、“Scale Distortion” と必ずしも厳密に使い分けられているものではない。

### 3.19

#### 不確かさ (uncertainty)

観測又は解析の結果としての標本に付随した、観測量又は解析結果に合理的に結びつけられ得る値のばらつき (dispersion) の幅を特徴付ける符号なしパラメータ。(図 1参照)

**注記** 推定誤差とランダムな不確かさとに分けて取り扱うことができる。例えば、解析結果の不確かさは、解析コード、計算モデル、スケール効果、入力データな

どに含まれるランダムな不確かさ及び推定誤差に起因する。

“観測量又は解析結果に合理的に結びつけられ得る値”というのは、“真値の候補とを考えても不合理でない値”と解釈できる値を指す<sup>(1)</sup>。また、“ばらつき”には、現象、数値解析の結果などの揺らぎに起因するランダム的な成分だけでなく、知見の不足などに起因する由来が不可知なたよりが含まれる。

不確かさをその由来に従って分類すると、aleatory な不確かさ及び epistemic な不確かさ (H.5 参照) の二つに分けることができる。

### 3.20

#### ランダムな不確かさ (random uncertainty)

観測又は解析の結果としての標本に付随した偏差から推定誤差を差し引いて残る標本のばらつきを特徴付ける符号なしの値。(図 1参照)

**注記** ランダムな不確かさは、パラメータが必ずしも厳密にランダムに分布しているときだけでなく、何らかのばらつきのあるパラメータについて、その分布の幅を表す用語としている。

### 3.21

#### 推定誤差 (estimated error)

観測又は解析の結果としての標本に付随した、観測量又は解析結果及び／又はその期待値と真値との差についての統計的な符号付き推定量。(図 1参照)

**注記** 標本に付随して最も確からしいと判断される値、すなわち、真値の候補から系統的に一方に偏る符号のある成分としての偏差のことをいう。

### 3.22

#### 確信度 (confidence level of probability)

設定された累積確率値及び信頼水準をまとめて表現するときの総称。

### 3.23

#### 累積確率値 (cumulative probability value)

設定された累積確率に相当するパラメータの値。

### 3.24

#### 信頼水準 (confidence level)

有限のサンプルによる母集団の近似がどの程度信頼できるかを示す指標。

### 3.25

#### 安全評価値 (evaluated value for safety parameter)

解析コード又は何らかの計算手段によって得られた安全評価パラメータの評価値。

### 3.26

#### 統計的安全評価値 (evaluated value through statistical safety analysis)

統計的安全評価手法によって、設定された確信度に基づいて最終的に得られた安全評価パラメータの評価値。

**注記** この値と判断基準に規定される限界値とが比較される。

### 3.27

#### 判断基準 (acceptance criteria)

原子炉施設の安全設計が妥当であるか否かを判断するために、評価目的に応じて設定された基準。

**注記** この標準では、判断基準として設定する基準があらかじめ定められていることを前提とする。例えば、“発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針”（以下、“**安全評価審査指針**”という。）に示される判断基準などがある。

### 3.28

#### 実験 (experiment)

最適評価コードの保存式を含む数学モデルの理論、定式化などが正しくなされたことの確認又は生じる現象及びその相互関係の解明を目的として、何らかの装置を用い、制御された条件の下で一つ又は一連の実現象を装置内で現出させ、当該の実現象又はその状態について計測又は観測を行い、データを取得すること。

**注記** 試験及び実験の双方の意味を含み明確に区分できない場合は試験を用いる。ただし、この標準では、対象物の合否判定を目的として実施する材料、溶接、機器、性能などの検査に関わる試験は想定しない。  
なお、例えば実験に関しては、実験解析、実験データなどのように用いられる。また、試験に関しては、試験設備、試験データ、試験条件、試験結果、起動試験などのように用いられる。

### 3.29

#### 試験 (test)

計算モデルの性能及びスケール効果、並びに機器、装置などの性能の確認を目的として、何らかの装置を用い、制御された条件の下で一つ又は一連の実現象を装置内で現出させ、当該の実現象又はその状態について計測又は観測を行い、データを取得すること。

### 3.30

#### 模擬性能 (simulation accuracy)

解析コード又は計算モデルが、対象とする現象の挙動について模擬できる能力。

**注記** 妥当性確認に基づいて定量化されるランダムな不確かさ及び推定誤差の大きさが評価の尺度となる。

### 3.31

#### モデル化 (modeling)

現象、機器の挙動、制御系・安全保護系などの特性を抽象化して記述すること。

**注記** 解析コードに現象、機器の挙動、及び制御系・安全保護系などの特性を模擬する要素を実装する過程では、概念モデル、数学モデル及び計算モデルの3段階のモデル化がなされる。

なお、この標準では、原子力学会標準“シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン：2015”<sup>(7)</sup>（以下“**M&S ガイド**”という。）でいう“数理モデル”を数学モデル、“数値モデル”を計算モデル、また M&S ガイドでいう“物

理的モデル”を用いてデータを取得することを実験又は試験という。

### 3.32

#### 概念モデル (conceptual model)

原子炉施設内で発生すると想定され、統計的安全評価の対象となる事象において、考慮する必要のある原子炉施設内の系統の範囲及びその状態、事象シナリオ、物理領域、並びに関連する全ての有意と想定される物理的な現象及び／又は化学的な現象に対して、安全評価の実施方針に照らして特定し整理したもの。

**注記** 統計的安全評価では PIRT が最も重要な概念モデルに当たる。

### 3.33

#### 数学モデル (mathematical model)

概念モデルを、幾何学的表現、支配方程式、初期及び境界の条件、モデル定数を含む構成式、外力などから構成される数学的表現に変換したもの。

**注記** 実験データの回帰モデルのような経験的モデルも含む。(解説 6.2 参照)

### 3.34

#### 計算モデル (computational model)

数学モデルの解を求めるため、安全評価の実施方針を満たす予測性能が得られるような適切な数値解析手法(空間・時間の離散化、解法、アルゴリズム、収束判定条件など)の下で、数学モデルを計算機のプログラムに変換したもの。

### 3.35

#### 物理モデル (physics-based model, physical model)

数学モデル又は計算モデルの中で、構成式に関わる現象又は機器の挙動を、機構論的又は現象論的に表現したモデル。

**注記** 構成式は物理モデル又は相関式から構成される。さらに、2 流体モデル、非平衡モデル、均質流モデル、混合流モデル、3 次元モデル、3 領域モデル、ドリフトフラックスモデル、コンポーネントモデル、動特性モデル、制御系モデルなど、現象を個別にモデル化する概念又は枠組みを指す概念モデルに対しては、それぞれ個別の呼称を用いる。

### 3.36

#### 試験解析 (post-test analysis)

評価マトリックス中の試験に対して実施する妥当性確認のための解析。

### 3.37

#### 適格性評価 (qualification of applicability)

最適評価コードに対し、適用を想定する安全評価に対応してシステム内で生じる種々の挙動及び安全評価パラメータの過渡的な変化について、構築した重要度ランクテーブルに従って検証及び妥当性確認並びに不確かさの定量化を系統的に実施し、当該の最適評価コードが当該の安全評価に適用できることを確認すること。

**注記** M&S ガイドでいう“モデル V&V”(解説 5 及び解説 6 参照)に相当する。また、この標準では、M&S ガイドでいう“モデル検証”を検証、“モデル妥当性

確認”を妥当性確認という。

### 3.38

#### **包絡性 (coverage for boundary condition)**

安全評価の対象とするシステムの状態、境界条件などに幅がある場合に、これらの幅の中で、判断基準に照らして解析結果が最も厳しい側となるように入力データを設定するときの当該の入力データの限界条件としての属性、又は妥当性確認時において、解析が実験値を常に厳しい側で予測するときの予測結果がもつ厳しい側としての性質。

**注記** 例えば、原子炉施設運転時の初期状態の幅、又は想定する解析条件の幅が広い場合があることから、包絡性のある入力データとは、入力データに想定される不確かさに基づき、対象とする事象シナリオに応じて安全評価パラメータを厳しく評価する側の限界条件をいう。

### 3.39

#### **安全機能パラメータ (parameter on safety function)**

安全保護系の設定値などの安全機能に対する事象シナリオ上の仮定に関わる原子炉施設固有のパラメータ。

**注記** 弁の容量及び開閉特性、スクラムなどにおける制御棒の挿入時間などを指し、定常特性に影響を及ぼさないが、過渡時の原子炉施設の挙動に影響を与える。

### 3.40

#### **安全評価の実施方針 (intended use of safety analysis)**

安全評価の対象となる原子炉施設の型式、解析コードの使用条件、解析機能への要求、この要求及び／又は不確かさの定量化に関わる判断条件、並びにこれらに関連する事象及び外部環境に対する所定の条件を、解析コードの予測性能を明確化するための基本情報として具体的に整理し構成したもの。

### 3.41

#### **原子炉施設の重要な設計の特徴 (essential design features of a nuclear power plant)**

安全評価の対象となる原子炉施設において、原子炉の基本設計、並びに安全保護系及び非常用炉心冷却系などの安全機能に関する原子炉の詳細設計に関わる種々の特徴の中で、評価する事象に照らして重要となるもの。

**注記** 原子炉の基本設計に関わる種々の特徴とは、次のことなどをいう。

- ・ 個々の物理領域（炉心、燃料、ポンプ、配管など）の機能、幾何形状（流路断面積、長さ、体積、縮小、拡大など）、その内部で生じる現象（熱伝達、沸騰、相変化、中性子輸送など）、輸送現象の方向（鉛直、水平、半径方向、順流、逆流など）、並びに物理領域間の空間的な配置及び接続の状態
- ・ 原子炉の通常運転、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故などのときに使用される各種の機器の仕様、性能、配置、作動及び閉止の条件、並びに必要に応じて幾何形状及びその効果。また、移動して動作する機器の場合にはその移動の方向

- ・ 作動流体の特性，成分，相，幾何学的な形態及びその流れの方向
- ・ 核分裂，中性子輸送などに関わる断面積の大きさ，分布及び長期の時間変化
- ・ 構造材の成分，成分の組成，構成，並びに材料上及び熱力学上の特性
- ・ 原子炉出力，安全評価パラメータなどの空間的な分布及びその変化，変化の範囲，時間応答特性など

### 3.42

#### ユーザ効果 (user effect)

解析結果に生じる解析実施者に由来する不確かさ。

**注記** 解析実施者のもつ原子炉施設，事象，現象などに対する知識及び解析経験の程度，解析コード及びその分析のための手法に対する知識，経験及び課題の把握の程度，指導者の有無，解析実施者の過誤などによって生じる。

ユーザ効果は統計的安全評価の実施プロセスのそれぞれで発生する可能性があり，例えば，形状データ，過渡変化の時刻指定，コンポーネントの特性，計装系の特性などに関わる入力データの設定，数値解析手法，相関式などの解析時のオプションの選択，空間次元（1次元，2次元，3次元など）の選択，時間ステップの設定，解析対象のシステムに対するノード分割などの解析コードの入力設定に関わる全ての要素に対して生じ得る。

また，統計的安全評価における主要な不確かさ要因の一つになる場合があり，定量化された不確かさなどに認識されない **epistemic** な不確かさ（**H.5** 参照）として残る可能性がある。この可能性が排除できない場合は，一定の付加的バイアスを考慮するなどして，統計的安全評価値の信頼性を確保する必要が生じる可能性がある。一方，認識されたユーザ効果に対しては，それに的確に対処することによってユーザ効果及び／又はこれに起因する不確かさを解消したり，不確かさの成分の一つとして定量化したりして，統計的安全評価値に付加的バイアスを付加することを防止できる。

ユーザ効果は，安全評価に対する品質保証上の取組みとの関わりが深いから，統計的安全評価の実施プロセスのそれぞれで発生する可能性があることから，統計的安全評価値の信頼性の向上のために相応の考慮が必要となる事項である。

### 3.43

#### 安全余裕 (safety margin)

安全評価によって得られた安全評価パラメータの予測値と判断基準値との差異。

### 3.44

#### 事象シナリオ (event scenario)

定常的な運転状態にある原子炉施設に何らかの変動が発生したときに生じる事象の進展について，これに影響を及ぼす一つ又は複数の安全機能の動作，運転員の対応操作などを網羅し，初期の変動，原子炉施設内の主要な状態の変化などとともに，変化が収束するに至るまでの一連の流れを時系列的に整理して記述し，当該の事象に対する仮定又は想定を加え

たもの。

**注記** 原子炉施設の健全性に有意な影響を与えるか又は与える可能性のある何らかの変化を含む一連の状態の変化を事象という。

### 3.45

#### 補償誤差 (compensating error)

特定の試験又は試験の組を対象とした解析コードの妥当性確認において、一つ又は複数の計算モデルなどに調整を加えた場合に、計算モデルなどの間の推定誤差が相殺される結果となったときの個々の計算モデルなどがもつ推定誤差。

**注記** 計算モデル、入力データなどを調整することによって試験値との一致度を高めようとするときに生じる。このとき、調整は一つ又は複数の計算モデルに関する入力データの校正又は調整、試験に固有のノード分割の採用などによってなされる。調整がなされることによって計算モデルなどの間の推定誤差が相殺され、結果的に試験値との間で見かけ上の解析コードの正確度が向上する。補償誤差があると、他の条件の試験、原子炉施設などの解析に当たって推定誤差が相殺されずに顕在化する可能性があるため、最適評価コードの不確かさの定量化だけではなく、そのスケールアップ性能の評価に当たって留意する事項となる。

### 3.46

#### 限界条件 (limiting condition)

統計的安全評価に用いる入力データについて、不確かさの幅の想定、知見に基づく工学的判断などに従って、可能な入力データの幅の中で統計的安全評価値を、判断基準に照らして最も厳しい側又は最も楽な側にする代表的なデータがもつ特性。

### 3.47

#### 検証 (verification)

計算モデルが、その基礎となる数学モデルを忠実に表現し、かつ計算モデルの解を、デジタル計算機の打ち切り誤差及び収束許容値の範囲において導くことを確認する実施プロセス。

### 3.48

#### 妥当性確認 (validation)

計算モデルが、その安全評価の実施方針に従った最適評価コードの予測性能に関する要求の観点から、対象とする実現象を満足できる幅で予測できることを確認する実施プロセス。

**注記** M&S ガイドの“モデル妥当性確認”と実質的に同じ定義であるが、同ガイドでは、必要に応じたモデルの再構築及び不確かさの源の特定を重視する観点から、概念モデル、数学モデルなどを妥当性確認した結果に影響を及ぼす“モデル”の範囲に含めている。これに対し、この標準では、統計的安全評価の実施に即した実用的な観点から“モデル”を“計算モデル”に限定している。(解説 6.2 参照) ただし、“計算モデル”に妥当性確認の対象を限定したとしても、数学モデルなどの見直し、改良などを妨げるものではない。

## 3.49

**付加的バイアス (extra bias)**

定量化できないために統計的安全評価値に直接的に反映されない不確かさについて、その影響を補償することを目的として、必要に応じて工学的判断に基づいて設定するバイアス。

**注記** 統計的安全評価値を判断基準に照らして厳しい側に評価するために同評価値に足し込まれる。試験データが不十分なため不確かさの定量化が困難なときに考慮する推定誤差、近似計算に由来して安全評価パラメータに見込まれる推定誤差などが付加的バイアスの起源の候補となる。

## 3.50

**運転時の異常な過渡変化 (anticipated operational occurrence)**

通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動、運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱のいずれかによって発生する異常な状態であって、当該の状態が継続した場合には原子炉施設の炉心及び／又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生じるおそれがあるものとして安全設計上想定する必要があるもの。

## 3.51

**設計基準事故 (design basis accident)**

発生頻度が運転時の異常な過渡変化よりも低い異常な状態であって、当該の状態が発生した場合には原子炉施設から多量の放射性物質が放出されるおそれがあるものとして安全設計上想定する必要があるもの。

## 3.52

**設計基準事象 (design basis event)**

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故。

**表 3.1 略語**

<b>10CFR50</b>	Title 10 of the Code of Federal Regulations, Part 50
<b>ABWR</b>	改良沸騰水型原子炉：Advanced Boiling Water Reactor
<b>APWR</b>	改良加圧水型原子炉：Advanced Pressurized Water Reactor
<b>AEA</b>	(イギリス) 原子力公社－Winfrith：Atomic Energy Authority Winfrith
<b>AESJ</b>	日本原子力学会：Atomic Energy Society of Japan
<b>AHP</b>	階層分析法：Analytic Hierarchy Process
<b>ANS</b>	米国原子力学会：American Nuclear Society
<b>AOO</b>	運転時の異常な過渡変化：Anticipated Operational Occurrences
<b>APR</b>	Advanced Power Reactor

<b>ASME</b>	米国機械学会 : The American Society of Mechanical Engineers
<b>ATLAS</b>	Advanced Thermal-hydraulic test Loop for Accident Simulation
<b>BEPU</b>	不確かさを定量化した最適評価 : Best Estimate Plus Uncertainty
<b>BEMUSE</b>	Best Estimate Methods – Uncertainty and Sensitivity Evaluation
<b>BT</b>	沸騰遷移 : Boiling Transition
<b>BWR</b>	沸騰水型原子炉 : Boiling Water Reactor
<b>CANDU</b>	カナダ型重水 (炉) : CANadian Deuterium Uranium
<b>CCFL</b>	気液対向流制限 : Counter Current Flow Limitation
<b>CCTF</b>	円筒炉心試験装置 : Cylindrical Core Test Facility
<b>CET</b>	コンポーネント効果試験 : Component Effects Test
<b>CHF</b>	限界熱流束 : Critical Heat Flux
<b>CIRCÉ</b>	Calcul des Incertitudes Relatives aux Corrélations Élémentaires
<b>CPR</b>	限界出力比 : Critical Power Ratio
<b>CSAU</b>	Code Scaling, Applicability and Uncertainty
<b>CSNI</b>	原子力施設安全委員会 : Committee on the Safety of Nuclear Installations
<b>DIPE</b>	Determination of Input Parameters Empirical Properties
<b>DNB</b>	核沸騰からの離脱又は核沸騰限界 : Departure from Nucleate Boiling
<b>DNBR</b>	限界熱流束比 : Departure from Nucleate Boiling Ratio
<b>DOE</b>	米国エネルギー省 : Department Of Energy
<b>DVI</b>	原子炉容器直接注水 : Direct Vessel Injection
<b>ECCS</b>	非常用炉心冷却系 : Emergency Core Cooling System
<b>EDF</b>	フランス電力公社 : Electricité de France
<b>EM</b>	評価モデル : Evaluation Model
<b>EMDAP</b>	Evaluation Model Development and Assessment Process
<b>ENUSA</b>	スペインウラン公社 : Empresa Nacional del Uranio S.A
<b>ESBWR</b>	高経済性単純化沸騰水型原子炉 : Economic Simplified Boiling Water Reactor
<b>FEBA</b>	Flooding Experiments with Blocked Arrays
<b>FFTBM</b>	Fast-Fourier Transform Based Method
<b>FLECHT</b>	Full Length Emergency Cooling Heat Transfer
<b>FLECHT-SEASET</b>	Full Length Emergency Cooling Heat Transfer Separate Effects And Systems Effects Tests
<b>GRS</b>	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
<b>H2TS</b>	階層的 2 層スケーリング : Hierarchical, Two-Tired Scaling
<b>HCLPF</b>	高信頼度低損傷確率 : High Confidence Low Probability of Failure
<b>IAEA</b>	国際原子力機関 : International Atomic Energy Agency
<b>IET</b>	総合効果試験 : Integral Effects Test

<b>IRIS</b>	International Reactor Innovative and Secure
<b>IRSN</b>	フランス放射線防護・原子力安全研究所 : Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
<b>ISO</b>	国際標準化機構 : International Organization for Standardization
<b>IUQ</b>	sampling-based Inverse Uncertainty Quantification
<b>JEAC</b>	日本電気協会電気技術規程 : Japan Electric Association Code
<b>JIS</b>	日本産業規格 : Japanese Industrial Standards
<b>KAERI</b>	韓国原子力研究所 : Korea Atomic Energy Research Institute
<b>KREM</b>	Korea Realistic Evaluation Model
<b>LHS</b>	ラテン超方格サンプリング法 : Latin Hypercube Sampling
<b>LOCA</b>	冷却材喪失事故 : Loss Of Coolant Accident
<b>LOFT</b>	Loss Of Flow Test
<b>LP</b>	下部プレナム : Lower Plenum
<b>MC/QE</b>	Models and Correlations Quality Evaluation
<b>MCMC</b>	マルコフ連鎖モンテカルロ : Markov Chain Monte Carlo
<b>MCDA</b>	Model Calibration through Data Assimilation
<b>MCPR</b>	最小限界出力比 : Minimum Critical Power Ratio
<b>M&amp;S</b>	モデリング&シミュレーション (Modeling and Simulation)
<b>NEA</b>	欧州原子力機関 : Nuclear Energy Agency
<b>NRC</b>	米国原子力規制委員会 : Nuclear Regulatory Commission
<b>NUREG</b>	US Nuclear Regulatory Commission Regulation
<b>OECD</b>	経済協力開発機構 : Organisation for Economic Co-operation and Development
<b>ORNL</b>	オークリッジ国立研究所 : Oak Ridge National Laboratory
<b>OST</b>	Other Standards Test
<b>PCT</b>	燃料被覆管最高温度 : Peak Cladding Temperature
<b>PIRT</b>	重要度ランクテーブル : Phenomena Identification and Ranking Table
<b>PREMIUM</b>	Post-BEMUSE REflood Model Input-Uncertainty Methods
<b>PWR</b>	加圧水型原子炉 : Pressurized Water Reactor
<b>PUMA</b>	パデュー大学多次元総合効果試験装置 : Purdue University Multi-dimensional integral test Assembly
<b>RCP</b>	原子炉冷却材ポンプ : Reactor Coolant Pump
<b>RG</b>	規制指針 : Regulatory Guide
<b>RHRP</b>	Reduced-Height, Reduced-Pressure Facility
<b>RIP</b>	原子炉インターナルポンプ : Reactor Internal Pump
<b>SAPIUM</b>	Systematic AProach for Input Uncertainty Methodology
<b>SASM</b>	Severe Accident Scaling Methodology

<b>SBWR</b>	単純化沸騰水型原子炉 : Simplified Boiling Water Reactor
<b>SCTF</b>	平板炉心試験装置 : Slab Core Test Facility
<b>SET</b>	個別効果試験 : Separate Effects Test
<b>SG</b>	蒸気発生器 : Steam Generator
<b>SLMCPR</b>	安全限界最小限界出力比 : Safety Limit Minimum Critical Power Ratio
<b>SMAP</b>	Safety Margins Action Plan
<b>SRP</b>	米国標準審査指針 : Standard Review Plan
<b>UMAE</b>	Uncertainty Methodology based on Accuracy Extrapolation
<b>UMS</b>	Uncertainty Methods Study
<b>UOSTL</b>	片側許容限界 : Upper One-Sided Tolerance Limit (OSUTL : One-Sided Upper Tolerance Limit ともいう。)
<b>V&amp;V</b>	検証及び妥当性確認 : Verification and Validation
<b>WGAMA</b>	事故分析・管理作業グループ : Working Group on Analysis and Management of Accidents

## 4 統計的安全評価の手順及び実施内容

### 4.1 統計的安全評価の手順の全体構成及び流れ

統計的安全評価は，“最適評価コードの適用性の評価”，“パラメータの不確かさの定量化”及び“感度解析及び不確かさ評価”の3基本要素，並びに“判断基準との比較”及び“解析結果の文書化”の合計五つの基本要素で構成される。

なお，始めの3基本要素に対しては，この章において具体的手順を規定する。統計的安全評価の流れ及び手順を図 2 及び図 3に示す。

### 4.2 最適評価コードの適用性の評価

#### 4.2.1 適用性の評価に関わる実施内容

対象とする解析事象及び原子炉施設を特定し，**附属書B**に規定した方法によって安全評価パラメータへ影響を与える重要な現象を特定する。また，最適評価コードに関する文書情報から，対象となる解析事象のシナリオを模擬するために必要な主要計算モデルの存在及び同事象に対する同コードの模擬性能を確認し，同コードの適用性を評価する。最適評価コードは，**附属書A**に規定した要求事項を満足する解析コードを使用する。

#### 4.2.2 解析事象の選定（ステップ 1）

ステップ2で評価対象とする原子炉施設の型式における運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で動作する安全機能に関する安全設計の評価を行うに当たって，当該の安全機能に関わって考慮する必要があるものとして抽出された事象を選定する。（**D.1.1**参照）

#### 4.2.3 原子炉施設の選定（ステップ 2）

評価対象とする原子炉施設を具体的に選定する。

#### 4.2.4 重要度ランクテーブル（PIRT）の作成（ステップ 3）

対象とする安全評価パラメータに大きな影響を与える現象を明確にするために，重要度のランクを定めた PIRT を作成する。

PIRTは，**附属書B**の規定に従って作成する。

#### 4.2.5 最適評価コードの選定（ステップ 4）

**附属書A**の規定を満足する最適評価コードを選定する。

#### 4.2.6 最適評価コードの情報収集（ステップ 5）

使用する最適評価コードについての文書を整理し，ステップ6に記載する a) からe) の規定に示される数学及び／又は計算モデルの情報などのステップ6を実施するために必要な

情報を収集する。特に、ステップ1及びステップ2の実施結果が、**A.3.2**において規定される“最適評価コードの模擬性能に対する要求定義”に従って実施された確認結果と同等か又は厳しい側に包絡されることを確認する。また、ステップ3で作成したPIRTについては、該当する解析事象及び原子炉施設を対象に**A.3.2 c)**の規定に従って作成されたPIRTに対して、同定された現象及び重要度のランク付けが同等であることを確認する。このとき、ランク付けが異なる場合には統計的安全評価と最適評価コードとの要件の相違に従って説明できるようにする。

#### 4.2.7 最適評価コードの適用性の評価（ステップ 6）

ステップ 5 で整理した文書情報に基づいて、最適評価コードの統計的安全評価手法への適用性を評価するため、次の項目を確認する。

- a) 事象全体をモデル化するために必要な成分及び相の保存量を取り扱うことができ、さらに必要な空間次元及び時空間スケールの下で定式化された時間依存の保存式が与えられていること。
- b) 対象とする原子炉施設の重要な設計の特徴を適切にモデル化できること。また、原子炉施設の系統及びコンポーネントの模擬に対する適用性が検討されていること。

**注記** “適切に”とは、原子炉施設の重要な設計の特徴のそれぞれに対して、定常時及び／又は過渡時における設計上の仕様及び機能を現実的に模擬できるようにモデル化された計算モデルを含む最適評価コードが、安全評価の実施方針、特に安全余裕との関係で許容される不確かさの大きさの想定及び不確かさの定量化方法に照らして、空間次元、時空間スケール、幾何形状、機器、成分、相、相の幾何学的な形態など、及びこれらの時間変化に対する必要な模擬性能をもつことをいう。

- c) PIRT の中で重要と評価された現象のそれぞれを、最適評価コードに含まれる保存式、構成式などから構成される計算モデルで模擬できること。
- d) 妥当な数値解法をもつこと。
- e) 最適評価コード中に PIRT で抽出された重要な現象を模擬する相関式及び物理モデルに関わる計算モデルがない場合及び数値解法が不十分な場合には、その項目を明確にし、その影響の取扱い方法を定める。(D.1.2 参照)

### 4.3 パラメータの不確かさの定量化

#### 4.3.1 不確かさの定量化に関わる実施内容

評価マトリックスにおいて対象とした試験解析などに基づいて、解析事象における重要な現象に対する最適評価コード又は計算モデルの模擬性能及び不確かさ、試験設備のスケールひずみの有無、並びに最適評価コードの原子炉施設規模へのスケールアップ性能を評価する。試験・実験データベースとの比較によって、主要な計算モデルの不確かさについての取扱い方法を設定する。(4.3.4及び4.3.5参照) 試験解析に当たっては、**附属書A**の規定に

従って構築した試験データベースから評価マトリックスを構成する重要な現象に関わる試験を選定できる場合、当該試験及びこれに基づく妥当性確認に関する情報を使用することが可能である。

#### 4.3.2 評価マトリックスの作成（ステップ 7）

ステップ 3 において作成した PIRT において影響が大きく重要と判断された現象及び事象シナリオに従った原子炉施設内の状態変化について、最適評価コード、又は構成式に関わる計算モデルの評価結果の不確かさを定量化するために必要な試験データを選定する。このため、**附属書 A** の規定に従って構築された試験データベース及び利用可能な試験データを対象に、PIRT で判断された重要な現象に対する評価マトリックスを作成する。

評価マトリックスの作成に当たっては、次に示す情報が得られるように試験を選定する。

- a) 対象とする解析事象において重要と判断された現象に対する最適評価コードの模擬性能
- b) 試験から対象とする原子炉施設のサイズへスケールアップする場合の最適評価コードの模擬性能
- c) 解析におけるノード分割を決定するための試験データ

評価マトリックスを作成するためには、ステップ 3 で作成した PIRT の結果から抽出される重要な現象を主体に不確かさの定量化に有効な試験を選定する。(D.2.2 参照) 評価マトリックスの作成に使用する試験には、次のものが挙げられる。

- d) 現象の評価に必要な個別効果試験 (SET)
- e) 原子炉施設の特定領域に対するコンポーネントレベルの計算モデルの評価に必要なコンポーネント効果試験 (CET)
- f) 現象間の相互作用及び全般的な最適評価コードの模擬性能の評価のための総合効果試験 (IET)
- g) 最適評価コードの模擬性能を直接的に評価するための原子炉施設における試験 (建設時の過渡起動試験など)

試験の選定に当たっては、不確かさの定量化のために必要となる信頼性の高いデータがそろおうと同時に、対象とする原子炉施設及び事象を包含する広い試験条件の範囲を考慮して選定する。また、可能な限り、同様な事象又は過渡状態を対象とする試験の中で設備及びスケールの異なるものを考慮する。ただし、詳細な測定がなされた原子炉施設における試験が利用可能な場合は、最適評価コードのスケールアップのための試験項目を簡素化することが可能である。(D.2.2 参照)

#### 4.3.3 解析で用いるノード分割の定義（ステップ 8）

対象とする原子炉施設の解析においては、PIRT 中で重要と評価された現象及び原子炉施

設に対する重要な設計の特徴を考慮できるようにノード分割を設定する。このノード分割は、個別効果試験、総合効果試験及びコンポーネント効果試験の解析に使用するノード分割に基づき設定する。(D.2.3参照)

#### 4.3.4 最適評価コード又は計算モデルの不確かさの評価 (ステップ 9)

##### a) 基本方針

PIRT によって摘出された重要な現象に対しては、ステップ 5 で整理した文書情報及びステップ 6 で実施した最適評価コードの統計的安全評価手法への適用性の評価結果を踏まえ、評価マトリックスに基づき、必要な試験解析を実施する。試験結果と最適評価コードの解析結果とを比較して妥当性確認を行い、最適評価コード又は構成式に関わる計算モデルが現象を適切に模擬できることを確認する。このとき、計算モデル、ノード分割などの補償誤差の要因となるパラメータを不適切に調整して補償誤差を生じないように留意する。さらに、これらの解析を通じて、重要な現象に対する最適評価コードの不確かさとして、ランダムな不確かさ及び推定誤差を、その性質に応じて、次の b) から d) に示す三つに場合分けをして評価する。(D.2.4 及び附属書 H 参照)

##### b) 不確かさの定量化を行う場合

最適評価コード又は構成式に関わる計算モデルによる解析結果において、試験結果との差異の傾向又は安全評価パラメータへの影響が不確かな場合は、その不確かさを定量化し統計的に扱う。また、対象とした計算モデルの安全評価パラメータへの影響が大きい場合など、評価者が統計的に扱うことが妥当と判断した場合は計算モデルによる評価結果の不確かさを定量化し、統計的に取り扱う。その場合に扱う確率密度分布については、不確かさの頻度分布の形状に基づいて正規分布、一様分布とするか、又はヒストグラムを作成して、現象の特性を考慮して設定する。(D.2.4.1～D.2.4.5 参照)

ただし、不確かさについて確率密度分布の適切な設定が困難な場合、又は事象シナリオの設定に従って選定される計算モデルに対しては、保守的な結果が出やすい確率密度分布の採用、限界条件の採用などによって不確かさを設定してもよい。

##### c) 計算モデル固有の保守性を確認して使用する場合

試験結果に対して、最適評価コード又は構成式に関わる計算モデルに着目した最適評価コードの解析結果が安全評価パラメータに対し適切な保守性をもつ場合は、これを推定誤差として記録し、最適評価コードに組み込まれているオリジナルの計算モデルのまま解析に使用してもよい。一方、非保守的な場合には、安全評価パラメータに対する推定誤差を定量化し、必要に応じて保守的な設定の方法を決定する。(H.4 参照)

##### d) 最適評価コード中に必要な計算モデルが考慮されていない場合

必要な計算モデル（F.2.4.6 参照）が考慮されていない場合、試験解析などの実証データとの比較検討に基づき、最適評価コードが安全評価パラメータに対し適切な保守性をもつことが確認できるときは、当該の最適評価コードをそのまま解析に使用してもよい。一方、非保守的なときには、安全評価パラメータに対する推定誤差を定量化し、必要に応じて保守的な設定の方法を決定する。（H.4 参照）

#### 4.3.5 スケール効果の評価（ステップ 10）

PIRT によって摘出された重要な現象に対しては、評価マトリックスに基づいて、解析及び／又は試験におけるスケール効果に由来する不確かさとして、ランダムな不確かさ及び推定誤差について評価を行わなければならない。ただし、統計的安全評価の対象に対するこのような不確かさが、ステップ 5 で実施した“最適評価コードの情報収集”の結果及びステップ 6 で実施した“最適評価コードの適用性の評価”の結果などから得られる最適評価コードの適格性評価に関わる文書類によって確認できると判断される場合には、当該の文書情報を整理することで評価を代替できる。スケール効果の評価は次の観点で行う。（E.2.5、G.4 及び G.5 参照）

- a) 対象とするシナリオ及び時間領域ごとに重要と判断された現象に対し、最適評価コード及びこれに含まれる計算モデルの原子炉施設体系へのスケールアップ性能を評価する
- b) 試験装置のスケールアップ性能を評価し、スケールひずみの有無又はその影響がないことを確認する

これらの評価によって確認されるスケール効果の不確かさは、正規分布、一様分布若しくは作成したヒストグラムを踏まえた不確かさに対する確率密度分布として定量化されるか、又は確定値として推定誤差が考慮される。不確かさについては、安全評価の実施方針などに照らして必要と判断される場合に保守的に設定してもよい。（附属書 H 参照）

なお、スケール効果を評価した結果、原子炉施設のスケールでの解析結果に保守性が確認される場合には、不確かさの定量化を行わなくてもよい。

### 4.4 感度解析及び不確かさの評価

#### 4.4.1 感度解析及び不確かさの評価に関わる実施内容

入力データの不確かさの取扱い方法を規定する。次に感度解析、次いでランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価を実施し、計算モデル及び入力データに関する不確かさを組み合わせた場合の安全評価パラメータへの影響を定量的に評価する。その評価結果、並びに図 2 の a)、b) 及び c) の評価の中で考慮できない不確かさ情報によって、設定された確信度に対応する統計的安全評価値を決定する。（4.4.2 及び 4.4.5、並びに附属書 I 参照）

#### 4.4.2 入力データの不確かさの定量化（ステップ 11）

##### a) 概要

このステップでは、統計的安全評価の実施に先立ち、原子炉施設へのスケールアップ性能が確認された最適評価コードを対象に、幾何形状・構造・組成などの原子炉施設固有の設備データ、原子炉施設の運転時の初期状態及び事象シナリオの想定に関わるデータ、並びに原子炉施設の安全機能パラメータなどの当該の最適評価コードの入力データを、統計的取扱いの要否の観点から分類し、統計的に扱う入力データに対しては、それぞれに含まれる不確かさとして、ランダムな不確かさ及び推定誤差を定量化する。入力データを統計的なパラメータとして取り扱う場合には、このステップで設定した確率密度分布を使用する。

入力データは、不確かさを統計的に扱う入力データ又は確定値として扱う入力データに分類できる。入力データは、PIRTで抽出した重要な現象に関わるデータであるか否かを判断し、試験及び原子炉施設の解析による知見、最適評価コードの特性などを考慮して分類する。分類方法としては次のように整理できる。（**附属書H**参照）ただし、原子炉施設の安全機能パラメータに対しては、原則として統計的な取扱いを行わず、確定値として取り扱う。

##### b) 不確かさを統計的に扱う入力データ

試験及び原子炉施設の解析による知見に基づいて統計的なばらつきが存在すると判断される入力データについては、PIRTによって抽出された重要な現象への関連性及び最適評価コードの特性、並びに**c) 2)**に示す限界条件の設定の要否を考慮し、統計パラメータとして不確かさを統計的に取り扱うことができる。それぞれの入力データの不確かさについて、依存性がある場合には、ステップ13のランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価において、その相互作用を適切に考慮しなければならない。統計的に取り扱う入力データについては、試験データに基づく妥当性確認の結果及び／又はスケールひずみの評価結果に基づき不確かさに関する確率密度分布を設定する。組合せ評価実施時にサンプリングする入力データの確率密度を表す不確かさ分布については、正規分布、一様分布、実測データに基づくヒストグラムを踏まえた分布から選定することが可能である。

##### c) 確定値として扱う入力データ

###### 1) ノミナル条件として設定する入力データ

次の入力データに対しては、ノミナル条件に対応する確定値を設定することが可能である。

- 1.1) 原子炉施設固有の設備に関する入力データ中で幾何形状に関わるものなど、設計上の不確かさが小さく管理が厳密な入力データ
- 1.2) 原子炉施設運転時の初期状態、及び原子炉施設の安全機能パラメータに関する入力データの中で、PIRTによって抽出された重要な現象に関わらない入力データ
- 1.3) 原子炉施設運転時の初期状態に関して当該入力データと従属関係にある入力データ

ータにおいて、その不確かさ又は限界条件などの設定条件の中に、当該入力データの保守的な設定又は不確かさの設定の影響範囲が含まれている入力データ

## 2) 保守的に限界条件を設定する入力データ

PIRTによって抽出された重要な現象に関わる入力データのうち、次に示すものは保守的に確定値として扱う。確定値には、入力データに想定される不確かさに基づき、対象とする事象シナリオに応じて安全評価パラメータを厳しく評価する側の限界条件を設定する。(D.3.1 c) 4)参照)

- 2.1) 安全機能に対する仮定に関する原子炉施設の安全機能パラメータ
- 2.2) 原子炉施設運転時の初期状態の幅、又は想定する解析条件の幅が広い場合があることから、入力データの包絡性を示す必要のある場合に、包絡条件の設定に関わる初期状態を指定する入力データ
- 2.3) 統計的に扱うことができない入力データ

ただし、2.1)、2.2)に示した入力データに対し、統計的安全評価に与える影響について検討し、その妥当性について明確にできる場合には、統計的に扱ってもよい。

### 4.4.3 感度解析 (ステップ 12)

PIRT の作成は統計的安全評価の初期段階で実施されるため、検討が進んだ段階で有益な知見が得られた場合には、これをフィードバックして、その妥当性を確認する。その場合、統計的安全評価を実施しようとする原子炉施設の条件を設定し、このステップまでに定量化した計算モデル及び入力データに対する不確かさに基づいて、安全評価パラメータに対する感度解析(以下、“**実機感度解析**”という。)を実施してもよい。この実機感度解析結果によって、PIRT における重要な現象のランク付けの妥当性を確認することが可能である。この情報から重要な現象の再スクリーニングを実施してもよい。(D.3.1 参照)

さらに、入力データについて、ステップ11で限界条件に対応する確定値として取り扱うこととしたデータに対しても、安全評価パラメータを厳しい側に評価することが自明でない場合は、実機感度解析を行う。この実機感度解析によって、入力データの不確かさの安全評価パラメータへの影響を評価し、限界条件として設定した入力データの保守性を確認することが可能である。(D.3.1参照)

### 4.4.4 ランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価 (ステップ 13)

入力データ及び計算モデルに対する不確かさの組合せが安全評価パラメータに及ぼす影響を評価するため、組合せ評価における評価法に従って、不確かさが定量化された入力データ及び計算モデルを、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原子炉施設の解析を実施し、安全評価パラメータの不確かさ評価を行う。この評価の結果から、

設定される確信度に対応する安全評価パラメータの値を算出する。(D.3.2 及び D.3.3 参照)

ただし、ステップ 9 において安全評価パラメータに対する推定誤差が非保守側に定量化された場合には、安全評価パラメータの算出値を当該の推定誤差分にて補正する。

組合せ評価における評価法は、直接処理法、パラメトリック法、ノンパラメトリック法などから選択する。また、妥当性が示されればその他の方法を選択してもよい。

なお、組合せ評価時の計算法として多項式フィッティング関数などに基づくメタモデルを使用する場合は、ステップ12の感度解析において安全評価パラメータに対するメタモデルを作成する。

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

本ステップでは、これまで実施したステップ全体を再確認し、ここまでのステップで考慮できなかった不確かさがある場合には、安全評価パラメータに対するそれらの影響を評価する。安全評価パラメータへの推定誤差が判断基準に照らして厳しくない側に残る場合に、影響評価結果に基づき付加的バイアスを定め、ステップ13で算出された安全評価パラメータの値に付加して、安全評価結果として使用できる統計的安全評価値を求める。(D.3.4参照)

#### 4.5 判断基準値との比較

統計的安全評価値が安全上の判断基準値を満たすことを示す。

#### 4.6 解析結果の文書化

4.2から4.5までの評価の過程において実施した内容及びその結果を文書化する。文書化に当たっては、評価の過程及びその結果が第三者によって追跡可能であり、かつ、評価方法の規定への適合性及び推奨への対応状況が確認できるように留意する。

<b>誤差</b> = 真値の候補と結果との偏差 (符号あり), 誤差の期待値 = <b>推定誤差</b>	<b>不確かさ</b> = 真値の候補を含むばらつきの幅(符号なし) <b>ランダムな不確かさ</b> (= 結果の分布のばらつきの幅)
---	---

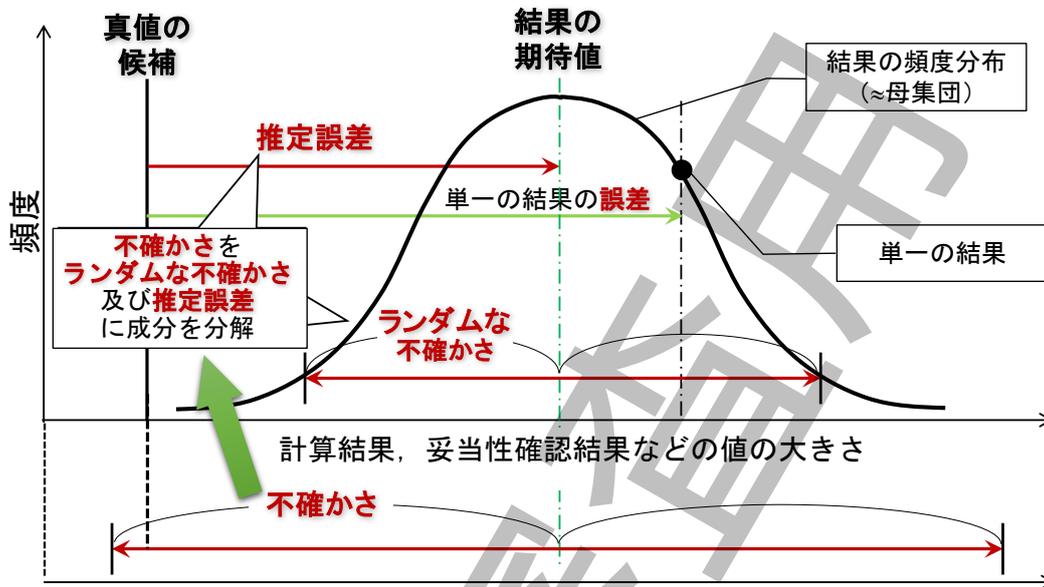


図 1 この標準の不確かさの定義

a) 最適評価コードの適用性の評価 (本体の4.2)

- ・対象とする解析事象及び原子炉施設に対する重要な現象の特定

重要な現象の特定については**附属書B**で規定

- ・対象とする解析事象に対する最適評価コードの適用性及び模擬性能の評価

**附属書A**に規定した要求事項を満足する最適評価コードを使用



b) パラメータの不確かさの定量化 (本体の4.3)

- ・評価マトリックスにおいて対象とした試験解析を実施

**附属書A**の規定に従って構築した試験データベース及び妥当性確認に関する情報が使用できる。

- ・重要な現象に対する最適評価コード又は物理モデルの模擬性能及び不確かさの評価
- ・試験設備のスケールひずみの有無及び最適評価コードのスケールアップ性能の評価



c) 感度解析及び不確かさの評価 (本体の4.4)

- ・感度解析の実施
- ・不確かさの組合せによる安全評価パラメータへの影響の定量的評価
- ・設定された確信度に対応する統計的安全評価値の決定



d) 判断基準値との比較 (本体の4.5)

- ・統計的安全評価値と安全上の判断基準値との比較



e) 解析結果の文書化 (本体の4.6)

- ・実施内容及び結果の文書化

図 2 統計的安全評価の流れ

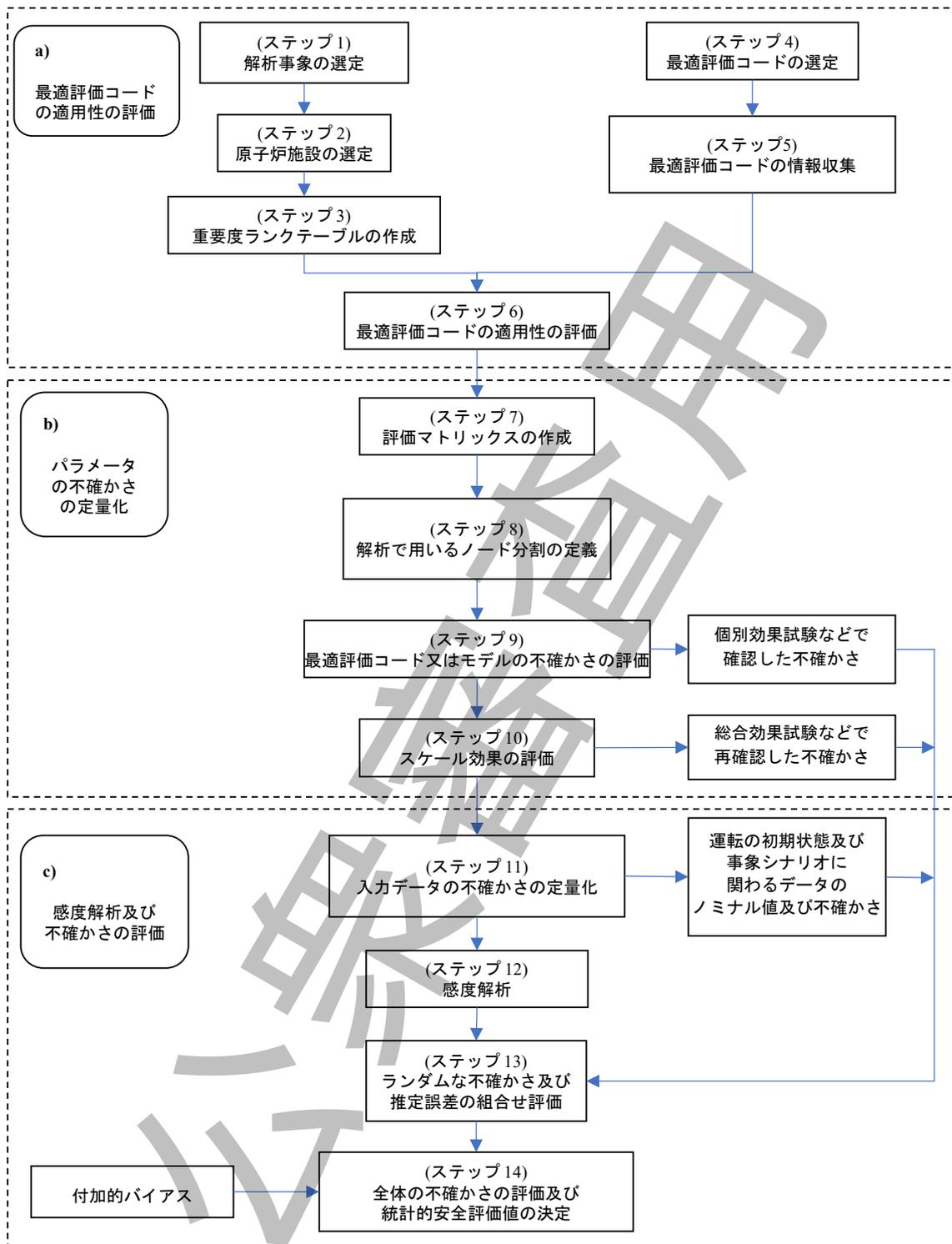


図 3 統計的安全評価の手順

**附属書 A**  
**(規定)**  
**最適評価コードの要件及び管理**

**序文**

この附属書は、**箇条 4** において記載した統計的安全評価に適用する最適評価コードの要件及び管理を規定する。

**A.1 適用範囲**

この附属書における適用範囲は、**箇条 1. 適用範囲**に記載しているものと同一である。

**A.2 最適評価コードの要件及び管理**

統計的安全評価手法に用いる最適評価コードは、次の **a)～c)**の要件を満足させ、**d)**に従って管理する。

- a)** 統計的安全評価を実施する事象及び原子炉施設に対する適用可能な範囲が示されており、この範囲において想定される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の挙動を現実的に予測できること。
- b)** PIRT によって摘出された重要な現象に対して、感度及び不確かさを評価する機能をもっていること。
- c)** **A.3** 及び **A.4** に示す評価方法に則って最適評価コードの適格性評価が行われていること。
- d)** 最適評価コードの管理要領をもち、それに従って最適評価コード開発、改良又は導入時に作成する文書及び最適評価コードの使用者向けに発行する文書の管理が行われていること。

なお、各文書には、“統計的安全評価手法”の適用を支援する具体的な記述を加えることが望ましい。(A.5 参照)

**A.3 最適評価コードの適格性評価**

**A.3.1 適格性評価に関わる実施方法**

最適評価コードに対し、

- a)** 最適評価コードの模擬性能に対する要求定義
- b)** 試験データベースの構築
- c)** 最適評価コードの構成の整理
- d)** 適格性評価

の4項目を実施する。これによって、最適評価コードを適用する上での適格性評価の実施に必要な事項を系統的に確認することが可能である。全体の流れを**図 A.1**に示す。また、**A.3.2**

から A.3.5 に各項目が規定する内容を示す。A.3.2 から A.3.5 の各節の規定が正しく実施されていること、及び A.5 にて規定する最適評価コードの管理が適切になされていることを確認することによって、事象及び原子炉施設に対して示された適用範囲における最適評価コードの適格性、すなわち、信頼性が評価される。(附属書 G 参照)

なお、次に示す適格性評価の方法を個別の最適評価コードへ適用するに当たっては、A.4 に示すように適切な根拠があれば簡略化することが可能である。

### A.3.2 最適評価コードの模擬性能に対する要求定義

最適評価コードの模擬性能に対する要求定義では、最適評価コードの適格性評価を実施する場合に着目すべき点を明らかにするために、次の項目を定める。

- a) まず、最適評価コードを適用しようとする解析の目的、原子炉施設のタイプ及び事象シナリオ（以下、“適用シナリオ”という。）を定める。続いて、注目パラメータを定める。
- b) また、表 A.1 に示す分類に従い最適評価コードの階層構造、並びに各階層に含まれる構成要素の相互間及び下位の階層との間の関係（図 E.1 参照）を明確化する。このとき、適用シナリオに即して必要性を判断し明確化すべき構成要素を定める。(E.2.2～E.2.4 参照)
- c) さらに、附属書 B の規定に従い、適用シナリオに沿って、重要な現象及び物理プロセスの特定並びに注目パラメータに即したランク付けを実施し、PIRT を作成する。(F.2.3 及び F.2.4 参照)

ただし、最適評価コードの模擬性能に対する要求定義を構成するために使用する PIRT に限っては、注目パラメータの値と同パラメータの許容限界値との差異、例えば、安全余裕をランク付けに当たっての補助的な尺度に活用してもよい。

なお、PIRT にて抽出された重要な現象に対して、最適評価コード中で対応する構成式に関する計算モデルがない場合、その項目を明確にするとともに、影響の取扱い方法を定める。(G.6 参照)

### A.3.3 試験データベースの構築

最適評価コードの適格性評価を実施するために、実験及び試験のデータに基づいて次に示す規定に従う妥当性確認用のデータベースを構築する。

まず、A.3.2 で定めた適用シナリオに従い、構築する必要があるデータベースの項目を定め、SET, IET, CET 及び原子炉施設における試験データを含むデータベースを選定する。重要な試験データを選別するためには、A.3.2 で作成した PIRT を用いて評価マトリックスを作成する。このとき、想定する現象ごとに、試験データが漏れなく適切に選定されていることを評価マトリックスによって示すとともに、試験結果のスケールアップ性能及びスケールひずみの有無を確認して試験データの妥当性を判断する。(E.2.5, E.2.6 及び G.4 参照)

なお、最適評価コード及び構成式に関わる計算モデルの適用性を示すために、試験設備及びその空間スケールに対し幅を持たせた対照試験（同様な事象シナリオ及び過渡の条件を設定した試験）を選定することが望ましい。（E.2.5, E.2.6, G.4 及び G.5 参照）

#### A.3.4 最適評価コードの構成の整理

適格性評価の対象を明確化するために最適評価コードの構成を整理する。

そのために、最適評価コードの開発・改良計画に記載される計算手段の設計仕様、プログラミング基準及びその手法、並びに表 A.2 に示す最適評価コードの構成要素について確認するとともに、最適評価コードで用いる個別の物理モデル及び相関式を明示する。また、PIRT 中で抽出された重要な現象に関わる計算モデルの根拠及び適用範囲が明確になっていることを確認する。さらに、当該計算モデルの不確かさ又は計算結果の包絡性が示されるとともに、これら一連の計算モデルが PIRT 中で抽出された重要な現象のそれぞれに対応していることを確認することが望ましい。

#### A.3.5 適格性評価

A.3.2～A.3.4 の整理を踏まえ、最適評価コードの適格性評価を実施する。

最適評価コードに組み込まれた相関式、物理モデルなどの計算モデル中で PIRT に基づき重要度が高い現象を評価すると判断されるものに関しては、適用する現象及び物理プロセスとの整合性を検討するため、適用範囲、物理的根拠、対応する概念モデル及び／又は数学モデルに関わる仮定及び制約、並びに特性を確認する。また、これら一連の計算モデルが PIRT 中で抽出された重要な現象のそれぞれに対応することが確認できることが望ましい。

さらに、SET の試験データとの比較による妥当性確認に基づいて、重要度が高いと判断される現象に関わる相関式、物理モデルなどの計算モデルの不確かさ又は計算値の包絡性を確認する。このとき、計算時のノード分割及びオプションの選択は、試験設備及び原子炉施設の構成に整合するように実施する。また、重要な現象については、計算結果と試験データとの相違を統計的に定量化して、関わる計算モデルのランダムな不確かさ及び推定誤差を把握するとともに、当該計算モデルが対応する現象に対し、安全評価の実施方針に照らして適合することを確認する。

さらに、物理領域ごとに支配方程式の適用性を PIRT で抽出された重要な現象に即して確認する。確認に当たっては、方程式の由来、方程式適用の是非に関して鍵となる概念及び物理プロセスを検討する。また、計算の収束性、保存性、数値安定性などの観点で、数値解法の適用性を確認する。

適用シナリオに対する最適評価コードの適格性評価を実施するに当たっては、適用対象のシステム及び物理領域を取り扱うために必要な種々の計算オプション及び入力データを定めておく。

続いて、試験データを対象に妥当性確認のための計算を実施し、計算結果と比較して最適

評価コード及びこれに含まれる計算モデルの不確かさ及びスケールアップ性能を確認する。試験データには、A.3.3 で選定した SET, IET, CET 及び原子炉施設における試験データを用いる。また、必要に応じて厳密解又は他の解析コードとの比較による数値ベンチマーク (OST) との比較によるコード検証を含める。(D.2.2 及び G.5 参照)

**注記** “コード検証”とは、微分方程式を解くための数値解法が正しくコーディングされていることを確認する実施プロセスであり、数学モデルの参照解との比較に基づいて実施する。

なお、計算結果及び試験結果について、試験設備間でスケールひずみが生じないことを確認しておくのが望ましい。(E.2.5, E.2.6 及び G.4 参照)

以上に基づいて、解析の目的及び適用対象に即した最適評価コードの推定誤差及びランダムな不確かさを決定する。また、安全評価パラメータを厳しい側に評価する場合、すなわち、保守性を有する場合には、不確かさに加えて保守性の程度が適切であるかどうかを解析の目的及び安全評価上の判断基準に従って確認する。

#### A.4 最適評価コードの改良時などへの適格性評価の実施方法の適用

##### A.4.1 適用する実施方法の基本方針

最適評価コードの適用シナリオ又は最適評価コードに何らかの変更が加えられた場合、最適評価コードの適格性評価を実施する。このとき、適格性評価がなされた既存の最適評価コードを取り扱う場合及び最適評価コードの適用対象を限定する場合には、適切な根拠があれば、A.3 に示した適格性評価の実施方法の適用を簡略化できる。A.3 の適格性評価の実施方法を、改良した最適評価コード（以下、“改良コード”という。）などに適用する場合の範囲及び深さは、次の観点に基づいて評価する。(G.7 参照)

- a) 適格性が確認された最適評価コードと比較した場合の改良コードの新規性
- b) 対象とする事象の複雑さ
- c) 最適評価コードの保守性
- d) 原子炉施設の設計又は運転に関わる変更の程度

なお、これらとは独立に最新知見、試験データなどの新たな知見が得られる可能性があるが、その場合は次のような対処をすることで適格性評価を簡略化できる。このため、まず新知見などへの対処を示し、次いで a)~d) の 4 項目について簡略化のための考え方を示す。

##### A.4.2 新知見などへの対処

最適評価コードを適用する原子炉施設、事象及び現象における安全評価パラメータ及び/又は注目パラメータに関する最適評価コードの予測性能に影響する新知見又は試験データの存在が明らかとなった場合は、安全評価の実施方針に照らして評価マトリックスの改良の可否を検討する。このとき、新知見、試験データなどに基づいて重要度が M 以上と見込まれる現象が新たに見出された場合には、PIRT に遡って当該の現象及び関連する現象の

重要度の見直しの要否を再検討する。次いで、このようにして再構築した PIRT 及び／又は評価マトリックスに従って、新規性のある現象などを整理し、安全評価パラメータ及び／又は注目パラメータに対するその影響の程度を評価し確認する。また、最適評価コードの適格性を再度評価するに当たっては、評価マトリックス中で新知見に関連して安全評価パラメータ及び／又は注目パラメータに影響する度合いが変化する現象及びこれに関わる事象を対象として妥当性確認を実施する。

**注記** ここでいう“新知見”とは、科学的かつ合理的な手法を用いた行為及び／又は考察によって新たに得られ、関連する技術分野などにおける有用性が相応に確認された特定の知識又は幅広く支持された見解のことをいうものとする。このような“見解”の代表的なものとして新たな基準・規格類がある。さらに“存在が明らかとなった”とは、当該の新知見又は試験データが、統計的安全評価の結果に直ちに重大な影響を及ぼすか否かの観点で相応の緊急性をもつか、又は当該の新知見若しくは試験データを反映することによって統計的安全評価の有効性の向上が期待できるものであることが明らかとなったことをいう。

#### A.4.3 適格性評価がなされた最適評価コードと比較した場合の改良コードの新規性

改良コードの新規性については、A.3.2 に従い作成した PIRT に照らし合わせて変更した計算モデルの重要度を判定し、重要度の程度に基づいて評価マトリックス中で関連する試験又は妥当性確認の要否を判断する。変更箇所の重要度が低い場合、又は変更に伴う評価マトリックス中の影響範囲が狭い場合には適格性評価を簡略化してもよい。

なお、このとき、PIRT 及び評価マトリックスの改良の要否についても確認する。

例えば、解析で評価する範囲の拡張を目的とした計算モデルの追加、熱伝達及び圧力損失に関わる相関式の改良などでは、該当する現象に関わる試験に対する妥当性確認の実施だけに適格性評価を簡素化できる場合がある。予測性能の向上を目的とした計算モデル及び／又は数値解法上の改良がなされたときも同様である。一方、3 保存式から 6 保存式への変更のように、評価マトリックスの全てに影響が及ぶ変更に関しては簡略化してはならない。

バグフィックス、最適評価コードの使い勝手向上、計算の効率化を目指した計算モデルの改良及び／又は数値解法の簡略化などを目的とした改良又は変更に関しては、その影響を確認し、確認結果に従って簡略化の可否を判断する。(G.7.2 参照)

#### A.4.4 対象とする事象の複雑さ

対象とする事象の複雑さによっても適格性評価を簡略化できる場合がある。これは、PIRT 及び評価マトリックスが簡略化される場合があるためである。

例えば、再循環ポンプ及び給水ポンプのトリップのような単純な事象を適用対象とし、かつ妥当性確認に適する原子炉施設における試験データがある場合、スケーリング解析全般を簡略化してもよい。一方、大破断 LOCA 事象のような複雑な事象進展シナリオを伴い、PIRT 及び評価マトリックスを簡略化できない事象に対しては、適格性評価を簡略化しては

ならない。(G.7.3 参照)

#### A.4.5 最適評価コードの保守性

最適評価コードの保守性の程度によっても、コード改良時の適格性評価を簡略化できる場合がある。保守性が大きくなる改良を行った場合には、PIRT に従って改良の影響範囲を特定し、最適評価コードのランダムな不確かさ及び推定誤差を確認することによって、適格性評価を簡略化してもよい。(G.7.4 参照)

#### A.4.6 原子炉施設の設計上又は運転上の変更の程度

最適評価コードの適格性評価がなされた適用対象に対し、対象の構成に関する相違、注目パラメータの変化などに軽微な変更が生じた場合には、新たな適格性評価を実施するとき、PIRT 及び評価マトリックスを参照してその必要性を判断する。変更に関わる現象の重要度が低い場合、又はその影響範囲が小さいときは適格性評価を簡略化してもよい。

例えば、燃料集合体の設計、原子炉施設の安全保護系のインターロックの変更などがこれに当たり、影響の重要度及び関連する妥当性確認項目を既存の PIRT 及び評価マトリックスから確認することが可能である。

一方、新しい原子炉施設の開発、新方式の機器・システムの導入などの原子炉施設の改良への対応に関しては、影響の程度を慎重に見積もる観点から、PIRT 及び評価マトリックスの再構築の可否を含め、適格性評価の簡略化の可否を判断する。(G.7.5 参照)

### A.5 最適評価コードの管理

#### A.5.1 管理の基本方針

最適評価コードの予測性能を維持・向上させるためには、適格性評価がなされた最適評価コード及び関連文書の記録・保管を適切に実施しなければならない。また、計算モデルの開発及び／又は改良を計画的かつ継続的に実施し、新たな知見を反映した改良バージョンを提供できることが望ましい。A.5 では最適評価コードの予測性能の維持・向上の観点からその管理要領を規定する。(解説 6.5 参照)

#### A.5.2 最適評価コードの開発における管理要領の制定

最適評価コードの開発者は、最適評価コードの品質保証を規定するコード管理要領を制定し、最適評価コードの新規開発及び改良バージョンの開発において A.3 又は A.4 記載の適格性評価の実施方法を適用するとともに、統計的安全評価に適用するバージョンの記録及び関連書類の作成、並びにその維持・管理に適用しなければならない。

コード管理要領では、新規作成・改良管理、登録・廃止管理などの最適評価コードの管理に関する一般的な記載とともに、次に示す項目が規定する事項の説明が記載された文書の一元的な管理方法を示す。

#### a) 最適評価コードの設計

コード設計書には、

- 1) 最適評価コードの開発・改良計画（解説 6.4 参照）
- 2) モジュール関連図，モジュール仕様などの最適評価コードの構成
- 3) 保存式並びに数学モデル及び計算モデル
- 4) 最適評価コードの入出力及び前処理・後処理
- 5) 最適評価コードの上流側及び下流側の解析コードとのデータ及び結果の授受

など、最適評価コードへの要求事項，解析全般にわたる方法及び適用シナリオに対する PIRT を記載する。

#### b) モデルの解説

モデル解説書には、最適評価コードの適用範囲，全体構成などの基本設計を記述し，さらに、保存式及びその数値解法，並びに数学モデル及び計算モデルの適用範囲及びその評価式を個別に記述し解説する。

なお、保存式及びその数値解法に関してはその適用性及び実用性を確認できる記載，数学モデル及び計算モデルについてはその導出経緯を確認できる記載をモデル解説書に含めることが望ましい。また、対象とする炉型，事象，適用すべき安全評価上の判断基準及び個別現象に関する想定範囲をモデル解説書に記載することが望ましい。

#### c) 適格性評価の報告

適格性評価報告書には適格性評価の結果をまとめ，最適評価コードの模擬性能を明らかにするとともに，重要な相関式及び物理モデルに関わる計算モデルの適用範囲，並びにランダムな不確かさ及び／又は推定誤差の有無を記述する。また，評価が可能かつ重要と判断される場合には，試験及び最適評価コードのスケールアップ性能及び／又はスケールひずみも記載する。さらに，適格性評価報告書中には、

- 1) 実験結果と最適評価コードの計算値との比較
- 2) 厳密解及び／又は解析手法の異なる最適評価コードとの比較

などによって，対象とするシステム又は物理領域ごとに妥当性確認された結果及びノード分割などの最適評価コードの計算上の取扱いに関する情報を記載することが望ましい。

適格性評価報告書には，評価対象の事象に対する影響度が大きな現象についての模擬性能を系統的に確認できるように，実施済み試験の位置付けを SET，IET，原子炉施設における試験などのように階層的に整理した評価マトリックスを PIRT とともに添付することが望ましい。

#### d) 使用者マニュアル

使用者マニュアルには、最適評価コードの使用者が、計算モデルに対応付けて解析に必要な全ての入力を適切に作成し、結果を正しく解釈できるよう入力例及びこれに対応した計算結果を含む情報を整理した形で記載する。

また、使用者マニュアルには、不適切な使用に至る可能性を低減するための措置として、重要なデータに対し、適切な設定範囲を記載することが望ましい。さらに、使用者マニュアルには、対象とする解析のノード分割の設定、入力で指定可能な解析オプションの設定などの最適評価コードの使用者が任意に設定できる入力によって最適評価コードの計算結果が受ける影響に関わって生じるユーザ効果及び／又はこれに起因する不確かさを十分に低減できるように課題、留意点などを記載することが望ましい。

なお、解析の対象とする原子炉施設及び事象、並びに原子炉施設内に配置される機器、装置などのコンポーネントは、使用者マニュアルに記載される具体的な入力例などとは必ずしも同一でないことから、入力データの設定において、使用者マニュアルを整理したとしても、最適評価コードの使用者の能力及び判断に依存して、ユーザ効果及び／又はこれによる不確かさが生じ得る。したがって、最適評価コードの使用者は、不適切な入力設定による計算結果への影響を理解しておくことが望ましく、使用者マニュアルの整備と併せて、最適評価コードの使用者の技術水準を要求品質として管理しておくことが望ましい。

#### A.5.3 最適評価コードの導入における管理要領の制定

開発済みの最適評価コードを導入して、統計的安全評価に適用する場合は、最適評価コードの品質保証を規定するコード導入における管理要領を制定し、導入した最適評価コードの維持管理に適用しなければならない。

コード導入における管理要領では、導入・改良管理、登録・廃止管理などの最適評価コードの管理に関する一般的な記載とともに、次の a), b) に示す項目で規定する内容が記載された文書の一元的な管理方法を示す。また、同管理要領中には、開発元から導入した図書から、A.5.2 に示したコード開発における管理要領が規定する文書への要求事項に準じた内容が抽出・整理できることを規定する。

##### a) 最適評価コードの導入時の適格性評価

最適評価コードの開発者から最適評価コードを導入し、最適評価コードの使用者がそれを統計的安全評価に適用する場合は、最適評価コードの使用者が用いる計算機環境において、開発元で作成された妥当性確認用のデータを用いて妥当性確認を実施し、得られた解析結果が開発元と等価であることを確認する。

##### b) 最適評価コードの改良

最適評価コードの使用者が導入した最適評価コードを改良する場合は、A.4 に基づいて改

改良したバージョンの適格性評価を実施するとともに、コード導入における管理要領に従って、改良したバージョンの維持・管理を実施する。

なお、改良したバージョンの記録及び関連文書類の作成に関しては、**A.5.2**に示したコード開発における管理要領の制定に関する規定に準じた運用を実施する。

#### **A.6 統計的安全評価に適用する最適評価コード**

統計的安全評価に最適評価コードを適用する場合には、その解析結果が安全評価に使用される期間中は、当該の最適評価コードのバージョン及び関連するモデル解説書、適格性評価報告書、使用者マニュアルなどの文書類を**附属書 A**で規定した管理要領に基づいて一元的に維持・管理する。

なお、統計的安全評価を実施する最適評価コードの使用者は、**箇条 4**に規定した各ステップでこれらの文書類を参照することが望ましい。(解説 **6.5.2** 及び **6.5.3** 並びに **F.2.3** 参照)

表 A.1 モデル化範囲の階層化による整理

階層レベル	モデル化範囲	説明	例
1	システム	最適評価コードの適用対象の全体	原子炉施設全体
2	サブシステム (物理領域)	解析評価の対象となる主要システム	1次系, 2次系, 格納容器
3	モジュール (物理領域)	サブシステムを構成する機器及び重要な現象を一括して取り扱える独立性の高い小領域	圧力容器, 蒸気発生器, 配管, 炉心, 燃料集合体
4	成分	物理領域を構成する流体及び材料	水, 窒素, 空気, ほう酸, 構造材, 燃料棒構成要素
5	相	成分の様相に関する基本的な状態	固体, 液体, 気体
6	幾何学的形態	相間の輸送の過程及び状態ごとに定義される幾何形状	液滴, 気泡, 液膜, 単相の液相又は気相
7	流体場	流れによって輸送される物理量が“幾何学的形態”ごとに形成する場	質量, 運動量, エネルギー, 圧力などの流れが輸送する場
8	物理プロセス	流体場中での生成/消滅/輸送/交換に関わる現象	壁面熱伝達, 蒸発/凝縮, 界面せん断力, BT, リウエット

表 A.2 最適評価コードの構成要素

No.	構成要素	確認事項
1	システム及び物理領域	対象とするシステムの評価において、安全評価パラメータに重要な影響を及ぼす全ての物理領域の挙動を解析できる構成であること
2	成分及び相	安全評価パラメータに重要な影響を及ぼす全ての成分及び相の挙動を解析できる構成であること
3	場の方程式	成分及び相の挙動に関連する物理量（質量、エネルギー及び運動量）の輸送を解くための場の方程式が組み込まれていること
4	構成式	場の方程式を完結するための相関式及び物理モデルが用意されていること
5	数値解法	効率的かつ安全評価の実施方針に照らして必要となる忠実度が達成できる数値解法が採用されていること
6	その他	境界条件の設定、制御系などを模擬する機能があること

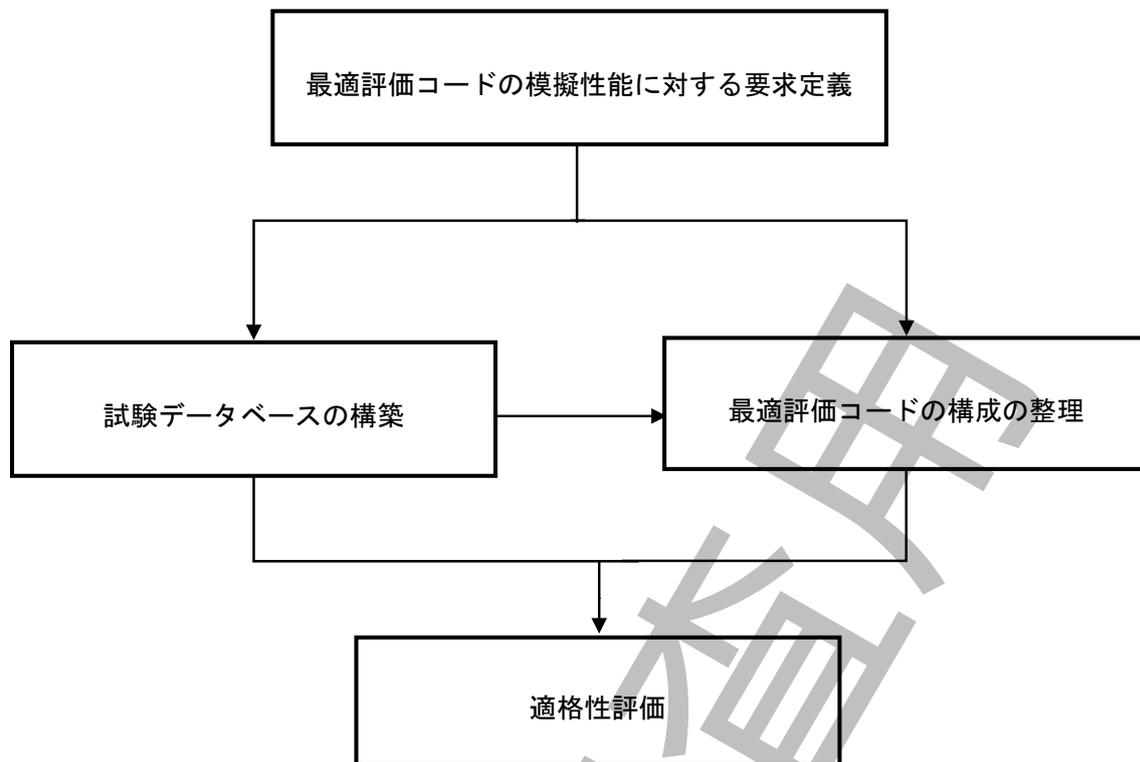


図 A.1 最適評価コードの適格性評価の流れ

**附属書 B**  
**(規定)**  
**重要度ランクテーブル (PIRT) の作成**

**序文**

この附属書では、**箇条 4** 及び**附属書 A** において記載した重要度ランクテーブル (PIRT) について、その作成手順及び関連事項を規定する。(F.1 参照)

**B.1 PIRT 作成手順**

**B.1.1 目的及び対象とする原子炉施設の確認**

PIRT 作成の目的、対象とする原子炉施設及び事象シナリオを確認し、関連する情報を収集する。この標準で作成及び／又は使用する PIRT には大別して次の二つの用途があるため、どちらを実施するかを明確にする。(F.2.3 及び F.2.4.1 参照)

- ・統計的安全評価 (**箇条 4** に対応)
- ・最適評価コードの適格性評価 (**附属書 A** に対応)

**B.1.2 注目パラメータの設定**

目的に応じた注目パラメータを設定する。(F.2.4.2 参照)

安全評価を実施することが目的の場合は、注目パラメータは安全評価パラメータとなる。注目パラメータは対象とする原子炉施設及び解析事象を考慮して設定する。最適評価コードの開発及び／又は改良が目的の場合は、その目的に沿ったパラメータを設定する。

**B.1.3 時間領域の分割**

対象となる事象シナリオの時間経過に伴って、原子炉施設の挙動が変化し、同定された諸現象の重要度が変化すると考えられる場合、注目パラメータの挙動を支配する現象が継続する期間ごとに時間領域を分割する。(F.2.4.3 参照)

**B.1.4 物理領域の設定**

各時間領域に対して、解析する事象に応じて、対象となる原子炉施設を構成する物理領域を設定する。(F.2.4.4 参照)

**B.1.5 現象の同定**

**B.1.3** で分割した各時間領域に対して、物理領域ごとに生じると想定される現象の候補を漏れなく同定する。(F.2.2 及び F.2.4.5 参照)

### B.1.6 重要度のランク付け

現象の同定が終了したら、注目パラメータへの影響度に応じて、同定された現象の重要度のランク付けを行う。ランク付けに当たって留意する必要がある点は次のとおりである。

(F.2.4.6 参照)

- a) 他の要因との相互作用で影響が大きくなる論拠，又は実験データなどが認識されている現象があれば，それを考慮してランク付けをする。
- b) 3段階分類での低（L）など，重要度が低いと判断されるものについては，重要度が低い理由を明確にする。
- c) ランク付けの尺度を明確にしておく。

なお，PIRT の作成は統計的安全評価及び最適評価コードの適格性評価の初期段階において実施されるが，検討が進んだ段階で得られた知見がある場合には，これをフィードバックして PIRT を見直す。

### B.1.7 文書化

PIRT の作成後，結果をまとめ文書化する。この文書には，PIRT 作成のための前提条件を明確に記載する。(F.2.4.7 参照)

## B.2 PIRT 作成チーム

PIRT の効果的な作成ができるようにチームを設ける。チームのメンバーは，目的に沿った分野から偏りのないように構成する。(F.3 参照)

## B.3 既存の PIRT の利用

既存の PIRT を利用する場合は，**B.1 PIRT 作成手順**にある規定を満足できることを文書などの情報に基づいて確認する。(F.4 参照)

**附属書 C**  
**(参考)**  
**統計的安全評価の適用例**

**序文**

この附属書(参考)は、統計的安全評価の実施基準を安全評価に適用する場合の適用例を示すものである。この附属書は、この標準で規定した統計的安全評価の実施基準の PWR 及び BWR に対する適用例として必要な実施内容が具体的に確認できるようにすることを目的として構成している。この目的の下で、安全評価上の評価の条件、最適評価コードなどが必ずしも凍結されたものでないことを踏まえた上で、標準の規程の具体的な適用例として計算結果、解析及び評価の条件などの一例を記載している。また、公開可能な範囲で示すことから簡略化された内容の記載も含まれる。このため、今後実施される統計的安全評価においてはそれぞれ変更される可能性がある。

なお、この附属書は本体に関する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

**C.1 PWR 大破断 LOCA への適用例**

**C.1.1 概要**

C.1 においては、典型的な PWR における大破断 LOCA 時の ECCS 性能評価に統計的安全評価を適用した場合の具体例を示す。

**C.1.2 解析事象の選定 (ステップ 1)**

大破断 LOCA 事象の推移の概要は次のとおりである。

配管が破断すると 1 次系冷却材が破断口から急激に格納容器内に流出する。このため 1 次系圧力が急激に減少するので、炉心、配管などの中で冷却材が沸騰し、炉心の冷却状態は急激に悪化する。この現象を“ブローダウン過程”という。図 C.1.1 に、その挙動を図示する。

ブローダウン過程の末期には炉心内の冷却材がほぼ完全に流出し、蒸気だけの雰囲気となるので燃料棒の温度は断熱的に上昇する。ブローダウン過程の途中で ECCS による冷却材の注入が開始され、原子炉容器の下部に水がたまり始める。この原子炉容器の下部に水がたまる現象を“リフィル過程”という。図 C.1.2 に、その挙動を図示する。

LOCA 後期には、ECCS による冷却材の注入で原子炉容器の下部にたまった水が更に増えて水面が上昇し、炉心の燃料の部分に到達すると過熱された燃料棒は順次下から急激に冷やされ始める。この現象を“再冠水過程”という。図 C.1.3 に、その挙動を図示する。

**C.1.3 原子炉施設の選定 (ステップ 2)**

次の PWR を対象とする。

- ・ 三菱重工業社（MHI 社）製 PWR
- ・ ECCS は低温側配管注入
- ・ 基本的な燃料設計は、15×15 及び 17×17 配列

### C.1.4 重要度ランクテーブル(PIRT)の作成（ステップ3）

#### a) 概要

附属書 B の規定に則り、PWR 大破断 LOCA 事象に対する PIRT を作成する。

#### 1) 目的及び対象とする原子炉施設の確認

MHI 社製 PWR の大破断 LOCA 事象を対象とした現象の同定及び重要度のランク付けを行う。

#### 2) 注目パラメータの確認

ECCS 性能評価（大破断 LOCA）における安全評価パラメータである PCT，局所的最大ジルコニウム-水反応量，及び全炉心平均ジルコニウム-水反応量の 3 パラメータが注目パラメータである。現象の同定の前に確認することによって，現象の同定及び重要度のランク付けがより明確になる。

#### 3) 時間領域の分割

PWR の大破断 LOCA 事象は，原子炉施設の挙動を支配する状態別に，ブローダウン，リフィル及び再冠水期間に分割できる。破断発生後，ECCS の作動開始までをブローダウン期間，ECCS の作動によって圧力容器に水がたまり始めてから，下部プレナムが満水に達する時点までをリフィル期間，それ以降を再冠水期間としている。

#### 4) 物理領域の設定

物理領域には，システムを構成する機器の挙動をモデル化した領域，及び時空間的な振る舞いに基づき重要な物理現象を当該領域の境界条件とともにひとまとめにして取り扱うことができる独立性の高い領域を設定する。PWR 大破断 LOCA 事象における物理領域としては，上記の考え方に基づいて，燃料棒，炉心，原子炉頂部，上部プレナム，高温側配管，加圧器，蒸気発生器，ポンプ，低温側配管/蓄圧タンク，ダウンカマ，下部プレナム，破断口及びループの 13 物理領域を設定している。

#### 5) 現象の同定

3) で分割した時間領域に対して，物理領域ごとに取り扱うべき現象の候補を漏れなく同定する。同定に当たっては体系を階層的に分解していく方法が有効であり，ここでも同等な方法で行っている。LOCA に関する SET 及び IET，並びに米国 NRC などの既存の PIRT を含め LOCA 事象そのものに関する知見が豊富にあるため，それらの知見を整理し，LOCA 解析を実施する上で，これまでの知見からコードで取り扱うべき時空間レベルの現象を同定している。また，ピーキング係数などの入力に関する項目については現

象として取り扱わないこととしている。

## 6) 重要度のランク付け

同定した現象について、安全評価パラメータである PCT などの 3 パラメータへの影響の大小でランク付けを実施する。ランク付けは 3) で定義した時間領域に沿って最初から実施する。ランク付けに当たっては、LOCA 実験の経験者、コード開発担当者、LOCA の許認可解析実施担当者、及び沸騰水型プラントの設計/解析経験者から構成される PIRT 作成チームのメンバーによるブレインストーミングによって実施しており、米国 NRC による PIRT<sup>(2)</sup>、BEMUSE 計画で検討された PIRT<sup>(95)</sup>などを参考にランク付けを行う。この方法を採用するのは、LOCA に対する知見が従来から豊富にあり、PIRT 作成チームのメンバーがそれを熟知しているためである。

PWR の LOCA の許認可解析に適用している LOCA 解析コードによる感度解析などの過去の知見、LOCA に関する試験から得られた情報、及び米国 NRC などの既存の PIRT から、LOCA 時の現象の安全評価パラメータへの影響を判断しているため、L, M, H のランク付けは妥当である。

### b) 各物理領域での具体的検討例

現象の同定及び重要度のランク付けに関して、燃料棒から順にそれぞれの物理領域における具体的検討例を示す。

検討結果を整理した PIRT を表 C.1.1 に示す。表 C.1.1 は H 又は M にランク付けされた現象・プロセスのみを抽出したものである。

L にランク付けした現象についての考え方の例を示す。物理領域“炉心”の現象については、安全評価パラメータへの影響の観点から、各時間領域について冷却又は被覆管のヒートアップに対し有効かどうかでランク付けを実施している。炉心の現象でランク L としている現象は核沸騰熱伝達、蒸気自然循環及びふく射熱伝達である。核沸騰は被覆管のヒートアップに対する影響が小さいか又は被覆管のヒートアップ期間に発生する現象ではなく、重要度が小さい現象と判断している。蒸気自然循環はリフィル期間でのみ発生し、その期間の被覆管温度に与える影響として大きくないため、重要度が小さい現象と判断される。ふく射熱伝達は炉心の伝熱としては支配的ではないため、重要度が小さい現象と判断される。

#### 1) 燃料棒

##### 1.1) 蓄積熱

燃料の蓄積熱は、過渡事象の初期状態においては燃料棒の全エネルギーである。

DNB 後の被覆管のヒートアップに大きな影響を与えるため、蓄積熱は LOCA の初期において重要な現象である。したがって、ブローダウン期間において蓄積熱は重要度が高い現象と判断される。

##### 1.2) 核分裂反応熱

ブローダウン期間においては、炉心の核分裂反応は急激に抑制され、被覆管ヒートアップへの影響は蓄積熱ほど大きくないことから、中間的な重要度の現象と判断される。

### 1.3) 崩壊熱

崩壊熱は、再冠水期間において燃料棒の熱源として重要である。したがって、再冠水期間においては重要度が高い現象と判断される。

### 1.4) ギャップ熱伝達

ペレット-被覆管のギャップ熱伝達は、ペレットからの蓄積熱放出に関係し、ブローダウン時の被覆管温度挙動に影響を与えるが、その影響は蓄積熱と比べると相対的に大きくない。したがって、ブローダウン期間においては中間的な重要度の現象と判断される。

### 1.5) 被覆管の酸化

被覆管が高温に達すると、ジルコニウム-水反応が生じて酸化反応熱が発生する。再冠水期間では、酸化反応熱は PCT に影響する熱源の一つであり、リフィル期間から再冠水期間に渡り、被覆管の酸化による影響は徐々に大きくなる。したがって、再冠水期間では重要度が高い現象と判断される。

### 1.6) 被覆管の変形

1次系圧力が燃料棒内圧よりも低下すると被覆管の膨れ、破裂が起こる可能性がある。燃料棒の破裂温度は1次系圧力と燃料棒内圧との差圧に依存する。被覆管が破裂することによって、内面酸化による局所的な酸化反応量の増加、流路の閉塞が生じる。LOCA 事象の早期のブローダウン期間においては被覆管の破裂は起きないと考えられる。したがって、リフィル、再冠水期間においては重要度が高い現象と判断される。

## 2) 炉心

### 2.1) DNB

大破断 LOCA 事象においては、DNB は破断後数秒で発生する。DNB が発生すると被覆管温度は急激に上昇するが、その後炉心冷却が回復して被覆管温度が低下に転ずることでブローダウン期間における PCT が形成される。このため、DNB がブローダウンにおける PCT に影響を与える可能性が考えられるが、炉心ヒートアップ挙動への影響は間接的であることから、中間的な重要度の現象であると判断される。

### 2.2) リウエット

ブローダウン期間において DNB が生じて被覆管温度が上昇した後に、流動の回復によってリウエットが生じる場合があり、リウエットの有無はその後の被覆管温度変化に影響を与える。実際に実炉の大破断 LOCA 事象を模擬した LOFT 実験においても、リウエット挙動によって被覆管温度が低下する結果となっているこ

とがわかっている。炉心ヒートアップ挙動への影響は間接的であることから、ブローダウン・リフィル期間において中間的な重要度の現象であると判断される。

### 2.3) Post-CHF 熱伝達

Post-CHF 熱伝達 (DNB 後の熱伝達) はブローダウン・リフィル期間において被覆管から熱を除去する主な熱伝達モードである。したがって、ブローダウン・リフィル期間において重要度が高い現象と判断される。

### 2.4) 再冠水時熱伝達

再冠水時熱伝達は、再冠水期間の燃料被覆管温度挙動に大きな影響を与える。また、炉心熱伝達による蒸気及び／又は液滴の発生はシステム挙動にも影響を与えることがわかっている。したがって、再冠水期間において再冠水時熱伝達は重要度が高い現象と判断される。

### 2.5) 3次元流れ

ブローダウン期間においては、上部プレナムの制御棒案内管、上部炉心支持柱といった構造物は燃料集合体ごとに異なる流れを生じさせる可能性がある。このことから3次元流れはブローダウン期間で重要な現象と考えられる。

再冠水期間においては、CCTF 試験及び SCTF 試験において測定されたチムニー効果 (炉心内に半径方向出力分布がついていれば、高出力領域により多くの流れが導かれる) に代表される多次元流れの影響が現れる。

PCT への影響の観点からブローダウン期間において重要度は高く、再冠水期間においては相対的には重要度は低く、中間的な重要度の現象と判断される。

### 2.6) 逆流及び流れの停滞

ブローダウン及びリフィル期間においては、破断位置及び破断サイズに依存して、炉心流の逆流及び停滞が生じる。これまでの知見では、ブローダウン期間においては被覆管温度挙動に大きな影響を与えることがわかっているため重要度が高い現象と判断される。

### 2.7) ボイド発生/分布

ブローダウン開始後短時間で炉心は高ボイド率状態となるが、3次元流れに記載されているように、上部プレナムの構造材によって流動が3次元となることから炉心のボイド発生/分布も3次元的になり、結果として特にブローダウン期間の流動に大きな影響を与える。

再冠水期間においては、炉心各部の出力及びクエンチ状況に応じてボイド発生及びボイド率分布が生じる。これは炉心再冠水速度及び炉心各部への冷却材の供給に影響を与える。

PCT への影響の観点からブローダウン期間における重要度は高く、再冠水期間は相対的に低く、中間的な重要度の現象と判断される。

### 2.8) エントレインメント/ディエントレインメント

ブローダウン開始後短時間で炉心は高ボイド率状態となるが、DNBが生じて被覆管温度が上昇した後に、流動の回復によってリウェットが生じる場合があり、エントレインメント/ディエントレインメントの有無はその後の被覆管温度変化に影響がある。

再冠水期間においては、再冠水中の PCT 位置における液滴流量に大きく影響するため重要である。したがって、ブローダウン期間及びリフィル期間の重要度に比べて再冠水期間の重要度は相対的に高くなる。ブローダウン・リフィル期間では中間的な重要度、再冠水期間では重要度が高い現象であると判断される。

### 3) 原子炉頂部

#### 3.1) フラッシング（原子炉頂部からの流出、減圧沸騰、気泡水位）

ブローダウン時、原子炉容器内では、減圧沸騰（フラッシング）によって、特に静圧の比較的低い原子炉容器頂部で気相部が生じる。気相部の生成によって下方への推進力を受ける原子炉頂部の冷却材は、制御棒案内管の頂部から炉心に流入し、下降流として炉心冷却に影響を与える。ブローダウン初期には炉心の冷却は上昇流で支配されるため、この場合にはフラッシングによる原子炉頂部からの冷却材の下降流は、もともとの上昇流による炉心冷却を阻害する方向となる。一方、ブローダウン中期以降では一般的に炉心の冷却は下降流で支配されるため、フラッシングによる影響は炉心冷却を助長する方向となる。このように原子炉頂部のフラッシングはそのタイミングによって炉心冷却に大きな影響を与える。原子炉容器頂部の冷却材温度を例にとると、初期温度が高い場合にはブローダウン初期にフラッシングが生じやすくなり炉心冷却を阻害すると考えられ、初期温度が低い場合にはフラッシングが遅くなり炉心冷却を助長すると考えられる。したがって、ブローダウン期間においては重要度が高い現象と判断される。

### 4) 上部プレナム

#### 4.1) 高温燃料集合体装荷位置

PWR の各燃料集合体の上部構造との間の流動抵抗は、燃料集合体上部に制御棒案内管がある場合とない場合によって異なる。また、制御棒案内管の下の燃料集合体には、ブローダウン期間中に原子炉頂部から直接的に冷却材が流入してくる。したがって、高温（高出力）燃料集合体がどのような上部構造に属するかによって、ブローダウン期間のヒートアップ挙動は左右され、その重要度は高くなる。したがって、ブローダウン期間において重要度が高い現象と判断される。

#### 4.2) エントレインメント/ディエントレインメント

再冠水期間においては、上部プレナムにおけるエントレインメント/ディエントレインメントは、蒸気発生器のスチームバインディングと関係して、炉心の再冠水速度に影響するため相対的に重要となる。炉心ヒートアップ挙動への影響は間接

的であることから、中間的な重要度の現象であると判断される。

#### 4.3) 気液分離

再冠水期間では、炉心から上部プレナムに液滴が流入し、上部プレナムの構造物への液滴付着によってプールが形成される。これによって蒸気発生器への液相流入量に影響しスチームバイディングに影響することから、その重要度は相対的に高くなる。炉心ヒートアップ挙動への影響は間接的であることから、中間的な重要度の現象であると判断される。

#### 4.4) 対向流/落水

上部プレナムの冷却材は、炉心からの蒸気流が大きい場合は CCFL 現象によって保持され、蒸気流量が小さくなると落下する。再冠水期間では、炉心からの液滴の一部は上部プレナムで付着し、合わせて炉心からの蒸気吹上によって上部プレナム内で蓄水するが、この蓄積した冷却材の炉心への侵入は燃料上部の冷却に影響する。ただし、再冠水期間中の燃料棒冷却は炉心下部からの冷却材による熱伝達が支配的であることから、中間的な重要度の現象と判断される。

### 5) 高温側配管

#### 5.1) 逆流

ブローダウン期間においては、健全ループ高温側配管から原子炉容器への逆流が生じる。この逆流はブローダウン後半の炉心下降流に影響を与えられられるが、高温側配管インベントリが小さいこと、炉心流は破断流などによるループ全体の流れに支配されることから、その影響は相対的に小さいと考えられる。したがって、ブローダウン期間において中間的な重要度の現象と判断される。

### 6) 加圧器

#### 6.1) 初期水位

ブローダウン前半において加圧器からのアウトサージ流が高温側配管を經由して上部プレナムに流入することで、炉心の上昇流を抑制し炉心熱伝達を低下させる可能性がある。ブローダウン期間においてはアウトサージ量に影響を与える初期水位は相対的に重要度が高いが、炉心冷却への影響は間接的である。したがって、中間的な重要度の現象と判断される。

#### 6.2) アウトサージ流

ブローダウン前半の加圧器からのアウトサージ流は、差圧が大きいことから臨界流となる可能性があるが、実機を対象としたプラント解析では臨界流とはなっていない。しかし、前項で述べたように、加圧器からのアウトサージ流は炉心の流動、ひいては被覆管温度挙動に影響を与えられられる。ブローダウン期間においては重要度が相対的に高いが、炉心冷却への影響は間接的である。したがって、中間的な重要度の現象と判断される。

## 7) 蒸気発生器

### 7.1) U字管熱伝達

再冠水期間に、炉心から運ばれた冷却水が上部プレナムから高温側配管を經由して蒸気発生器に達すると、2次側の蓄積熱を受け取って蒸発し更に過熱されて、蒸気流量及び流速が増加する。これによって、ループの蒸気圧損が増大し、炉心での再冠水速度を遅くする効果がある。これをスチームバイディングと称しており、再冠水期間の最も重要な現象の一つである。U字管熱伝達はスチームバイディングに影響し、再冠水期間の炉心熱伝達挙動への影響が大きく、重要度が高い現象と判断される。

## 8) 1次冷却材ポンプ

### 8.1) 2相特性

ポンプは1次冷却材を駆動し、冷却材流量を維持して炉心の冷却、蒸気発生器への伝熱を確保するための重要な機器である。LOCA時には、ポンプを流れる流体も2相流になるが、2相時のポンプ特性はループ流動への影響を通じて炉心流量に影響を与えるため相対的に重要度が高い現象となる。ただし、その影響は間接的であるため、中間的な重要度の現象と判断される。

### 8.2) 差圧、形状損失

1次冷却材ポンプの差圧及び形状損失は、ブローダウン期間においては炉心から破断口へ向かう二つの流路（炉心からダウンカマを通り破断口へ向かう流路及び炉心から蒸気発生器を通り破断口へ向かう流路）の流量比に影響を及ぼすため重要である。

再冠水期間においては、炉心再冠水速度に影響を与える要因として重要であると考えられる。したがって、ブローダウン及び再冠水期間においては重要度が高い現象と判断される。

## 9) 低温側配管/蓄圧タンク

### 9.1) 安全注入水の流量

原子炉圧力の低下に伴い蓄圧タンクなどの ECCS による注水が始まる。ブローダウン期間の重要度は低いが、リフィル期間は再冠水開始時刻に、再冠水期間は再冠水速度にそれぞれ大きく影響することから重要度が高い現象と判断される。

### 9.2) 安全注入水の混合

再冠水期間では、配管内での混合による凝縮がダウンカマ水温に影響し、炉心冷却に影響するため相対的に重要度は高くなるが、その影響は間接的であるため、中間的な重要度の現象と判断される。

### 9.3) 安全注入水による凝縮

安全注入水による蒸気の凝縮によって圧力が低下し、これによって炉心下降流

が促進されて炉心冷却に影響する。また、凝縮によってダウンカマからの蒸気流の吹き上げが促進され、ECCS 注入水のバイパスに影響を与え、注入水がダウンカマを經由し下部プレナムへ落下する時間、すなわち、リフィル期間に影響を与える。リフィル期間が長引くと、炉心の過熱期間が長くなり再冠水期間における PCT が高くなる。

安全注入水による蒸気の凝縮現象はリフィル期間においては重要度が高い現象と判断される。

#### 9.4) 蓄圧タンクの非凝縮性ガス

再冠水時には蓄圧タンクが空になるとタンク内の非凝縮性ガス（窒素ガス）が低温側配管に流出し、ダウンカマを通過して破断口から流出するため、炉心流動に影響を及ぼすことが考えられる。再冠水期間においては相対的に重要度が高くなるが、炉心ヒートアップ挙動への影響は間接的であることから、中間的な重要度の現象と判断される。

### 10) ダウンカマ

#### 10.1) エントレインメント/ディエントレインメント

ダウンカマにおけるエントレインメント/ディエントレインメントは、リフィル期間における ECCS 注入水のバイパス現象及び下部プレナムへの冷却水の落下に関わる重要な現象である。

再冠水期間では、安全注入水によってダウンカマが満たされてくるが、高温壁による沸騰が生じ水位が上昇すると、蒸気発生器からの蒸気流によってダウンカマで液滴が発生する。そのため、ダウンカマにおけるエントレインメントはダウンカマ水位に影響する。安全注入水によるダウンカマ水位の保持が相対的に支配的となることから、中間的な重要度の現象と判断される。

#### 10.2) 安全注入水による凝縮

安全注入水による凝縮においては、低温側配管で述べたのと同様、凝縮が生じるとダウンカマの蒸気流の吹き上げが大きくなり、下部プレナムへの冷却水の落下を抑制する。凝縮は、蒸気流量の増大をもたらすため、炉心冷却にも影響する。したがって、リフィル期間では重要な現象と判断される。

#### 10.3) 高温壁

再冠水期間においては、高温壁から冷却材への伝熱は、炉心流入冷却材のサブクール度を減少させ、炉心冷却に影響を与えること、及びダウンカマが沸騰に至った場合に炉心再冠水の駆動力が減少し、被覆管温度が再上昇する可能性があることによって重要と考えられる。したがって、再冠水期間で重要度が高い現象と判断される。

#### 10.4) 非平衡・スラグ流

リフィル期間において、安全注入水はダウンカマ上部から下部プレナムの蒸気

上昇流に抗して落下するが、対向流（気液界面摩擦）の評価がリフィル期間に影響を与える。気液界面摩擦は、流動様式（スラグ流、環状流など）に依存する。

また、安全注入水がダウンカマを落下する際には、蒸気との熱非平衡状態が生じ、界面熱伝達による蒸気の凝縮などがリフィル期間に影響する。したがって、リフィル期間において重要度が高い現象と判断される。

### 10.5) 3次元流れ

ブローダウン期間では、健全ループからダウンカマを経由した破断口への3次元流れが、流出流量に影響し、間接的にブローダウンヒートアップに影響することから、中間的な重要度の現象と判断される。

リフィル期間におけるダウンカマでの3次元効果は、安全注入水の下部プレナムへの落下挙動に与える影響が大きいと考えられる。したがって、リフィル期間において重要度が高い現象と判断される。

### 10.6) 水位振動

ここでは安全注入水によって形成される水位を指し、リフィル期間以降が対象である。ダウンカマ水位が振動すると、炉心の再冠水速度、ひいては被覆管温度挙動に影響すると考えられる。しかし、実機の模擬性が最も高い再冠水システム試験である CCTF 試験によると、ダウンカマ水位は細かい振動はあるものの安定しており、被覆管温度挙動に大きな影響は与えていないと考えられる。したがって、中間的な重要度の現象と判断される。

## 11) 下部プレナム

### 11.1) 高温壁

下部プレナムにおける高温壁から冷却材への伝熱は、再冠水期間において冷却材のサブクール度を減少させ、炉心冷却に影響を与えるため重要と考えられる。したがって、再冠水期間での重要度が高い現象と判断されるが、前述したダウンカマでのそれと比べて相対的な重要度は低くなるため、中間的な重要度と判断される。

### 11.2) スウィープアウト（冷却材の流出）

リフィル期間において、下部プレナムの冷却材がダウンカマを経由して流出する現象であり、再冠水開始時刻、再冠水を完了するのに要する時間に影響する。しかしながら、リフィル期間においては、下部プレナムからダウンカマを経由して流出する冷却材の割合は、蓄圧タンクから注入されて下部プレナムに流入した冷却材の全量に比べて少ないため大きな影響はないものと考えられる。したがって、中間的な重要度の現象と判断される。

## 12) 破断口

### 12.1) 臨界流

破断の発生によって冷却材の流出が発生するが、臨界流によって破断流量は制

限される。ブローダウン期間において、破断口付近において圧力が冷却材温度に対する飽和圧力を下回ると、冷却材の減圧沸騰が開始し破断流は2相状態となる。これによって破断質量流量は減少するが、体積流量は増加し1次系の減圧が速くなる。

臨界流は、ブローダウン期間中の炉心流量に大きな影響を与えるため重要な現象であり、その後、原子炉圧力の低下による破断流量の低下に伴い重要度も低くなる。したがって、ブローダウン期間において重要度が高い現象と判断される。

### 12.2) 格納容器圧力

原子炉格納容器の圧力は、1次系からの質量放出が臨界流のうち1次系の挙動に影響しないため、主に再冠水期間において評価結果に影響を与える。特に差圧流となる再冠水期間において重要度が高く、リフィル期間では中間的な重要度の現象と判断される現象と判断される。

## 13) ループ

### 13.1) 2相圧損

ブローダウン期間の2相圧損は重要である。これは、炉心～ダウンコマ～破断側低温側配管ノズルを通過して破断口に至る流路と炉心～高温側配管～蒸気発生器～ポンプを通過して破断口に至る流路抵抗とを比較した場合、これら二つの流路抵抗の差によって、ブローダウン期間に炉心を通る流れが決まり、これが炉心冷却に大きな影響を与えるためである。後述の破断口への流量配分が、炉心冷却に直接的に影響を与える現象であるため相対的に重要度が高く、2相圧損は中間的な重要度の現象と判断される。

### 13.2) 破断口への流量配分

破断ループにおいて破断口に向かう二つの流れ（低温側配管破断の場合、原子炉容器側からの流れ及び1次冷却材ポンプ側からの流れ）の大小関係を意味しており、ブローダウン時の炉心流量に影響するために重要な現象である。また、健全ループの数に応じて炉心部での上昇流、下降流の各傾向が決まるため、破断口への流量配分はこれらにも大きく依存している。

ブローダウン期間において重要度が高く、その後、破断流量の減少に応じて重要度は低くなるため、リフィル期間では中間的な重要度の現象と判断される。

## C.1.5 最適評価コードの選定（ステップ4）

現象を解くためのモデリングへの要求として、流体流動プロセス、熱伝達プロセスなどを模擬する計算モデルを最適評価コードが持っていることを確認する。この場合に鍵となる要求は、非平衡の2相流を完全に扱えることである。

MCOBRA/RELAP5-GOTHIC<sup>(96),(97)</sup>は、原子炉容器内について2流体・3流体場の多次元流モデル、及びループ部については2流体モデルで模擬している。

MCOBRA/RELAP5-GOTHIC を選定した理由は次のとおり。

- a) 原子炉容器内において 3 流体を扱えるため、エントレインメント、ディエントレインメント、液滴流及び液体プールの現実的なモデル化が可能であること。
- b) 原子炉容器内について 2 次元又は 3 次元流れのモデル化ができること。
- c) 原子炉容器内のチャンネル分割が極めて自由度が高く、異なる上部プレナム構造の下に装荷された燃料集合体を各々扱えること。
- d) 評価者が MCOBRA/RELAP5-GOTHIC の開発にかなりの経験があること。
- e) 1987 年に実施された ECCS 研究概要の最新解析コードのレビューにおいて最適熱流動解析コードの基本的要求を満たしていたこと<sup>(98)</sup>。

特に、MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードにおいては、次に示す原子炉容器内で起きる重要な挙動の機構論的なモデル化がなされている。

- ・ 多次元流動挙動
- ・ 液膜及び液滴の対向流
- ・ エントレインメント及びディエントレインメント
- ・ 液滴流

以上から、MCOBRA/RELAP5-GOTHIC は**附属書 A**の規定を満足する最適評価コードであると判断した。

#### C.1.6 最適評価コードの情報収集 (ステップ 5)

最適評価コードの情報収集に当たっては、次の文書から必要な情報を収集する。

- a) MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードの使用者マニュアル
- b) 評価手順書
- c) 物理モデル及び相関式の評価報告書

#### C.1.7 最適評価コードの適用性の評価 (ステップ 6)

##### a) 概要

PWR での大破断 LOCA 事象を模擬する最適評価コードとして選定した MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードの概要を次に示す。

##### b) 原子炉容器内計算モデル

原子炉容器内計算モデルの特長としては、多次元モデル、3 領域モデル、気液熱的非平衡モデル、通常壁及び高温壁が存在する場合の流動様式の考慮などがある。

##### 1) 多次元モデル

空間は 3 次元直交座標又は疑似 3 次元模擬 (サブチャンネル座標) で分割して模擬

され、きわめてフレキシブルなノーディングが可能である。具体的には、原子炉容器部分は疑似 3 次元（サブチャンネル座標）で模擬され、200～300 の小さな流体要素（以下、“セル”という。）に分割することで、詳細な模擬が可能である。

## 2) 3 領域モデル

連続液相、液滴相、水蒸気相の三つの流体要素（以下、“3 領域”という。）に対して、運動方程式、質量保存式及びエネルギー保存式を計算する。ただし、連続液相と液滴相は熱平衡であると仮定して、エネルギー保存則は二つとした扱いになっている。

## 3) 気液熱的非平衡モデル

水（連続液相及び液滴相）及び水蒸気の二つの相に対して、水は飽和水、水蒸気は過熱蒸気というような熱的非平衡状態を扱うことが可能である。

## 4) 流動様式マップ

2 相流の物理現象をマクロに記述する概念モデルに従う計算モデルである。例えば界面熱伝達、界面摩擦、壁面摩擦などは流動様式ごとに、異なる計算モデルを使用する取扱いになっている。流動様式マップは、高温壁が存在しない場合は通常の流動様式マップとして、気泡流、スラグ流、チャーン・タービュレント流及び環状噴霧流が考慮されている。

高温壁が存在する場合の流動様式マップは、逆環状流、逆スラグ流、液滴分散流、落下液膜流及び上部デリュージ流を含み、LOCA 時の再冠水期間に生じる、非均質性が強い、熱的非平衡状態の 2 相流の水力挙動を記述するものである。

## c) 1 次冷却系計算モデル

MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードでは原子炉容器内については多次元的な熱水力挙動が重要になる部分もあるため、最大 3 次元までの多次元解析が可能である。しかし、1 次冷却系ループについては、多次元熱水力挙動が、ECCS 性能評価において重要となることはないので、簡略な 1 次元モデルを用いている。一方、気液 2 相流の扱いについては、蓄圧タンクからの注入水の影響、再冠水期間において炉心部から流出する蒸気及び液滴の扱いなどにおいて熱的非平衡状態を考慮する必要があり、熱的非平衡を扱う基本方程式を用いている。1 次冷却系計算モデルは、気液各相の質量保存式、運動量保存式、及びエネルギー保存式の 6 保存式を解くことで、圧力、気液各相の内部エネルギー、ボイド率、及び各相の流速を求める。また、これらの保存式を補完するための構成式として、壁面摩擦、壁面熱伝達、界面摩擦、界面熱伝達が各流動様式及び／又は各熱伝達モードに対して用意されている。1 次冷却系計算モデルでは、ループ部を多数のボリュームに区分し、ボリュームを接続するジャンクションによってモデル化する。ボリュームで温度・圧力などのスカラー量を計算し、ジャンクションで流速などのベクトル量を計算する。さらに、破断境界、注入境界などを設定するための境界条件用のコンポーネント、ポンプ、弁、蓄圧タンクの機器コンポーネント、及び配管、蒸気発生器細管などの熱構造物を模擬するためのコンポーネントで 1 次冷却材

ループの熱流動を計算する。

#### d) 燃料棒計算モデルの概要

MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードは、ブローダウン期間から再冠水期間にいたるまでの燃料棒熱解析を行い、PCTなどを算出する。燃料被覆管温度の計算モデルは、大別して燃料被覆管表面の熱伝達係数を求める部分及び燃料棒計算モデル部分から構成される。

燃料棒計算部分では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に区分し、境界条件の下で熱発生及び熱伝導を解くが、次の影響が考慮されている。

- 1) 燃料ペレット内での分布を考えた熱発生
- 2) 燃料被覆管表面でのジルコニウム-水反応による熱発生
- 3) 温度及び酸化ジルコニウム生成に伴う諸物性値の変化

燃料ペレット-燃料被覆管のギャップ熱伝達係数は、ギャップ内気体組成、ギャップ形状、ギャップ内気体及び周辺の温度を考慮して求められる。この場合、燃料被覆管変形の影響も考慮されている。

#### e) 格納容器応答計算モデル GOTHIC

MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードでは、格納容器は単一のノードで計算する。1次系からの破断質量流量・エネルギー、格納容器構造材との熱伝達、格納容器スプレイ系による除熱、気液界面での熱伝達及び相変化（凝縮又は蒸発）から格納容器圧力及び気液各相の温度を計算する。

PIRT で抽出された重要な現象を模擬するための MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コード内の計算モデルの対応を表 C.1.2 に示す。

### C.1.8 評価マトリックスの作成（ステップ 7）

#### a) 概要

最適評価コード又は計算モデルの不確かさを定量化するためには十分なデータに基づかなければならない。妥当性確認のための解析に当たっては SET 及び IET の結果がデータベース化されている必要がある。

評価マトリックスについては、

- 1) 対象とする解析事象における、PIRT で抽出された重要な現象に対する最適評価コードの模擬性能
- 2) 原子力発電所へのスケールアップに対する最適評価コードの模擬性能
- 3) 解析におけるノード分割の影響

について評価するために基本的なデータベースを提供する必要がある。

評価マトリックスを作成するためには、PIRT の結果がレビューされ、重要な現象及び関連する機器を明らかにする試験が選定される。選定される試験は、個々の現象を確認するための SET、並びに全ての重要な現象及び機器を統合した IET を含める必要がある。試験の選定に当たっては、当該最適評価コードの汎用的な適用性を示すために広い試験範囲を考慮して選定する必要がある。可能な限り、同様な事象又は過渡状態を対象とする試験の中で設備及びスケールの異なるものを考慮する必要がある。これらの評価を用いることで、計算モデルのスケール効果を評価することができる。

#### b) 実験において妥当性確認する事象

本項目では、LOCA 事象を特徴付ける寄与度の高い物理現象を“ブローダウン期間”、“リフィル期間”及び“再冠水期間”に分けて抽出するとともに、妥当性確認に資する実験との対応をマトリックスの形にまとめた。

おのおのの現象は、熱伝達については SET で妥当性確認し、熱水力的な挙動については IET によって妥当性確認することとしている。

次に各現象とともに表 C.1.3 に評価マトリックスを示す。

なお、各現象については、C.1.4 において、その概要を述べている。

#### C.1.9 解析で用いるノード分割の定義（ステップ 8）

対象とする原子炉施設のモデル化においては、PIRT で抽出された重要な現象及び当該の原子炉施設の設計の特徴を考慮できるようにノード分割を詳細にする必要があるが、経済性に見合う程度に最適化を図る必要がある。ステップ 8 でのプロセスでは、実施済みの試験解析にできるだけ影響しないように、適切なノード分割を検討する。基本的には、ノード分割に伴って数値解析における不確かさが生じるが、それを定量化することは経験的にコストがかかり、使用者への依存性も強い。したがって、感度解析などを実施するためにはあらかじめ標準的なノード分割を設定しておくことが望ましい方法である。このことが、ノード分割の不確かさ要因を最小化、又はその影響に対する適切な定量化につながる。

ノード分割においては、重要な現象を模擬できる程度に最小限の分割にとどめることが重要である。このためには、最適評価コードの適用性の評価、ノード分割の影響評価などの知見に関する資料に基づいて検討する。次に、これらを踏まえて SET 及び IET の解析からノード分割を設定する。最終的には、対象とする原子炉施設の解析を繰り返して妥当な模擬性能をもつ原子炉施設全体のノード分割を決定する。ただし、ノード分割を決める場合にデータベースが不十分なときは、不確かさ評価の中で最適評価コードの推定誤差を付加的バイアスとして考慮しなければならない。

特に複雑な流動を計算するための原子炉容器のノード分割例を図 C.1.4 に示す。

原子炉容器のノード分割においては、まず原子炉容器全体を軸方向に幾つかの領域（以下、“セクション”という。）に分割し、各セクションを更に細かなセルに分割する。次に各セ

クションを断面方向に幾つかの領域（以下，“チャンネル”という。）に分割することによってノード分割を定義する。つまり，各チャンネルにおけるセルが最小単位となり，各セルにおける冷却材体積，構造材への伝熱面積などを入力で指定する。

冷却材の軸方向流れは上下セクション間のチャンネル接続で定義し，横方向流れはセクション内のチャンネル間を結ぶ流路（以下，“ギャップ”という。）で定義する。チャンネル及びギャップについては流路面積，抵抗係数などを入力で指定する。

### C.1.10 最適評価コード又は計算モデルの不確かさの評価（ステップ9）

#### a) 概要

ステップ3のPIRTで重要であると選定された現象に対する最適評価コードの計算結果と試験データとの差異は，不確かさとして定量化される。これによって，最適評価コードのスケール性能及び模擬性能を評価することができる。また，IETからは最適評価コード全体の模擬性能を評価できる。具体的な評価手順は次のとおりである。

- 1) 試験解析では，試験結果と最適評価コード又は計算モデルの解析結果との比較を通じて妥当性確認を行い，最適評価コード又は計算モデルが現実的に現象を模擬できることを確認する。
- 2) 試験結果に対して最適評価コード又は計算モデルに不確かさが存在する場合は，取扱いを次のとおり分類する。

#### b) 計算モデルの取扱い

##### 1) 不確かさの定量化を行う場合

最適評価コード又は計算モデルによる解析結果において，試験結果との差異の傾向又は安全評価パラメータへの影響が不確かな場合は，その不確かさを定量化し統計的に扱う。また，対象とした計算モデルの安全評価パラメータへの影響が大きい場合など，評価者が統計的に扱うことが妥当と判断した場合は，計算モデルによる評価結果の不確かさを定量化し，統計的に取り扱う。本評価においては，PIRTで重要と判断された現象の中で，破断口の臨界流及び炉心燃料棒の熱伝達に関する計算モデルについて，不確かさの定量化を行った。

##### 2) 計算モデル固有の保守性を確認し使用する場合

試験結果に対して計算モデルの解析結果が，安全評価パラメータに対し適切な保守性を有する場合は，これを推定誤差として記録し，最適評価コードに組み込まれているオリジナルの計算モデルのまま解析に使用してもよい。また，非保守的な場合には安全評価パラメータに対する計算モデルの推定誤差を付加的バイアスとして定量化する（**附属書H**参照）。本評価においては，PIRTで重要と判断された現象の中で，スチームバインディングなどの計算モデルについて，計算モデル固有の保守性を有することを確認した

うえで、そのまま解析に使用することとした。

### c) 試験解析例

試験解析例として、最適評価コード MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードで実施した再冠水熱伝達試験（FLECHT 試験）<sup>(99)</sup> の例を示す。

FLECHT-SEASET 試験シリーズは、Westinghouse の 17×17 燃料集合体を対象に、低再冠水速度でのデータを得るために実施された。ここではこの試験シリーズ中の一つの試験を MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードで模擬した結果を示す。選定した試験番号は 31504 であり、この試験は原子炉施設での再冠水に近い注入速度のものである。また、主要な試験条件は、燃料棒の最高線出力密度が 0.7kW/ft、及び径方向出力分布が均一であることである。

MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードでの解析は 800 秒まで実施し、**図 C.1.5** に、燃料加熱部底部から高さ方向位置 72 インチ (1.83 m) での燃料被覆管温度の測定値と解析値の比較を示す。また、**図 C.1.6** にクエンチフロント挙動の解析と試験データの比較を示す。

### d) 計算モデルの不確かさの定量化

FLECHT 試験解析は、MCOBRA/RELAP5-GOTHIC の模擬性能を確認するためだけではなく、再冠水期間における熱伝達計算モデルの不確かさの定量化にも使用している。

熱伝達係数の不確かさの取扱い方法は、試験値と計算値との比（以下、“**熱伝達係数の増倍係数**”という。）の分布で取り扱う。

この係数の分布を評価することによって、対象とする期間の熱伝達係数の実現象でのばらつき及び最適評価コード中の計算モデル自身の有する推定誤差の両方を定量的に評価することができる。

熱伝達係数の増倍係数  $E$  は、次の式で定義される。

$$E = \frac{\overline{h_{data}}}{h_{predict}}$$

ここで、 $\overline{h}$  は評価対象期間での熱伝達係数の平均値である。

## C.1.11 スケール効果の評価（ステップ 10）

### a) 概要

CSAU 手法の報告書（NUREG/CR-5249）<sup>(2)</sup> において大破断 LOCA 事象についてのスケール効果を分析している。ここでは、フルスケール高さ、出力-体積比などのスケール基準が LOCA 実験のほとんどに対して妥当であり、大破断 LOCA 事象のほとんどを包絡していると結論付けている。検討された実験のほとんどは実機 PWR と同寸長の模擬燃料集合体を採用している。

スケール効果に関わる重要な事項を次に示す。

- ・ 試験設備のスケール効果，初期条件及び境界条件の影響を評価すること
- ・ 最適評価コードで原子炉施設の解析を行う場合，最適評価コードのスケールアップへの適用性を評価すること

上記2点を考慮し，本適用例においては，主に MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードを用いた試験解析の対象とした試験について試験装置そのもののスケール効果の検討及び MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードのスケールアップ効果について述べるとともに，MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードのスケールアップ適用能力の確認の観点からの適格性評価を行う。

#### b) 試験装置のスケール効果の評価例

試験装置そのもののスケール効果の検討例として，ここでは再冠水試験についてのスケール効果について述べる。再冠水熱伝達に影響するパラメータとして，炉心の出力，圧力，流量及びサブクール度が挙げられる。また，燃料被覆管の初期温度及び最高温度も重要なパラメータである。図 C.1.7 に示すとおり，試験データの炉心出力の範囲は，概ね実機 PWR で想定される炉心出力の範囲である。他のパラメータについても同様に試験データの範囲が概ね実機 PWR の想定範囲であることを確認している。再冠水を模擬するための試験装置が PWR の燃料集合体を実機サイズで模擬していることを考慮すると，LOCA の再冠水を模擬した試験装置は実機 PWR で現れる現象を模擬できると判断される。

さらに，PWR の LOCA 事象に関する知見は十分に集積されており，出力対体積比のスケール則は LOCA の現象の模擬に対しては妥当であるため，IET の試験設備の実機 PWR に対するスケールひずみは過大ではないと判断される。

#### c) MCOBRA/RELAP5-GOTHIC コードのスケール効果評価能力の検討

コードのスケール効果の評価例として，再冠水熱伝達について次に示す。前述のとおり，再冠水試験の条件は再冠水熱伝達に影響する熱水力パラメータについて，実機 PWR で想定される範囲を包絡している。さらに，再冠水を模擬するための試験装置が PWR の燃料集合体を実機サイズで模擬している。そのため，これらの試験から得られたデータで妥当性を確認した MCOBRA/RELAP5-GOTHIC の再冠水熱伝達に関する計算モデルは実機 PWR に適用できると判断される。

#### C.1.12 入力データの不確かさの定量化（ステップ 11）

不確かさは，ランダムな不確かさ及び推定誤差として確率密度分布の形で定量化する。入力データの扱いとしては次の三つのカテゴリに分類される。

- ・ ノミナル条件
- ・ 限界条件

- ・ 統計的取扱い

対象とする原子炉施設の解析における不確かさには、初期状態における原子炉施設の運転条件の不確かさも含まれる。例えば、燃料の初期状態は燃焼履歴に基づいており、当初からの製造誤差も影響している。

不確かさの分布、幅などの設定は、原子炉施設の初期状態及び過渡的な状態の現実的な変化を考慮して行われる。これらの不確かさに、ステップ 9 又はステップ 10 において試験解析結果に基づき定量化された計算モデルの不確かさ及びスケール効果の評価結果が加味される。

**表 C.1.4** に今回の解析で使用した入力データの設定例の一部を示す。軸方向出力分布については、炉心の運転中に想定される軸方向出力分布の包絡範囲を設定し、この範囲からサンプリングして出力分布を定める。

### C.1.13 感度解析 (ステップ 12)

#### a) 概要

ステップ 11 までの事前検討で実施した不確かさの定量化結果に基づいて、感度解析のために、不確かさを設定するパラメータに対し限界条件を設定し、原子炉施設の解析を行う。この解析によって、安全評価パラメータの評価結果に対して当該パラメータの保守性の有無を確認することができる。

#### b) 感度解析例

感度解析の一例として、確定値として扱う蒸気発生器伝熱管施栓率の感度解析結果を示す。

蒸気発生器伝熱管施栓率(ベースケースでは 10%を採用)を 0%とした感度解析とベースケースとの燃料被覆管温度の履歴の比較を **図 C.1.8** に示す。感度解析ケースでは、ベースケースに比べ蒸気発生器の圧損が小さいため、再冠水開始に伴う高温チャンネル流量が上回る。また、感度解析ケースのダウンカマの蓄水はベースケースを上回り、これが駆動水頭となって炉心水位は速やかに回復していく。この結果、感度解析ケースの再冠水期間における PCT はベースケースに比べ若干低下しており、10%とした蒸気発生器伝熱管施栓率設定の保守性が確認される。

### C.1.14 ランダムな不確かさと推定誤差の組合せ評価 (ステップ 13)

#### a) 概要

代表的な 4 ループ PWR を対象として、順序統計法による不確かさの組合せ評価を実施し、その結果から、95%信頼水準/95%累積確率値を超える PCT、局所的最大ジルコニウム-水反応量、及び全炉心平均ジルコニウム-水反応量の 3 パラメータの評価を実施する。

三つの安全評価パラメータを評価するため、D.3.3 の(D- 6)式及び(D- 7)式から、124 ケースが必要となる。本適用例では 124 ケースに加え、153 ケース及び 181 ケースも実施する。また、サンプリング手法としては、ラテン超方格サンプリング (LHS) 法を採用する。  
(D.3.2 参照)

#### b) 解析結果

順序統計法による不確かさの組合せ評価結果のうち、例として PCT を表 C.1.5 に示す。

順序統計法による不確かさの組合せ評価の結果、ケース数 124 ケースの PCT の 95%信頼水準/95%累積確率値に対応する統計的安全評価値は上位 1 番目であり、946°C となった。  
(判断基準 1200°C)

図 C.1.9 は、PCT に関する解析結果を昇順に並べて図示したものである。また、図 C.1.10 に PCT の上位 5 ケースについて、燃料被覆管温度の履歴を示す。

なお、ケース数 153 ケースの PCT の 95%信頼水準/95%累積確率値に対応する統計的安全評価値は、上位 2 番目とした場合、924°C となった。ケース数 181 ケースの PCT の 95%信頼水準/95%累積確率値に対応する統計的安全評価値は、上位 3 番目とした場合、933°C となった。

#### C.1.15 全体の不確かさ評価及び統計的安全評価値の決定 (ステップ 14)

本適用例においては、付加的バイアスは確認されなかったためステップ 13 の解析結果を統計的安全評価値として決定する。

表 C.1.1 抽出された重要な現象及びそのランク付け

物理領域	現象	時間領域		
		ブロー ダウン	リフィル	再冠水
燃料棒	蓄積熱	H	M	M
	核分裂反応熱	M	L	L
	崩壊熱	M	M	H
	ギャップ熱伝達	M	L	L
	被覆管酸化	L	M	H
	被覆管変形	L	H	M
炉心	DNB	M	N/A	N/A
	リウエット	M	M	N/A
	Post CHF 熱伝達	H	H	N/A
	再冠水熱伝達	N/A	N/A	H
	3次元流れ	H	L	M
	逆流/流れの停滞	H	N/A	N/A
	ボイド発生/分布	H	L	M
	エントレインメント/ディエントレインメント	M	M	H
原子炉頂部	フラッシング	H	M	N/A
上部プレナム	高温燃料集合体装荷位置	H	M	L
	エントレインメント/ディエントレインメント	L	L	M
	気液分離	L	L	M
	対向流/落水	L	L	M
高温側配管	逆流	M	L	N/A
加圧器	初期水位	M	L	N/A
	アウトサージ流	M	N/A	N/A
蒸気発生器	U字管熱伝達	N/A	N/A	H
1次冷却材ポンプ	2相特性	M	N/A	N/A
	差圧・形状損失	H	M	H
低温側配管/蓄圧タンク	安全注入水の流量	N/A	H	H
	安全注入水の混合	N/A	L	M
	安全注入水による凝縮	N/A	H	M
	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	N/A	L	M
ダウンカマ	エントレインメント/ディエントレインメント	L	H	M
	安全注入水による凝縮	N/A	H	L
	高温壁	L	L	H
	非平衡・スラグ流	L	H	L
	3次元流れ	M	H	L
	水位振動	N/A	N/A	M
下部プレナム	高温壁	N/A	L	M
	スウィープアウト	N/A	M	N/A
破断口	臨界流	H	M	N/A
	格納容器圧力	N/A	M	H
ループ	2相圧損	M	L	L
	破断口への流量配分	H	M	L

表 C.1.2 重要な現象及び MCOBRA/RELAP5-GOTHIC でのモデルの扱い

物理領域	現象	コードモデルでの扱い	モデル
燃料棒	蓄積熱	yes	燃料棒熱伝導モデル
	核分裂反応熱	yes	動特性モデル
	崩壊熱	yes	動特性モデル
	ギャップ熱伝達	yes	燃料棒熱伝導モデル
	被覆管酸化	yes	ORNL の実験に基づく式
	被覆管変形	yes	NUREG-0630 モデル
炉心	DNB	yes	壁面熱伝達モデル
	リウエット	yes	壁面熱伝達モデル
	Post CHF 熱伝達	yes	壁面熱伝達モデル
	再冠水熱伝達	yes	壁面熱伝達モデル
	3次元流れ	yes	原子炉容器部流動モデル
	逆流/流れの停滞	yes	原子炉容器部流動モデル
	ボイド発生/分布	yes	界面熱伝達モデル/界面摩擦モデル
	エントレインメント/ディエントレインメント	yes	エントレインメント/ディエントレインメントモデル
原子炉頂部	フラッシング	yes	界面熱伝達モデル
上部プレナム	高温燃料集合体装荷位置	yes	原子炉容器部流動モデル
	エントレインメント/ディエントレインメント	yes	エントレインメント/ディエントレインメントモデル
	気液分離	yes	界面摩擦モデル
	対向流/落水	yes	界面摩擦モデル
高温側配管	逆流	yes	ループ部流動モデル
加圧器	初期水位	yes	ループ部流動モデル
	アウトサージ流	yes	ループ部流動モデル
蒸気発生器	U字管熱伝達	yes	ループ部熱伝導/熱伝達モデル
1次冷却材ポンプ	2相特性	yes	ホモログスカーブ
	差圧・形状損失	yes	形状損失係数
低温側配管/蓄圧タンク	安全注入水の流量	yes	ループ部境界条件モデル
	安全注入水の混合	yes	ループ部流動モデル
	安全注入水による凝縮	yes	界面熱伝達モデル
	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	yes	ループ部流動モデル
ダウンカマ	エントレインメント/ディエントレインメント	yes	エントレインメント/ディエントレインメントモデル
	安全注入水による凝縮	yes	界面熱伝達モデル
	高温壁	yes	壁面熱伝導/熱伝達モデル
	非平衡・スラグ流	yes	原子炉容器部流動モデル
	3次元流れ	yes	原子炉容器部流動モデル
	水位振動	yes	原子炉容器部流動モデル
下部プレナム	高温壁	yes	壁面熱伝導/熱伝達モデル
	スウィープアウト	yes	原子炉容器部流動モデル
破断口	臨界流	yes	臨界流モデル
	格納容器圧力	yes	格納容器応答計算モデル
ループ	2相圧損	yes	ループ部流動モデル
	破断口への流量配分	yes	ループ部流動モデル

表 C.1.3 評価マトリックス

物理領域	現象	SET	IET
燃料棒	蓄積熱		X
	核分裂反応熱		X
	崩壊熱		X
	ギャップ熱伝達		X
	被覆管酸化		X
	被覆管変形	X	X
炉心	DNB	X	X
	リウエット	X	X
	Post CHF 熱伝達	X	X
	再冠水熱伝達	X	X
	3次元流れ		X
	逆流/流れの停滞		X
	ボイド発生/分布	X	X
	エントレインメント/デ イエントレインメント	X	X
原子炉頂部	フラッシング		X
上部プレナム	高温燃料集集体装荷位置		X
	エントレインメント/デ イエントレインメント	X	X
	気液分離	X	X
	対向流/落水	X	X
高温側配管	逆流		X
加圧器	初期水位		X
	アウトサージ流		X
蒸気発生器	U字管熱伝達	X	X
1次冷却材ポンプ	2相特性		X
	差圧・形状損失		X
低温側配管/蓄圧タンク	安全注入水の流量		X
	安全注入水の混合		X
	安全注入水による凝縮	X	X
	蓄圧タンクの非凝縮性ガ ス		X
ダウンカマ	エントレインメント/デ イエントレインメント	X	X
	安全注入水による凝縮	X	X
	高温壁	X	X
	非平衡・スラグ流	X	X
	3次元流れ	X	X
	水位振動	X	X
下部プレナム	高温壁		X
	スウィープアウト		X
破断口	臨界流	X	X
	格納容器圧力		X
ループ	2相圧損		X
	破断口への流量配分		X

表 C.1.4 統計的安全評価における入力パラメータ例

パラメータ	取扱い	分布形状
全炉心出力	統計的	一様分布
高温燃料棒ピーキング係数	統計的	正規分布
軸方向出力分布	統計的	一様分布
低出力領域出力比	限界条件	-
初期燃料温度	統計的	正規分布
蒸気発生器伝熱管施栓率	限界条件	-

表 C.1.5 順序統計法における評価結果例

サンプル数	PCT (°C)	
	順序統計法	判断基準
124	946	1200
153	924	
181	933	

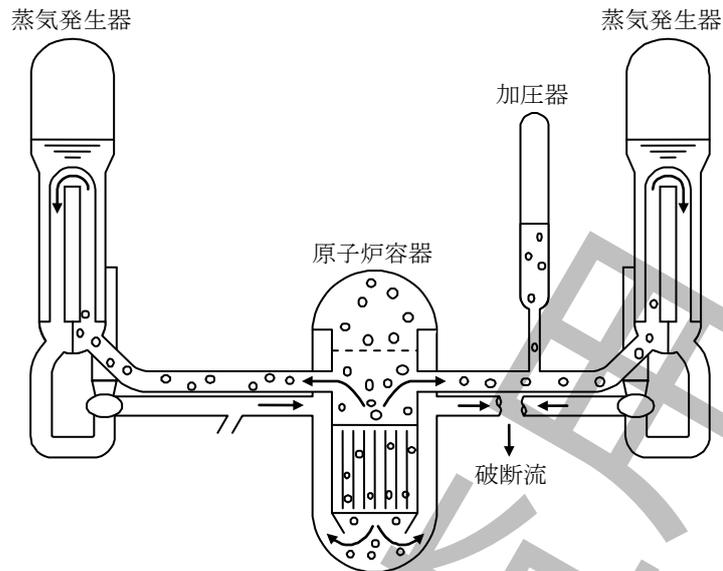


図 C.1.1 大破断 LOCA 事象時の挙動（ブローダウン期間）

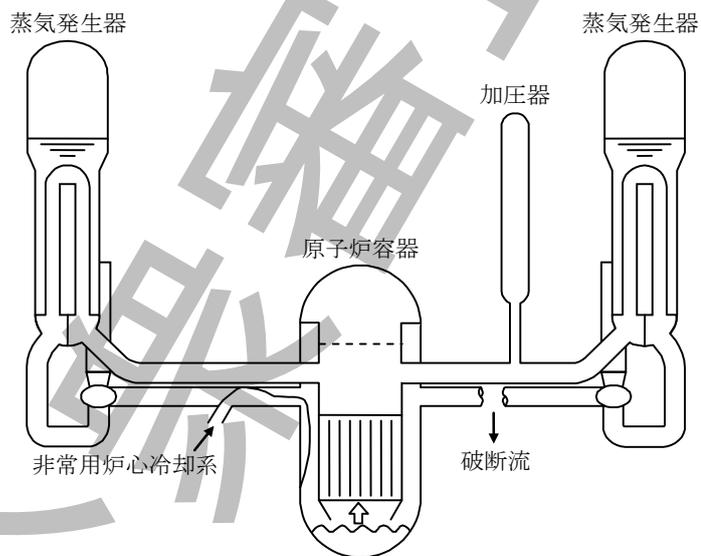


図 C.1.2 大破断 LOCA 事象時の挙動（リフィル期間）

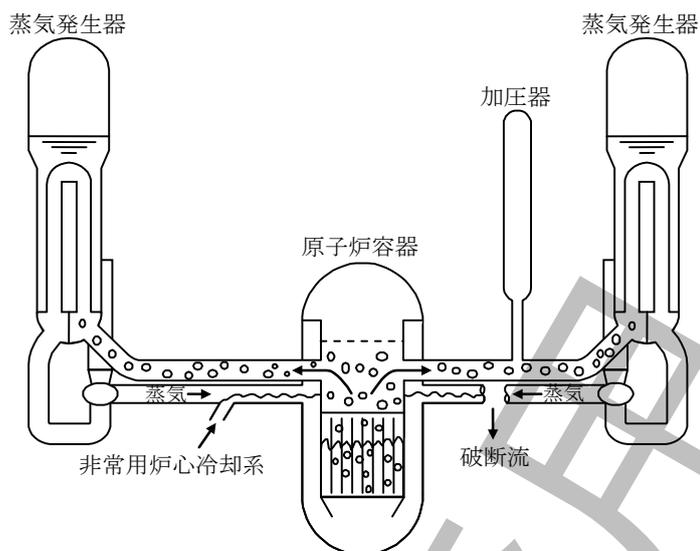


図 C.13 大破断 LOCA 事象時の挙動（再冠水期間）

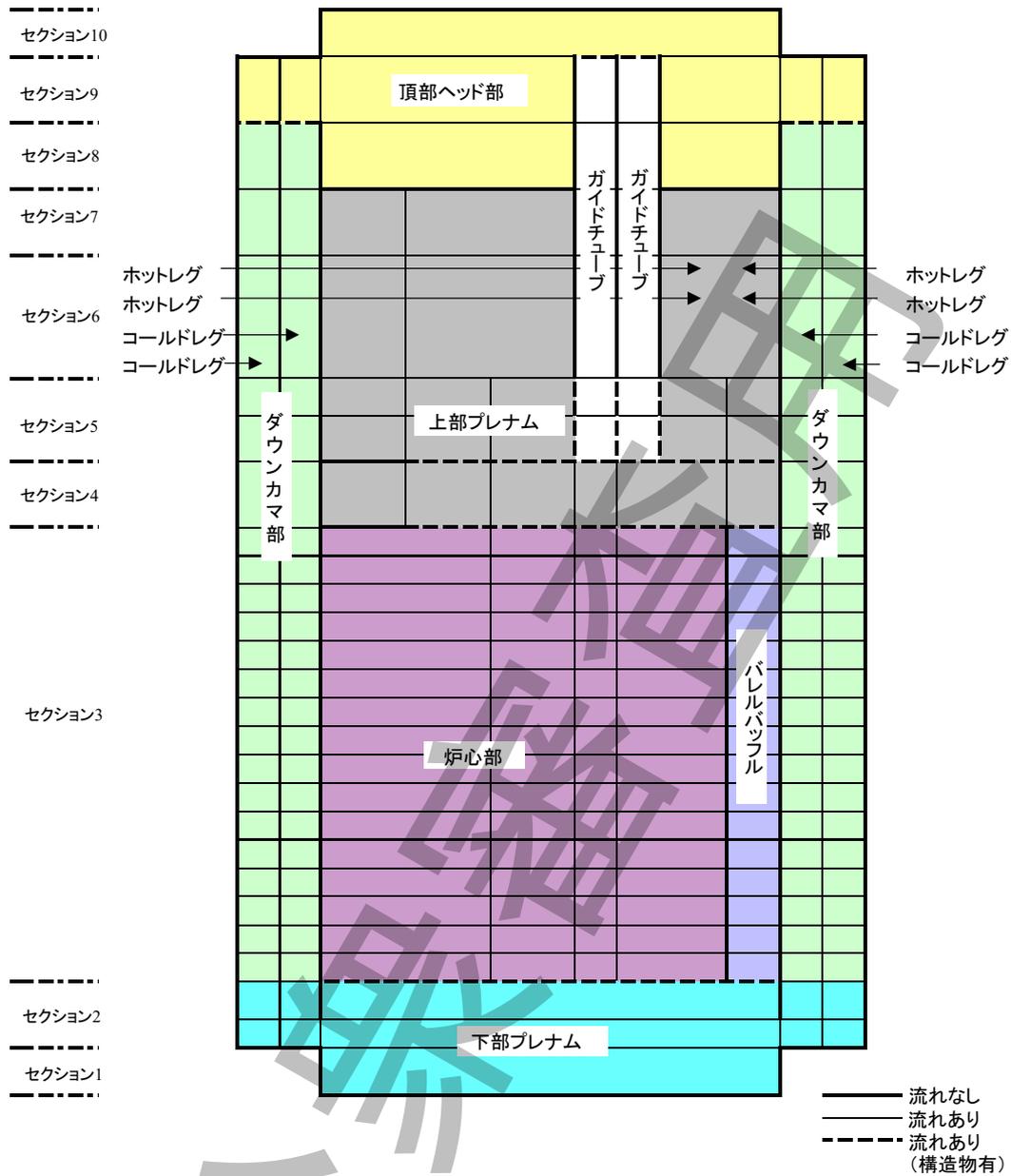


図 C.1.4 PWR 大破断 LOCA 事象の解析における原子炉容器ノード分割図 (例)

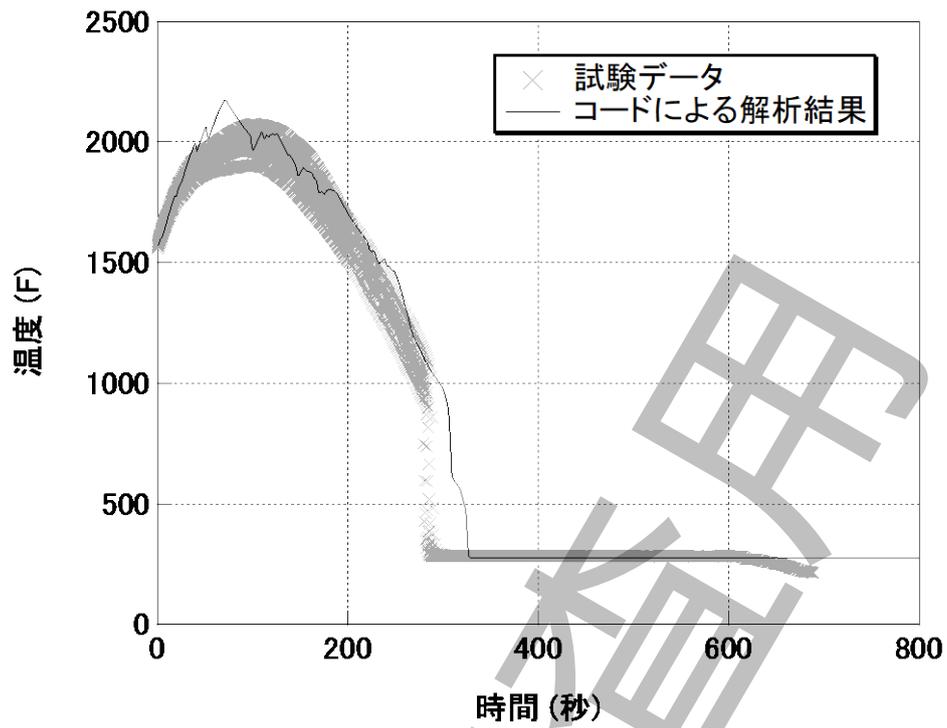


図 C.1.5 FLECHT 試験<sup>(99)</sup>における燃料被覆管温度の妥当性確認結果

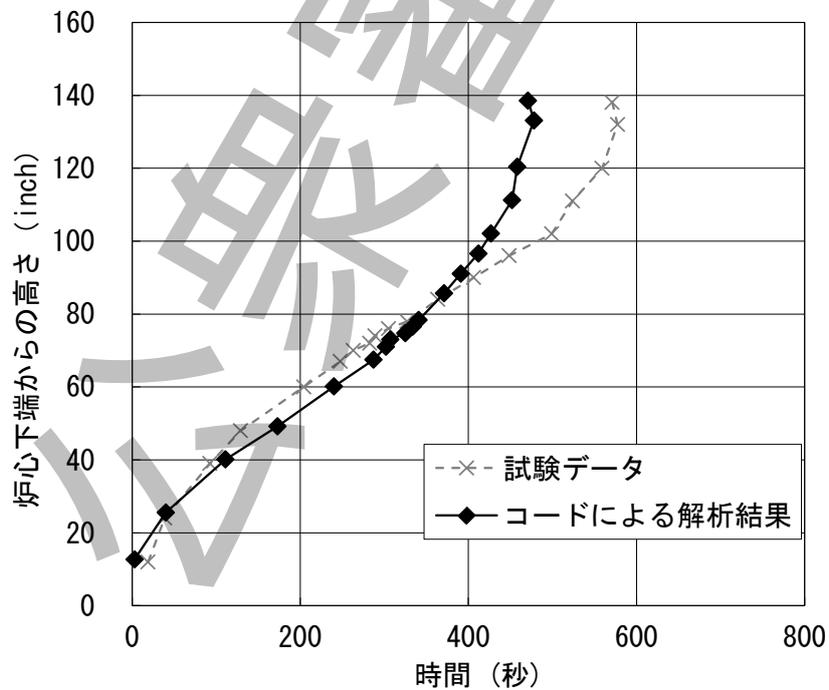


図 C.1.6 FLECHT<sup>(99)</sup>試験におけるクエンチフロントの妥当性確認結果

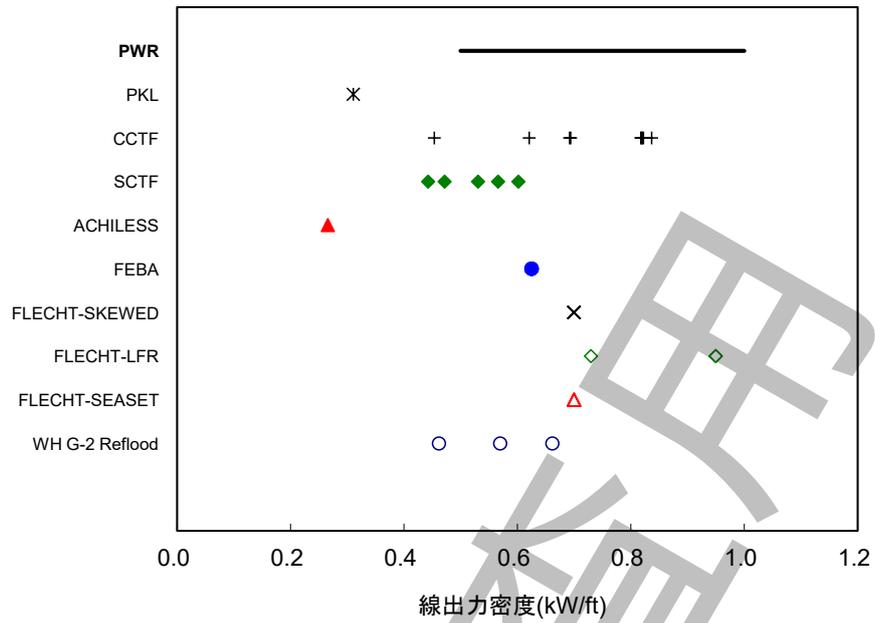


図 C.1.7 再冠水熱伝達実験の出力条件範囲

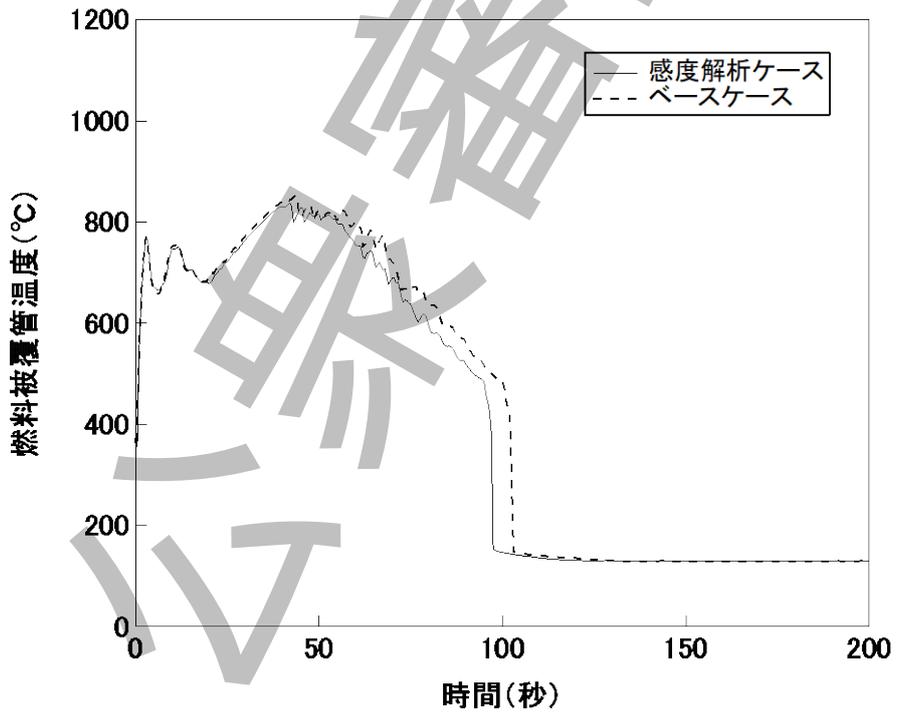


図 C.1.8 蒸気発生器伝熱管施栓率の感度解析 (燃料被覆管温度の履歴)

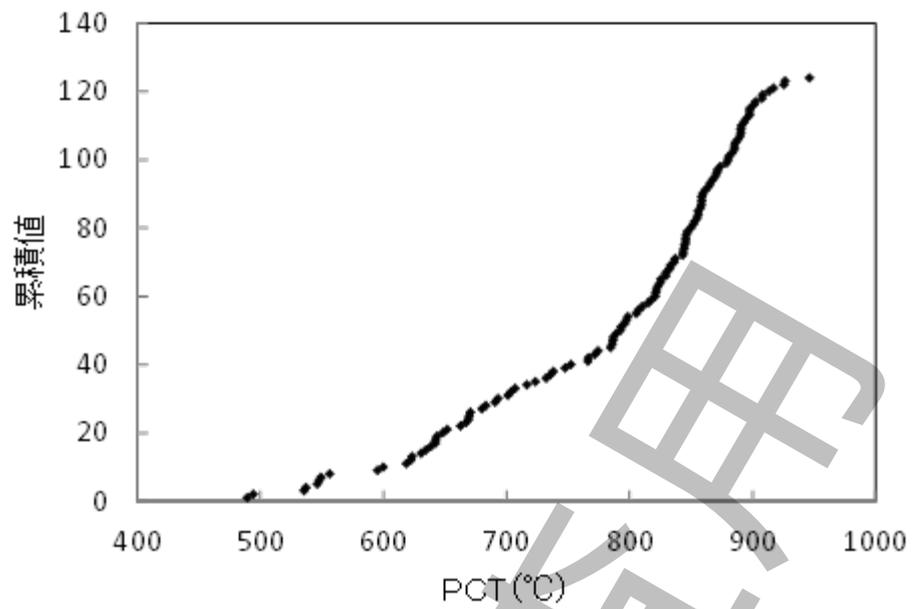


図 C.1.9 順序統計法による解析結果例 (PCT)

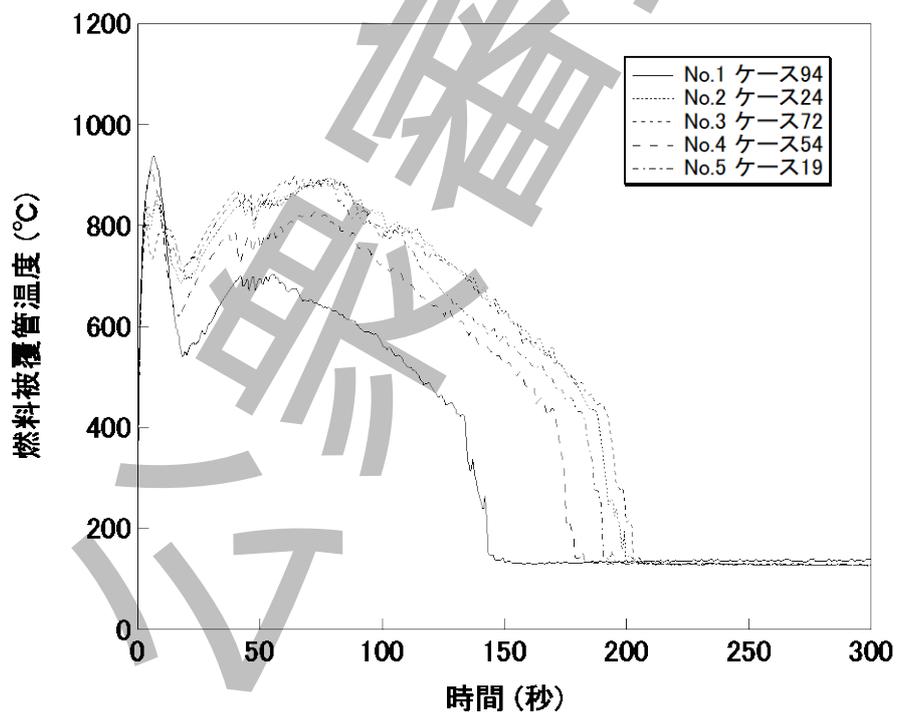


図 C.1.10 順序統計法による解析結果例 (燃料被覆管温度の履歴)

## C.2 BWR 発電機負荷遮断事象への適用例

### C.2.1 概要

C.2 では、この標準を BWR の運転時の異常な過渡変化に含まれる事象に適用した例を示す。

一般に、BWR の新設、改造、燃料設計変更などを行う場合は、設置許可基準規則に適合した安全評価を実施する必要がある。安全評価の中で、運転時の異常な過渡変化に対しては、次に示す事象が対象となる。

- a) “炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化”
- b) “炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化”
- c) “原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化”
- d) “その他、原子炉施設の設計によって必要と認められる事象”

ここでは、統計的安全評価手法を BWR の運転時の異常な過渡変化に適用した場合の安全評価の適用例を示す。

### C.2.2 解析事象の選定（ステップ1）

統計的安全評価を実施する事象として、BWR の運転時の異常な過渡変化に含まれる事象を一つ選定する。

BWR で想定される運転時の異常な過渡変化（制御棒過渡を除く）は、事象の進展の過程の違いから、

- a) 圧力増加過渡
- b) 圧力減少過渡
- c) 流量増加／流量減少過渡
- d) サブクール過渡
- e) 水位減少過渡

に大別できる。

この適用例では、“運転時の異常な過渡変化”の中から、圧力上昇が最も厳しい事象である発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象を解析事象として選定した。

発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象は“原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化”に属する事象であり、事象の進展の観点からは圧力増加過渡に分類される事象である。発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象の事象シーケンスを **図 C.2.1** に示す。この事象は、原子炉の出力運転中に送電システムの故障などによって、発電機に対する負荷の遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止することで原子炉圧力が上昇する。このとき、厳しい側の想定としてタービンバイパス弁が動作しないことを仮定する。

原子炉圧力が上昇することによって、炉心内のボイド率が減少して、正の反応度フィードバックによって原子炉熱出力（中性子束）が上昇するが、ABWR においては 10 台の再循環

ポンプのうち4台がトリップし、ボイドの減少が緩和される。また、蒸気加減弁の急閉と同時に原子炉がスクラムし、所定の時間の経過後に負の反応度が投入されることによって、原子炉熱出力は減少に向かう。

また、発電機の負荷遮断と同時に原子炉圧力が増加するが、この事象のようにタービンバイパス弁が作動しない場合においても、逃がし安全弁の作動によって上昇は抑えられ、所定の圧力を超えないよう制御される。

このようにして、原子炉熱出力及び原子炉圧力が抑制又は制御されることによって事象は収束する。

### C.2.3 原子炉施設の選定（ステップ2）

統計的安全評価を実施する原子炉施設を選定する。

日本国内のBWRは、炉型によってBWR4、BWR5及びABWRに分けられるが、ステップ1で選定した解析事象はどの炉型においても発生する可能性がある。このため、解析で対象とする原子炉施設として、国内のBWRの中で最新型の炉型であるABWRの一つを選定した。ただし、標準の適用例であることを考慮し、原子炉施設名をABWRで代表させることとした。

- ・ 対象とする原子炉施設 : ABWR
- ・ 熱出力 : 約3930MWt
- ・ 炉心・燃料 : 9×9燃料（A型）炉心

### C.2.4 重要度ランクテーブル（PIRT）の作成（ステップ3）

#### a) 概要

このステップでは、**附属書B**の規定に従いABWRの発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象に対する重要度ランクテーブル（PIRT）を作成する。

過渡時に発生する全ての諸現象は、安全評価パラメータの挙動に等しく影響するわけではない。適切な分析を行うためには、安全評価パラメータに影響を与える現象を明確にし、重要度のランクを決定することがその後の評価作業を集中させ、効率化させることにつながる。PIRTは重要な現象を把握するために作成され、必要な妥当性確認試験の展開、安全評価パラメータへの不確かさの影響の定量化などを実施するために活用される。

最適評価コードが模擬する必要のある重要な物理プロセス及び現象は、試験で得られた知見及び／又は実験解析の結果から同定される。PIRTを完成させるためには、これまでの試験、解析などで得られた重要な現象及び関連事項に関する知見を収集した後、ブレインストーミング及び／又は階層分析法（AHP）のような意思決定法を用いてこれらの検討結果を集約し整理する。意思決定法の活用によって検討作業の効率及び成果の信頼性を向上させることができる。

PIRTは、評価対象に含まれる重要な過渡現象を同定し、分析、整理するものであり、現

象の重要度に対する合理的な判断結果を提供する。これによって、最適評価コードの妥当性確認及び適用性の評価に当たっての必要項目が一覧列挙され、統計的安全解析において不確かさを評価する必要のある現象が抽出されることになり、統計的安全評価の実施時の作業範囲及び着目点に関する根拠が明確になる。

次に、この適用例で用いる PIRT を**附属書 B**に規定された7段階の作成手順に沿って具体的に示す。

#### b) 目的及び対象とする原子炉施設の確認

- 1) 目的 統計的安全評価において、安全評価パラメータに影響を及ぼす現象を同定し、その重要度をランク付けする。
- 2) 選定事象 運転時の異常な過渡変化に含まれる発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象
- 3) 選定原子炉施設 ABWR、平衡サイクル末期炉心
- 4) 事象シナリオ タービンバイパス弁に不作動を仮定した条件の下で発電機負荷遮断が生じ、蒸気加減弁が急速に閉止する事象を想定する。原子炉圧力が上昇するため、炉心内のボイド率が減少し、原子炉熱出力（中性子束）が上昇するが、再循環ポンプ4台トリップ及び原子炉スクラムによって原子炉熱出力は減少に転じる。また、原子炉圧力は、タービンバイパス弁が作動しない場合においても、逃がし安全弁の作動によって上昇が抑えられ、制御される。

#### c) 注目パラメータの設定

安全評価審査指針で要求される判断基準は次の4点である。

- 1) 最小限界熱流束比又は最小限界出力比が許容限界値以上であること。
- 2) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
- 3) 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。
- 4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.1倍以下であること。

ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象を評価するときに適用される判断基準は1), 2)及び4)である。この適用例では、PIRTの1例を示すことを念頭に、3項目の中で重要性が最も高いと考えられる安全評価パラメータに関する判断基準である“最小限界出力比（MCPR）を妥当に評価できること”のみを考慮することとして、注目パラメータをMCPRとした。

#### d) 時間領域の分割

ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象は、蒸気加減弁が急速に閉

止し、原子炉圧力が上昇することに伴う出力上昇と、再循環ポンプ 4 台トリップ及び原子炉スクラムに伴う出力減少とが競合して同じ時間領域の中で発生する事象であり、この時間領域で安全評価パラメータが最も厳しい状態に至る。また、新たな機器などの作動、新たな状態への変化などを想定することなく、前述の再循環ポンプ 4 台トリップ及び原子炉スクラムによってそのまま事象が収束することから、複数の時間領域に分割する必要はなく時間領域を 1 領域とした。

#### e) 物理領域の設定

ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）では、蒸気加減弁の急速閉止によって圧力の変化が伝播して原子炉圧力が上昇するため、炉心を含む圧力容器内の 2 相流中のボイド率が減少する。炉心においては、原子炉出力が上昇し、MCPR の低下に至る。これらに関わる物理領域としては、主蒸気管及び炉心を始めとして、両者間に介在する圧力変化の伝播経路となる物理領域、すなわち、ドーム部、ドライヤ、セパレータ、上部プレナム、ダウンカマ、下部プレナムなどの单相又は 2 相水からなる物理領域がある。

一方、再循環ポンプ 4 台トリップに伴う原子炉冷却材流量の減少及び原子炉スクラムによって、炉心の出力が減少し、MCPR は増加に転じる。これらに関わる物理領域としては、制御棒が挿入されるガイドチューブ及び原子炉冷却材流量の決定に関わる物理領域として原子炉圧力容器内を循環する冷却水の一巡流路内の物理領域、すなわち、炉心（各燃料集合体（チャンネル））、バイパス領域、上部プレナム、セパレータ、ダウンカマ、再循環ポンプ及び下部プレナムがある。

以上から、**図 C.2.2** に示す BWR 内で生じる現象の階層分解結果に見られる全ての物理領域を設定する。

#### f) 現象の同定

現象の同定は物理領域ごとに行う。例えば物理領域が炉心の場合には、原子炉圧力の上昇及び原子炉冷却材流量の減少に起因して集合体内で生じる熱流動挙動、並びにこれらに誘発される核的挙動及びそのフィードバック挙動を支配する現象、さらにこれらに影響を及ぼす現象を同定することとなる。

このような現象の中で、燃料集合体内で生じる熱流動挙動に関わる現象としては、チャンネル圧損（炉心圧損）、及びボイド挙動に関わる 3 次元ボイド率分布、サブクール沸騰開始条件（サブクールボイド）、気液界面摩擦（相間摩擦）、ボイド消失（相間熱伝達）などが挙げられる。

核的挙動及びそのフィードバック挙動としては、中性子束及び熱出力の他に、減速材密度反応度フィードバック（ボイド反応度）、ドップラ反応度フィードバック（ドップラ反応度）、スクラム特性（スクラム反応度）、即発中性子寿命、遅発中性子生成割合及び減速材直接発熱がある。

さらに、これらに影響を及ぼす現象としては、中性子束又は熱出力から冷却材への伝熱に至るまでに関わる燃料棒内及びその周りで生じる伝熱現象が挙げられ、ペレット内発熱密度分布、ペレット内熱伝導、ギャップ熱伝達、サブクール沸騰及び核沸騰熱伝達、ドライアウトの有無などが挙げられる。

最後に、炉心入口での冷却材の流量配分に関する現象として、複数チャンネル効果を加えると、炉心内で発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象に関連して生じる現象が網羅されることになる。

#### g) 重要度のランク付け

同定された全ての現象について、注目パラメータである MCPR に対して、影響度の高い現象から順に H, M 及び L とする 3 段階評価による重要度のランク付けを行った例を示す。評価は専門家を集めてブレインストーミングによって実施したが、この方法を採用したのは、発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象に対する現象上の知見が従来から豊富にあり、専門家がそれを熟知している状況があることから、効率的かつ漏れのない評価が可能となると判断したためである。

なお、評価者には、発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象の解析者、BWR 熱流動現象の専門家及び 2 流体の最適評価コードの開発者を選んで構成した。

**表 C.2.1** 及び **表 C.2.2** は、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象において、注目パラメータである MCPR に関する現象を同定し、ランク付けした PIRT である。**表 C.2.1** 及び **表 C.2.2** は物理領域ごとにまとめており、ランク H のものが MCPR への影響の観点から重要度が最も高い現象であることを意味している。例えば、炉心領域では、原子炉圧力の変化に関わる反応度フィードバック及びボイド挙動、そして熱出力から冷却材への伝熱に密接に関わる現象の重要度を高ランクとしている。また、他の領域では、圧力変化の伝播に関わる現象、冷却材流量の変化に関わる現象などの重要度を高ランクとしている。

一方、低ランクの現象が統計的安全評価における不確かさの組合せ評価に反映されないことを考慮すると、重要な現象を漏れなく摘出する観点から、低ランクとした現象についてはそのランク付けの当否を慎重に判断する必要が生じる。この一例として、次に、MCPR 特性に最も関係の深い物理領域として炉心部を例にとり、低ランクとした現象を個別に検討する。

炉心部で低ランクとした現象は、フラッシング、高ボイド率における膜沸騰、チャンネルバイパス部熱伝達、水ロッド水力特性及び崩壊熱である。いずれも低ランクであることがほぼ自明ではあるが、あらためて個々に説明する。

- 1) フラッシングを低ランクとしたのは、ABWR における発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象が、フラッシング現象が生じる可能性を考慮する必要のある、減圧を伴う過渡事象でないためである。

- 2) 高ボイド率における膜沸騰，すなわち，噴霧流熱伝達に関する現象を低ランクとしたのは，発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象では沸騰遷移が生じないためである。
- 3) チャンネルバイパス部熱伝達を低ランクとしたのは，チャンネル内で過熱蒸気の発生，熔融燃料のチャンネルボックスへの付着など，チャンネル内で冷却水が飽和温度より高温となる現象が生じない事象を取り扱うためである。
- 4) 水ロッドの水力特性を低ランクとしたのは，ABWR における発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象では，水ロッド中を流れる水の流量が，燃料集合体中で除熱に寄与する水流量と比較して微々たるものであること及び水ロッド中でボイドが発生しないことから，核特性を介して燃料棒ごとの熱出力分布に水ロッドの水力特性が影響を与えないことを考慮したためである。
- 5) 崩壊熱を低ランクとしたのは，ABWR における発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象では，MCPR の増減が問題となる時間領域の範囲で，原子炉出力が定格熱出力近傍から始まって過渡的に増減する事象であるため，崩壊熱の影響が微々たるものであることによる。

なお，これらの低ランク現象はいずれも互いに現象間の結合が弱く，相乗作用の影響がないと考えられる。したがって，前述した低ランク現象に対する個別の説明を踏まえると，これら 5 現象を低ランクと判定したことは妥当と判断できる。

#### h) 文書化

附属書 B が規定する文書化については，本節の冒頭における PIRT 作成の目的及びメリットを記した部分，並びに **b)～g)** までに示した内容が該当する。

なお，附属書 B が併せて規定する PIRT 作成のための前提条件を明確化することであるが，

- 1) 目的及び対象とする原子炉施設の確認
- 2) 時間領域の分割
- 3) 注目パラメータの確認
- 4) 物理領域の設定

の各ステップにて示した内容の全てが当該前提条件に挙げられると考える。すなわち，現象の同定に至るまでに実施する“同定作業実施のための必要条件”が PIRT 作成のための前提条件に対応すると判断する。

### C.2.5 解析コードの選定（ステップ 4）

#### a) 概要

ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象に統計的安全評価手法を適

用する場合に使用する解析コードは、**A.2** に示される最適評価コードの次の要件を満足する必要がある。

- 1) 統計的安全評価を実施する事象及び原子炉施設に対する適用可能な範囲が示されており、この範囲において想定される運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の挙動を現実的に予測できること。
- 2) PIRT によって分類された重要な現象に対して、感度及び不確かさを評価する機能をもっていること。
- 3) **A.3** 及び **A.4** に示す評価方法に則って最適評価コードの適格性評価が行われていること。
- 4) 最適評価コードの管理要領をもち、それに従って最適評価コードの開発、改良又は導入時に作成する文書及び最適評価コードの使用者向けに発行する文書の管理が行われていること。

なお、各文書には、“統計的安全評価手法”の適用を支援する具体的な記述を加えることが望ましい。

ただし、統計的安全評価の具体的手順の中で実施する不確かさ評価の中で **C.2.2** 及び **C.2.3** に掲げた解析事象及び対象とする原子炉施設に対する最適評価コードの適用性を確認することから、この適用例では、TRACG コード<sup>(100)</sup>を使用する最適評価コードとして選定し、同コードが **C.2.2** 及び **C.2.3** に掲げた解析事象及び対象とする原子炉施設に対し、最適評価コードの要件を満足できる見通しがあることを文書情報に基づいて確認することにとどめるものとする。

#### b) 要件 1) について

TRACG コードは、2 流体保存式及び VSSL、CHAN などのコンポーネントモデルによって炉心、並びに原子炉施設内の各物理領域及びその間の 2 相熱流動現象を現実的に模擬できる最適評価コードであることが示されている。さらに、対象とする原子炉施設である ABWR 特有の設備であるインターナルポンプが的確にモデル化されていることが示されている。また、適格性の示された 3 次元中性子動特性モデル、並びに原子炉施設の制御系及びインターロックを的確に模擬する制御ブロックを同コードは具備している。したがって、これらを併せて用いることによって ABWR における原子炉圧力上昇などの発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象に関わる事象シナリオの現実的な予測が可能と考えられる。

#### c) 要件 2) について

TRACG コードは、多くの物理モデル及び相関式に対して、感度解析などのためにその計算結果を変更する乗数（以下、“感度解析用乗数”という。）に所定の値を入力することで感

度、又はランダムな不確かさ及び／若しくは推定誤差を考慮することができ、上記目的に必要な機能を有していることが示されている。また個々の物理モデル及び相関式に対する感度解析用乗数の有無が文書にまとめられている。ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象においても、PIRT にて抽出された重要な現象に対応する計算モデルなどに対し、感度解析用乗数のあることが個々に確認できている。

#### d) 要件 3) 及び要件 4) について

TRACG コードに付属する文書類から、

- 1) 最適評価コードの設計
  - 1.1) 保存式及び構形式に関わる数学モデルへの要求事項
  - 1.2) 最適評価コードの入出力及び前処理・後処理
- 2) 数学モデル及び計算モデルの解説
  - 2.1) 最適評価コードの適用範囲及び同コードの全体構成
  - 2.2) 保存式及びその解法（熱水力、核及び熱伝導）
  - 2.3) 数学モデルの適用範囲及びその評価式
- 3) 適格性評価の報告
- 4) 使用者マニュアル

の最適評価コードの適格性評価に必要な情報を抽出することが可能と見込まれることから、**要件 3)** を満足できることを確認できる情報が得られることが分かる。また、このことは同時に、**附属書 A** で要求する**コード導入における管理要領**に基づく管理がなされていることを示すものであるため、**要件 4)** を満たすことも確認できる。

#### e) まとめ

**b)～d)**から、TRACG コードは、発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象に対して作成した PIRT にて重要と評価された諸現象を模擬可能な計算モデルをもつ最適評価コードであるとともに、統計的安全評価の実施に当たって必要とされる情報が文書化されていることが実証されたことから、**附属書 A** に示された最適評価コードの要件を満足できることが確認された。したがって、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象の統計的安全評価を実施するときに用いる最適評価コードとして TRACG コードが妥当と判断した。

#### C.2.6 最適評価コードの情報収集（ステップ 5）

ステップ 4 にて選定した TRACG コードについて、**附属書 A** で規定する**コード導入における管理要領**に基づいて文書情報が整理できることを確認し、数学モデル及び／又は計算モデルの情報などステップ 6 を実施するために必要な情報を収集した。この結果に基づき、

ステップ 6 にて, ABWR の発電機負荷遮断(タービンバイパス弁不作動) 事象に対し TRACG コードが適用できる能力があることを示す。

## C.2.7 最適評価コードの適用性の評価 (ステップ 6)

### C.2.7.1 概要

TRACG コードの適用性を評価するため, ステップ 5 にて整理した文書情報を基に, 次に示す 5 点の要件 :

- a) 発電機負荷遮断(タービンバイパス弁不作動) 事象の全体をモデル化するために必要な成分及び相の保存量を取り扱うことができ, さらに必要な空間次元及び時空間スケールの下で定式化された時間依存の保存式(以下, “適切な保存式” という。)が与えられていること。
- b) ABWR の重要な設計の特徴を適切にモデル化できること。また, システムコンポーネント模擬に対する適用性が検討されていること。  

注記 “適切に” とは, 原子炉施設の重要な設計の特徴のそれぞれに対して, 定常時及び/又は過渡時における設計上の仕様及び機能を現実的に模擬できるようにモデル化された計算モデルを含む最適評価コードが, 安全評価の実施方針, 特に安全余裕との関係で許容される不確かさの大きさの想定及び不確かさの定量化方法に照らして, 空間次元, 時空間スケール, 幾何形状, 機器, 成分, 相及び相の幾何学的形態, 並びにその時間変化に対する必要な模擬性能をもつこと。
- c) PIRT で重要と評価された諸現象を解析コードに含まれる保存式, 及び構成式などから構成される計算モデルで模擬できること。
- d) 妥当な数値解法をもつこと。
- e) 最適評価コード中に PIRT で抽出された重要な現象を模擬する相関式及び物理モデルに関わる計算モデルがない場合及び数値解法が不十分な場合には, その項目を明確にし, その影響の取扱い方法を定める。

について確認する。

### C.2.7.2 適切な保存式が組み込まれていることの確認

ABWR の発電機負荷遮断(タービンバイパス弁不作動) 事象では, 主蒸気管内の圧力が上昇し, 原子炉圧力容器内の各物理領域に圧力上昇が伝播する現象及び再循環ポンプ 4 台トリップによって原子炉冷却材流量が減少する現象が発生する。このような状態において,

- a) 蒸気加減弁から圧力容器出口部までの主蒸気管内の 2 相(単相) 流中の圧力挙動
- b) 圧力容器出口から炉心までの 2 経路の 2 相(単相) 流中の圧力挙動
- c) 給水スパーチャから炉心までの単相流流れ, 並びに流れ場中の圧損及びエンタルピ輸送遅れ
- d) 炉心入口での単相流流量配分

- e) 炉心中でのボイド率分布などの2相熱流動挙動，中性子束挙動及び炉心圧損
- f) 炉心出口から上部の物理領域及び主蒸気管における2相（単相）流挙動及び圧損
- g) 燃料棒中の発熱から冷却材までの熱輸送

に対し，適切な保存式が組み込まれ，機能することを確認する。

まず，上記 a)～g)で共通する単相及び2相の熱流動挙動について示す。音速での圧力の伝播を含むこれらの熱流動挙動に対しては，集合体断面平均の流れ，又は各物理領域中で物理領域の断面積と同等のスケールの断面内で平均化した流れとして取り扱って十分との知見が蓄積されている。したがって，単相流の流量配分がなされる炉心入口部などを除く，対象とする物理領域の全てに対し，1次元の質量，運動量及びエネルギーに関するマクロ2流体の保存式が適用されること，炉心入口部，圧力容器内など流れが3次的となる可能性のある対象に対しては3次元のマクロ2流体の保存式が適用できることから，各物理領域中の単相・2相熱流動挙動を適切に取り扱える能力をもつことを確認した。特に音速に関しては，圧力が伝播する経路中のそれぞれの物理領域において，1圧力であるものの，音速を自然に考慮できる2流体の保存式，並びに各相の密度などに対して圧力及び温度に関する偏微分を考慮できる物性値表（状態方程式）を備えていることを確認した。また，運転時の異常な過渡変化において各物理領域で生じる1秒から0.1秒程度の時間スケールの熱流動状態の変化に対して，これらの保存式が適用される空間スケールより小さい空間スケールの現象に対して，保存式を閉じるために必要な構成式が組み込まれていることも確認した。

物理領域間を結合する流れについては，例えば炉心入口における流量配分を例にとると，下部プレナム中の3次元流れから炉心内の各燃料集合体中での1次元流れへの変化をノーディング上適切に取り扱える機能が用意されており，3次元2流体保存式と1次元2流体保存式との連結が適切になされる能力をもつことを確認した。

中性子動特性については，集合体間のスペクトルミスマッチの時間変化が考慮可能な3次元多群中性子動特性方程式が組み込まれていることから，発電機負荷遮断のような急激でかつ炉心内で非一様な中性子束の変化が生じる事象を現実的に模擬できる能力をもつことを確認した。

g)に示した燃料中の発熱から燃料被覆管表面の伝熱までの熱輸送に対しては，実効的なギャップ熱伝達係数が使用される仕組みの下で，円筒体系に対する1次元熱伝導方程式が組み込まれていることから，適切に模擬できる能力をもつことを確認した。

なお，原子炉施設などで実施された試験を良好に再現できることを示した妥当性確認の例から，前述の2流体保存式，中性子動特性方程式及び熱伝導方程式の模擬能力が，原子炉施設に対する数値解析結果に適切に反映されていることを確認した。

### C.2.7.3 ABWR の重要な設計の特徴を適切にモデル化でき、システムコンポーネントの模擬に対する適用性が検討されていること

TRACG コードは、ABWR の重要な設計の特徴を漏れなく模擬する機器（コンポーネント）モデルをもち、それぞれで特徴的な幾何形状、成分、相及び相の幾何学的形態などからなる単相及び／又は 2 相の熱流動現象の過渡的な変化を模擬できる能力をもつ。特に、CHAN コンポーネントは、多群の 3 次元中性子動特性モデルと結合されており、核熱結合動特性を現実的に取り扱えるようになっている。

次に示すコンポーネントモデル（VSSL コンポーネントのみ 3 次元）を組み合わせることによって、ABWR の定常時及び／又は過渡時における設計上の仕様及びこれに関わる機能を現実的に模擬することができる。

- ・ PIPE : 通常の配管を模擬
- ・ TEE : 枝管をもつ配管を模擬（例えばセパレータを模擬）
- ・ VSSL : 原子炉圧力容器を模擬
- ・ CHAN : 燃料チャンネルを模擬
- ・ PUMP : 再循環ポンプなどのポンプを模擬
- ・ VLVE : 流量調整弁などを模擬
- ・ BREK : 圧力境界条件を模擬
- ・ FILL : 流量境界条件を模擬

なお、各コンポーネントモデルは、CET 及び IET に基づいて、ABWR 中で対応する機器を適切に模擬できることが確認されている。また、制御系については、制御ブロックモデルを用いて柔軟かつ詳細に構成することができる。

このような確認結果に基づいて、TRACG コードは、ABWR の重要な設計の特徴を適切にモデル化できる基本的な枠組みがあることが示された。また、試験によって、システムコンポーネントの模擬に対する適用性も確認された。

### C.2.7.4 PIRT で重要と評価された諸現象を保存式及び構成式などの計算モデルで模擬できることの確認

ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象に対して作成した PIRT では、

- a) 蒸気加減弁から圧力容器出口部までの主蒸気管内の 2 相（単相）流中の圧力挙動
- b) 圧力容器出口から炉心までの 2 経路の 2 相（単相）流中の圧力挙動
- c) 給水スパーチャから炉心までの単相流流れ、並びに流れ場中の圧損及びエンタルピ輸送遅れ
- d) 炉心入口での単相流流量配分
- e) 炉心中でのボイド率分布などの 2 相熱流動挙動、中性子束挙動及び炉心圧損

- f) 炉心出口から上部の物理領域及び主蒸気管における 2 相（单相）流挙動及び圧損
- g) 燃料棒中の発熱から冷却材までの熱輸送

において、重要と判断される現象を示している。これらの現象に対して保存式、並びに物理モデル及び相関式を用いて適切に模擬できる能力を TRACG コードが有することを順に確認する。

蒸気加減弁から圧力容器出口部まで、及び圧力容器出口部から炉心までの 2 経路の 2 相流又は单相流中の圧力挙動に関しては、蒸気加減弁の急速な閉止に伴い弁近傍で生じた圧力上昇が、圧力容器出口部、さらに 2 経路、すなわち、セパレータ、上部プレナムなどを經由する経路及びダウンカムから下部プレナムを經由する経路におけるそれぞれの物理領域に固有な音速で炉心まで伝播する現象である。まず、C.2.7.2 に示したとおり、圧力の伝播を評価するための 2 流体モデルの保存式は適切に組み込まれている。また、流体の移動に伴い圧力損失が生じるが、单相流・2 相流の双方に対応した壁面摩擦相関式、空間及び時間に関する加速圧損などを TRACG コードは評価することができ、発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象への適用に当たって蒸気加減弁から圧力容器出口部まで、及び圧力容器出口部から炉心までの 2 相（单相）流中の圧力挙動に対する適切な解析能力があることが確認できる。

給水スパーージャから炉心までの单相流流れと流れ場中のエンタルピ輸送遅れに関しては、表 C.2.1 及び表 C.2.2 に示されるように重要度の高い現象が特定されていないことから、C.2.7.2 にて示した保存式の適切性が確認されることで十分と判断する。

炉心入口での流量配分については、表 C.2.1 及び表 C.2.2 の中で複数チャンネル効果として重要度が高いと判断されているが、この現象に対しては、集合体ごとの圧力損失及び下部プレナムにおける单相水が従う保存式が適切に組み込まれ、解かれることが必要とされる。まず、集合体圧損については後述するように適切な評価を行う能力があることを確認できる。一方、C.2.7.2 に示したとおり、保存式は適切に組み込まれているので、発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）時の炉心入口部の单相流の流量配分に対し、適切な評価を行う能力をもつことが確認できる。

炉心中の 2 相流の熱流動挙動に密接に関わる重要な現象は、ボイド率、燃料集合体への流量配分に影響を及ぼす圧損などの挙動に関わる現象となるが、ボイド率の評価に重要な沸騰開始条件、サブクール沸騰領域におけるエネルギー配分、相間摩擦（気液界面せん断力）、界面積濃度、2 相流流動様式の遷移、ボイド消失に関わる相間熱伝達（気液界面熱伝達）などの計算モデルが TRACG コード中にモデル化されていることから、サブクール沸騰領域及び飽和沸騰領域で生じるボイド挙動を適切に模擬する能力をもつことが確認できる。また、圧力損失に対しても、前述した気液界面せん断力だけでなく、单相流・2 相流の双方に対応した壁面摩擦、局所圧損、空間及び時間に関する加速圧損などを TRACG コードは評価することができ、発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象への適用に当たって炉心内

の2相流の熱流動挙動に対する解析能力があることが確認できる。

中性子動特性, 反応度フィードバック, スクラム特性などの核的な挙動における重要な現象については, MCPR 計算に必要な燃料集合体ごとの中性子束及び熱出力の挙動を直接に計算できる3次元中性子動特性方程式が組み込まれ, 燃料棒出力を現実的に再構成できるモデルも具備されていること, 燃焼度, 組成, 形状, 制御棒による制御状態などの局所的な条件の相違を現実的に取り扱える減速材密度反応度フィードバック及びドップラ反応度フィードバックが考慮されていること, 並びに原子炉スクラムの発生に伴う熱出力上昇の抑止及びその後の出力変化を制御棒の移動とともに現実的に模擬できるスクラム特性の模擬能力をもつことから, ABWR の発電機負荷遮断(タービンバイパス弁不作動)事象中の核的な挙動を適切に模擬できる能力をもつことが確認できる。

燃料棒内の発熱から冷却材への伝熱までの熱輸送に密接に関わる重要な現象としては, ペレット内熱伝導, ギャップ熱伝達及び被覆管表面と冷却材との間の熱伝達があるが, ペレット内から冷却材までの伝熱を解く保存式と組み合わせて用いる必要な構成式の全てが組み込まれていることを確認した。例えば, ギャップ熱伝達に対しては過渡的な変化を取り扱える計算モデルがあることを確認した。また, 被覆管表面-冷却材間熱伝達に対しては単相の強制対流熱伝達から沸騰様式に応じた沸騰熱伝達, 及び沸騰遷移後の熱伝達に対しても対応する相関式があること, 並びにそれらの適用範囲が対象とする発電機負荷遮断(タービンバイパス弁不作動)事象を含むことを確認した。したがって, 発電機負荷遮断(タービンバイパス弁不作動)事象中の燃料棒から冷却材への熱輸送に関わる重要な現象を適切に評価できる能力を有することが確認できる。

#### C.2.7.5 妥当な数値解法を有すること

TRACG コードにおいては, それぞれの物理領域の内部で生じる2相熱流動現象を評価するに当たり, 1次元, 3次元の2流体保存式のどちらに対しても, 空間に関して1次及び2次の精度, 時間に関しては1次精度の陰解法及び半陰解法が用意されており, ノード幅を使用者が任意に設定できることと相まって, 物理領域ごとに望ましい数値解法を選択できるようになっている。特に空間差分に関しては, 変数配置をスタガード配置とし, 風上差分を採用することによって, 数値安定性を確保していることが確認できる。

中性子動特性方程式に対しては, 燃料集合体を個別に模擬可能な3次元の直接解法又は改良準静近似によって解く方法を採用しており, タイムステップを適切に設定することによって, 必要な忠実度で方程式を解く数値解法が用意されていることが確認できる。

燃料棒及び材料中の熱伝導方程式に対しては, 1次精度の陰解法又は2次精度のCrank-Nicolson法を選択することができ, ノード幅を使用者が任意に設定できること及びタイムステップの設定と相まって必要な忠実度の模擬を可能とする数値解法が用意されていることが確認できる。

### C.2.7.6 最適評価コード中に PIRT で抽出された重要現象を模擬する計算モデルがない場合及び数値解法が不十分な可能性について

C.2.7.4 にて示したように、発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象に対し、PIRT にて必要とされる現象を TRACG コード中の計算モデルで考慮していないものはなく、また C.2.7.5 にて示したように数値解法も妥当なものが用意されていることを確認した。

### C.2.7.7 まとめ

C.2.7.2 から C.2.7.6 にて示したように、TRACG コードは、2 相流挙動を始めとする ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象で生じる重要な現象を適切かつ漏れなく評価できる能力をもつ最適評価コードであり、当該事象に対する適用性に問題ないことを確認した。

## C.2.8 評価マトリックスの作成（ステップ 7）

ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象中に生じる重要な現象のそれぞれに対する TRACG コードの模擬性能は、適切に選定された妥当性確認用の試験に基づいて定量化する必要がある。これに先立って、必要な SET, IET, CET 及び原子炉施設における試験の結果がデータベース化されている必要がある。このため、SET, IET, CET 及び原子炉施設における試験の中から、PIRT で挙げられた重要度の高い現象に関わる妥当性確認用の試験データを選定し、評価マトリックスの形に整理した。ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象に対する評価マトリックスを表 C.2.3 に示す。

表 C.2.3 は、試験種別ごとに、重要な現象に対応する試験の有無及び TRACG コードの計算モデルの有無について示している。2 相流の熱流動現象については、主に SET にて妥当性確認し、IET 及び原子炉施設における試験にて補足することとしている。一方、個別機器の性能に関わる現象については実規模及び縮小試験から構成される CET を妥当性確認の主体としている。また、燃料棒内の熱伝導現象に関わるペレット内の発熱密度分布及びギャップ熱伝達については、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象への適用を考慮すると、厳密解又は他の解析コードとの比較による数値ベンチマーク（OST）の実施によって“概念問題”として感度を合理的に確認することが可能であり、評価マトリックスを OST で補完できるものと考えられるが、OST はステップ 12 の感度解析結果を踏まえて必要に応じて実施すればよいものであることを付記しておく。

なお、注目パラメータである MCPR 特性に密接に関わるドライアウト/BT 現象に関しては、実規模の燃料集合体を対象に SET が実施されている。また、原子炉施設における試験及び実規模の SET, CET が妥当性確認用の試験に含まれているため、最適評価コードのスケールアップ性能及び IET のスケールひずみの確認が必ずしも必要でなくなることから、この確認を目的とした試験データベースの構成としていないことも付記しておく。

表 C.2.3 から、PIRT で抽出された重要な現象に対して、TRACG コードは必要な計算モデ

ルをもっており、対応する妥当性確認用の試験データがあることが確認できる。

なお、評価マトリックスに対応する原子炉施設における試験解析の結果があり、有効な場合には、それらから適切なノード分割の設定情報などを得て、次ステップの基礎データとする。

### C.2.9 解析で用いるノード分割の定義（ステップ 8）

ステップ 7 にて評価マトリックスを作成したときに確認された試験解析に関わるノード分割の設定情報に基づき、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象の重要な現象及び原子炉施設の設計の特徴を考慮できるように、統計的安全評価の実施時のノード分割を物理領域ごとに設定する。ただし、ステップ 9 又はステップ 12 で実施する原子炉施設における試験の解析の知見に基づいて、設定値を見直すことも考慮する。

なお、統計的安全評価においては、多数ケースの解析を TRACG コードにて実施する必要があることから、効率的な計算が実施できるよう、必要最小限のノード分割数を定めることになる。

TRACG コードでは、原子炉施設の解析を行う場合、まず圧力容器を中心軸に沿って高さ、半径及び方位角の方向ごとに分割し、分割された小領域に機器などの物理領域を配置又は接続し、さらに各物理領域を小分割する順序でノード分割を実施する。このとき、各物理領域のノード分割は、CET、SET 及び原子炉施設における妥当性確認のために用いた試験にて適用したノード分割数を参考に、感度解析などに基づき、模擬性能を変えない範囲で最小化する。また、上部プレナム及び下部プレナムのように、CET のない物理領域に対しては、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象における重要な現象を解析するために必要な空間スケールを考慮してノード分割を定める。

ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象に対する TRACG コードのノード分割の実施例を図 C.2.3 に示す。圧力容器としてベッセル（VSSL）コンポーネントを使用し、円筒座標において径方向 4、軸方向 15 に分割している。炉心領域は軸方向で 5～7 ノード、径方向で内側 3 ノード（3 リング）に対応している。この領域に燃料集合体を模擬する複数の並行多チャンネルのモデルが連結する。上部プレナムはその上側の 8～9 ノードであり、燃料集合体から流入する 2 相水とバイパス領域から流入する単相水とが混合する。上部プレナムの上端にセパレータモデルが連結し、セパレータのスタンドパイプ周辺のベッセルのバルク領域にセパレータにて分離された液相が主体の 2 相下降流が導かれる。セパレータモデルが配置されるベッセル内の径方向の内側 3 ノードとその外側のドーム部との間には、セパレータで分離された蒸気流を乾き蒸気にするためのドライヤ及びシールスカートの影響をモデル化に当たって考慮している。一方、バルク領域の 2 相流は、径方向最外周ノードで給水と混合し、単相水となってダウンコマ領域を下降する。下降流は、さらにベッセル軸方向 2 ノードに位置するインターナルポンプ（RIP）に昇圧されて下部プレナムに流入し、炉心部の各燃料集合体及びバイパス領域に流れが配分されることになる。下部

プレナムでは制御棒案内管の影響を考慮する。このようにしてベッセル内部を合計 60 ノードに分割し、炉心、セパレータなど、必要な物理領域については更に詳細にノード分割することによって、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象時の重要な現象を解析する。

なお、炉心部及び燃料については、同程度の出力ピーキング及び制御棒制御状態にある複数の燃料集合体を 1 体の代表的な熱水力チャンネルとしてまとめて取り扱う熱水力チャンネルタイプを設定し、7 タイプの熱水力チャンネルタイプに分割して、これらを 3 リングの VSSL コンポーネントに割り当てている。これは、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象では、過渡時に径方向出力分布が大きくひずむことがないことから、比較的小数の熱水力チャンネルタイプに分割することで十分な模擬性能が確保できるためである。また、それぞれの熱水力チャンネルタイプにおけるチャンネルの熱水力上のノード分割は、加熱領域を共通に軸方向に 24 分割している。これにチャンネル入口部のオリフィスと下部タイプレートとを考慮した 2 ノード、チャンネル出口部の上部タイプレートを考慮した 1 ノードが加わるため、個々の熱水力チャンネルタイプのチャンネルでは全体として軸方向分割を 27 ノードとしている。このノード分割は、安全評価パラメータ MCPR に対する SET として最も重要な実規模の燃料集合体限界出力試験を再現解析するとき用いるノード分割と同一である。

主蒸気系については、主蒸気隔離弁及びタービン蒸気加減弁を含む代表的な 1 流路で模擬している。また、給水系は、流量境界条件 (FILL) にて模擬している。制御系は、給水制御系、原子炉圧力制御系、原子炉再循環制御系などの主要な制御系を模擬している。

続いて、TRACG コードにおいて、核及び熱水力特性が類似した燃料集合体をまとめて 1 熱水力チャンネルとして取り扱う方法をとっていることから生じる熱水力チャンネルタイプへの分割に関する適用例を述べる。これは熱水力チャンネルタイプへの分割においては、ノード分割と同様なユーザ効果を生む可能性があるためであり、このステップでは熱水力チャンネルタイプへの分割の方法を説明し、分割した結果が適切であることを確認する。

熱水力チャンネルタイプは、

- a) 燃料集合体のタイプ
- b) 燃料集合体の入口オリフィスのタイプ
- c) 燃料集合体の初期の出力
- d) 燃料集合体の初期の入口流量
- e) 燃料集合体の初期の軸方向出力分布

などを考慮し、解析の効率化を勘案して最適な分割を定める。

なお、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象が炉心一体型の過渡変化であることを考慮し、その過渡変化中の燃料集合体の出力及び流量の相対値を代表する指標として、c) から e) に示したようなパラメータの初期値を選んでいる。

熱水力チャンネルタイプへの分割に当たっては、起動試験解析などによる妥当性確認の結果などを踏まえ、解析事象と評価目的とに応じた分割を実施する。ここで、分割に当たって留意する必要がある点として、次に示す炉心中の MCPR の時間変化を予測する場合の二つの評価目的を考慮する。

- f) 炉心中で CPR が小さく熱的負荷の厳しい燃料集合体を主な対象として過渡中の MCPR 変化幅の最大値を評価する。
- g) CPR が厳しくなる燃料棒の数を算出する。例えば、燃料棒ごとに最も厳しい CPR を評価し、それぞれの燃料棒の CPR の最小値を頻度分布として整理したヒストグラムを作成する。

f), g) は同時に評価目的とされる場合もあれば、どちらか一方が主眼とされる場合もある。

f) を評価目的とする場合、最も初期の CPR が小さい燃料集合体から小さな一定幅に初期の CPR が収まる燃料集合体に対し、a)～e) の各項目において、有意な差異がないことが確認できれば、最も初期の CPR が小さい燃料集合体を一つの熱水力チャンネルタイプとして取り扱い、事象シナリオに応じて炉心中の核熱結合特性が一体的に変化する度合いを勘案して、他の熱水力チャンネルタイプを大括りにまとめることによって、炉心全体に割り当てる熱水力チャンネルタイプ数を少なく設定できる。例えば、炉心中に装荷された燃料集合体タイプが 9×9 A 型だけである場合、炉心全体を 8 タイプの少数の熱水力チャンネルタイプに分割した例がある。

一方、g) を評価目的とする場合、最も初期 CPR が小さい燃料集合体だけでなく、熱的に厳しい燃料棒をもつ全ての燃料集合体に対して、対称性などによる同一の特性を有する燃料集合体の組合せを除いて、固有の熱水力チャンネルタイプを割り当てて解析を実施することになる。

## C.2.10 解析コード又は計算モデルの不確かさ評価（ステップ 9）

### C.2.10.1 概要

このステップでは、試験結果と TRACG 解析結果との比較を行い、TRACG コードが ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象時の重要な現象を安全評価の実施方針に適う不確かさの範囲で模擬できることを確認する。

具体的には、評価マトリックスで対応付けられた試験結果と試験の解析結果との差異を整理する。ただし、対応する試験の解析結果が存在しない場合には、新たに試験の解析を実施することになる。PIRT で摘出された重要な現象に対して TRACG の解析結果と試験データとの間に有意な差異が存在する場合は、差異を不確かさとして、ランダムな不確かさ及び推定誤差を定量化する。

ステップ 5 にて収集・整理した TRACG コードに対する文書情報に基づいて、試験結果と TRACG の解析結果との比較を実施したところ、TRACG コードが現実的に現象を安全評価

の実施方針に適う不確かさの範囲で模擬できることを確認した。また、重要な計算モデル及び構成式の検討が行われ、ランダムな不確かさ及び推定誤差が設定されていることを確認した。

一例として、SET を対象としたボイド率の妥当性確認例がある。この試験は、8×8 模擬燃料集合体について BWR の運転状態を包含する試験条件の下で実施されており、試験値と解析値の比較によって、ボイド率の不確かさの評価がなされている。

本体の 4.3.4 に規定されるように、重要な現象に対する実験結果に対して TRACG コードの計算モデルに不確かさが存在する場合は、その取扱いを次のように場合分けして評価する。それぞれの項目について、ステップ 5 にて収集・整理した TRACG コードに対する文書情報に基づいて実施内容を解説する。

- a) 不確かさの定量化を行う場合
- b) 計算モデル固有の保守性を確認して使用する場合
- c) 最適評価コード中に必要な計算モデルが考慮されていない場合

#### C.2.10.2 不確かさの定量化を行う場合

**箇条 4** では、最適評価コード又は計算モデルによる解析結果において、試験結果との差異の傾向又は安全評価パラメータへの影響が不確かな場合、及び対象とした計算モデルの安全評価パラメータへの影響が大きいなど、評価者が統計的に扱うことが妥当と判断した場合は、統計的に取り扱うことを検討するよう規定している。また、取扱いに当たって採用する確率密度分布については、推定誤差の変動幅、標準偏差及び頻度分布の形状に基づいて正規分布、一様分布又はヒストグラムを踏まえた分布を設定するとしている。

なお、不確かさについて確率密度分布の適切な設定が困難な場合、又は事象シナリオの設定に従って選定される計算モデルに対しては、保守的な結果が出やすい確率密度分布の採用又は限界条件の採用などによって設定してもよいとされている。

TRACG コードを ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象に適用するに当たって統計的な取扱いを検討する計算モデルは、次に示すように PIRT で抽出された重要な現象に関わるものである。

- a) ボイド反応度及びドップラ反応度
- b) 原子炉スクラム
- c) ボイド率分布（飽和沸騰領域及びサブクール沸騰領域）
- d) ペレット内発熱密度分布
- e) ペレット内熱伝導
- f) ギャップ熱伝達
- g) 相間熱伝達
- h) バイパス流量割合
- i) 炉心圧損

- j) 複数チャンネル効果
- k) セパラータ特性 (キャリアアンダ, 慣性及び圧損)
- l) 遅発中性子生成割合
- m) 減速材直接発熱
- n) 即発中性子寿命
- o) 再循環ポンプのコストダウン
- p) 主蒸気配管の圧力波効果, 形状及び圧損
- q) 臨界流
- r) 弁流量特性

a)のボイド反応度及びドップラ反応度については, TRACG コードがノーダルな3次元中性子動特性方程式を直接に解くことから, 水密度又は燃料温度への依存性に関する格子計算コード評価結果の不確かさがこれらの反応度の不確かさの主要因子と考えられる。このため, 試験データ及び/又はモンテカルロ計算に基づく詳細な中性子輸送計算結果との依存性の差異に基づいて, それぞれの係数の不確かさを定める。

b)の原子炉スクラムについては, スクラム制御棒挿入割合に対するスクラム反応度及びスクラム制御棒挿入速度の2因子が関わるが, スクラム反応度については, ボイド反応度及びドップラ反応度と同様に試験データ及び/又はモンテカルロ計算に基づいて不確かさを評価する。一方, スクラム制御棒挿入速度については, 事象シナリオの想定を補完して保守的な評価を得るための解析条件として, 保守的な限界条件を設定する。

c)のボイド率分布に対しては, 保存式にて直接解かれる対象であることを考慮し, 構成式中で最も影響度の高い気液界面摩擦(相間摩擦)を関連性の高い計算モデルとし, 試験解析におけるボイド率の不確かさを気液界面摩擦の不確かさに還元して設定するものとする。さらにサブクールボイド率分布については, 気液界面摩擦に加えて気泡離脱条件モデルを関連性の高い計算モデルとする。

d)のペレット内の発熱密度分布に関しては, 不確かさ評価に有効に活用できる試験がないことから, 一般論としては, ペレット内発熱密度分布の不確かさを燃料温度に関わる別のパラメータ, 例えばペレット熱伝導率などに反映させる必要が生じる。しかし, 発熱密度分布を考慮する場合, 一様分布の場合と比較して, 運転時の異常な過渡変化に関わる解析事象中の $\Delta MCPR$ が保守的になることが知られているが, 運転時の異常な過渡変化に関わるどの事象シナリオを想定してもその量はわずかであり, 影響ないと判断して差し支えない程度である。

e)のペレット内の熱伝導に関しては, ペレットの熱伝導率が現象を支配する因子の一つとなるが, 試験から得られたペレットの中心温度と被覆管の表面温度との差との比較に基づいて, 不確かさを定める。

f)のギャップ熱伝達に関しても, TRACG コードに組み込まれたギャップ熱伝達係数の計

算モデルに対し、原子炉施設の運転条件におけるモデルパラメータの不確かさを定量化するための有効で信頼性の高い SET がないことから、原子炉施設の起動試験などに対する妥当性確認を踏まえて総合的にギャップ熱伝達係数の設定値の当否を判断する方法をとることとなる。このため、ギャップ熱伝達係数の評価が重要となる事象シナリオの安全評価解析を実施する場合には、入力データの設定を工夫することによって、保守的な評価を目指す必要があると考えられる。ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象に適用するに当たって、ギャップ熱伝達係数は後述するように保守的な取扱いをすることとする。

g)の相間熱伝達に関しては、昇圧後にサブクール領域となった領域で生じるボイド凝縮に影響するものであり、詳細な不確かさの設定が困難であるが、TRACG コードが原子炉施設の起動試験解析を含む種々の妥当性確認の対象に対して良好な模擬性能をもつことを考慮し、安全評価パラメータ $\Delta$ MCPR に対する感度解析結果に基づいて十分な幅の不確かさを設定する。

h), i)のバイパス流量割合及び炉心圧損に関しては、試験結果との比較に基づいて不確かさを設定する。

j)の複数チャンネル効果は、炉心入口における燃料集合体間の流量配分への影響を指すが、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象の場合は、燃料集合体内の圧力損失の大小によって定まる現象と考えられ、それぞれの圧力損失が当該燃料集合体のボイド率分布と密接に関係することから、燃料集合体の圧損（炉心圧損）及び気液界面摩擦を関連性の高い計算モデルとする。

k)のセパレータからのキャリアアンダ、並びにセパレータの慣性及び圧損については、試験データとの比較に基づいて不確かさを設定する。

l)の遅発中性子生成割合については、試験データ及び／又はモンテカルロ計算に基づく詳細な中性子輸送計算結果との比較によって不確かさを設定する。

m)の減速材直接発熱については、モンテカルロ計算に基づく詳細な中性子及びガンマ線の輸送計算結果を用いて不確かさを設定する。

n)の即発中性子寿命については、試験データによって不確かさを設定することが困難であるため、不確かさを厳しい側に設定する観点から、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象においては即発中性子寿命の安全評価パラメータに対する感度がほとんどないことを踏まえて、核特性計算手法による計算結果に想定される不確かさと比較して非常に大きな値を不確かさに設定する。

p)の主蒸気配管の圧力波効果、形状及び圧損については次のように設定する。まず、主蒸気配管内の圧力伝播の不確かさには、蒸気中の音速の不確かさ及び主蒸気配管の形状の不確かさが影響するが、この中で不確かさが大きいと想定される音速の予測誤差として不確かさを設定する。また、主蒸気配管圧損は、壁面摩擦損失モデルを関連性の高い計算モデルとする。

q)の臨界流については、試験データとの比較に基づいて不確かさを設定する。

r)の弁流量特性については、事象シナリオの想定を補完して保守的な評価を得るための解析条件の保守性として、保守的な限界条件を設定する。

最後に、“不確かさについて確率密度分布の適切な設定が困難な場合、又は事象シナリオの設定に従って選定される計算モデルに対しては、保守的な結果が出やすい確率密度分布の採用又は限界条件の採用などによって設定してもよい”との本体の 4.3.4 b)の規定を受けて次の設定を行った。

ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象において重要度が高いとされた現象に関連する TRACG コードの計算モデル a)から r)の中で、解析に当たって保守的な限界条件として取り扱う計算モデルを次とする。

#### f) 燃料ペレット-燃料被覆管内壁間のギャップ熱伝達

f)のギャップ熱伝達については、事象シナリオが明確であるため保守性の設定の仕方が明らかであることから、次のようにして設定した。すなわち、中性子束のピーク時刻以降における過渡的なボイド反応度フィードバックの影響を炉心全体として小さく評価することで、炉心の熱出力を大きく評価する観点から、含まれる燃料集合体体数が最も多い平均的な熱出力の熱水力チャンネルタイプのギャップ熱伝達係数を小さく設定する。ただし、MCPR の挙動を判断基準に照らして厳しくなる側に取り扱う観点から、熱出力の大きい熱水力チャンネルタイプではギャップ熱伝達係数を大きく設定する。

### C.2.10.3 計算モデル固有の保守性を確認して使用する場合

本体の 4.3.4 c)では、“試験結果に対して、最適評価コード又は計算モデルに着目した最適評価コードの解析結果が、安全評価パラメータに対し適切な保守性をもつときは、これを推定誤差として記録し、最適評価コードに組み込まれているオリジナルの計算モデルのまま解析に使用してもよい。一方、非保守的などときには安全評価パラメータに対する推定誤差を定量化し、必要に応じて保守的な設定の方法を決定する”と規定している。

TRACG コードを ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象に適用するに当たってこの規定に該当する計算モデルは、MCPR を定める沸騰遷移相関式が挙げられる。同相関式は、定常限界出力試験に基づいて評価された不確かさの幅と比較して若干小さい値の保守的なバイアス（差異の平均値のもつ偏差）を持つように作成されている。

### C.2.10.4 最適評価コード中に必要な計算モデルが考慮されていない場合

本体の 4.3.4 d)では、使用する最適評価コード中に必要な計算モデルが考慮されていない場合には、“試験解析などの実証データとの比較検討に基づき、最適評価コードが安全評価パラメータに対し適切な保守性をもつことが確認できるときは、当該の最適評価コードをそのまま解析に使用してもよい。一方、非保守的などときには、安全評価パラメータに対する

推定誤差を定量化し、必要に応じて保守的な設定の方法を決定する”とされている。

しかし、C.2.7.6 に示したように、TRACG コードを ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象に適用するに当たっては、このような想定を行う必要がないことが確認されていることから、本体の 4.3.4 d) の規定に対応する検討を実施しない。

## C.2.11 スケール効果の評価（ステップ 10）

### C.2.11.1 概要

本体の 4.3.5 では、PIRT によって摘出された重要な現象に対し、“評価マトリックスに基づいて、解析及び／又は試験におけるスケール効果に由来する不確かさとして、ランダムな不確かさ及び推定誤差についての評価を行わなければならない”と規定している。ただし、“統計的安全評価の対象に対するこのような不確かさが、ステップ 5 で実施した“最適評価コードの情報収集”の結果及びステップ 6 で実施した“最適評価コードの適用性の評価”の結果などから得られる最適評価コードの適格性評価に関わる文書類によって確認できると判断される場合には、文書情報を整理することで評価を代替できる”ともしている。スケール効果の評価は次の観点で行うこととなっている。

- 1) 対象とするシナリオ及び時間領域ごとに重要と判断された現象に対し、最適評価コード及びこれに含まれる計算モデルの原子炉施設体系へのスケールアップ性能を評価する
- 2) 試験装置のスケールアップ性能を評価し、スケールひずみの有無又はその影響がないことを確認する

これらの評価に基づいて、スケール効果に起因する不確かさを、不確かさを含む統計パラメータ及び確定値として推定誤差を扱うパラメータに分類する。（H.2 参照）

なお、本体の 4.3.5 では、スケール効果を評価した結果、原子炉施設のスケールでの解析結果に保守性が確認される場合には、不確かさの定量化を行わなくてもよいとしている。

### C.2.11.2 スケール効果を評価する現象

評価マトリックスを示した表 C.2.3 においては、2 相熱流動現象について、主に SET にて妥当性確認し、IET 及び原子炉施設の起動試験にて補足することとしている。一方、個別機器の性能に関わる現象については実規模及び縮小試験から構成される CET を妥当性確認の主体としている。

C.2 の適用例で適用対象とした ABWR を始めとする BWR に対しては、原子炉施設の起動試験による TRACG コードの妥当性確認において、運転時の異常な過渡変化の安全評価を通じて確認が必要となる安全系の詳細設計の対象として最も重要な位置付けを占める炉心に対し、TRACG コードのスケールアップ性能の不足に起因する有意な不確かさが確認された例はない。また、これらの起動試験では、炉心部などでのボイド挙動及びこれに伴って生

じる核熱結合特性に強く影響される原子炉出力，原子炉圧力，炉心流量，原子炉水位などの過渡変化上の主要なプラントパラメータが，運転時の異常な過渡変化における安全評価の実施方針に即した不確かさの範囲内で模擬（以下，模擬に当たってのこのような性能上の特徴を“適切に”という。）されている。したがって，TRACG コードの運転時の異常な過渡変化への適用性及び 1) に対応する原子炉施設体系への同コード及びそれに含まれる計算モデルのスケールアップ性能には，特段の問題はないと考えられる。

このため，ここでは 2) に関わる IET のスケールひずみ及び SET のスケールアップ性能について評価マトリックスに掲げた重要な現象ごとに，ステップ 5 にて収集・整理した TRACG コードに対する文書情報に基づいて検討する。IET のスケールひずみ，SET のスケールアップ性能が確認できることによって，TRACG コードの構成式及び計算モデルの妥当性及びスケールアップ性能を確認するための試験データの良否が判断できる。

評価マトリックスでは重要な現象として，

- ・ ボイド反応度
- ・ ドップラ反応度
- ・ 原子炉スクラム
- ・ ボイド率分布（飽和及びサブクール），相間摩擦
- ・ ペレット内発熱密度分布
- ・ ペレット内熱伝導
- ・ ギャップ熱伝達
- ・ 相間熱伝達
- ・ バイパス流量割合
- ・ ドライアウト／BT
- ・ 炉心圧損
- ・ 複数チャンネル効果
- ・ セパレータ特性（キャリーアング，慣性及び圧損）
- ・ 遅発中性子生成割合
- ・ 減速材直接発熱
- ・ 即発中性子寿命
- ・ ポンプコストダウン
- ・ 主蒸気配管の圧力波効果，形状及び圧損
- ・ 臨界流
- ・ 弁流量特性

などが挙げられている。

それぞれの現象に関わる IET に対してスケールひずみの影響がないこと，又は SET に対して試験のスケールアップ性能に問題がないことを確認する。

なお，評価マトリックスに示した IET，SET のいずれも水—蒸気系を対象としており，原

原子炉施設の高圧条件をデータベースに含んでいることから、スケール効果の確認において、特別な無次元数を導入して相似性を調べることはしない。このため、SETにおけるスケールアップ性能については、水力等価直径、長さスケール、熱出力、流量、圧力などの熱水力特性上の重要なパラメータが試験と原子炉施設の条件との間で整合していること、又は試験条件が原子炉施設の条件を包含していることを確認することによって、その良否を判断することとする。

次に重要な現象ごとにスケール効果を確認していく。

### C.2.11.3 重要な現象に関するスケール効果

#### a) ボイド反応度

ボイド反応度に関しては、流量急減事象及び負荷の喪失事象を模擬した BWR の原子炉施設の起動試験の再現解析において中性子束の挙動が安全評価の実施方針に適用する不確かさの範囲で模擬されることから、同反応度の不確かさは小さいと考えられる。

なお、C.2 で取り扱うボイド反応度は、1 点近似中性子動特性方程式を適用したときのよりに炉心全体の特性を規定するパラメータとしてではなく、TRACG コードが 3 次元粗メッシュ中性子動特性方程式を解くことから、集合体単位でのノードルな中性子バランスに基づいて積分したパラメータの一つとして位置付けられる。ノードルな中性子バランスが、対象とする原子炉施設の炉心と同一のサイズ、組成、構造及び構成における固有値問題を解く中で評価される中性子束分布に従って定まるものであること、炉心一体型の変化が生じる発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象において、線形な拡散方程式に基づく粗メッシュ中性子動特性方程式が局所的な場の構造を自動的に形成しないことなどを考慮すると、境界条件として与えられる炉心サイズ以外に特徴的な長さスケールが存在しないことから、スケール効果を評価する必要はないと考えられる。

#### b) ドップラ反応度

ドップラ反応度についても 3 次元粗メッシュ中性子動特性方程式においてボイド反応度と同様に取り扱われるものであるため、小さな炉心を対象に実施した SET を用いるとしても、そのスケールアップ性能に問題がないと考えられる。

なお、ドップラ反応度に関する SET は SPERT III E 炉心を対象に実施された制御棒落下事象の模擬試験としている。

#### c) スクラム反応度

スクラム反応度においても、3 次元粗メッシュ中性子動特性方程式における反応度自体の取扱いがボイド係数及びドップラ係数に関わるフィードバック反応度と同様であるため、核特性上の観点からは、スケール効果を考慮する必要はないと考えられる。

なお、スクラム反応度においては、制御棒駆動機構の性能確認に関わる試験が機械的性能

確認に関わる SET として位置付けられるが、この場合も、原子炉施設の圧力条件を考慮した実規模サイズ試験であるため、試験のスケールアップ性能は問題ないと考えられる。

#### d) ボイド率分布, 相間摩擦, サブクールボイド

BWR の炉心は、熱流動上は、数 100 体に及ぶ燃料集合体から構成される並行多チャンネル体系であることから、例えば実規模の 8×8 燃料集合体を対象とした熱流動試験がなされていれば、その試験結果は、スケール効果を考慮する必要なく、実機の炉心に適用できる。すなわち、実規模の燃料集合体で実施された試験の実機体系へのスケールアップ性能は問題ない。

このため、ここでは TRACG コードのボイド挙動模擬に関するスケールアップ性能について検討する。

サブクールボイドを含む炉心内の 3 次元ボイド率分布を念頭に置いた燃料集合体内の詳細なボイド率分布の測定試験は、8×8 燃料集合体を対象に実施されたものであり、この適用例が想定する 9×9 燃料 (A 型) と異なるため、9×9 燃料に適用するには、異なる燃料集合体に対する TRACG コードのスケールアップ性能に問題がないことを確認する必要がある。

ボイド率分布を支配する現象が相間摩擦、すなわち、気液界面に生じるせん断力であり、この界面せん断力がドリフトフラックスモデルを用いて良好に定式化できることを考慮すると、燃料集合体内又は炉心内のボイド挙動に対する TRACG コードのスケールアップ性能の有無は、異なる燃料集合体に対するドリフトフラックスモデルの適用性の良否と同義となる。このため、次のようにして同コードのスケールアップ性能の有無を確認する。

BWR 内の種々の物理領域に適用するドリフトフラックスモデルは、通常、種々の水力等価直径の円管など (以下、“単管”という。) に対する水-蒸気系の垂直上昇 2 相流に対する試験結果を試験データベースの主体としている。このため、配管などの単管体系に対しては、低流速の大口径管を除いてドリフトフラックスモデルに基づく界面せん断力モデルの適用は問題ない。

TRACG コードに組み込まれたドリフトフラックスモデルに基づく界面せん断力モデルは、これらに加えて 8×8 燃料集合体を始めとする複数のタイプ及び異なる格子サイズの管群内の垂直上昇水-蒸気系 2 相流に対する試験データベースを含み、さらに、同試験データベースには、運転時の異常な過渡変化で経験する広範囲の質量流束、圧力、入口サブクール度などの条件を設定した境界条件が試験条件として含まれている。また、単管試験においては、8×8 燃料集合体だけでなく 9×9 燃料集合体の水力等価直径に相当する試験データも同試験データベースに含まれる。このため、8×8 燃料集合体に対し、TRACG による良好なボイド率の再現結果が得られていることから、ドリフトフラックスモデルに基づく TRACG の界面せん断力モデルの適用性が確認されていることを考慮すると、ドリフトフラックスモデルに対する前述の水力等価直径の包絡性から、9×9 燃料 (A 型) に対しても TRACG の界面せん断力モデルを良好に適用できるとしてよい。

したがって、8×8 燃料集合体を模擬した試験データなどで妥当性確認された TRACG の界面せん断力モデルの 9×9 燃料（A 型）に対するスケールアップ性能は問題ないといえる。

#### e) ペレット内発熱密度分布

ペレット内発熱密度分布に関しては原子炉施設の起動試験以外に関連する試験が存在しないため、安全評価パラメータに対する影響がある場合においても、原子炉施設の起動試験などを模擬した解析の再現性に基づいて総合的に不確かさの有無を確認する方法をとることになる。このため、試験のスケールアップ性能上の問題は生じない。

このとき、ペレット内発熱密度分布はペレット内に局限された現象であり、ペレット外との結合はスケール効果に影響されない中性子束を介して行われることを考慮すると、同現象に関連して TRACG のスケールアップ性能を検討するのは不要と考えられる。

#### f) ペレット内熱伝導

ペレット内熱伝導については、短尺ではあるものの実形状の被覆管及び燃料ペレットからなる試験体におけるペレット中心温度と被覆管表面温度の差に関する測定データに基づいて、その不確かさが評価されている。沸騰遷移が生じないことが、安全評価上、要求される ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象においては、現象が径方向熱伝導に限定され、軸方向熱伝導、ふく射などの他の伝熱機構の影響が無視できることを考慮すると、短尺であることを除けば、原子炉施設に装荷する燃料と同等の試験体にて実施された試験結果のスケールアップ性能に特段の問題はないと考えられる。

また、ペレット内熱伝導はペレットの熱伝導率、密度及び定圧比熱に支配されるが、いずれも物性値であるため、TRACG のスケールアップ性能上の問題は生じない。

#### g) ギャップ熱伝達

ギャップ熱伝達係数に関しては、C.2.10.2 において f) に関連して説明したように、設定値の当否を判断するに当たって原子炉施設の起動試験を拠り所としている。このため、安全評価パラメータに対する影響がある場合においても、原子炉施設の起動試験などの解析の妥当性に基づいて総合的に不確かさの有無を確認する方法をとることになる。ただし、ギャップ熱伝達係数が燃料棒内に局限された熱の輸送現象に伴う物理量であることを考慮すると、試験のスケールアップ性能、スケールひずみなどのスケール効果に関する検討は不要と考えられる。

なお、適切な SET などが存在しないことから、ギャップ熱伝達の評価が重要となる事象シナリオの安全評価解析を実施する場合には、入力データの設定を工夫することによって、保守的な評価を目指す必要があると考えられる。ただし、このような設定が可能となるのは、事象シナリオが明確であり、安全評価パラメータの挙動に対する保守性設定の仕方が明らかな場合に限られる。

また、ABWR 発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象に適用するに当たっては、ギャップ熱伝達は後述するように保守的な取扱いをすることとする。このとき、保守性を十分に確保できるギャップ熱伝達係数の値を設定することで、TRACG のスケールアップ性能上の問題は生じなくなる。

#### h) 複数チャンネル効果

複数チャンネル効果に関する試験としては、8×8 模擬燃料集合体間の流量急減過渡時の流量配分を含めた熱水力特性を調べた IET がある。BWR の炉心内に装荷される実規模の燃料集合体間の流量配分を含む試験であるため、試験のスケールアップ性能及びスケールひずみに関する問題はない。

一方、この試験に対し、TRACG コードは良好に少数体の燃料集合体間の流量配分特性を再現しており、さらに流量減少過渡を含む原子炉施設の起動試験においても TRACG コードが当該の原子炉施設中の状態パラメータを良好に再現することを傍証として考慮すると、燃料集合体の体数に関する TRACG コードのスケールアップ性能に問題はないと考えることができる。

#### i) 相間熱伝達

ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象において、相間熱伝達はサブクール沸騰に影響を及ぼす現象の一つであるが、これに関わる試験が SET と原子炉施設の起動試験との双方にわたっていること、及びいずれの試験も相間熱伝達の単独の効果を特定し難い総合的な試験であることを考慮すると、試験装置間のスケール効果及び SET のスケールアップ性能を評価することは困難と考えられる。

一方、相間熱伝達は、気泡 Re 数、界面積濃度、2 相流流動様式などに依存して変化し、サブクール沸騰においては、蒸気泡の生成から離脱、そして消滅までの過程を支配するか又は大きな影響を及ぼす。このような局所的な現象に影響するに過ぎないことから、TRACG コードにおけるサブクール沸騰領域における沸騰モデルには、相間熱伝達の影響を陰に取り込んだモデルが使用されている。このため、妥当性確認試験にはサブクール沸騰に関わるボイド率の測定試験などが用いられることになり、実機相当の模擬燃料集合体の試験を SET として用いることによって、試験のスケールアップ性能及び TRACG コードのスケールアップ性能ともに問題ないことがいえる。

#### j) バイパス流量割合

バイパス流量割合に関しては、実機の形状及び実規模の模擬燃料集合体を装荷した非公開の熱水力試験による SET、並びに大破断及び中小破断 LOCA を対象とした IET の中で確認できるが、これらの試験は実規模かつ原子炉施設の条件と同等な条件で試験を実施していることから、試験のスケールアップ性能が十分であること、及び同試験にて妥当性確認し

た計算モデルのスケールアップ性能に問題のないことがいえる。

#### **k) ドライアウト/BT**

安全評価パラメータである MCPR の特性に密接に関わるドライアウト/BT 現象に関しては、実規模の模擬燃料集合体を対象に SET として非公開及び公開の限界出力試験が実施されている。この場合、原子炉施設の条件に対する境界条件の包絡性を確認することによって、試験時の境界条件設定の適切性を判断して試験のスケールアップ性能の良否を評価することになる。実際、試験条件とされた境界条件は、燃料集合体が運転時の異常な過渡変化において経験する範囲を網羅しており、試験のスケールアップ性能上、問題ないことがいえる。また、このような試験の結果に基づいて作成され、妥当性が確認された限界出力相関式の実機へのスケールアップ性能についても問題ないことがいえる。

#### **l) 炉心圧損**

炉心圧損については、実規模の模擬燃料集合体を対象に SET として圧力損失試験が実施されている。この場合も、原子炉施設の条件に対する境界条件の包絡性を確認することによって、試験時の境界条件設定の適切性を判断して試験のスケールアップ性能の良否を評価することになるが、**k)**と同様、試験条件とされた境界条件は燃料集合体が運転時の異常な過渡変化において経験する範囲を網羅しており、試験のスケールアップ性能に関し、問題ないことがいえる。また、このような試験の結果に基づいて評価され、妥当性が確認された圧損係数などの実機へのスケールアップ性能についても問題ないことがいえる。

#### **m) セパレータからのキャリアアンダ**

セパレータからのキャリアアンダに対しては、実規模の CET によって性能評価試験がなされ、これらを対象として TRACG コード及びそのセパレータモデルの模擬性が確認されている。試験条件の範囲は原子炉施設の運転条件を含んでおり、試験のスケールアップ性能に問題がないことがいえる。また、このような試験の結果に基づいて評価され、妥当性が確認されたセパレータモデルの実機へのスケールアップ性能についても問題ないことがいえる。

#### **n) 遅発中性子生成割合**

遅発中性子生成割合は燃料の組成及び中性子スペクトルの変化に応じて変化する動特性パラメータの一つであり、中性子の動特性に直接影響を与える。TRACG コードは3群の3次元粗メッシュ中性子動特性方程式によって集合体単位でのノーダルな中性子束を解いており、このノーダルな単位で遅発中性子生成割合の設定及び不確かさの評価がなされる。遅発中性子生成割合の評価に当たっては、熱水力挙動に関わる非線形な挙動がフィードバックされることがなく、中性子動特性方程式を線形のまま取り扱うことができることから、スケール効果を評価する必要はないことがいえる。

**o) 減速材直接発熱**

減速材直接発熱は 3 次元粗メッシュ中性子動特性方程式に基づいて得られたノード中性子束からノード出力を求める際に用いられ、集合体単位での設定及び不確かさの評価がなされる。このとき、減速材直接発熱の評価に当たっては、熱水力挙動に関わる非線形な挙動が直接にフィードバックされることがなく、その瞬時的な状態に依存して発熱量が決定されるだけであることから、中性子動特性方程式を線形のまま取り扱うことができる。このため、スケール効果を評価する必要がないことがいえる。

**p) 即発中性子寿命**

即発中性子寿命についても遅発中性子生成割合と同様に燃料の組成及び中性子スペクトルの変化に応じて変化する動特性パラメータの一つであり、ノード単位での設定及び不確かさの評価がなされる。このとき、即発中性子寿命の評価に当たっては、熱水力挙動に関わる非線形な挙動が直接にフィードバックされることがなく、その瞬時的な状態に依存して同寿命が決定されるだけであることから、中性子動特性方程式を線形のまま取り扱うことができる。また、TRACG が中性子動特性を解くときには、3 次元直接解法を用いることから、即発中性子寿命を計算に必要なパラメータとして取り扱うこともない。このため、スケール効果を評価する必要はないことがいえる。

**q) ポンプコストダウン**

ポンプコストダウンについては、流量急減事象及び負荷の喪失事象を模擬した複数の原子炉施設の起動試験の再現解析において再循環ポンプ流量のコストダウン特性が相応に再現できていることから、SET、IET、CET などに対する妥当性確認、及びスケール効果の評価が不要であることがいえる。

**r) 主蒸気配管圧力波効果、形状、圧損**

主蒸気配管の圧力波効果及び形状の影響に関しては、実機プラント条件にて音速の不確かさを評価しており、理論解との比較を実施して相応の一致を確認していることと相まってスケールひずみを考慮する必要はないことがいえる。一方、主蒸気配管圧損は主に壁面摩擦損失で決まるものであるが、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象においては蒸気加減弁の急速な閉止によって主蒸気管内の蒸気流量がゼロとなることから、同圧損は事象の変化に寄与しない。このため、同圧損のスケール効果を考慮する必要はない。

**s) 臨界流**

逃がし安全弁からの臨界流については、流量急減事象及び負荷の喪失事象を模擬した原

原子炉施設の複数の起動試験の再現解析において逃がし安全弁流量が適切に再現されること、及びこれら一連の実機試験が同弁から流出する臨界流に対する SET にも位置付けられることから、そもそもスケール効果を考慮する必要がないと考えられる。

#### t) 弁流量特性

タービン加減弁に対する弁流量特性については、保守的な限界条件を設定しており、原子炉施設の起動試験においてその設定の保守性を確認していることから、スケール効果に関する検討は不要と考えられる。

### C.2.12 入力データの不確かさの定量化 (ステップ 11)

#### a) 概要

入力データは、その取扱い方法に応じて不確かさを含む統計パラメータと確定値として扱うパラメータとに分類される。ABWR の発電機負荷遮断 (タービンバイパス弁不作動) 事象を統計的安全評価の際の入力データの取扱いに関し、b), c) に統計的に取り扱う入力データと確定値として限界条件を設定する入力データとを示す。

なお、b), c) で挙げていない入力データについては、本ステップの上流側ステップの実施によって確定する一部のデータを除いて、d) に示すようにノミナル値を採用することとした。

#### b) 不確かさを統計的に扱う入力データ

この適用例では、統計的なばらつきが存在し、安全評価パラメータに対して影響が大きいために統計的に扱う入力データとして、PIRT にて抽出された重要度の高い現象を表す計算モデルに加えて次を選定し、不確かさ分布として一様分布を採用した。

- ・ 初期の原子炉出力
- ・ 初期の原子炉圧力

#### c) 確定値として限界条件を設定する入力データ

安全評価を実施するに当たっての安全機能に対する基本的な仮定、又は安全評価パラメータに対する影響が大きい統計的に扱えない入力データとして次のものを選定し、保守的に限界条件を設定した。

- ・ スクラム速度及び遅れ時間

さらに、原子炉施設運転時の初期状態の幅が広い場合があることから、包絡条件を指定する入力データとして次のものを保守的に設定した。

- ・ サイクル初期からの炉心平均の燃焼度の増分
- ・ 炉心平均の軸方向出力分布

#### d) ノミナル値に設定するデータ

この適用例では、原子炉施設の運用で管理されている下記データについては運用上のノミナル値を採用した。

- ・ 初期の原子炉水位
- ・ 初期の原子炉再循環流量
- ・ 安全保護系の設定値

### C.2.13 感度解析 (ステップ 12)

#### a) 概要

ここでは、ABWR の発電機負荷遮断 (タービンバイパス弁不作動) 事象を対象として作成した PIRT で摘出された重要な現象を記述する計算モデルに対して、当該 ABWR 及び当該事象に対する入力データを用いて TRACG コードによる感度解析を実施することで、計算モデルの感度の単調性の有無、大きさ、相関の有無などを確認する。

なお、ABWR の発電機負荷遮断 (タービンバイパス弁不作動) 事象は運転時の異常な過渡変化に含まれる事象であるため、**D.3.1 c) 3)**に示されるようにクリフエッジの存在に対する考慮が不要であることから、その存否確認のための幅広の感度解析を実施していない。

感度解析は次のようにして実施した。

最初に、保守的に限界条件を設定する入力データを除く全ての入力データ及び計算モデルに対してノミナル条件を設定して、感度解析の基準となる ABWR 発電機負荷遮断 (タービンバイパス弁不作動) 事象のベースケースに対する解析を実施する。ベースケース解析結果における主要なプラントパラメータなどの時間挙動を **図 C.2.4** に示す。ABWR 発電機負荷遮断 (タービンバイパス弁不作動) 事象では、**C.2.2** で示したように、蒸気加減弁が急速に閉止し、原子炉圧力が上昇する。原子炉圧力が上昇することによって、炉心内ボイド率が減少して、正の反応度フィードバックによって原子炉出力 (炉心平均の中性子束) が上昇する。その結果、燃料棒からの炉心平均の表面熱流束が上昇するとともに、局所の熱流束もこれに応じて増加し、初期の MCPR (以下、“**ICPR**” という。) によって変化幅を規格化して同図中に表示した MCPR が低下する。その後、10 台の再循環ポンプのうち 4 台がトリップし、ボイドの減少が緩和されるとともに、原子炉がスクラムし、負の反応度が投入されることによって、炉心平均の中性子束が減少する。また、原子炉圧力は逃がし安全弁の動作によって減少し、整定状態に至る。

次に、PIRT にて摘出された重要な現象を記述する計算モデルに対する感度解析を実施する。後段ステップでは各現象に関わる計算モデルの不確かさを組み合わせて MCPR の統計的安全評価を行うことになるが、このためには事前に個別現象の感度を定量的に把握し、計算モデルの感度の単調性の有無、大きさ、相関の有無などを確認することが重要なためである。

感度解析は、安全評価パラメータとした注目パラメータに対して影響の度合いが大きい

ものとして PIRT にて抽出された重要な現象に密接に関連する計算モデル、及び初期条件に関わる入力データに対して個別に不確かさに相当する摂動を与え、ベースケース解析結果と比較することで実施した。このため、この適用例においては相関の有無に関する検討を実施しない。

なお、重要な現象として抽出せず、影響の度合いが小さいと想定される現象を記述する一部の計算モデルに対しても感度解析を実施し、感度を確認する。

図 C.2.5 は、縦軸に変動を加えた現象（計算モデル）、横軸に関連するモデルパラメータをそれぞれに設定された不確かさに応じて $\pm 1\sigma$ 相当変動させたときに、安全評価パラメータである MCPR に対し、(初期の MCPR - 過渡期間中の MCPR 最小値) / 初期の MCPR (以下、“MCPR 変化割合”という。また図中では“ $\Delta$ MCPR/ICPR”と記す。)を、初期の MCPR レベルに依存しない MCPR の変化量の実効的な評価指標として定義し比較した結果をまとめたものである。

ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象における主要なパラメータの感度及びその説明を b) に示す。説明を添える理由は、得られた感度が理に適うものであり、次のステップで実施する不確かさの組合せ評価に有効に活用できるものであることを確認するためである。

なお、感度解析の結果、PIRT 作成段階で影響が大きいと評価された項目中に感度が小さいことが確認されるものがあったことから、PIRT のランク付けを見直すための参考情報の一つとすることも可能である。しかし、PIRT のランク付けの見直しは実験的な知見をベースに実施するものであること、他の信頼性の高い解析コードの感度解析結果を用いる場合にはそれが F.2.4.6 d) に記載した要件を満足すること、さらに重要な現象であるにもかかわらず、ベースケースの解析結果が動作タイミング、変化速度などの設定によってたまたま感度が現れない場合があることなどを考慮して、この適用例では PIRT のランクを落とすことなく、次のステップのランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価に使用することとした。

## b) 主要なパラメータの感度及びその説明

### 1) ボイド反応度

ボイド反応度は、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象において中性子束を増加させる支配的な現象として、事象シナリオの説明及び PIRT において重要であるとしている。感度解析においても、ボイド反応度の感度は摂動に対して単調に変化し、その大きさは MCPR 変化割合で絶対値にして 0.01 程度と、他の重要な現象と比較して大きいことが示された。

### 2) ドップラ反応度

ドップラ反応度は、ボイド反応度と並んで中性子束変化に影響を与える重要な現象の一

つであり、その反応度係数が小さいほど中性子束の増加幅が大きくなる。ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象では、ボイド反応度の影響がドップラ反応度と比較して大きく、ドップラ反応度の感度は摂動に対して単調に変化し、その大きさは MCPR 変化割合で絶対値にして 0.01 以下にとどまる。

### 3) スクラム反応度

スクラム反応度は、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象において、増加した中性子束を低下させる現象の一つとして、事象シナリオの説明及び PIRT において重要であるとしている。しかし、感度解析では、スクラム反応度の感度は摂動に対して単調に変化し、その大きさは MCPR 変化割合で絶対値にして 0.01 以下にとどまった。

### 4) 炉心内の平均ボイド率（相間摩擦）

TRACG コードにおいては、相間摩擦を変化させることで、炉心内のボイド率を変化させている。相間摩擦を  $1\sigma$  大きくした場合には、原子炉圧力の同一増加幅に対し炉心平均のボイド率の低下幅が増加する。この結果、事象中の中性子束が増加する。反対に相間摩擦を小さくした場合には、逆の傾向を呈する。炉心平均のボイド率の評価値の差異は、ボイド反応度の変化によって中性子束の変化幅に影響を与えるが、ボイド反応度の影響が大きい出力運転時の炉心特性が反映されたために、MCPR への感度は摂動に対して単調に変化し、その大きさは他のパラメータと比較して大きく、MCPR 変化割合で絶対値にして 0.01 程度の感度となっている。

### 5) ペレット内熱伝導

TRACG コードにおいては、ペレット内の伝熱現象に関し、ペレットの熱伝導率を変化させることによって、燃料ロッド  $\Delta T$ （ペレット中心部の温度－ペレット表面温度）を変化させている。ペレットの熱伝導率はペレットの温度及びドップラ反応度に影響して中性子束変化幅を変更する。ドップラ反応度と同様に MCPR への影響が比較的小さく、その大きさは MCPR 変化割合に対し絶対値にして 0.01 以下の感度となっている。また、摂動に対する変化は単調である。

### 6) 主蒸気配管の圧損

主蒸気配管の圧損は、主蒸気流量、ドーム部への圧力波の伝播などに影響するパラメータであり、圧力増加過渡である ABWR 発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象においては、圧力の増加幅及び中性子束の変化幅に影響する現象である。MCPR への影響は小さく、その大きさは MCPR 変化割合に対し絶対値にして 0.01 以下の感度となっている。また、摂動に対する変化は単調である。

## C.2.14 ランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価（ステップ 13）

### a) 概要

この適用例における不確かさの組合せ評価は、PIRT で摘出された重要度の高い現象及び重要度は高くないものの感度解析の対象とした現象を記述する計算モデル、すなわち、ステップ 12 で感度解析を実施した全ての計算モデル及び原子炉施設の状態パラメータに対して、全て同時かつ独立にサンプリングし、59 ケース、93 ケース及び 124 ケースの解析を実施した。得られた MCPR の解析結果の分布から、安全評価パラメータの変化を表す指標として MCPR 変化割合を評価することとし、その統計的な上限値を統計的安全評価値として求めた。ただし、統計的安全評価値はステップ 14 で決定することから、このステップでは統計的な上限値として取り扱う。

統計的な上限値は 95%信頼水準/95%累積確率の値とし、その値を、次の様にノンパラメトリック及びパラメトリックな手法で評価した。

ノンパラメトリックな方法の一つである順序統計では、例えばサンプル数 59 では上位 1 番目、サンプル数 93 では上位 2 番目、サンプル数 124 では上位 3 番目の値が 95%信頼水準/95%累積確率を満足するパーセンタイルの値となる。この手法では、任意の頻度分布の安全評価パラメータの分布に対しても 95%信頼水準/95%累積確率値の評価が可能である。

一方、不確かさの組合せ評価の結果から得られる安全評価パラメータの頻度分布が、正規分布に従うと見なせる場合には、ある確信度における統計的上限値＝サンプルの平均( $m$ ) +  $k$  × サンプルの標準偏差( $s$ )で求められ、サンプル数 59～124 の場合、95%信頼水準/95%累積確率値に対応する  $k$  として約 2 が適用される。このように、頻度分布に対してある関数形を仮定して評価する手法を一般にパラメトリックな評価手法というが、この手法を適用するためには、仮定した分布形に従うことを検定する必要がある。この適用例では、正規分布に従うことの確認を目的に、有意水準 5%でカイ 2 乗検定を実施した。

### b) 不確かさの組合せ評価における解析条件

ステップ 12 にて、減速材直接発熱を除く全てのモデルパラメータが不確かさに相当する摂動に対して単調に変化することが確認できた。このため、減速材直接発熱以外のモデルパラメータについては不確かさが正規分布に従うとして不確かさの組合せ計算を実施することとする。一方、減速材直接発熱については、不確かさを考慮するとプラス/マイナスどちらの摂動を設定しても MCPR の計算結果が厳しい側になり、不確かさが大きい方がより厳しい側の結果となることが感度解析の結果から確認できたことから、感度がそれほど大きくないことを考慮して、この適用例では MCPR に対する感度の極値との関係を詳細に取り扱うことなく、便宜的な計算法として、他のモデルパラメータと同様に正規分布に従うものとして組合せ計算を実施する。このようにして、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象の統計的安全評価で統計的に扱う計算モデル及び入力データとして次に示す項目に対し、ステップ 9 からステップ 11 までの作業にて定めた条件を使用した。

- ・ バイパス流量割合
- ・ ボイド反応度
- ・ ドップラ反応度
- ・ スクラム反応度
- ・ 遅発中性子生成割合
- ・ 炉心内のボイド率（相間摩擦）
- ・ サブクールボイド
- ・ ペレット熱伝導
- ・ 減速材直接発熱
- ・ 相間熱伝達
- ・ 炉心圧損
- ・ 即発中性子寿命
- ・ 2相水位（ダウンカマのボイド率）
- ・ セパレータからのキャリーアング
- ・ セパレータ L/A（慣性）
- ・ セパレータ圧損
- ・ 圧力波の効果／主蒸気配管形状
- ・ 臨界流
- ・ 主蒸気配管の圧損

### c) 不確かさの組合せの評価結果

不確かさの組合せ評価における試行回数は 59 回、93 回及び 124 回の 3 ケースとする。サンプリングには LHS を使用する。順序統計法を用いる場合、統計的な上限値は、試行回数 59 回の場合は上位 1 番目、93 回の場合は上位 2 番目、124 回の場合は上位 3 番目の値となる。パラメトリックな手法の場合は、いずれの試行回数についても平均値＋約  $2\sigma$  が統計的な上限値となる。

ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象における MCPR 変化割合に対する不確かさの組合せ評価結果のヒストグラムを図 C.2.6～図 C.2.8 に示す。各ケースの標本平均値( $m$ )は、ベースケースの解析結果とほぼ一致し、不確かさの組合せ評価によって有意な偏差が現れないことが確認できた。また、不確かさの組合せ評価における MCPR 変化割合の標本標準偏差( $s$ )は、59 回の場合は 11%、93 回の場合は 13%、124 回の場合は 11% となった。

また、ABWR の発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不作動）事象における MCPR 変化割合に対する不確かさの組合せの評価結果について試行回数で整理したときの分布を図 C.2.9～図 C.2.11 に示す。順序統計法で評価を行った結果、MCPR 変化割合の統計的な上限値は、小数点以下 3 桁目を切り上げることによって、試行回数 59 回の場合は 0.21、93 回の場合は

0.22, 124 回の場合は 0.21 となった。

なお、不確かさの組合せ評価で得られた MCPR 変化割合の分布に対し正規性検定を行い、試行回数 59 回, 93 回及び 124 回の場合について、評価結果の分布は正規分布で近似できると判定できた。このため、正規分布を仮定したパラメトリックな手法によっても、統計的上限值を求めた。MCPR 変化割合の統計的上限値は、試行回数 59 回, 93 回, 124 回のいずれも 0.21 となった。

参考に、パラメトリックな手法による評価を実施し比較した結果、ノンパラメトリックな手法による評価結果との差異はほとんどなかった。

#### **C.2.15 全体の不確かさ評価及び統計的安全評価値の決定 (ステップ 14)**

ノンパラメトリックな手法を適用した結果、MCPR 変化割合の統計的上限値は、試行回数 59 回では 0.21, 93 回では 0.22, 124 回では 0.21 となった。

この適用例においては、付加的バイアスを考慮していない。このため上記の解析結果を統計的安全評価値として用いることを決定する。

表 C.2.1 ABWR 発電機負荷遮断 (タービンバイパス弁不作動) 事象に対する PIRT (1/2)

炉心		下部プレナム	
現象	ランク	現象	ランク
ボイド反応度	H	ヒートスラブ蓄積熱量	L
ドップラ反応度	H	下部プレナム成層効果	L
スクラム反応度	H		
遅発中性子生成割合	H		
炉心内のボイド率 (相間摩擦)	H		
サブクールボイド	H		
ペレット内発熱密度分布	M		
ペレット内熱伝導	H		
減速材直接発熱	M		
ギャップ熱伝達	H		
即発中性子寿命	M		
核沸騰壁面熱伝達	M		
サブクール沸騰壁面熱伝達	M		
フラッシング	L		
複数チャンネル効果	H		
相間熱伝達	H		
3次元ボイド率分布	M		
自然循環流量	N/A		
ドライアウト/BT (定常時, 過渡時)	H		
膜沸騰 (高ボイド率)	L		
チャンネルーバイパス部熱伝達	L		
水ロッド水力特性	L		
炉心圧損	H		
崩壊熱	L		

チャンネルバイパス	
現象	ランク
フラッシング	L
2相水位	N/A
蓄積熱量 (炉心支持板/制御棒)	N/A
バイパス流量割合	M
制御棒体積変化 (スクラム)	L
バイパス部圧損	L
減速材直接発熱	L

ガイドチューブ	
現象	ランク
ガイドチューブーLP 漏洩流量	L
ガイドチューブ圧損	L

表 C.2.2 ABWR 発電機負荷遮断 (タービンバイパス弁不動作) 事象に対する PIRT (2/2)

**ダウンカマ**

現象	ランク
3次元効果	L
ヒートスラブ蓄積熱量	L
フラッシング	L
給水スパージャ露出時の凝縮	L
2相水位 (ダウンカマボイド率)	M

**主蒸気配管**

現象	ランク
圧力波効果/主蒸気配管形状	H
臨界流	H
液滴エントレイメント	L
主蒸気配管圧損	H
弁流量特性	M

**上部プレナム**

現象	ランク
ボイド率分布	M
2相水位/乱流混合	L

**給水系**

現象	ランク
流量特性	L
温度特性	L

**再循環ポンプ**

現象	ランク
ポンプ特性	L
ポンプコストダウン	H

**制御系**

現象	ランク
給水制御系	L
再循環流量制御系	L
原子炉圧力制御系	L
計装系	L

**セパレータ**

現象	ランク
キャリーアング	M
セパレータ L/A (慣性)	M
セパレータ圧損	M

**ドライヤ**

現象	ランク
ドライヤ特性	L
ドライヤ圧損	L

**ドーム部**

現象	ランク
ヒートスラブ蓄積エネルギー	L
ドーム壁面凝縮	L
ドーム部圧損	L

表 C.2.3 ABWR 発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象に対する評価マトリックス

重要な現象	試験種別 <sup>(101), (102), (103)</sup>				計算 モデル 有無 (100), (103)
	個別効果 試験	コンポーネント 効果試験	総合効果 試験	原子炉施設の 試験	
ボイド反応度	○			○	有り
ドップラ反応度	○			○	有り
スクラム反応度	○			○	有り
遅発中性子生成割合	○			○	有り
相間摩擦	○		○	○	有り
サブクールボイド	○		○	○	有り
ペレット内発熱密度分布				○	有り
ペレット内熱伝導	○			○	有り
減速材直接発熱	○			○	有り
ギャップ熱伝達				○	有り
複数チャンネル効果			○	○	有り
相間熱伝達				○	有り
3次元ボイド率分布	○		○	○	有り
バイパス流量割合			○	○	有り
ドライアウト/BT (定常時, 過渡時)	○		○		有り
炉心圧損	○	○	○	○	有り
即発中性子寿命				○	有り
2相水位 (ダウンカムボイド率)		○		○	有り
セパレータからの キャリーアンダ		○		○	有り
セパレータ L/A		○		○	有り
セパレータ圧損		○		○	有り
圧力波効果/主蒸気配管 形状	○			○	有り
臨界流	○			○	有り
主蒸気配管圧損	○			○	有り
弁流量特性		○		○	有り

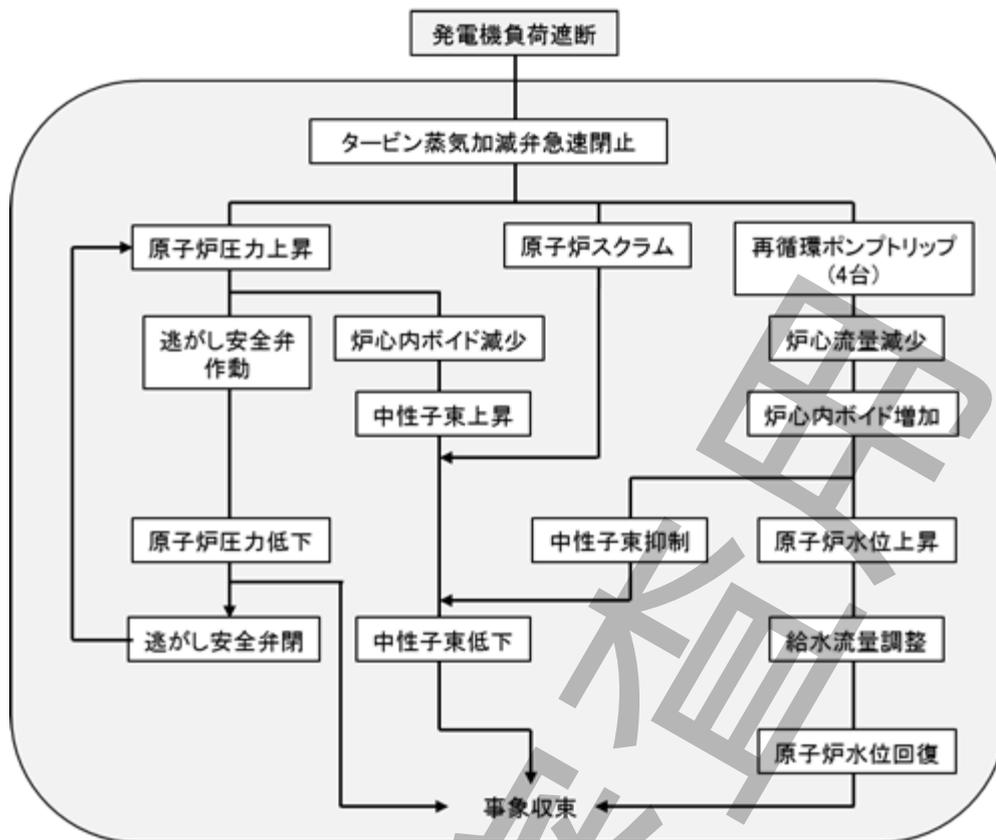


図 C.2.1 ABWR 発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象における事象シーケンス

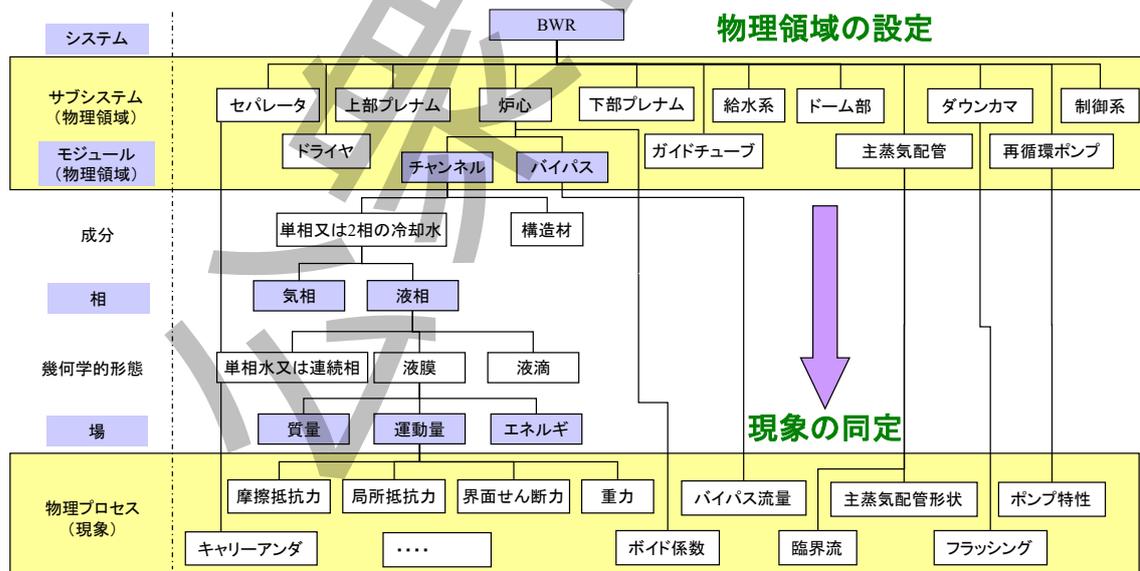


図 C.2.2 ABWR 発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象における物理領域及び現象の同定

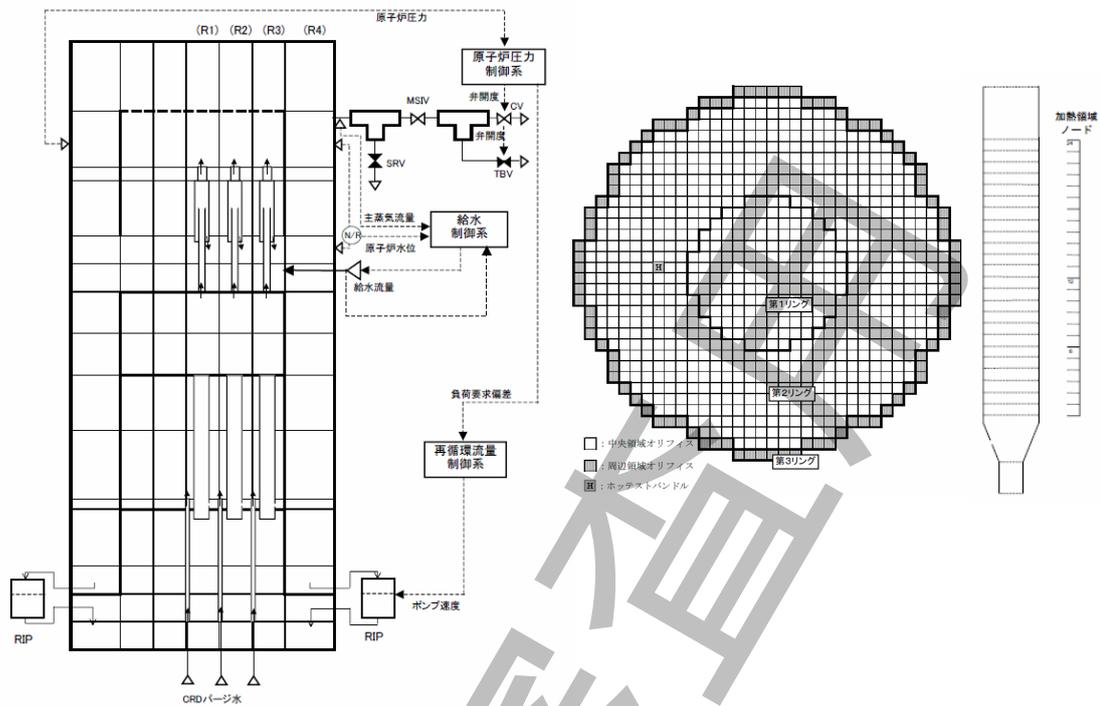


図 C.2.3 ABWR 発電機負荷遮断 (タービンバイパス弁不動作) 事象に対する TRACG コードのノード分割

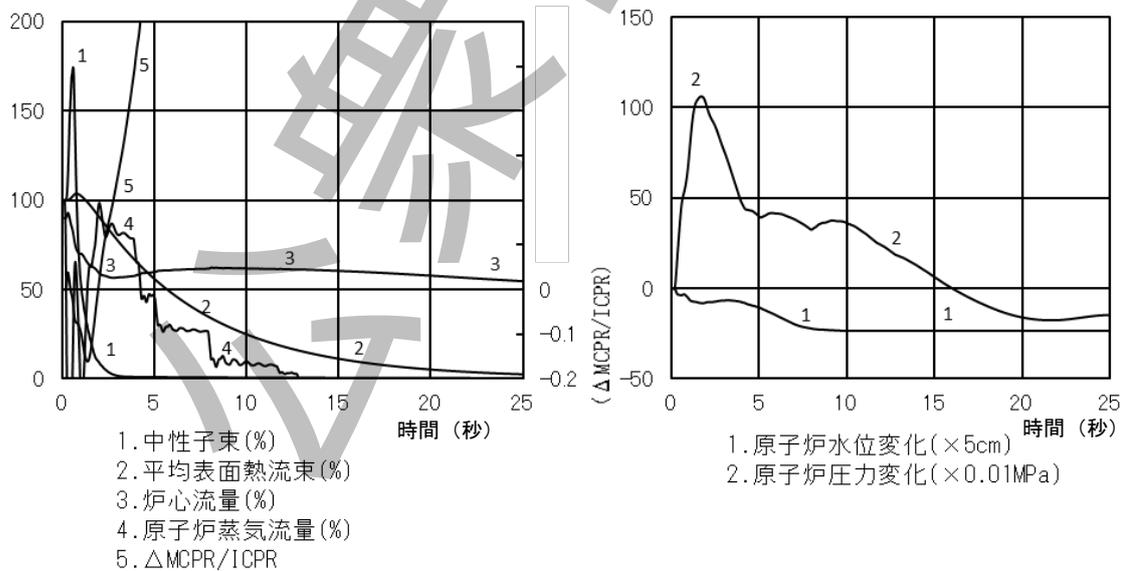


図 C.2.4 ABWR 発電機負荷遮断 (タービンバイパス弁不動作) 事象における主要パラメータの時間挙動 (ベースケース)

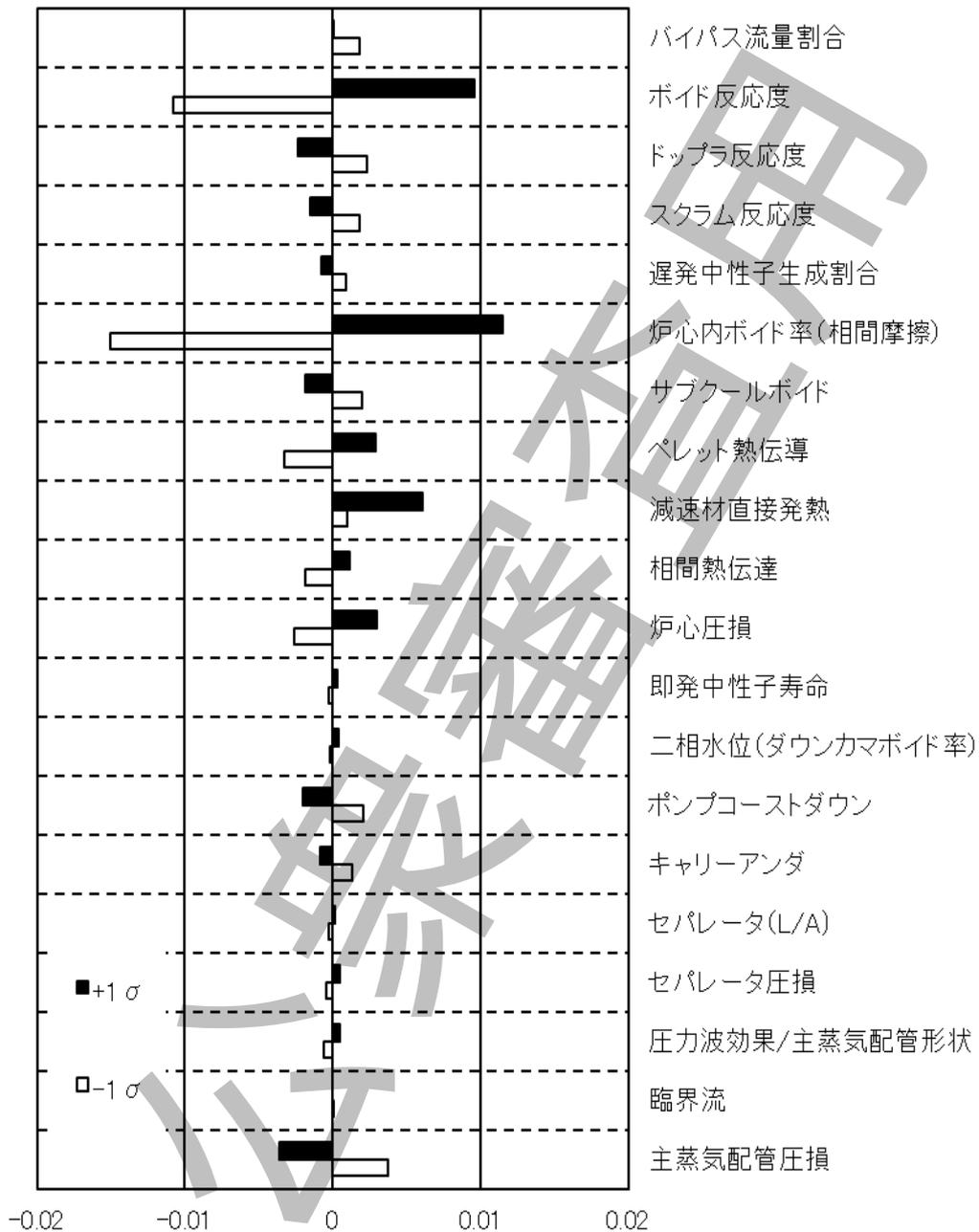


図 C.2.5 ABWR 発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象における MCPR に対する  
計算モデル・初期状態の感度解析

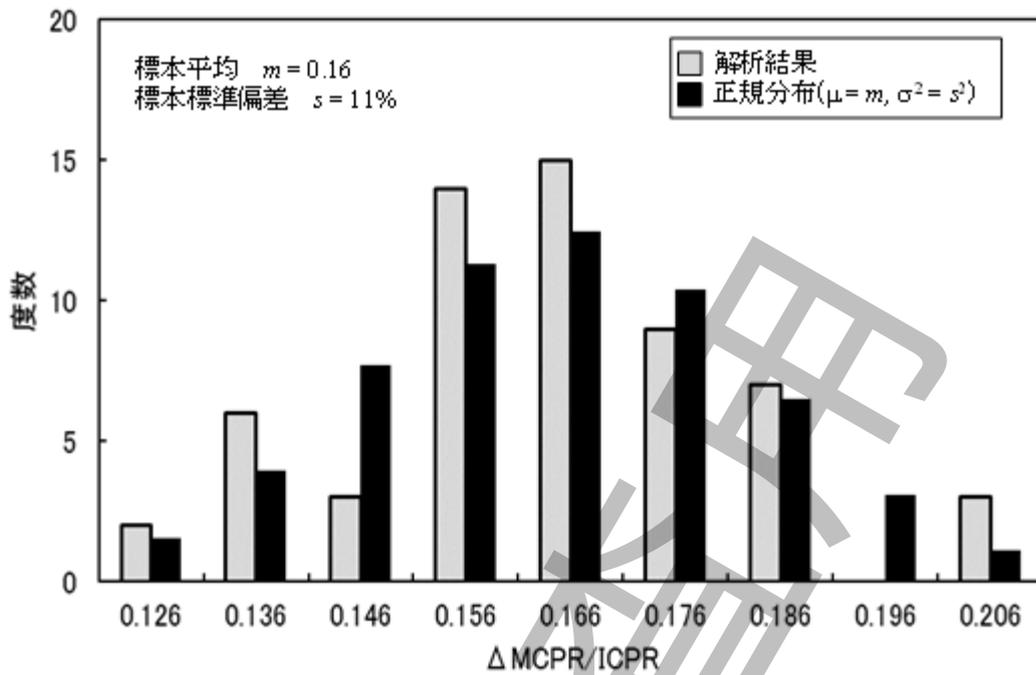


図 C.2.6 ABWR 発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象における MCPR 変化割合の計算値のヒストグラム（59 ケース）

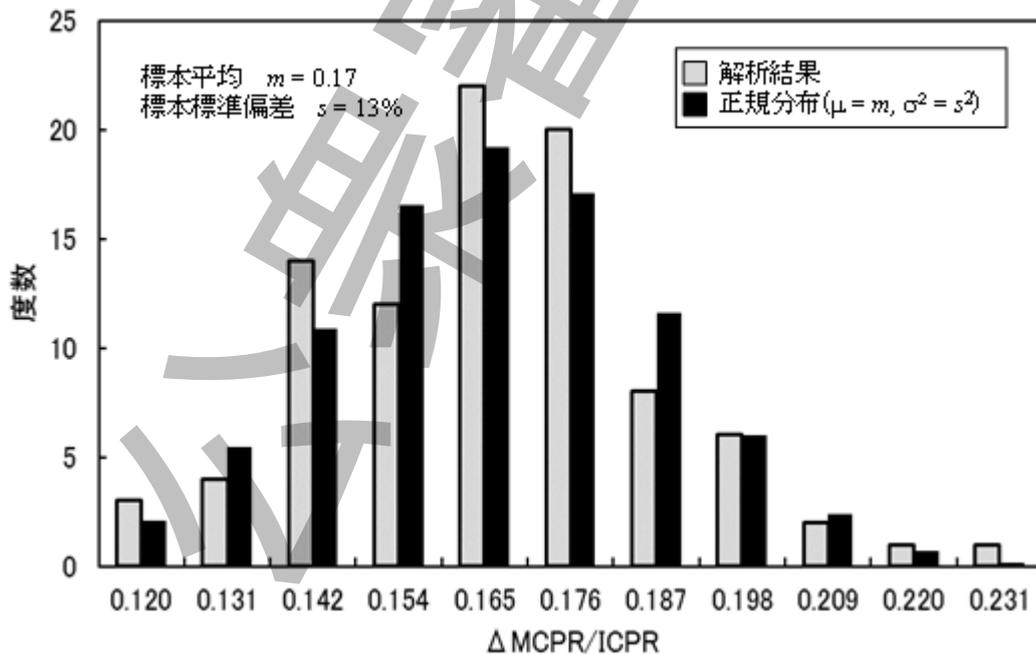


図 C.2.7 ABWR 発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象における MCPR 変化割合の計算値のヒストグラム（93 ケース）

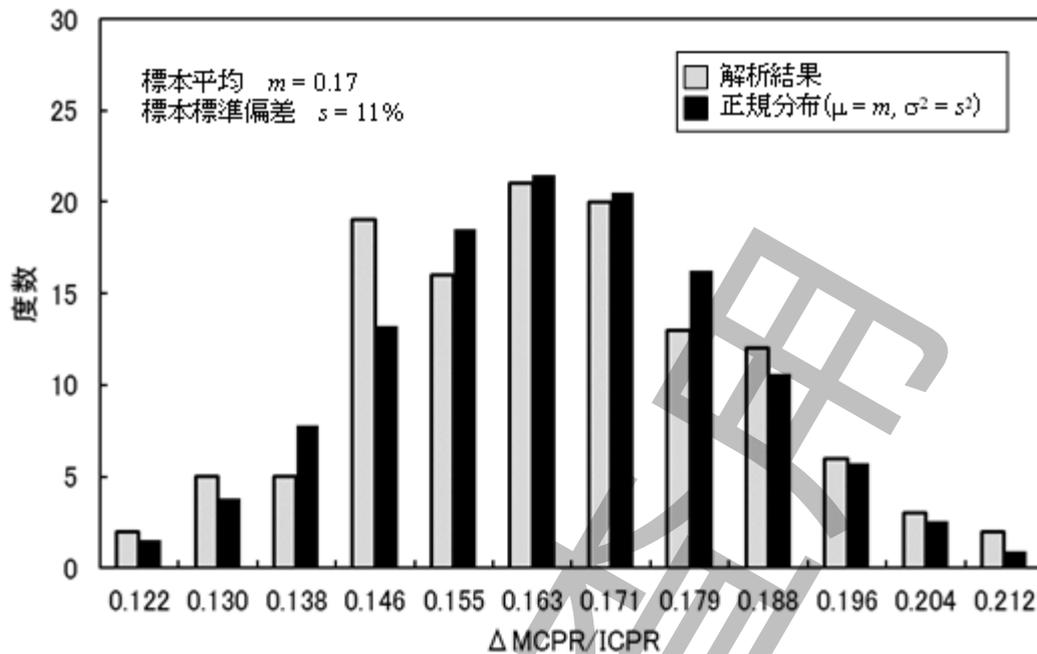


図 C.2.8 ABWR 発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象における MCPR 変化割合の計算値のヒストグラム（124 ケース）

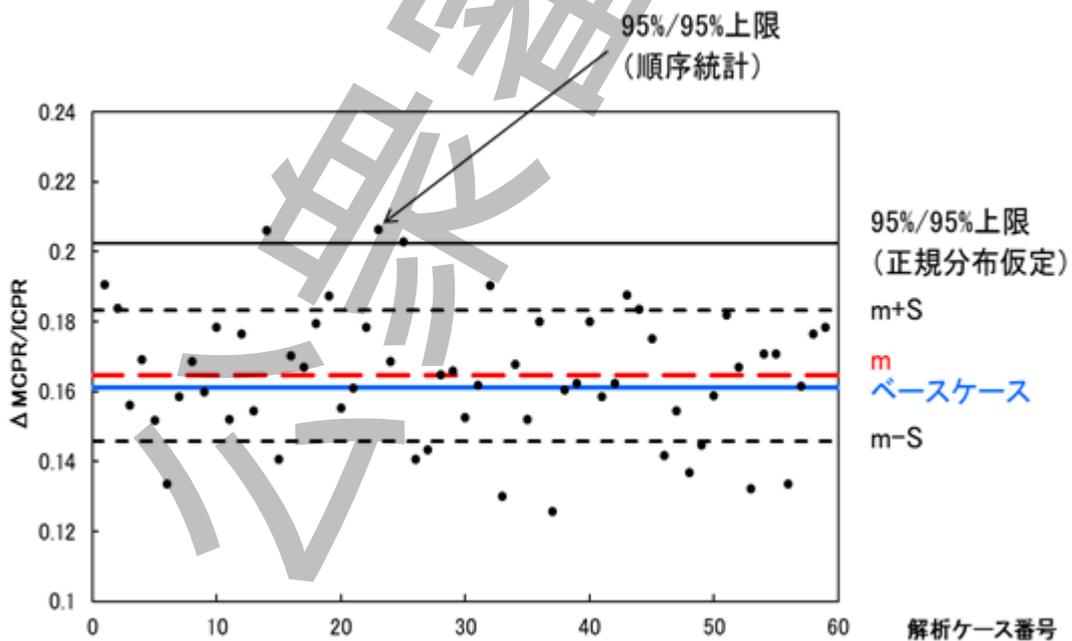


図 C.2.9 ABWR 発電機負荷遮断（タービンバイパス弁不動作）事象における MCPR 変化割合の計算値の分布（59 ケース）（パラメトリック手法の結果と順序統計上限値との比較）

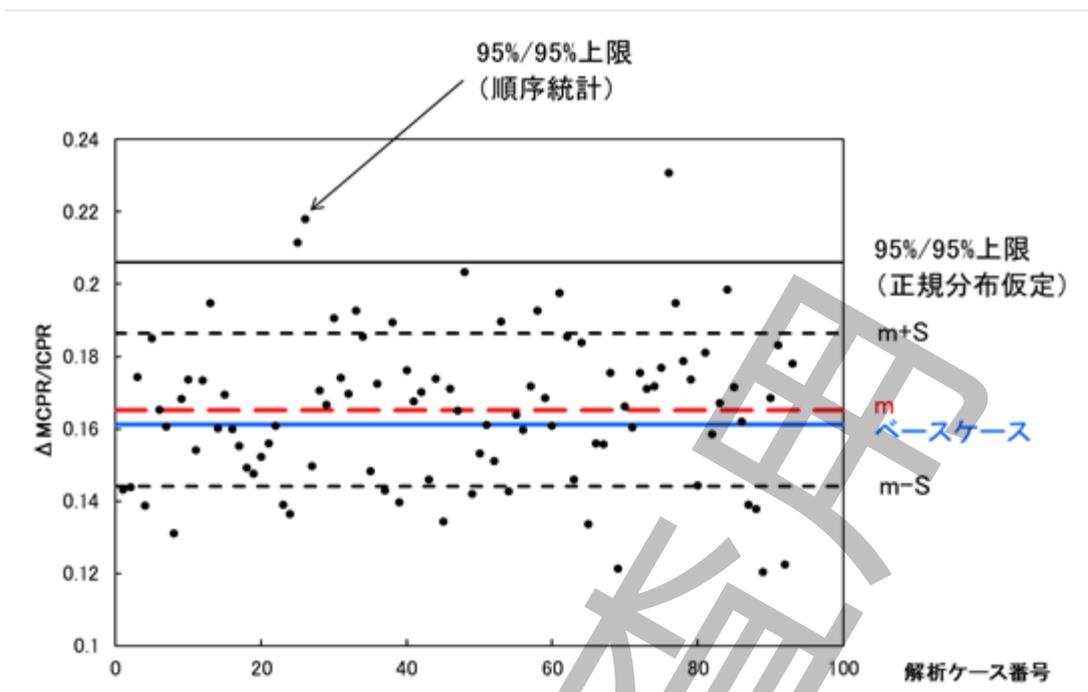


図 C.2.10 ABWR 発電機負荷遮断 (タービンバイパス弁不動作) 事象における MCPR 変化割合の計算値の分布 (93 ケース) (パラメトリック手法の結果と順序統計上限値との比較)

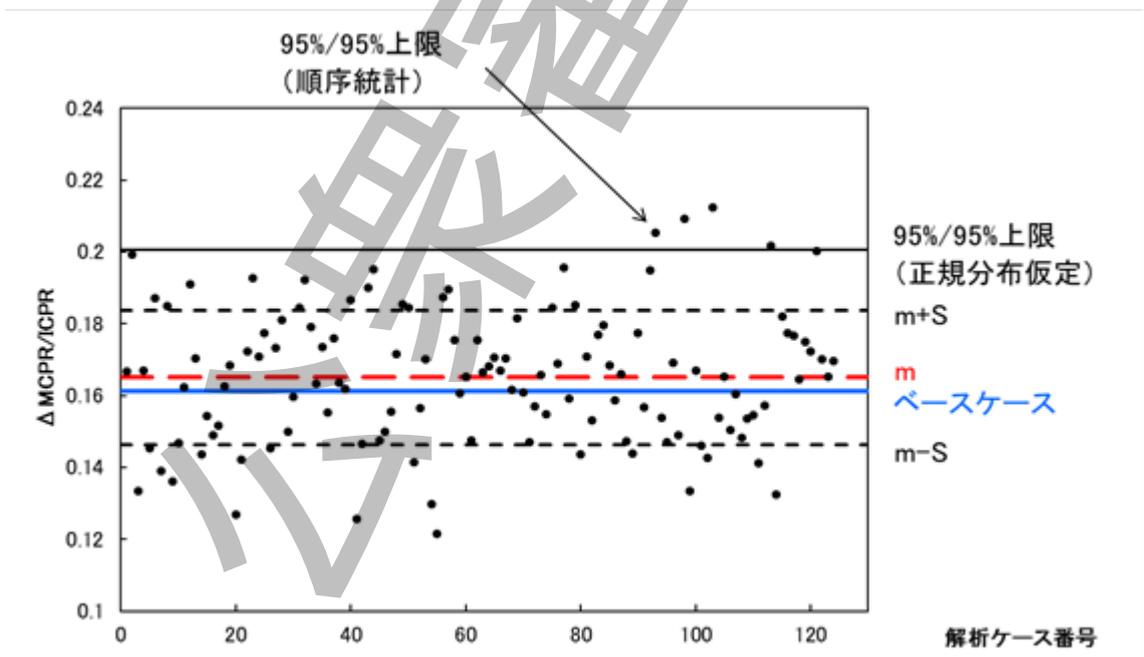


図 C.2.11 ABWR 発電機負荷遮断 (タービンバイパス弁不動作) 事象における MCPR 変化割合の計算値の分布 (124 ケース) (パラメトリック手法の結果と順序統計上限値との比較)

**附属書 D**  
**(参考)**

**統計的安全評価の具体的手順の説明**

**序文**

この附属書は、**箇条 4** において記載した統計的安全評価の手順及び実施内容の考え方について説明するものである。

なお、この附属書は本体に関する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

**D.1 最適評価コードの適用性の評価**

**D.1.1 解析事象の選定（ステップ 1）での留意点**

選定した解析事象については、評価対象の原子炉施設も想定して、その事象推移を設備機器と個々の現象の関係から確認する。このステップで確認された各機器での現象は、ステップ 3 “重要度ランクテーブルの作成” のベースとなる<sup>(2)</sup>。

**D.1.2 最適評価コードの適用性の評価（ステップ 6）での留意点**

**a) 最適評価コードの適用性の確認**

最適評価コードに含まれている相関式及び物理モデルに関わる計算モデルの適用性については、その開発の経緯（導出及び／又は妥当性確認した試験の規模、圧力及び温度といった条件などを含む）を確認する。これによってステップ 7 で作成される評価マトリックスに基づく妥当性確認で想定される現象及び状態における相関式及び物理モデルに関わる計算モデルの適用性を確認する。これらの確認結果に基づいて、原子炉施設の解析における最適評価コードの適用性を確認できるようにしておく必要がある。また、最適評価コードがもつ原子炉施設の各機器を模擬するコンポーネントモデル（モジュール）の適用性については、その保存式の妥当性から確認する。

数値解法の妥当性については、最適評価コードの適格性評価報告書の情報などに基づいて、計算の適切な収束性が見込まれることをアルゴリズムの観点から確認するとともに、質量、エネルギー及び運動量の十分な保存性が見込まれる点についても確認する。また、タイムステップ及び収束判定基準に関する感度解析結果から数値解法の適用性を確認する。さらに、数値安定性についてもアルゴリズム、最適評価コードの適格性評価報告書の情報などから妥当性を確認する。

**b) 最適評価コード中に必要な計算モデルが考慮されていない場合**

PIRT によって摘出された重要な現象に対して、最適評価コード中で対応する計算モデルがない場合、その項目を明確にするとともに、影響の取扱い方法を定める。（G.6 参照）

米国 NRC の報告例<sup>(2)</sup> では、非凝縮性ガスの取扱いについて TRAC-PF1 に計算モデルが

ないことが確認されており、ステップ9での実験解析によって、計算モデルがないことの影響が定量化され、保守性を確認している例がある。

## D.2 パラメータの不確かさの定量化

### D.2.1 概要

統計的安全評価手法で取り扱う不確かさは、最適評価コードの模擬性能の限界、試験データに基づくスケール効果、原子炉施設の初期状態及び初期外乱に起因する不確かさなどが寄与して発生する。ここでは、最適評価コードの模擬性能及び試験データのスケール効果に起因する不確かさの定量化についての手順を述べる。一方、原子炉施設の初期状態、初期外乱などに起因する不確かさは、製造公差、燃料の燃焼などに伴う原子炉設計及び運転の不確かさとして取り扱う。

### D.2.2 評価マトリックスの作成（ステップ 7）

原子炉施設の安全評価で対象とされる事象では、現象間で多岐にわたる相互作用が階層的になされ、物理領域内及び同領域間の輸送現象も絡んで複雑化する場合が多いことから、一連の試験を個別効果試験、総合効果試験などに階層化する。階層化することで、下位レベルにいくほど試験に含まれる現象の種類が減少し、高解像度の計測データの取得が可能となる。一方、上位レベルの試験では下位レベルの現象間の相互作用を観察することができる。このとき、可能な限り、複数の試験装置による試験を活用することが重要である。また、安全評価の実施方針に照らして必要となる場合には、妥当性確認用の試験データベースの拡充を図ることも重要である。

妥当性確認を実施するためには、PIRT によって摘出された重要な現象とその現象又はこれを含む事象を対象とした試験とを対応させて、表 D.1 のようにマトリックスの形（評価マトリックス）にしてまとめることが重要である。この整理をすることで、妥当性確認の対象とする現象及び試験に抜け落ちがないようにする。このとき、PIRT 内のランクが低い現象に対しても、試験データを単に不要とするのではなく、当該の現象に対する知見の充足度、及び選定した総合効果試験などにおける現象又は事象の変化への当該の現象の影響度を専門家が協議することで、当該のデータの要否を判断することが望ましい。

また、評価マトリックスに選定する試験に用いられた試験装置が実現現象を縮小若しくは拡大したものである場合、又は実現現象と異なる幾何形状及び／又は条件において実施せざるを得ない場合、試験の模擬性に対して、PIRT に含まれる現象の挙動に対する試験の模擬性に関する要求に即して判断を下すことになる。そのためには、相似則、スケーリング解析、シミュレーションモデルによるスケールアップなどの手法を用いて、重要な現象の挙動に対する試験の模擬性を定量的に評価するとともに、模擬性が不十分な現象による影響を評価することが望ましい。

評価マトリックスに掲げる試験には、計算モデルの不確かさを定量化できるものを選定

する。この選定に当たっては次の項目への適合性を確認することが重要である。

- ・ 試験において、現象及び／又は事象の模擬に当たって有意な影響を与える状態量が全てデータとして記録されていること（記録されない重要因子がないこと）
  - ・ “記録されない重要因子がない”とは、試験装置内で生じた現象の変化及び／又は事象進展が相応に解明され、測定にかからない未知又は未確認の現象がこれらに有意な影響を及ぼさないことをいう。未解明の現象の他に、熱、流れなどの損失、雰囲気ガスなどの漏れ、予期されない 2 次流れの影響などが想定される。
- ・ 試験装置の構造及び形状、計測機器の構造、形状及び設置位置、並びに必要な場合にそれらの組成が、最適評価コードの不確かさの定量化又は確認のための解析に必要な正確度及び精度まで把握でき、相応の入力データを作成できること
- ・ 計測機器が十分に校正され、測定データの正確度及び精度が高いこと
- ・ 試験条件及び境界条件が、試験の目的に照らして相応な正確度及び精度の下で制御され、かつ最適評価コードの妥当性確認の目的に照らして必要な正確度及び精度で記録されていること
- ・ 試験装置、計測機器及び測定データの信頼性に関する評価が確立したものであるとよい。これには次のような試験が挙げられる。
  - ・ 最適評価コードの開発、改良、使用などに関わる一定の数の専門機関の参加が見込めるベンチマーク問題などに選定され、複数又は多数の機関による妥当性確認結果が公開され、相互に比較されることで有用性が確認された試験
  - ・ 実績のある他の最適評価コードの適格性評価に当たって標準的に使用される試験
- ・ 個別効果試験に対しては、計算モデルの不確かさの定量化及び試験のスケールアップ性能の確認の観点（G.4 参照）から、更に次の項目が挙げられる。
  - ・ 最適評価コードの不確かさの定量化のために必要な測定データが揃い、不確かさの定量化に当たって、有意な影響を与える入力データに任意に設定できるものが存在しないこと
  - ・ 試験の再現性が確認されていること
  - ・ 試験の初期条件及び境界条件に原子炉施設にて生じる条件をスケールアップした条件が設定されること
  - ・ 設定された初期条件及び境界条件が対応する原子炉施設にて生じる条件の瞬時値を網羅していること
- ・ 総合効果試験に対しては、最適評価コードのスケールアップ性能を確認する観点（G.4 参照）から、更に次の項目が挙げられる。
  - ・ 試験のスケールひずみがないこと又はスケールひずみが特定されていること
  - ・ 類似の事象シナリオ及び過渡条件を設定した異なる試験装置による複数の試

### 験があるとよい

作成された評価マトリックスにおいては、評価マトリックス内で現象と試験との対応関係が満たされていることだけでなく、現象の条件範囲を定めるパラメータ空間において、適切な分布で試験点が存在することも重要な確認項目である。このとき、現象及び計算モデルの特性に関する知見に従って、例えば不連続性及び／又は非線形性のために変化が急激な領域では、より高密度の試験点が確保されていることを確認することが重要である。また、モデルの適用限界に近い領域における試験点を十分に確保することも重要である。

**注記** “試験点”とは、ある試験における初期条件を決定する一連の状態量の値の組、過渡変化に関わる安全保護系、非常用炉心冷却系などの機器の動作の時刻、変化の幅などについて、これら全体を表現するパラメータ空間内の点として表したものを指す。

ただし、既存の試験データの制約上、原子炉施設で想定される条件を完全に包絡する広い試験範囲は、PIRTにおける重要度が低(L)の現象及び重要度を低と言い切れないために厳しめに中(M)とした現象に対しては必ずしも必須ではないが、ランクが低い現象に対する試験データの要否について前述したように専門家の協議によって要否の判断を下すことが望ましい。さらに、次の点について留意することが重要である。例えば、重要度高(H)の現象に関わる試験データの範囲に漏れがある場合には、予測における不確かさの拡大(H.3参照)を考慮し、安全評価の実施方針に照らして必要な場合には、漏れた試験データによって不確かさが定量化されるはずであった現象に対する計算モデルによる不確かさの拡大、注目パラメータの統計的安全評価値に対する付加的バイアスなどを考慮することが重要となる。一方、重要度が中(M)の現象に対しては、感度解析結果などに基づいて、付加的バイアスの考慮の要否を検討する。

なお、総合効果試験のデータのばらつきから、試験の不確かさを評価し、不確かさの影響が小さいことを確認することが望ましい。

さらに、必要とする個別効果試験、コンポーネント効果試験、総合効果試験及び原子炉施設における試験の分類は、同定可能な個別現象及び計測データの詳細さによるものである。例えば、総合効果試験及び／又は原子炉施設における試験において、信頼性の高い詳細な計測データが得られ、個別の現象に関する評価が可能となる場合、これらをもって一部の個別効果試験に代替できると考えられる。また、総合効果試験及び／又は原子炉施設における試験において、特定のコンポーネントの入口部及び出口部の境界条件並びに同コンポーネント内の挙動に関して最適評価コードの妥当性確認に必要な計測データが得られる場合、これらをもって当該のコンポーネント効果試験に代替できると考えられる。さらに、対象とする原子炉施設及び事象に対して、これに即した原子炉施設における試験から最適評価コードの性能を評価するために必要な情報が得られる場合には、これらを使用することでスケールアップのための試験項目を簡素化することが可能となる。

また、核特性の評価のための計算に対しては、熱水力的な現象の影響を無視できるときに、

厳密解又は他の解析コードとの比較による数値ベンチマーク (OST) との比較によるコード検証を妥当性確認と同等な位置付けで評価マトリックスに加えてもよいと考えられる。

**注記** 核特性の評価に用いる解析コードのコード検証における通常の実施目的、すなわち、妥当性確認と同等な位置付けとする以外の目的で連続エネルギーモンテカルロコードを用いたコード検証を行う場合には、コード検証の目的及び方法に照らして組成及び幾何学的な形状に対する制約が緩和され、これらに対する代表的な条件などの使用が可能となると考えられる。

例えば、定常状態においては、中性子に関するボルツマンの輸送方程式を解くに当たって拡散近似及び位相空間 (空間及びエネルギー) の離散化を行わないことで、計算結果の不確かさが小さい連続エネルギーモンテカルロコードとの比較による OST を用いて評価マトリックスを補完することが可能である。具体的には、燃料集合体の断面内で一様な水密度及び燃料棒内のペレット温度を設定した無限格子による計算を用いることで、評価に当たって熱水力的な現象の影響を無視できる瞬時のボイド反応度のような、定常状態の中性子のバランス方程式を正確に解くことで参照解が得られる現象が評価の対象として挙げられる。このとき、ボイド反応度はボイド率の単位変化当たりの反応度の変化割合及びボイド率の変化量によって求められるが、ここでは前者に関する OST について述べている。ただし、計算に当たって、ノード内のボイド率分布を一様と仮定して数学的に単純に取り扱うことで正確に比較できるようにしている。

なお、このような連続エネルギーモンテカルロコードとの比較に当たっては、上記で示した熱水力的な現象の影響が無視できることだけでなく、次の点を適用上の前提条件としていくことに留意するのが重要と考えられる。

- ・ 燃焼に伴う組成などの変化を考慮しない瞬時の計算であること
- ・ 燃料棒、材料などの曲がりなどの経年的な変化、燃焼の影響、燃料ペレットの溶融、燃料被覆管の損傷などに伴う変形などの組成及び/若しくは幾何学的な形状の変化がないか、又はこれらに関わる組成及び幾何学的な形状を連続エネルギーモンテカルロコードの入力として明示的、かつ、正確に設定できるか、若しくは適用する対象に応じた不確かさの拡大を考慮して定量化された不確かさが安全評価の実施方針に照らして許容される不確かさの範囲内にあることが合理的に確認できる状況の下で設定できること

### D.2.3 解析で用いるノード分割の定義 (ステップ 8)

#### a) 全般

対象とする原子炉施設の解析で用いるノード分割は、物理領域ごと及びコンポーネントごとに設定すると効率的である。その過程では、ノード分割数に関する適切な使用実績を参考にできる。

なお、試験解析結果を適用できるようにするために、試験解析でのノード分割の考え方と整合させて原子炉施設の解析でのノード分割を決める必要があり、試験解析におけるノード分割を次に示すように設定する。ステップ9において試験解析を実施した結果、ノード分割の変更が必要な場合には、このステップに戻るとともに原子炉施設の解析におけるノード分割についても、その設定を変更する。

#### b) 個別効果試験の解析のためのノード分割

個別効果試験は、実験又は試験データと計算結果の比較による個別の計算モデルの妥当性確認及び／又は不確かさ評価を行うために実施するものである。これらの妥当性確認結果及び／又は不確かさ評価結果を原子炉施設の解析結果に反映させるために、試験解析に用いる計算モデルのノード分割（計算オプションが存在する場合はそのオプションを含む）は、試験設備だけではなく対象とする原子炉施設の構成にも整合している必要がある。

#### c) 総合効果試験解析のためのノード分割

総合効果試験は、試験データと解析結果の比較による最適評価コード総体の妥当性確認及び／又は不確かさ評価を行うために実施するものである。この解析の入力は試験設備だけではなく対象とする原子炉施設の設計の特徴を考慮したものにする必要がある。また、計算モデルのノード分割（計算オプションが存在する場合はオプションを含む）は対象とする試験設備及び原子炉施設の構成に整合している必要がある。

### D.2.4 最適評価コード又は計算モデルの不確かさ評価（ステップ 9）

#### D.2.4.1 試験の不確かさの取扱い

この標準では、評価マトリックスにて選定された試験（本体の 4.3.2 参照）に対して、統計的安全評価に使用する最適評価コード及び／又はその計算モデルのランダムな不確かさ及び推定誤差を定量化することを要求しており、個別効果試験を対象に、そのための測定データ及び必要な記録が網羅されていること、試験結果に再現性があることなどを選定のための前提条件としている（D.2.2 参照）。また、特に不確かさの定量化に用いる試験に対しては、次のいずれかが成立することが必要となる点に留意する。

- ・ 作動流体及び幾何形状について、対象とする原子炉施設及び想定する事象が生じる物理領域に対して、スケール効果の考慮が不要な試験装置で試験が実施され、かつ対象とする原子炉施設及び想定する事象に関わる状態量の変動範囲を試験が包含すること
- ・ 変動範囲が包含できない場合及びスケール効果の考慮が必要な場合は、状態量の変動に関する感度解析、スケーリング分析などを実施して、対象とする原子炉施設及び想定する事象で生じる変動状態に外挿することによって生じる不確かさの拡大因子の影響を評価でき、かつその影響を最適評価コード及び／又はその計算モデルの不確かさの定量化に取り込めること

なお、計算モデルの不確かさを定量化する場合には個別効果試験の結果との比較を通じ

て実施することが原則となる点に留意する。

このような試験を不確かさの定量化に用いる場合、形状などの試験装置の設計図面との相違に由来するランダムな不確かさ及び推定誤差、並びに計測に基づく測定データのランダムな不確かさ及び推定誤差を除くと、残るランダムな不確かさ及び推定誤差は全て最適評価コード及びその計算モデルの側の問題に帰着されるものとなる。最適評価コード及びその計算モデルの不確かさは、このような形状及び測定データのランダムな不確かさ及び推定誤差より格段に大きいと想定されることから、形状及び／又は測定データに特に考慮を要する大きさのランダムな不確かさ及び／又は推定誤差があるとき、外れ値と評価される測定結果が含まれるときなどの試験のランダムな不確かさ及び／又は推定誤差を積極的に取り扱う必要が生じる場合を除くと、通常は、形状及び測定データのランダムな不確かさ及び推定誤差を陽に考慮しなくてよいと考えることができる。また、試験におけるこのようなランダムな不確かさ及び／又は推定誤差は、結果的に最適評価コード又はその計算モデルに対して定量化されたランダムな不確かさ及び推定誤差に反映されることから、不確かさの評価に用いる試験について、複数の試験装置による多数の試験結果を対象として行うことを評価マトリックスの構成時に要求することで、手続き上は十分と考えることができる。したがって、この標準では、不確かさの定量化に当たって、試験データのランダムな不確かさ及び推定誤差を、手続き上、陽に取り扱わないこととする。

なお、不確かさの定量化に用いる試験の不確かさを陽に取り扱わないことから、最適評価コード又は計算モデルの不確かさの決定は、D.3.1 に述べる感度解析と概念的に同様なアプローチの問題となる。

#### D.2.4.2 不確かさの定量化の方法

##### a) 概要

不確かさの定量化は、対象とする原子炉施設及び想定する事象に当該の不確かさが適用できることを目的に、試験データとこれを模擬した最適評価コードの計算値との比較を通じて、安全評価の実施方針に照らして相応の正確度及び精度をもって実施する。このとき、不確かさの定量化の対象とする特定の現象を記述する計算モデルが一つしかなく、その数学的表現である数理モデルに用いられる全ての状態量及び当該の計算モデルが評価するパラメータ（以下、“**モデル評価パラメータ**”という。）が、例えば対応する個別効果試験などで漏れなく計測され、モデル評価パラメータに対する計算値と計測値とが定量的に比較可能であるときには、問題は単純であり、全ての試験点に対する比較結果を統計処理して平均的な偏差（推定誤差）、ばらつきに関わる標準偏差（ランダムな不確かさ）及び頻度分布（確率密度関数）を統計量として算出すれば十分である。しかし、このように、一つの計算モデルだけで記述されたたった一つの現象が支配的なものとなる非常に簡単な個別効果試験によって不確かさの定量化を実施できる状況は理想的なものであり、現実には生じにくいといえる。

一般には次のような課題があり、単純な比較は困難である。

- 例えば2相流中の界面せん断力のように、モデル評価パラメータを直接に測定することができないものがある。
  - 界面せん断力は、ボイド率及び／又はその流れ方向の分布を決定する支配的な現象であるが、2相流の流動様式が気泡流であるときの原子炉の炉心内、加熱試験の試験装置内では、界面せん断力は必ずしもボイド率に対して支配的な現象ではなく、正味の沸騰開始条件、その後の気液へのエネルギー配分、流路中のボイドの偏在を記述するモデル(分布定数モデル)などとの強い相関が生じる可能性がある。
- 個別効果試験といっても、実際には、単一の現象又は単一の支配的な現象に対してではなく、伝熱現象、流れによる輸送を含む流動現象、2相流の流動様式及び／又は沸騰様式の変化、核熱結合現象などの複数の現象が相互に絡み合った複雑な影響の結果として生じたモデル評価パラメータの変化を観測していることが多い。再冠水過程における伝熱現象などが絡む燃料被覆管温度挙動の測定、前述のサブクール沸騰時のボイド率などがこの範疇に属する。この場合、不確かさの定量化においても複数の計算モデル間の相互作用を考慮せざるを得ない。
- 個別効果試験で得られたあるモデル評価パラメータの測定値に対する計算モデルの不確かさを、最適評価コードに組み込まれた中でそのモデル評価パラメータに直接又は間接に関係する全ての計算モデルのパラメータに対して割り当てるのではなく、PIRTで重要度が高いと評価された現象を記述する特定の計算モデルに用いられるパラメータの不確かさに代表させて担わせることになる。

このような単純な比較ができない課題に対処するためには、最適評価コードの予測の不確かさの代表性、すなわち、考慮される不確かさが最適評価コードの予測の不確かさを包絡すること及び設定する不確かさが正当であることについて説明することが重要である。ここで、予測の不確かさを包絡するとは、選択した代表的なパラメータに対しスケール効果も含めた不確かさの設定に基づいてその伝播を計算した統計的安全評価値が最適評価コードの正確度と等しいか又はわずかに大きいことを指す。一方、正当であることとは、不確かさを代表させる特定の計算モデルが当該の不確かさを表現する上で、この計算モデルの不確かさの特性及び生じ得る不確かさの幅が、試験との比較で見出された差異及びその傾向を説明できることを指す。

なお、計算モデルの不確かさの定量化に当たっては、計算値を個別効果試験の結果と合わせるために、説明性のある根拠に従わずに両者の相違の解消に感度のある計算モデルのパラメータ、入力データなどを不適切に調整することを避けなくてはならない。説明性のある根拠に従わないとは、例えば、感度があるという理由を根拠に調整する計算モデルを選定したり、当該の計算モデルのパラメータ又は感度のある入力データを試験結果、最新知見などから合理的に想定される範囲を超えて設定したりすることである。このような処理がなさ

れると、補償誤差が生じて、定量化された不確かさ、最適評価コードのスケールアップ性能などに評価が困難な影響が生じることで、予測における不確かさの予測できない拡大を招くことになる。不確かさを特定の計算モデルに代表させる場合には、このような補償誤差が発生しないように留意する必要がある。

また、計算モデルの不確かさの定量化に総合効果試験又は原子炉施設の試験結果を活用するのは、特定の計算モデルにつながる支配的な現象の特定が困難であることから避けるのが原則であるが、試験結果との相違が説明性のある根拠をもって特定の計算モデルの不確かさに帰着できるときにはこれらの試験結果を活用することも可能である。このときも、計算モデルの不確かさの定量化時と同様に、補償誤差が発生しないように留意することが重要である。さらに、知識及び/又は検討の不足、評価者の力量などによって根拠の説明が構成される可能性もあり、その場合にも補償誤差の発生が見込まれる場合があることから、試験結果の活用にあたっては注意が必要となる。

## b) 方法

このような不確かさの定量化にあたっては、大別して二つの方法がある。

一つは、試験で観測されるモデル評価パラメータに対して支配的な現象を一つ決定し、その現象を単一の計算モデルに支配されると仮定して、モデル評価パラメータと計算モデルとの間に1対1の対応関係を設けることである。このタイプの手法の実施例は比較的多い<sup>(50)</sup>、<sup>(51)</sup>。例えば1次元の体系を流れる2相流中のボイド率を界面せん断力のみによって決定されるとして、ボイド率の不確かさを全て界面せん断力に割り当てる方法が考えられる。ただし、この場合は、前述の予測の不確かさの包絡性及び設定する不確かさの正当性を説明するだけでなく、前述したボイド率に影響を及ぼす正味の沸騰開始点などの他の現象又は計算モデルの影響を含めて代表できることを説明する必要がある。ここで他の現象又は計算モデルの影響を代表できるとは、当該の試験においてそれらの不確かさの影響の全てを単一の計算モデルに対して決定された不確かさが包含しているとともに、スケール効果の影響を含む予測における不確かさの拡大に対しても決定された不確かさが妥当であることを説明できることをいう。

一方、このような不確かさの定量化にあたって、単一の計算モデルに限定しない一般的なアプローチとして有効な幾つかの手法がOECD/NEAのPREMIUMプロジェクトの中で再冠水時の計算モデルの不確かさの定量化のために使用され、その結果が報告されている<sup>(61)</sup>。このため、同プロジェクトで使用されたサンプリング手法に基づく不確かさの定量化の手法であるCIRCÉ, DIPE, MCDA, TRACTEBELの手法及びFFTBMについて、その特徴、課題などを説明する。この標準の使用者は、必要に応じて、これらの方法を適宜使い分けるか、同等の有効性、妥当性及び説明性のある統計的な整理手法を考案して用いるのがよい。

### 1) CIRCÉ

CIRCÉ<sup>(52)</sup>、<sup>(53)</sup>、<sup>(60)</sup>はCEAが開発した最尤推定法に従ったデータ分析のための統計的な計

算ツールであり、英語では“Calculation of the Uncertainties Related to the Elementary Correlations”に当たる。同手法は、従来からなされてきた専門家の判断に基づく不確かさの定量化の手法を合理的に改善する手法として開発され、CATHARE 2コードの計算モデルなどの不確かさの定量化に広範囲に活用されてきた。また、OECD/NEAのPREMIUMプロジェクトにおいても多機関が不確かさの定量化に使用した手法である<sup>(61)</sup>。

CIRCÉは、例えば界面せん断力のように、計算モデルの不確かさを直接に測定できない(以下、“**測定不可**”という。)とき、再冠水実験のように、個別効果試験と総合効果試験との中間的な位置付けにあり、複数の計算モデルが影響する実験(以下、“**中間的実験**”という。)を対象としたときに生じる複雑な問題を解決する。

不確かさの定量化のため選定した中間的実験などの実験に対して、まず実験データに潜在的に影響を及ぼす現象を記述する計算モデルを決定する。この選択は専門家の判断に基づき、感度解析の知見を参考になされる。この選択に従って実験の測定値(実験の応答)及び対応する解析結果(解析コードの応答)を用いる。

CIRCÉでは不確かさが正規分布に従うとともに、この不確かさの範囲内で解析コードの応答が線形であることを仮定している。この仮定の下で、測定不可な一連の計算モデルの不確かさを当該の計算モデルを記述するパラメータを介して逆問題として取り扱って定量化する。ただし、特定の実験に関する計算モデルに対応付けられるパラメータ数は1から3程度が適しているとされている。CIRCÉでは、まず、代表的な入力パラメータを選定し、その変化の範囲を特定する。次いで実験データと比較して偏差を評価した後、統計的な処理として、期待値最大化法を用いて反復計算によって、これらのパラメータ群のバイアスとしての平均値及び標準偏差の最尤推定値を求め、確率密度関数の形を求める。このとき、各パラメータに対して実験値とコード解析値との偏差及びそれぞれの解析コードの応答の微係数を組み合わせる。実験値の応答に対しては、実験の不確かさを考慮することも可能である。

CIRCÉは不確かさの定量化の他にも、計算モデルの校正に用いることができる。

なお、この手法は不確かさが正規分布に従うこと及び不確かさの範囲で最適評価コードの応答が線形であることを仮定していることから、この二つの特性の成立性を確認する必要がある。ただし、最適評価コードの計算値と実験値との偏差に対して実験の不確かさが独立であること及び前者の絶対値の方が後者に対して大域的な観点で大きいことが必要となる。さらに、保存式又は計算モデルの欠落の把握には有効でないことに留意する必要がある。

## 2) DIPE

DIPE (Determination of Input Parameters Empirical Properties)<sup>(54), (60)</sup>はIRSNがCATHAREコードの不確かさの定量化のために開発した統計処理の自動化ツールであり、CIRCÉと異なり不確かさが正規分布に従うこと及び不確かさの範囲での解析コードの応答の線形性をともに要求しないが、同応答の単調性及びサンプリングしたデータのランダム性の二つを仮定する。ただし、CIRCÉでは実験の不確かさを考慮できたが、DIPEでは実験データを真値として取り扱い、その誤差及び不確かさを考慮しない。

また、OECD/NEAのPREMIUMプロジェクトにおいてはIRSNのみが不確かさの定量化に使用している<sup>(61)</sup>。

まず、最初のステップとして入力（モデル）パラメータの不確かさを所定の領域で変動させて解析コードの時間的な応答を計算し実験における時間応答（実験データ）と比較する。続いて、例えば解析コードの応答より下側又は上側に位置する実験データの割合（網羅割合）を評価する。当該の不確かさの変動領域内で不確かさをいろいろ振ってこのような網羅割合を評価することで、その不確かさの大きさに対する実験データの網羅割合のヒストグラム、すなわち、事実上の累積確率分布（pseudo-CDF）並びに上側限界値及び下側限界値が評価される。また、この累積確率分布に対して微分又は差分をとることで、選択した入力（モデル）パラメータの不確かさの影響に関する確率密度分布を得ることができる。このとき、複数の入力（モデル）パラメータを同時に振って統計量を得ることもできることから、パラメータ間の相関がある場合に、それを評価することができるとされている。

なお、DIPEは自動化ツールであり機械的に統計計算を行うため、複数の実験への適用で大きく異なる統計量を得る場合があり、最終的には専門家による判断が必要とされている。また、サンプリングされた実験データの分布、測定値が十分にランダムでないときには、得られた確率密度分布がひずんでしまう場合がある点に留意が必要である。

### 3) MCDA

MCDA（The Model Calibration through Data Assimilation）<sup>(60),(66)</sup>はKAERIがPREMIUMプロジェクトに参加する過程で開発した統計手法である。

この手法は、本来、実験データと解析コードの予測値との一致度を高めることを目的に入力データの調整を行うためのデータ同化手法に関わるものであるが、不確かさの低減のために計算モデルのパラメータを更新する過程で得られる実験データと計算結果との偏差の平均値及び標準偏差を流用することで、PREMIUMプロジェクトの中では不確かさの定量化の手法と位置付けて使っている。

なお、この手法は、何らかの試験データベースに基づいて不確かさが定量化された計算モデルに対して、新たな試験データベースが追加されたときに定量化済みの不確かさを更新する手法としても有用と考えられる。

MCDAは、新たな情報が付加された後に、主観確率（確信の度合い）の変更をベイズ統計に基づいて実施する。校正されたモデルパラメータの不確かさの分布、すなわち、事後分布を得るために用いられる数学的手法は体系の線形性の有無によって異なる。このため、測定値（観測量）及びモデルパラメータの不確かさを同定した後、モデルパラメータの変化に対する解析コードによる計算結果の応答について、線形性テストを実施して線形性の有無を確認する。線形系に対しては非統計的データ同化アプローチ（D.2.4.5 b）参照）を用いてモデルパラメータの平均値及び標準偏差を求め、一方、非線形系に対しては確率論的データ同化手法（D.2.4.5 c）参照）を活用してモデルパラメータの事後分布を評価する。このとき、非統計的データ同化アプローチでは、観測量の不確かさが正規分布であることを仮定すると

ともに、解析コードの計算値の応答を1次のテイラー展開に基づいて評価する。また、非線形系に対しては、事後分布を予測するためにパラメータの不確かさを伝播させることによって行うサンプリング手法を用いて非線形応答に対処する。このサンプリングには、メトロポリス法を使ったマルコフ連鎖モンテカルロ法を用いる。不確かさの定量化は、応答の分布及び安全余裕を最終的に決定するときに行われる。

#### 4) TRACTEBEL の手法

Tractebel の手法は、IUQ (sampling-based Inverse Uncertainty Quantification) <sup>(55), (60)</sup> 法をベースとしてTractebelが開発した統計処理ツールであり、米国のSandia国立研究所が開発したDAKOTAツールキット<sup>(56)</sup> を使用してモデルの不確かさを評価する。

DAKOTA<sup>(56)</sup> はランダムサンプリングに基づいて、単数又は複数の既知の入力の不確かさを、所望の確率及び信頼水準の下で、単数又は複数の未知の出力の不確かさに伝播させる評価機能をもつ。

IUQ法では、Sandia研究所の報告<sup>(57)</sup> に従って、鍵となるモデルに関する入力の不確かさを未知とし、出力の不確かさを実験によって把握できるものとして、鍵となるモデルに関する入力の不確かさに由来するその変動幅及び分布を、不確かさ伝播の逆問題として、解析コードが計算する出力の不確かさが与えられた実験の不確かさ幅の範囲に収まるように評価する。不確かさの分布にはヒストグラムを含め、任意のタイプの分布を取り扱うことができる。具体的には、まず解析コード開発時の妥当性確認情報などに基づいて不確かさ幅の初期値及び初期分布を決定し、次いで、対象とする実験データに対して、100回程度のランダムサンプリングを実施して解析コードの計算値と実験値との偏差を評価する。続いて、計算値の変動幅が選定した実験の不確かさ幅(上限値及び下限値)に対する網羅する割合を評価して網羅割合に関する所定の判断基準と比較する。このとき、実験データの不確かさを考慮することができる。最後に、必要に応じて、鍵となるモデルの不確かさの変動幅及び分布を調整し、これまでの処理を繰り返して網羅割合の判断基準との一致度を確認し、一致が確認された段階で処理を終えて不確かさを最終的に確定させる。

この手法の留意点としては次がある。

- ・ 対象外のモデルパラメータは重要でないか、有意な影響を与えないこと
- ・ 解析コードの予測結果及び同コードの入力に推定誤差などのバイアス成分がなく、不確かさをランダムな関数として取り扱えること
- ・ IUQ 法で取り扱われる過大な保守性をもつ簡易な関数群が評価対象の実験結果の変動幅を網羅できるところまでは、(未知の分布ではあるが) 真のモデル不確かさ分布がはずまないこと
- ・ 計算の過程で不連続が生じないこと

#### 5) FFTBM 又は IPREM

FFTBM (Fast-Fourier Transformation Based Method) は UMAE (Uncertainty Method based on the Accuracy Extrapolation) 手法で用いる不確かさの評価手法として開発されたが、入力デー

タの不確かさの範囲を評価する手法としても用いられている<sup>(58), (60), (86)</sup>。この手法は、実験パラメータの時間変化の有意な試験による不確かさの定量化に有効であり、総合効果試験に向けた手法であるが、エドワードパイプのような個別効果試験への適用例もある。また、IPREM (Input Parameter Range Evaluation Methodology)<sup>(59)</sup> は、FFTBM を用いて入力パラメータの不確かさの定量化を行うための手法である。

FFTBM では、計算値と試験値の差についての連続的な時間変化を、解析の正確度を定量化するために必要となる少数の区間の値に縮約する。このとき、直接の値であれ、その微分値であれ、対象とする現象の把握に十分ではないことから、周波数領域の情報が時間領域では必ずしも得られない有益な情報を提供できることがある点に着目して、高速フーリエ変換法を用いて離散フーリエ変換する。このとき、時間領域のデータを2のべき乗個の離散データに分解し、その個数に対応する周波数までの情報を得る。

主要なパラメータは無次元平均振幅 (AA) 及び重み周波数 (WF) である。AA は計算値の平均的な誤差割合で 1 以下の値を、WF は不正確さに関する周波数に関する情報を与え、これらの指標を WF-AA 平面上の点として整理することで計算結果の正確度を評価することができるとしている。因みに、最も有用な情報は偏差の相対強度を表す AA から得られる。一方、WF は正確度の特性を特定するための別種の情報を提供する。

また、一連のパラメータ群に対して得られた情報を統合して平均的な性能指標を得ることで、解析結果の正確度についての全般的な指標が得られる。この統合は、パラメータごとに安全評価パラメータへの影響度、測定の信頼度及び平均振幅に対する寄与を反映させるための重み因子を定め、パラメータごとの AA 及び WF のそれぞれに対してこれらの重み因子を乗じて総和をとることによってなされる。このとき、実験の信頼性及び安全評価パラメータに対する影響度は専門家による工学的判断に従って決定される。

なお、IPREM では、重み周波数の情報を用いずに、無次元平均振幅 (AA) の情報を統計的に分析して入力パラメータ不確かさを定量化している<sup>(59)</sup>。

#### D.2.4.3 計算モデルで使用するパラメータ間の従属性に関する取扱い

複数のモデルパラメータを入力して選定した試験データに対して妥当性確認を実施し、**D.2.4.2 b)**に記載した PREMIUM プロジェクトに供された手法によって不確かさを定量化するときには、当該の試験装置、試験データ (計測器の位置、固有の特性、構成、組合せなどによる影響を含む) 及びこれに関連する計算モデル (応答特性、選択された入出力変数のモデル間の共通性など)、保存式、数値解法、解析コード内での計算順序などに応じた不確かさの従属性、すなわち、相関 (偏相関又は共分散) が計算モデル間に現れ、サンプル数が少ない場合には偽相関まで現れる可能性がある。このとき、サンプル数を十分に大きくとれば偽相関が小さくなることから、十分に大きなサンプル数の下で計算モデル間の不確かさの相関を求めることは、不確かさの定量化を実施する上で一定の意義があり、計算モデルの開発又は改良に当たっても有用な情報となると考えられる。

しかし、熱流動分野においては、このような方法で評価された不確かさの相関は試験装置ごとに異なる可能性が考えられ、その相違を統合して、現象と計算モデルとの差異のみに整理するための方法論が現在のところ提案されていない状況がある。

一方で、統計的安全評価の実施の過程では、**D.3.1** に述べる感度解析、例えば大域的感度解析の実施によって、実験装置、計測器の配置、相関などの実験データ側の影響が排除された相関、すなわち、最適評価コードが内蔵する個々の計算モデルの特性、相互関係のみに依存して、統計的安全評価の対象とする原子炉施設及び事象における、計算モデルのみの間における当該の最適評価コードに固有の相関に関する情報が得られる。このことから、計算モデル間の従属性に関わる不確かさの設定の取扱いについては、感度解析の実施ステップで検討するのがよいと考えられる。

このため、熱流動分野の計算モデルの妥当性確認に伴って実施する不確かさの定量化において計算モデル間の相関が現れても、重大な相関でない限り、対象とする試験装置などにおける相関として、参考情報にとどめるのがよい。

なお、炉心、燃料集合体などに対する核特性又は核熱結合特性の計算においては、計測の方法などに由来して核データに共分散が含まれ、既にその一部又は多くが核データライブラリに反映され、共分散を含む不確かさの影響に関する評価手法が方法論として確立していることから、これらを反映した評価の実施が望まれる。

また、熱流動分野では、試験で観測されるモデル評価パラメータと計算モデルとの間に 1 対 1 の対応関係を設けて不確かさを定量化するケースが多いのが現状であるが、その場合にはモデルの不確かさに相関は生じない。

#### **D.2.4.4 不確かさの定量化に当たっての留意点**

不確かさの定量化に当たっては、**D.2.2** の評価マトリックスの作成の節で示した試験選定時の適合性の確認項目、及び **D.2.4.1** の試験の不確かさの取扱いの項で示した不確かさの定量化に用いる試験に関する留意点を考慮して対象とする試験を選定することになる。このとき、試験における状態量の変動範囲が対象とする原子炉施設及び想定する事象に関わる状態量の変動範囲を包含できないときには、状態量の変動に関する感度解析、スケーリング分析などを実施して、対象とする原子炉施設及び想定する事象で生じる変動状態に外挿することによって生じる不確かさの拡大因子の影響を評価して、その影響を最適評価コード及び／又はその計算モデルの不確かさの定量化に反映することが必要となる点に留意する。

逆に、定量化した不確かさの適用範囲は、不確かさの拡大因子の影響を含めて、当該の不確かさの包絡性が確認又は実証できる状態量の範囲となることにも留意する。

不確かさの定量化の方法に関しては次の留意点がある。

**D.2.4.2 b)**に記載した PREMIUM プロジェクトに供された手法を用いて不確かさを評価する場合には、それぞれの手法の説明文中に記載した留意点を考慮するのがよい。

一方、試験で観測されるモデル評価パラメータと計算モデルとの間に 1 対 1 の対応関係

を設けて不確かさを定量化するときの留意点については次のように整理される。

まず、対象とする現象に実際は複数の計算モデルが関わっている場合及び／又はモデル評価パラメータと計測値とが直接に比較可能でない場合には、**D.2.4.2 a)**の箇条書き部に示したような課題がある。これらの課題に加えて、特定の計算モデルに用いられるモデルパラメータの不確かさに代表させるときには、同じモデル評価パラメータに影響すると想定される他の計算モデルの感度が、物理的に意味のある不確かさの幅の範囲では十分に小さいことを確認することが重要である。

一方、モデル評価パラメータに対する他の計算モデルの感度が有意な場合には、安全評価の実施方針に照らして定量化された不確かさの見直しの要否を検討し、見直しが必要となるときには、当該の他の計算モデル（以下、“**第2モデル**”という。）のモデルパラメータの不確かさの定量化を試みることになる。このとき、もともとの1対1の対応関係を想定した計算モデル（以下、“**第1モデル**”という。）及び第2モデルの両者に対して**D.2.4.2 b)**に記載したPREMIUMプロジェクトに供された複数パラメータに適用できる手法を用いるか、又は第2モデルに対しても1対1の対応関係を想定して不確かさの定量化を行うことになる。後者を実施するに当たっては、第1モデルに対して実施した不確かさの定量化の結果に基づいて、比較対象とした全ての試験点の中のどの点を第2モデルの不確かさの定量化のために用いるか、及びどの程度の不確かさを第2モデルに担わせるかを専門家による工学的判断に基づいて決定した上で行うことが、有益な情報を得る上で重要である。また、このような不確かさの定量化の手法を用いたときには、第1モデル及び第2モデルの両者によって、モデル評価パラメータに対して必要となる不確かさの幅が包絡できることを確認することが重要である。

なお、モデル評価パラメータに対する一連の不確かさの定量化の過程で不確かさの頻度分布が得られるときには、統計的安全評価の実施時に用いる確率密度分布を決定する観点から、その分布情報についても記録することが有用となる。このとき、可能な範囲で正規性検定などを実施し、当該の分布に対する統計量、正規性の有無などを評価し記録しておくことよい。

#### **D.2.4.5 不確かさの低減に関する方法**

基本的な考え方を示し、データ同化に基づく方法を参考例として挙げる。

##### **a) データ同化に基づく不確かさ低減手法の概要**

データ同化は気象学、海洋学などの分野におけるシミュレーションに関連して発展してきた手法である。気象、海洋などの分野では、計算機による気象予測、温暖化シミュレーションなどと並行して、1990年頃から人工衛星などを利用した気象観測などによって地表、海面などに関する膨大なデータが蓄積され始めた。その観測値とシミュレーションの予測値との乖離を解消するように計算パラメータを修正し、モデルの不確かさの低減を図るの

がデータ同化である。

データ同化はベイズ統計理論に基づいたものである。観測データを反映させる前の計算結果の状態を表すベクトル（状態ベクトル） $x$ に関する確率密度関数（事前分布）を $f(x)$ とする。観測データ $Y$ を用い、事前分布をデータ同化によって更新することで、 $x$ の確信の度合いを向上させる。観測されたデータ $Y$ を反映した新しい確率密度関数 $f(x|Y)$ は、 $x$ の事後分布（尤度関数）と呼ばれ、次のように求められる。

$$f(x|Y) = \frac{f(Y|x)f(x)}{f(Y)} \quad (\text{D-1})$$

これは、いわゆる条件付確率の式から得られる関係式であるが、データ同化の基礎となる式であり、事前の予測が追加の実験データによってどのように更新されるかを表すものである。このデータ同化の考え方を原子炉施設の安全評価に適用するために、線形系に適用可能な非統計的なアプローチがCacuciら<sup>(62)</sup>によって提案され、Petruzziら<sup>(63)</sup>によって非定常熱水力実験であるブロードダウンベンチマーク問題に適用された。しかし、この方法は非線形性が強い場合には適用できない問題があった。これを解決するため、KAERIがPREMIUMプロジェクト<sup>(60)</sup>の中で開発した方法がD.2.4.2 b) 3)に記載したMCDA法である。MCDA法では、線形／非線形の場合で異なるデータ同化手法を使い分けることによって、より広範な対象のデータ同化を可能としている。

#### b) 線形問題に対する非統計的データ同化

MCDA法に適用されたHeoらの手法<sup>(66)</sup>の概要を説明する。この手法では、時系列データも考慮するCacuciらの手法<sup>(62)</sup>及びPetruzziら<sup>(63)</sup>の手法と異なり、例えばPCTのような統計的安全評価値など、最適評価コード又はこれに含まれる計算モデルの計算値の最大値などと入力の不確かさとの関係を取り扱う。ただし、この手法では不確かさを推定誤差とランダムな不確かさとに分離する取扱いを考慮していない点に留意する必要がある。推定誤差の影響を考慮する必要がある場合には、手法中で取り扱う数式及び方法論を一部修正する必要がある。

対象とするシステムの非線形性が弱いときには、データ同化に非統計的アプローチをとることができる。この場合、システムを記述する入力パラメータベクトル $\mathbf{p}$ 及び観測データベクトル（システムの応答に対する観測値に相当） $\mathbf{r}_m$ について、その平均値及び分散が既知のときには、共分散部が不明であっても、最大エントロピ原理に従って不確かさが正規分布に従うと仮定することが適切となる<sup>(62)</sup>。

このとき、入力パラメータ $\mathbf{p}$ の応答 $\mathbf{r}$ は、事前パラメータのノミナル値 $\mathbf{p}_0$ に基づいて計算された感度行列 $S_{p_0}$ を用いて次のように近似できる。

$$\mathbf{r}_m = \mathbf{r} + S_{p_0}(\mathbf{p} - \mathbf{p}_0) \quad (\text{D-2})$$

$\mathbf{r}$ 及び $\mathbf{p}_0$ に対する観測データ $\mathbf{r}_m$ 及び $\mathbf{p}$ の不確かさの確率密度分布に正規分布を仮定して

いることから、それぞれの分散共分散行列の逆行列を用いることで正規分布の指数部を定義できる。それらの不確かさの確率密度関数を(D-1)式に代入し、 $f(\mathbf{r}_m)$ が定数であることを考慮することで、パラメータ $\mathbf{p}$ に関する事後分布 $f(\mathbf{p}|\mathbf{r}_m)$ が求められる。この事後分布は、(底を $e$ とする)指数関数の指数部が、実験データと解析結果との乖離の度合いを表す mismatches 項と入力パラメータのノミナル値からのずれを表す正規化項との和で表される<sup>(66)</sup>。

事後確率を最大化する結果が求めるものとなるが、これに当たってこの二つの項の中で正規化項に対し調整パラメータを乗じて二つの項の重み付けを変えられるようにする。調整パラメータには、正規化項が変化せず、 mismatches 項が急激に増加するような領域の値(特性Lカーブの角部に対応)を設定するのがよい<sup>(66),(67)</sup>。

次いで重み付けした両項の和に対して、(D-2)式を代入した上で、入力パラメータによる微分がゼロとなる条件式を入力パラメータについて解くことによって、事後確率を最大(両項の和を最小)にする入力パラメータベクトル(事後パラメータの平均値)が求められる。さらに、この結果に基づいて事後の入力パラメータ分散共分散行列を更新する。更新された分散共分散行列によって事後の入力パラメータの不確かさが得られると、その不確かさを伝播させることで応答に対する事後のシステムの応答に関する分散共分散行列及び事後の不確かさを得ることができる<sup>(66)</sup>。

線形問題の場合、実験データを用いて入力パラメータなどの更新がなされる一連のデータ同化のための計算と感度行列、共分散行列などの計算とが独立に実施でき、後者の計算は実験データの取得に影響されない。そのため、感度行列の計算を一旦完了すれば、新しい実験データが得られたときに、改めて解析を実行することなく、データ同化を行うだけで、入力パラメータ、結果などの一連の事後的な修正を行うことができ、不確かさの低減が実施できる<sup>(62),(63)</sup>。ただし、入力パラメータの不確かさに対して推定誤差を成分として取り扱う場合には、観測データによる推定誤差の更新の影響が生じる可能性があることから、これが有意となるときには、感度行列の更新が必要となる点に留意する。

なお、Heoらの手法においては、具体的な手法は示されていないものの、事後的な感度行列の更新も考慮されている<sup>(66)</sup>。線形でない場合、又は数値解析上の不確かさに依存しないとされる“完全(perfect)な計算モデル”<sup>(62)</sup>でない場合も想定対象に含まれるものと推測される。

### c) 非線形問題に対する確率的データ同化

システムの応答をパラメータの線形関数として近似することができない非線形問題に対するデータ同化においては、例えばモンテカルロ法のようなサンプリング法を用いて尤度を最大化する。サンプリング法を用いる手法では、多数のサンプルを発生させ、パラメータの不確かさを伝播させて事後分布を予測する。しかし、一般のモンテカルロ法は計算に多大な時間を必要とする点が問題となる。計算コストを最小限に抑えるための効率的なサンプリング手法が多く提案されているが、例えば MCDA 法<sup>(66)</sup>ではその代表的な手法であるマ

マルコフ連鎖モンテカルロ (MCMC) 法及びランダムウォークの効率化手法として後述するメトロポリス法を採用している。

MCMC 法を用いる手法では、分布が正規分布であることを前提条件としないため、任意の分布に適用できると同時に、不確かさを推定誤差とランダムな不確かさとに分離して取り扱う場合にも適用できる。さらに、システムの応答が線形である場合にも適用できるため、汎用的な手法として位置付けることができる。

MCMC 法では、目的となる分布（ここではパラメータの事後分布）と一致するマルコフ連鎖を生成することによって定常的な分布を求めていく方法である。このとき、効率よくパラメータベクトル  $p$  の事後分布を決定するために、メトロポリス法を用いて試行ベクトルを決定する手法が広く使用されている。メトロポリス法では、摂動ベクトル  $m$  を設定し、 $i$  回施行後のベクトル  $p^i$  に対し  $p^i - m \sim p^i + m$  の範囲で試行ベクトル  $p^*$  を変化させ、それが条件を満足するかどうかを調べる処理を繰り返すことによって事後分布を求めていく。 $p^*$  の採択率は、採択されたデータの総数を、生成されたデータの総数で割ったものとして定義される。採択率が 50% よりも大幅に小さいか、又は 50% を大幅に超える場合、摂動ベクトル  $m$  を縮小するか拡大して摂動の大きさを変更して採択率を調整する。

**注記** メトロポリス法とは、モンテカルロサンプリングにおいて、乱数発生によって作成した新しい状態の採否の方式の一つであり、事後確率との確率比が 1 未満の場合にある確率で棄却し、棄却されない場合及び確率比 1 以上の場合には当該の状態をそのまま受理して次の計算に進む手法。

#### d) 適用例

データ同化を用いた不確かさ低減の方法の適用については、線形問題にデータ同化法を適用した例として、ブローダウンベンチマーク問題への適用<sup>(63)</sup>、BFBT ベンチマーク問題への適用<sup>(64)</sup>、<sup>(65)</sup> などがある。また、線形／非線形性の両方の性質を有するポスト CHF 試験への適用例がある<sup>(66)</sup>。このポスト CHF 試験への適用においては、非線形性を有するパラメータである壁面温度を取り上げて MCMC 法による確率的データ同化を適用し、非統計的データ同化よりも実験結果に近い壁面温度分布の得られるモデル校正を実現している。

#### e) 留意点

原子力安全評価にデータ同化のアプローチを適用するときの留意点について述べる。**D.2.4.5 a)**に述べたように、元来データ同化は気象学、海洋学などの分野におけるシミュレーションに関連して発展してきた手法である。気象学及び海洋学の分野のシミュレーションの対象は地球であり、気象観測などで得られる観測データもその対象の一部のデータである。その意味で、このような分野におけるデータ同化の対象は唯一普遍的である。一方、原子炉施設の安全解析では、実機以外のスケールモデル、セクタモデルなどで実験が行われることが多い。その場合にデータ同化アプローチを適用すると、その対象に対して数学的にパ

ラメータの最適化及びモデルの校正が行われ不確かさの低減が行われる。その不確かさの低減はあくまでその対象に最適化されたものであり、対象が変わったときには不確かさが増大する点に注意を要する。

### D.3 感度解析及び不確かさ評価

#### D.3.1 感度解析（ステップ12）

##### a) 概要

感度解析の実施に当たっては、感度解析の対象とする原子炉施設の型式及び事象に対する最適評価コードのスケールアップ性能の確認がなされている必要があることに留意する。ただし、起動試験など、対象とする原子炉施設の型式及び事象（類似の事象を含む）における試験データを用いた妥当性確認結果がある場合には、重要な現象に対する補償誤差のないことを確認した上で、当該の型式の原子炉施設及び事象シナリオに限って、最適評価コードのスケールアップ性能を評価することなく感度解析を実施できる。しかし、この場合においても、個別効果試験による計算モデルのスケールアップ性能の確認が必要となることに加えて、この確認の過程及び当該の起動試験を用いた最適評価コードの妥当性確認の過程の双方において、PIRTによって特定された重要な現象に対する補償誤差が導入されていないことの確認が必要となる点に留意する。

続いて、感度解析の方法及び留意点を説明する。

##### b) 感度解析の方法

感度解析は、統計的安全評価における計算モデル又は入力データの不確かさが安全評価パラメータの変化に影響する度合いの評価、不確かさの設定に当たって注意を要する計算モデル又は入力データの摘出及びクリフエッジの存否の確認を行うのに非常に有効な手法である。また、最適評価コードの模擬性能及び信頼性の向上に向けて、安全評価パラメータの評価の不確かさの低減に寄与するモデルの摘出及び解析による実現象の模擬における信頼性を評価するための重要なツールともなる。

感度解析法には、大別すると、局所感度解析法と大域的感度解析法とがある。順に説明する。

##### 1) 局所感度解析

局所感度解析法は、感度係数法ともいい、安全評価パラメータへのランダムな不確かさの影響を評価するに当たって、入力の変数として、ある特定の状態点の近傍の安全評価パラメータの局所変化を決定する場合に用いる。

局所感度解析法では、評価指標として、安全評価パラメータに対する感度係数及び共分散係数を求めることによって、その系統的な標準偏差を得ることができ、前進感度解析、随伴感度解析などの方法がある。これらの方法を用いるときには、あらかじめ必要な随伴方程式系などを組み込んでおくか又はJFNK（Jacobian-Free Newton-Krylov）法などの下で基礎方程

式系の全てを同時に離散化して得たマトリックスに必要な前処理を加えておくことが必須であることから、これらを実現するためには最適評価コードの開発段階から必要な仕組みを組み込んでおく必要がある。このため、統計的安全評価を実施する多くの開発済みの最適評価コードでこれらの手法を利用するのは困難である。

## 2) 大域的感度解析

大域的感度解析法は、対象とする原子炉施設の過渡変化の変動範囲が大きくなると、すなわち、非線形性などを伴う大きな状態変化のために局所感度解析又は感度係数によって系の応答を適切に表現できないときに、全て又は代表的な入力ランダムな不確かさの分布及びその相互関係と安全評価パラメータランダムな不確かさとの相関に注目して感度解析することを目的として用いる手法である。大域的感度解析法は、最適評価コードの入出力関係に着目し、安全評価パラメータランダムな不確かさに対する計算モデルなどの入力ランダムな不確かさの寄与を特定する。このような目的から、感度解析を実施するときの入力データの振幅は、当該の入力データが表す計算モデル又は原子炉施設の状態・形状ランダムな不確かさに基づいて決定されることになる。ここで、計算モデルなどのランダムな不確かさは確率分布の形で表される。

大域的感度解析にはサンプリング法の使用が有効である。サンプリング法は、乱数などによって最適評価コードに対して多数かつ一連の入力セットの組を作成し、これに基づく安全評価解析によって、入力ランダムな不確かさが出力に与える影響を定量化する手法であり、大きな変動又は非線形性を有する場合にも適用できる。また、入力不確かさに含まれる aleatory な不確かさ及び epistemic な不確かさ (H.5 参照) について、任意の計算モデルを介して、すなわち、当該の計算モデルをブラックボックスに見立てて伝播を取り扱うことができる。

サンプリング法には、例えば、ランダムサンプリング法、ラテン超方格サンプリング (LHS) 法を用いる方法などがある。

ランダムサンプリングは、モンテカルロ法を用い、乱数を用いて目的とする入力ランダムな不確かさ又は確率分布からのサンプリングを行うことで安全評価のための一連の入力セットを構成する方法である。ランダムな不確かさ又は確率分布の理論式の取扱いが困難であるか又は未知である場合、及びランダムな不確かさの発生因子が複数ある場合にそれらを合成して安全評価パラメータへの影響を評価する場合に有用な方法である。ただし、多くのサンプリングを必要とする点に難点があり、場合によっては巨大な計算機能力を必要とする。

また、LHS をサンプリングに使用することで、サンプルの偏りを抑えて評価指標の収束を早めることができる。

## 3) 評価指標

感度解析結果，特に大域的感度解析結果に対する評価指標としては次のようなものがある。

- ・ **安全評価パラメータの変化が計算モデルの不確かさに関わる入力値に対して単調に変化する場合**

このような場合には，系の応答が線形性をもつときに有効なピアソンの相関係数，標準回帰係数，偏相関係数など，また系の応答が非線形であるか，その可能性をもつときに有効なスピアマン（Spearman）の順位相関係数，標準順位回帰係数，偏順位相関係数などの相関分析又は回帰分析に基づく評価指標を用いることができる。この中でピアソンの相関係数は正規分布に従う二つの変数間の直線的な関係の強さを評価するものであり，標準回帰係数及び偏相関係数とともに系の応答のばらつきが正規分布に従うことが前提条件となるため，正規性の検定が合わせて必要となる評価指標である。また，標準回帰係数及び偏相関係数については，入力パラメータの数と比較してサンプル数をかなり大きくとる必要がある。一方，スピアマンの順位相関係数などの順位相関又は順位回帰に従う評価指標を用いる場合は，ばらつきが必ずしも正規分布に従わなくてもよい。また，順位相関は，いくつかの飛び離れた外れ値がサンプルに含まれるときにもピアソンの相関係数などと比較してより有効な評価指標となる。

これらの評価指標は数十から数百程度のサンプル数で計算することができ，さらに計算負荷も比較的軽いことから，過渡変化中の時々刻々の評価指標の変化を評価することができる。例えば，GRS の BEPU 手法では，感度解析における評価指標としてスピアマンの順位相関係数及び偏相関係数を用いて 50 の入力（モデル）パラメータに対して 100 回のモンテカルロ計算を実施し，同順位相関係数の時間的な変化を含めて評価している。この結果として，ランダムな不確かさの重要度の確認だけでなく，依存性のあるモデルパラメータの有無を確認し，必要に応じて確認された依存性の程度に応じた不確かさの設定を行うのに役立っている<sup>(68),(69)</sup>。また，米国 ASME が発行した ASME V&V 20 では，インポートランスファクタを評価指標として使い，簡単な熱伝導問題に対する局所感度解析の結果及び LHS をサンプリング手法（10 ケース）に用いた大域的感度解析の結果から構成したレスポンスサーフェスを用いて，モデルパラメータごとの同評価指標の時間的な変化を計算し，傾向を示している<sup>(4)</sup>。

- ・ **安全評価パラメータの変化が計算モデルの不確かさに関わる入力値に対して必ずしも単調に変化しない場合**

このような場合には，分散分析（ANOVA）法が有効となる。このとき，線形独立な指標として入力変数の主効果を表す 1 次の感度指標及び高次の交互作用を全て含む総感度指標を評価することで，入力変数間の全ての依存性の影響の度合いを評価することができる。このような感度指標を評価する代表的な手法として，Sobol' 法<sup>(70)</sup>，FAST（Fourier Amplitude Sensitivity Test）法などがある。ただし，FAST 法では総感度指標が評価できない。

なお，Sobol' 法，総感度指標も計算できるように FAST 法を改良した拡張 FAST（Extended

Fourier Amplitude Sensitivity Test) 法<sup>(71)</sup> のどちらも、入力変数の数が増加すると評価指標の収束値を得るのに必要なサンプル数が急増する。例えば、20 程度の入力パラメータの系に対して 10,000 もの多大なサンプル数が必要となると報告されている。また、計算負荷の観点から、PIRT などを活用して感度解析を行う入力パラメータの総数が 20 を超えないようにスクリーニングすることが望ましいとされている。

### c) 感度解析の留意点

#### 1) 感度解析手法に関する留意点

大域的感度解析においては、感度解析を適用する過渡変化などの特徴に応じて適切な感度指標を選ぶことが重要である。

例えば、感度評価を実施する計算モデルなどの入力パラメータの安全評価パラメータに対する影響が全て単調な変化を引き起こすときには、分散分析に従った 1 次の感度指標及び総感度指標を計算する必要はない。このようなときには、サンプル数が数十から数百程度と比較的少数で済む相関係数、順位相関係数などの評価が適している。このとき、感度の小さな入力パラメータに対する相関係数についてその評価の信頼性を高める場合には、相関が小さいほどサンプル数を十分に多くとることが必要となる。また、サンプル数が少ないときには、偽相関 (spurious correlation) が生じる可能性があることから、得られた相関係数に対する吟味が必要となる。

一方、一部の入力パラメータが安全評価パラメータの変化に対して極値をもつような単調でない変化を引き起こすときには、分散分析に従って 1 次の感度指標及び総感度指標を評価することが望ましい。しかし、分散分析の下で 1 次の感度指標及び総感度指標を求めるときには、前述したように、膨大な計算負荷が必要となる。このようなときには、最適評価コードの安全評価パラメータに対する計算結果及び関係する入力データの組を教師データとして、それらに対して統計的な解析を実施して構築したメタモデルの活用が有効となる。

代表的なメタモデルには、感度解析 (又は不確かさ解析) によって得られる安全評価値の分布が正規分布に従うことを仮定する Kriging 手法<sup>(72), (73)</sup>、入力変数が正規分布に従うことを仮定する多項式カオス展開法<sup>(73)</sup> などがあり、それぞれ数十から数百程度のサンプル数の教師データの組によって計算結果を良好に予測できるメタモデルを構築できることが知られている。ただし、Kriging 手法に対しては、上記の計算結果に一定のパラメータ依存性があるときには、依存性の大きなパラメータに対する低次のレスポンスサーフェスを構成し、このレスポンスサーフェスによる評価値と上記の計算結果との差分をとり、差分値の分布に対して Kriging 手法を適用するなどの工夫が必要となることに留意する。このようなメタモデルを用いることで、 $10^3$  から  $10^5$  オーダのケース数のサンプリング計算を極めて短い時間で実施することができ、1 次の感度指標及び総感度指標を速やかに決定することができる。ただし、メタモデルを構築するに当たっては、安全評価値に対する感度の大きな入力 (モデル) 変数に対し、結果が厳しくなる領域の教師データのサンプルを充実させるとともに、ク

リフエッジが存在することの確認又はその存否の把握のために、必要に応じて感度の振り幅を更に大きくとるなどの工夫を行うことが有効となる場合があることに留意する。

## 2) クリフエッジの確認における留意点

この標準で取り扱うクリフエッジとは、最適評価コードによる安全評価パラメータの解析結果（以下，“解”という。）について、95/95などの確信度に基づく統計的安全評価値よりも厳しい側の解の発生頻度が小さい領域において次に示す原因によって更に厳しい側に解が遷移、集積するなどして、この標準の適用範囲の事象についての判断基準を超過する可能性をもつときに、その限界的な安全評価パラメータの値をいう。

- ・ 数値不安定，数値的な収束解の遷移などに起因する何らかの数値解析的な原因
- ・ 事象の特徴，計算モデルの特性，状態遷移などに起因する何らかの物理的な原因

このようなクリフエッジのないことを確認することで、統計的安全評価値が有効な安全評価値であることを確認することを示すことは一定の重要性がある。

クリフエッジの確認に当たっての留意点は次のとおりである。

最適評価コードによる既往の解析的知見，長期にわたる解析の実施経験及び第三者による評価の実績，実験的知見などが十分に蓄積され，PIRTで対象とする原子炉施設及びその中で発生する事象において注目パラメータの変化にクリフエッジが生じないことが明らかとなる場合を除くと，最適評価コード，メタモデルのどちらを使用するとしても，重要度のランクの高い現象を記述する計算モデルに対して，次のようにしてクリフエッジの有無を評価することが重要である。

例えばモンテカルロ法などの大域的感度解析法を用いて，同時に複数の入力パラメータを振って安全評価パラメータの変化を調べる。このとき，個々の入力パラメータの値の振り幅を，例えば，統計的安全評価を実施するときのランダムな不確かさの幅より十分に広くとって感度解析を実施し，振り幅に対する計算結果が特異的に変化するか否かを判定することが重要である。特異的な変化，例えば，振り幅の増加によって安全評価パラメータの値が急激かつ厳しい側に変化するときには，クリフエッジの有無及びその影響を確認するために，更に詳細な感度解析を実施することが必要となると考えられる。ただし，例えばモデルの不確かさが複数の試験装置の妥当性確認用のデータによって定量化されている場合，個々の試験装置ごとに推定誤差が異なるときには，試験との差異の全体を包絡するランダムな不確かさを評価するとこれが過度に大きくなる可能性がある。このようなときには，必要に応じて最も厳しい側の試験装置に対するランダムな不確かさ又は代表的な試験装置に対するランダムな不確かさを感度解析のために用いるなどの工夫が必要となる。

なお，入力パラメータの振り幅を過度に大きくしてしまうと，過度な外挿に起因して安全評価パラメータの評価結果の信頼性を損なう可能性が生じる。このようなときにクリフエッジの存在が確認されたとしても，解析の信頼性の低下と相まって，過剰な振り幅に伴う極めて低確率の領域での結果であることを踏まえて，確認結果の意義及び有効性を判断す

ることが重要と考えられる。

**注記** “不確かさの幅より十分に広く”とは、感度解析に当たって、統計的安全評価値（例えば 95%確信度=95%累積確率/95%信頼水準）に対して、安全評価パラメータの値がより厳しい側の確率の低い領域におけるクリフエッジの存否を確認するために、合理的な範囲でランダムな不確かさの振り幅を設定することをいう。例えば個々のモデル又は初期・境界条件に関するランダムな不確かさの振り幅として、累積確率に含まれない厳しい側の状態が発生する確率が  $10^{-3}$  より小さくなるように設定すれば、安全評価パラメータを 95%確信度で評価する統計的安全評価において設定されるモデルパラメータのランダムな不確かさの幅を下回る可能性がほぼなくなることから、工学的には十分な振り幅と考えられる。因みにランダムな不確かさの分布が正規分布に従う場合、 $3.1\sigma$  ( $\sigma$ :標準偏差) で同確率が  $10^{-3}$  を割り込み、 $3.7\sigma$  で  $10^{-4}$  に達する。なお、上記の説明では、標準偏差が統計量として定義でき、振り幅を変更しても頻度値を決定できる正規分布などの頻度分布を念頭に置いたが、妥当性確認時の試験データなどの特定の標本との比較に基づいてパラメータの変動範囲に上限及び下限をもつ頻度分布を統計的安全評価に用いる場合には、上限及び下限より外側の頻度情報のないパラメータ点におけるクリフエッジの有無の検討を、それぞれの上限又は下限における頻度値の大きさに照らして理に適う範囲で実施するのがよい。

### 3) クリフエッジの存在に関する留意点

クリフエッジの確認における留意点を前項で整理したが、統計的安全評価の実施に当たってこのような確認が常に必要又は重要な実施事項となるものではない。

例えば、次に示す事象上のカテゴリ：

- ・ 沸騰遷移を回避することが判断基準となる運転時の異常な過渡変化
- ・ 沸騰遷移を回避することが判断基準となる設計基準事故
- ・ 燃料被覆管温度の最高値（1200℃以下）及び ECR（化学量論的酸化量が被覆管厚さの 15%以下）が判断基準として採用される設計基準事故

に含まれる事象に関しては、現状の知見に基づいて、これらの判断基準との差異を安全余裕として評価する安全評価においては、事象の特徴、計算モデルの特性、状態遷移などの物理的な原因に起因するクリフエッジの確認が必ずしも重要な事項とはならない。これは、統計的安全評価値と判断基準との間の差異、すなわち、安全余裕に関して、次に示す理由によって実質的には更なる安全余裕のあることが確認できるためである。

- ・ 沸騰遷移の回避を判断基準とする事象：
  - ・ BWR の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の中で MCPR の限界値に対する余裕を安全余裕として評価する全ての事象に対しては、沸騰遷移しな

いことを判断基準に用いることで、許容限界（capacity）の超過を無視できる限界レベル（以下，“**限界許容限界**”という。）（図 H.5 参照）を燃料健全性に影響が生じるための判断基準とするとときと比較して、前述の安全余裕自体が大きな余裕をもつことが原子力学会標準の燃料健全性の判断基準によって示されている<sup>(74)</sup>。同標準では、過渡的な沸騰遷移が生じても燃料健全性が損なわれないことが、燃料被覆管に対する材料試験及び熱水力試験の双方から確認された多くの知見から示されており、それらの知見を整理して、燃料健全性を確保できる燃料被覆管温度の上限及び高温持続時間の上限を規定している。

- ・ PWR の Non-LOCA 事象（運転時の異常な過渡変化及び冷却材喪失の生じない設計基準事故）の中で沸騰遷移の回避が安全上の判断基準となる事象においても、過渡的に DNB が生じてもその継続期間が短期間で済み、燃料被覆管温度の上昇幅が燃料健全性を損なうほど大きくならないことが熱水力試験によって示されている。このため、燃料被覆管に対する既存の材料試験結果を踏まえると、前記の BWR において沸騰遷移を回避する基準を使用するときと同様に、DNB 発生の回避を判断基準とすることが燃料健全性を損なう限界許容限界に対して大きな余裕をもつことが示唆される。
- ・ 燃料被覆管温度の上限値が判断基準と比較される事象：
  - ・ PWR の Non-LOCA 事象の中で燃料被覆管温度及び ECR の上限値が判断基準と比較される事象では、過渡的に DNB が生じてもその継続期間が短期間で済み、燃料被覆管の高温酸化量（ECR）は無視できるレベルである。このため、ECR 15%までを包絡して設定されている現状の燃料被覆管温度及び ECR の判断基準値は Non-LOCA 事象において十分な保守性を有している。このため、例えば統計的安全評価値に 95/95 値を採用するとして、厳しい側の 5 パーセントイルの低確率の領域中に安全評価パラメータの解が仮に集積して頻度分布の山が生じるとしても、評価の対象となる Non-LOCA 事象の特徴を踏まえると、そのような山自体も判断基準値から十分に安全余裕をもつところに位置することが想定できる。
  - ・ PWR の LOCA 事象において燃料被覆管温度及び ECR の判断基準値は、燃料被覆管の通常運転時の水素吸収量の設計の目安値まで包絡した燃料棒を対象に、急冷時に破断が生じる下限値として設定されている。このため、判断基準との比較がなされる事象発生前の熱出力が高い燃料棒に対しては、水素吸収量が判断基準値を設定する水素吸収量の目安値と比較して十分に低いため、十分に厳しい側の判断基準であることが燃料の急冷時の破断試験結果から示されている。このため、安全余裕自体に大きな安全上の余裕が含まれることが見込まれる。
  - ・ BWR の LOCA 事象においても、上記の PWR の Non-LOCA 事象と同様に、ど

これらのパラメータに対しても判断基準に対して大きな安全余裕をもつ統計的安全評価値となることが見込まれる。さらに、PWRのLOCA事象と同様に判断基準が十分に厳しい側にあることから、安全余裕自体も限界許容限界に対して大きな余裕をもつものであることがいえる。

以上に挙げた項目及び根拠は、統計的安全評価の実施に当たってクリフエッジの確認が必須又は重要な実施事項とならない事象を対象としたものであるが、例示したこれらの項目以外にもクリフエッジの確認が不要となる事象があることを否定するものではない。また、燃料被覆管の健全性又は破損に関する知見の蓄積に伴って根拠を見直す必要が生じることもあり得る。

一方、この標準の適用範囲である“運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故”の中には、クリフエッジの確認をアプリアリに不要と結論することができない事象もあり得る。判断基準が限界許容限界に対して十分な余裕をもたず、かつ当該の判断基準に対する統計的安全評価値の安全余裕が大きい事象に対しては、統計的安全評価値に対するクリフエッジの確認を必ずしも除外できないためである。

#### 4) 感度の単調性の有無に関する留意点

PIRTにおける重要度のランク付けが低(L)でない現象を記述する計算モデルに対しては、感度の単調性の有無を把握することが有用となる。これは次のような場合分けが有効となる場合があるためである。

分散分析に従って得た1次の感度指標及び総感度指標、又は入力パラメータを簡易に一つずつ独立に感度を振ることで得た近似的な感度評価結果によって、感度が単調とならない入力パラメータが見出されたときには、次のように対処する必要があることに留意する。ここで、ある入力パラメータの感度に単調性がないとは、当該の入力パラメータの感度評価区間に安全評価パラメータの極大値又は極小値が含まれていることを意味する。

このようなときには、安全評価パラメータに対する感度の特徴に基づいて、本体の4.4.2で規定する不確かさの定量化において“**保守的に限界条件を設定する入力データ**”についての実施プロセスを、安全評価値の極値と感度解析の両端点における安全評価値の関係を考慮して慎重に行うことが必要となる。ただし、極値を見出すために感度を連続的に振る計算を実施することはいたずらに計算負荷を増すだけであることから、感度解析の両端点における安全評価値の値の特徴から工学的に極値を推定することで実用上は十分である。

また、統計的安全評価値の保守性の設定の考え方についても、ランダムな不確かさ及び/又は推定誤差の絶対値を単純に増加させることが保守性につながらない場合があることに留意する。(H.4 参照)

### D.3.2 ランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価 (ステップ 13)

#### a) 概要

不確かさの組合せ評価は、

- ・ サンプルング法： 入力データの不確かさのサンプルング方法
- ・ 計算法： 安全評価パラメータの挙動を計算によって模擬する方法
- ・ 評価法： 安全評価パラメータに対する一連の計算結果を統計的に処理し、統計的安全評価値を決定する方法

の3要素から構成されている。

代表的な手法及びその特徴について次に述べる。

なお、近年、利用が広がっている順序統計法に対しては、必要なサンプル数の考え方を別途 **D.3.3** に記載する。

## b) サンプルング法

### 1) サンプルング法の概要

サンプルング法は、統計的安全評価を実施するに当たって、最適評価コードなどの計算法による安全評価のそれぞれの計算（サンプル）ごとに、計算モデルに関わるパラメータ及び／又はその他の入力データの不確かさをどのように割り振るかを定める方法である。ここでは代表的なサンプルング法であるモンテカルロ法（ランダムサンプルング法）及び LHS（ラテン超方格サンプルング）法の二つを説明する。

この中で、比較的少ないサンプル数で収束性のよい統計的安全評価値が得られる LHS 法は、計算効率の観点で有効なサンプルング法と位置付けることができる。

なお、サンプルングに当たっては、サンプルングの対象となるデータ間に依存性がある場合には、例えば条件付確率密度分布を使用するなどして、データ間の相関関係を考慮するのがよい。また、サンプルングに使用する乱数については、乱数の選定に伴って見かけ上の相関が現れる可能性があることから、これを避けるため、そのランダムさを等確率性及び不規則性の観点から確認するのがよい。

### 2) モンテカルロ法（ランダムサンプルング法）

この方法は、確率密度に従ってランダムにサンプルングした統計パラメータをモデル及び／又は初期条件及び境界条件に不確かさとして与えて不確かさの組合せ計算を実施して統計的安全評価値を得る方法である。サンプル間で依存性をもたない乱数を与えることで簡易にサンプルングできる点にメリットがあるが、例えば 1000 程度までサンプル数を大きくとらないと、次に示す LHS 法と比較して統計的安全評価値の収束性が劣ることに留意する。

なお、ランダムサンプルング法は統計的に偏りのない分散を与える。

### 3) LHS（ラテン超方格サンプルング）法<sup>(87), (89), (84), (85)</sup>

LHS 法は、広義の層別サンプルング法の一つであるが、層内の分散を小さく、層間の分散

を大きくとることが基本の狭義の層別サンプリング法と比較するとパラメータ数（パラメータ空間の次元数）が多いときに有用性が発揮される点に特徴がある。また、ランダムサンプリング法と同様に、基本的には、統計的に偏りのない分散を与える手法である。

LHS 法では、サンプリングしたパラメータの値（以下、“**サンプリング値**”という。）がパラメータ空間の中で偏在したり、相互に依存性をもたないサンプリング値同士に見かけ上の依存性が生じたりすることを回避できるため、ランダムサンプリングと比較して、サンプル数が比較的少ない場合でも統計的安全評価値が収束しやすいサンプリング法として近年利用が広がっている。

この手法では、サンプル数を  $n$  としたとき、 $m$  個のパラメータについて、それぞれのパラメータの変域を各区間内の累積確率が互いに等しくなるように  $n$  個の区間に分割した上で、次の 3 段階のサンプリングプロセスを実施する。第 1 及び第 2 のプロセスでは、こうして構成された  $m$  次元のパラメータ空間内の  $n^m$  個の超格子の中から  $n$  個の超格子の組を次のようにして選択する。まず第 1 のプロセスでは、第 1 のパラメータについて 1~ $n$  までの重複しない  $n$  個の数値からなる順列を構成し、順に第 2, 第 3 と続け、 $m$  番目のパラメータまで同様に順列を構成する。次いで、パラメータごとのこれらの順列をそれぞれ  $n$  個の要素からなる列ベクトルとし、 $m$  個の列ベクトルをパラメータの順に横に並べることで  $n$  行  $m$  列の行列を構成する。第 2 のプロセスでは、 $m$  個の列ベクトル間で使用者が設定した所定の従属性に従うように、一方、使用者が独立性を要求するときには従属性が生じないように（以下、このような従属性の設定を行うための操作を“**相関制御**”という。）各列ベクトル内の順列の並べ替えを実施する。このようにして、パラメータごとの不確かさが含まれる行ベクトル（= サンプルとなる入力データを自身の内に含む超格子）の組が選択される。さらに第 3 のプロセスでは、選択した個々の超格子内で  $m$  個のパラメータの値をランダムに決定してサンプル値を確定する。このようにして  $m$  個のサンプル値の  $n$  組の組合せを求め、不確かさの入力データとすることで、多数回の計算を実施して計算結果の頻度分布又は集合を求め、この頻度分布又は集合から統計量（95/95 値など）を求める。

統計量に対してよい収束性を得るためには、上述したように、第 1 のプロセスでサンプリングした超格子に対して、相関制御のために超格子を選択しなおすことが必要となる。LHS 法ではこのために、上記の第 2 のプロセスにおいて、 $n$  行  $m$  列の行列に対して列ベクトル間の相関を評価するスピアマンの順位相関係数を求めて並べた  $n$  次正方行列（順位相関行列）を構成し、これが所望の順位相関に一致するように第 2 列目以降の列ベクトルを並べ替える Iman-Conover 法<sup>(88)</sup>と類似した制限付きペアリング手法が推奨されている。例えば、パラメータ間に従属性がないときには、順位相関行列が単位行列に近づくように並べ替える。

なお、公開されている LHS 手法のプログラムには、この Iman-Conover 法に準拠した方法及びランダムなペアリング手法の 2 種類の手法が用意されている<sup>(85)</sup>。

### c) 計算法

## 1) 計算法の概要

計算法とは、後述する評価法に従って統計的安全評価を実施するに当たって用いる計算プログラムなどのシミュレーションの手段を表す。ここではその代表的なものとして、最適評価コードをそのまま用いる直接計算法、特定の物理領域などの一部の対象だけを模擬するプログラム（以下、“**簡易プログラム**”という。）を用いる計算法及びメタモデルを用いる計算法を説明する。

なお、統計的安全評価値の信頼性の確保の観点から、直接計算法を採ることが望ましいが、安全評価の実施方針に照らして同評価値の信頼性が重視されないときには簡易プログラムを使用した安全評価もあり得る。また、今後、メタモデルの活用に関する知見及び経験が深まって信頼性の高いシミュレーションを実施できることが確認できれば、メタモデルを統計的安全評価値の信頼性向上、感度解析の拡充などに活用することができるようになると思われる。

## 2) 直接計算法

最適評価コードを用いて多数回の解析を実施し、所望の確信度に対応した統計的安全評価値を計算する方法であり、個々の解析における安全評価値の信頼性が高いだけでなく、当該の解析コードの妥当性確認結果、定量化された不確かさなどが信頼性の直接の裏付けとなる方法である。

1 解析ケース当たりの計算時間が長い場合は、実用的には合理的でないこともあるが、100～200 ケース程度のサンプル数の計算に基づいて統計的安全評価値を評価する場合には最も有効な方法と考えられる。

直接計算法の特徴としては次のものが挙げられる。

- ・ 限られた解析ケース数においても、取り扱う統計パラメータの数に制限がない。
- ・ 信頼性（credibility）の高い統計的安全評価値が得られる。
- ・ 一定数以上、例えば 50 ケース以上の解析ケース数が必要である。

**注記** “信頼性（credibility）が高い”とは、統計的安全評価結果が、安全評価の実施方針に即した予測性能に関する判断基準の範囲内にあることであり、予測における不確かさの拡大（**H.3** 参照）が評価されていることが前提条件となる。

## 3) パラメータを限定した簡易プログラムを用いた計算方法

この方法は特定の物理領域などの空間的に限定された領域を模擬の対象とした簡易プログラムを使用し、原子炉施設内の他の領域の影響を境界条件として取り扱い、さらに当該の簡易プログラム内の計算モデルなどの不確かさを取り扱うパラメータ数を限定することで、少ない計算負荷で多数回の計算を実施し、高い確信度の解析結果を得ることを目的とする計算方法である。このとき、計算の信頼性の観点から、過渡変化の条件を含めて境界条件が妥当に設定されていることが望まれることに留意する。

ただし、境界条件として取り扱う外部の現象に及ぼす簡易プログラム内で取り扱う現象の影響が十分に小さいことが必要である点に留意する。

例えば、ペレット内熱伝導又は燃料被覆管－冷却材間の熱伝達の評価については、知見の蓄積、評価の方法などの観点からも、最適評価コードの代わりに簡易的なプログラムを使用することも可能と考えられる。この場合、流動側の境界条件を求め、燃料棒周りについては簡易プログラムを最適評価コードの代わりに使用して計算し、流動に影響を与えるパラメータについては最適評価コードで感度解析を実施しておくことによって、簡易プログラムが境界条件として参照できるようにする方法などが考えられる。

計算法の特徴としては次のものが挙げられる。

- ・境界条件を与えるパラメータが少ない場合には解析ケース数を大幅に削減できる。
- ・各解析ケースの計算結果の信頼性が高い。

**注記** “境界条件として取り扱う外部の現象に及ぼす簡易プログラム内で取り扱う現象の影響が十分に小さい”とは、安全評価の実施方針に即して許容される統計的安全評価値の不確かさの上限だけでなく、簡易プログラム内で取り扱われる現象の不確かさとも比較して許容できる範囲に収まることをいう。

#### 4) メタモデルを用いた計算方法

メタモデルは“代理モデル (surrogate model)”とも呼ばれ、解析コードの入力と計算結果との関係に着目した非物理的なモデルを指し、解析コードの計算結果を高速かつ正確に計算できることが重視される代理モデルに相当する。この標準では、このような狭義の定義に従うメタモデルを取り扱っている。ここでは、最適評価コードによってあらかじめ感度解析を実施して教師データを生成し、これらの教師データに基づいて多項式などの簡易的な関数で構成したモデル及び/又は教師データの加重和モデルを構築し、任意の評価点における統計的安全評価値を予測するメタモデルを用いる。(D.3.1 c) 1) 参照)

メタモデルを使用するためには、サンプリング法の選択及びサンプル数の設定を含めて、同モデルによる予測が安全評価の実施方針に照らして必要な正確度に達することを確認することが重要となる。また、このとき、模擬する対象に応じて模擬性のよいメタモデルを選択することも重要である。

例えば、メタモデルの一つであるレスポンスサーフェス法について次に示す。

レスポンスサーフェス法では、目標変数に対して寄与の高い変数群を用いて、多項式フィッティング関数(レスポンスサーフェス)として定義する。次に、このレスポンスサーフェスについて、例えば、あらかじめ設定した各変数の確率分布に基づいて多数回のモンテカルロ計算を実施し、確率分布の95%累積確率値を導出する。この方法は NUREG/CR-5249<sup>(2)</sup> において米国 NRC が提唱したものである。

レスポンスサーフェス法の特徴としては、次のものが挙げられる。

- ・不確かさを取り扱える統計パラメータの数が限定される。

- ・ レスポンスサーフェスによる予測の信頼性を確保するために保守的な値を設定する必要がある。

これらの課題を解決するには、より模擬性の良好なメタモデルが必要となる。**D.3.1 c) 1)**に記載した Kriging 法<sup>(72),(73)</sup>、多項式カオス展開法<sup>(73)</sup>などはこのような観点で有望なメタモデルであるが、予測結果又は入力データの不確かさに正規分布を想定することから、低次のレスポンスサーフェスなどと組み合わせるとよい場合がある。

## d) 評価法

### 1) 評価法の概要

評価法とは、LHS、ランダムサンプリングなどのサンプリング法に従って計算モデルのパラメータを含む入力データの不確かさを個々の試行（サンプル）ごとに振った入力データを用いて、直接計算法などの計算法に従ってサンプルごとの安全評価結果を得た後に、所定の確信度に従った統計的安全評価値を得るために使用する統計計算のための方法をいう。

### 2) サンプル数が大きい場合の評価例

#### 2.1) 直接処理法

サンプリングした入力データを用いて計算した結果（計算数）が十分に多い場合、例えば 10,000 を超える回数の計算結果がある場合に、その頻度分布を母集団の分布とみなして不確かさを評価する方法である。

このような多数の計算を実施した場合には、母集団とみなした当該の頻度分布のデータから所定の累積確率に相当する計算結果を直接に取り出すことができる。例えば、10,000 の計算結果がある場合には、上位 500 番目のデータを 95%累積確率値とする。

メタモデル、簡易プログラムなどを用いる場合には、このような多数回の計算を実施することが可能であることから、直接処理法の使用が有用である。ただし、このような計算を実施するときには、メタモデル、簡易プログラムなどを用いて得られる統計的安全評価値の計算の信頼性が、安全評価の実施方針に即して統計的安全評価値に許容される不確かさの範囲内にあることを確認することが必要となる点に留意する。

### 3) サンプル数が小さい場合の評価例

最適評価コードをそのまま統計的安全評価値の算出に用いる場合には、計算負荷上の観点で、一つの事象の安全評価ごとに数十回から数百回の計算が実用的な上限となるため、サンプル数を大きくとれない。このようなサンプル数の場合には所定の信頼水準の下で所定の累積確率の結果を得る必要があり、そのために使用される手法には、統計的安全評価値の分布に一切の分布を仮定しないノンパラメトリック法と同分布が何らかの所与の分布に従うと仮定するパラメトリック手法とがある。ノンパラメトリック法の代表的な手法が順序統計法であり、パラメトリック法の代表的な手法が UOSTL 法（又は OSUTL 法）である。この二つの手法について次に説明する。

なお、UOSTL 法（又は OSUTL 法）は計算結果の頻度分布を正規分布として取り扱うこ

とから、正規性が棄却される計算結果には適用できない。一方、順序統計法は任意の頻度分布に適用できることから、近年、汎用性のある評価法として活用が拡大している。

### 3.1) 順序統計法

統計理論から必要なサンプル数 (= 解析ケース数) を定めて不確かさを評価する方法で、ノンパラメトリック法の一つであり、任意の頻度分布の統計的安全評価値の計算結果を取り扱うことができる。

順序統計法は、計算結果を厳しい側から順序付けして並べたとき、所定の確信度の統計的安全評価値に相当する順位を評価するか又は必要なサンプル数を評価する手法である。例えば、統計的安全評価の対象とする安全評価パラメータを一つだけとしたとき、最も厳しい側の順位の計算結果を統計的安全評価値とするには、 $\alpha$  を制限値に関する累積確率、 $\beta$  をサンプル数の信頼水準として、必要なサンプル数  $N$  は次の Wilks の式<sup>(76)</sup> で与えられる。安全評価パラメータが複数の場合及び/又は最も厳しい順位以外の統計的安全評価値を取り出す場合も順序統計法を適用できる (D.3.3 参照)。

$$1 - \alpha^N \geq \beta \quad (\text{D-3})$$

評価法の特徴としては、次のものが挙げられる。

- ・ 取り扱える統計パラメータの数に制限がない。
- ・ サンプル数が数学的に限定できる。
- ・ 例えば、Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS) が採用したように<sup>(75)</sup>、統計的安全評価値に対して 95% 信頼水準を確保することを目標としてサンプル数を限定した場合には、実際には、95% 累積確率値より厳しい側の統計的安全評価値となる可能性が高い。例えば、安全評価パラメータを 1 パラメータとして、59 サンプル中の最も厳しい値を取り出すことで 95/95 値としたとき、当該の値が 99% 累積確率値を超える値になる可能性が 50% 近くになる<sup>(79)</sup>。(D.3.3 参照)

なお、米国においては、Westinghouse 社 (WH 社)<sup>(77)</sup> 及び Framatome 社 (旧 ArevaNP 社) が順序統計法を PWR の大破断 LOCA 事象の評価の手法として用いることを認められており、また General Electric 社 (GE 社) が AMCPR の評価で採用している。

### 3.2) UOSTL 法又は OSUTL 法

統計的安全評価値の母集団の分布が、ある関数となることを確認し、その関数から不確かさに応じた片側許容限界値を求める方法で、パラメトリック法の一つである。ここでは関数として正規分布を想定する手法を対象とする。

この方法では、サンプル数 (= 解析ケース数)  $N$  に依存した許容限界係数  $k$  に関する数表を提示した D.B.Owen の統計理論<sup>(81)</sup> に基づき、 $N$  回の計算を実施して、その計算結果の標本平均及び標本標準偏差、並びに  $N$  及び所定の確信度に対応する  $k$  の値を用いて母集団の分布における統計的安全評価値を推定する。安全評価パラメータの計算結果が正規分布となることが前提である。

評価法の特徴としては、次のものが挙げられる。

- ・ サンプル数が数学的に限定できる。
- ・ 標本平均及び標本標準偏差の2種の統計量を求めることだけに計算結果を用いることから、特定のサンプルにおける不確かさのサンプリング結果の影響、例えば一つ又はごく少数のサンプルで非常に厳しい安全評価パラメータの計算値がたまたま得られたなどの偶発的な影響を受けにくい。
- ・ サンプルが正規分布に従うことを前提として成立する方法であり、対象サンプルに対する適合性を検定する必要がある。

なお、米国において GE 社が  $\Delta$ MCPR の評価で採用している。

### D.3.3 順序統計法での必要サンプル数の考え方

順序統計法は、不確かさを考慮する各パラメータに対して、各々の分布に従ってランダムに値を与えて、数ケースのパラメータの組合せを作って解析を実施する評価法であり、ドイツの GRS は最も厳しい結果を 95%信頼水準及び 95%累積確率値とするアプローチを提唱している。ここでは、必要なサンプル数 (= 解析ケース数) の考え方について解説する。

順序統計法では、計算モデルなどの不確かさの確率密度分布に基づいて無作為にサンプリングした統計パラメータを解析コードに直接与えて計算する。ただし、D.3.2 で述べたように、数学的に解析ケース数を限定でき、また、統計パラメータの数に制限がないといった特徴がある。

順序統計法は、安全評価パラメータの評価値を判断基準に対して厳しい側から順に並べた場合に、解析ケース数  $N$  及び並びの中から取り出す評価値の順位に対応する数値  $m$  を適切に設定することによって、取り出した解析結果を 95% 信頼水準で 95%累積確率の外に位置付けることができるという統計評価法である。すなわち、適切な  $N$  及び  $m$  を選定することによって、95%信頼水準/95%累積確率の統計評価値を得ることができる。

評価すべき安全評価パラメータが一つの場合、 $m = 1$ 、すなわち、最も厳しい値を選定する場合には、必要な解析ケース数  $N$  は 59 となるが、これは次の Wilks の式<sup>(76)</sup> によって計算できる。

$$1 - \alpha^N \geq \beta \quad (\text{D-4})$$

ここに、 $\alpha$  : 累積確率 (cumulative probability)

$\beta$  : 信頼水準 (confidence level)

$\alpha=0.95$ ,  $\beta=0.95$  の確信度においてこの式を満足する解析ケース数  $N$  は 59 となる。

解析ケース中で異なる安全評価パラメータの統計的安全評価値の現れるケースが互いに異なる (排他的) であることを仮定し、同様な考え方に基づいて導出された複数の安全評価パラメータに適用可能な一般式<sup>(78)</sup> は次に示す式となる。ただし、 $N, p$  は整数としている。

$$\sum_{k=0}^{N-p} {}_N C_k \alpha^k (1-\alpha)^{N-k} \geq \beta \quad (\text{D-5})$$

この式は、

$$1 - \sum_{k=0}^{p-1} {}_N C_k \alpha^{N-k} (1-\alpha)^k \geq \beta \quad (\text{D-6})$$

のように簡略化できる。ただし、両式において  $p$  は次式で表されるパラメータである。

$$p = \sum_{j=1}^J m_j \quad (\text{D-7})$$

ここで、 $J$  は統計的安全評価の対象とする安全評価パラメータの総数を表す。また  $m_j$  は、 $j$  番目の安全評価パラメータについて評価値を厳しいものから降順に並べた場合、評価値の並びの中から取り出そうとする  $j$  番目の安全評価パラメータに対する統計評価値の順位に対応する整数値を表す。

排他的な取扱いの下で複数の安全評価パラメータを同時に評価する(D-5)又は(D-6)式を用いたときには、評価されるそれぞれの上側許容限界が保守的なものとなる<sup>(80)</sup>。これは、厳しめの統計的安全評価値を与える。例えば、二つの安全評価パラメータが互いに完全に独立である場合には、必要な解析ケース数は

$$(1 - \alpha^N)^2 \geq \beta \quad (\text{D-8})$$

によって計算できるが、それぞれ最も厳しい側の解析値を統計的安全評価値とするとしたときの95%確信度に対応する解析ケース数は72ケースとなる<sup>(79)</sup>。一方、二つの安全評価パラメータが完全に従属する場合には、同様な条件に対して必要な解析ケース数は59となる<sup>(79)</sup>。したがって、(D-5)又は(D-6)式を用いることで厳しい側の統計的安全評価値が得られるとしてよい。

また、(D-4)～(D-6)式によって得られた  $N, p, m_j$  によって指定される順番の安全評価パラメータの評価値は、指定した累積確率  $\alpha$  に相当する数値ではなく、累積確率が  $\alpha$  と 1 との間の領域 ( $(1-\alpha)$ クォンタイル) の数値であることが、信頼水準  $\beta$  で得られることに留意する。例えば安全評価パラメータが一つの場合、95%信頼水準/95%累積確率の評価値の最尤値の累積確率相当値は、 $p$  が 1 のときに 1 となり、 $p$  の増加につれて  $\alpha$  (=0.95) に近づく傾向となり、最尤値の発生確率も高まる。ただし、 $p$  が 10 (すなわち、 $N=311$ ) に至っても最尤値の累積確率相当値は 0.97 程度にとどまっている<sup>(79)</sup>。また、このような特徴から、順序統計によって得られた統計的安全評価値は、所定の累積確率  $\alpha$  に相当する統計的安全評価値を評価する方法、例えば UOSTL などの正規性が成立するときに適用可能なメトリックな評価手法で得られた統計的安全評価値と比較すると、大きめの評価値となる可能性が高い。

なお、順序統計法を適用するときには、UOSTLなどのパラメトリックな方法と異なりヒストグラムの作成を必要としないため、計算の収束異常などの異常な計算結果の存在を把握しにくいことに留意する必要がある。異常な計算結果を解析結果のサンプルに含めないことが望ましい。ただし、仮にサンプルに  $h$  個の異常な計算結果が含まれるときには、この  $h$  個が 95%累積確率より上の 5 パーセンタイルに含まれる厳しい側の可能性を考慮して、(D-7)式の  $p$  に  $h$  を加えた上で、(D-5)式又は(D-6)式に従って総サンプル数  $N$  を求め、 $j$  番目の安全評価パラメータに対して  $m_j$  順位の値を取り出すことで 95%信頼水準及び 95%累積確率の統計的安全評価値を評価することができる。

また、(D-4)～(D-6)式によって解析ケース数を定めない場合には、汎用的でロバストな方法の一つとして、Bootstrap 法によって経験的な信頼区間を定め、安全評価パラメータの収束性からケース数が十分であるか否かを確認することができる。さらに、Bootstrap 法を用いることで再度のサンプリングして得た頻度分布から不連続性、サンプルの範囲内におけるクリフエッジの有無などを検出できるとされている<sup>(82),(83)</sup>。

#### D.3.4 全体の不確かさの評価及び統計的安全評価値の決定（ステップ 14）

本ステップではまず、ステップ 9 から 11 までを主体に、これまで実施したステップ全体を再確認し、ステップ 13 で実施するランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価の枠外として残された不確かさがある場合には、安全評価パラメータに対するそれらの影響を感度解析などの計算手段によって、又は最適評価コードの適格性評価報告書などの情報に基づいて個々に評価する。これらの不確かさには、試験データが不十分なため不確かさの定量化が困難なときに考慮する推定誤差、近似計算に由来して安全評価パラメータに見込まれる推定誤差などが含まれる。続いて、この影響評価の結果に従って、安全評価パラメータの計算値に実質的に含まれると評価される推定誤差が判断基準に照らして厳しくない側に残る場合に、工学的判断に基づいてその限界値の絶対値を付加的バイアスとして個別に定め、ステップ 13 で算出された安全評価パラメータの値に付加する。（H.2 参照）

これらの作業の実施によって、安全評価結果として使用可能な統計的安全評価値を求めることができる。

なお、統計的安全評価値に対して保守性を確保する場合の考え方を、H.4 に整理している。

表 D.1 評価マトリックスの例

	現象 1	現象 2	現象 3		
試験 1	○				
試験 2		○			
試験 3			○		

○ : 重要な現象と妥当性確認のための試験との対応

試験評価マトリックス

## 附属書 E

(参考)

### 最適評価コードの要件及び管理, 並びにスケール則に関する補足

#### 序文

この附属書では、**附属書 A** において規定した最適評価コードの要件及び管理, 並びにスケール則について説明するものである。

なお, この附属書は本体及び附属書に関する事柄を説明するものであり, 規定の一部ではない。

#### E.1 概要

この**附属書**では, 最適評価コードの要件及び管理, 並びにスケール則に対する考え方について順に解説する。

#### E.2 最適評価コードの要件及び管理に対する考え方

##### E.2.1 はじめに

最適評価コードの性能及び品質を測るには, 同コードが評価対象を模擬する場合の妥当性確認及び確認された妥当性の維持・管理の二つの要素を考慮する必要がある。このような観点から**附属書 A** では, **箇条 4** で規定する統計的安全評価に最適評価コードを適用することを念頭に, 当該コードの性能及び品質を確認するとともに, その維持・向上を図るために指針とすべき規定を示した。

最適評価コードの適格性評価に当たっては, 米国 NRC が 2005 年 12 月に発行した運転時の異常な過渡変化, 設計基準事故などに適用する解析手法に関する指針, Regulatory Guide 1.203<sup>(6)</sup> 中に示した EMDAP<sup>(6)</sup> の考え方に則り, その適格性評価プロセスに準じた規定を**附属書 A** に導入した。

なお, 最適評価コードの模擬性能を評価するに当たっての評価対象には, 複数の解析目的, 原子炉施設のタイプ及び事象シナリオが含まれる場合がある。

EMDAP においては, 適用する事象及び体系, そのモデリング法並びに妥当性確認のための試験に対し, 共通の階層分解の考え方に基づいてそれぞれを分析して対象を階層化するとともに, 階層間の結合にも同じスケール則を適用することによって, 最適評価コードを含む計算モデル全般に対する合理的で一貫した適格性評価方法を構成している。

**附属書 E** では, 最適評価コードの適格性評価のための重要な構成要素である階層分解及びスケール則の考え方を軸に, PIRT との関係を含めた全体像を明確にすることによって, **附属書 A** で示した規定の背景及びその合理性を示すとともに, スケール則についても説明する。これによって, 最適評価コードの適格性評価手法のみならず, その段階的適用法及び品質保証, 並びに統計的安全評価手法との関係についても体系的に位置付けることができ

ると考えられる。ただし、知見が十分に集積された事象シナリオに関しては、階層化に必ずしも由来しない従来からのスケール則の適用が妥当である場合があることから、**附属書 A** で規定するスケーリング分析においては、妥当性が確認できれば、このような従来からのスケール則の適用を許容することとしている。

### E.2.2 最適評価コードが対象とする事象の取扱い

統計的安全評価に適用する最適評価コードは、原子炉施設のような複雑な体系中で生じるマルチスケール・マルチフィジックス現象に適用され、安全評価パラメータを評価する。

もともと現象を解明し、解析的に取り扱うために適用する方法論は、近代においては長らく還元論的取扱いが主流であった。しかし、複雑系の階層的な振舞いの発見を契機に全体論的取扱いが打ち出され、両者の対立が暫くの間論議の的となっていた。この還元論と全体論の対立は、換言すると、ボトムアップ的方法論とトップダウン的方法論との対立でもあった。

この中で、近年、全体論と還元論の優れた面をともに活かした階層的 2 層モデリングが提案された。この方法論は、複雑体系に対し、全体論的なトップダウンアプローチを適用して重要な現象及びその相乗的な効果を効率的に絞り込み、還元論的なボトムアップアプローチによって重要な現象に対するモデル化の十分性を確認する。このような相補的な方法論が、体系的で漏れがなく、かつ透明性の高い分析方法として提案され、活用され始めている。

階層的 2 層モデリングでは、Mesarovic ら<sup>(10)</sup> 及び Auger<sup>(11)</sup> の理論に基づいて、種々のスケールのダイナミクスから構成され複雑に時間発展する系に対し、適切な階層分解を行うことから始める。階層分解においては、観測される輸送過程に着目して系の構造を階層化すると同時に、階層間の結合の強さを定量化していく。

なお、階層化のためのスケール則の一つとして、階層化方法と一体化した Zuber の提唱による米国 NRC の階層的 2 層スケーリング (H2TS)<sup>(12),(14)</sup> が適用される。

現象の捉え方としての階層化及び定量的分析手段としてのスケール則を、このように対にして取り扱うのが近年の流れであり、この取扱いに基づいて現象とそのモデリング、そして関連する実験又は試験を統合的に分析し、相互の関係及び相互間の適合性を明らかにしていく。

例えば、米国及び欧州においては AP1000、ESBWR などの申請<sup>(15),(16),(25)</sup>、試験設備製作<sup>(17),(18)</sup> に階層的 2 層スケーリングの適用例があり、SBWR 開発時の試験装置評価においても類似の 2 層スケーリング法<sup>(19),(28)</sup> が適用されている。**附属書 A** で参考とした EMDAP なども H2TS を踏まえて、その基本思想を解析コードの開発及び適格性評価法の判断プロセスに発展させた応用例とみなすことができる。

### E.2.3 現象及び計算モデルの階層的分類法

Zuber<sup>(12),(14)</sup> は、H2TS に付随する方法論として、原子炉施設を中規模体系<sup>(8)</sup> と捉え、Mesarovic ら<sup>(10)</sup> の階層理論及び Chow<sup>(9)</sup> の時間スケールモデリングの考え方にに基づき、実

験又は試験、数値シミュレーション及び動力的解析のそれぞれに適用可能なシステム分析手法を提唱した。Zuberの方法においては、質量、運動量及びエネルギーに関する実体（成分、相など）の間の輸送過程に着目してシステムの階層化が実施される。輸送過程に着目するのは、システム内で生じる種々のプロセスの輸送過程に対し、輸送速度（時間スケール）及び有効断面積（空間スケール及び成分の占める体積割合）によって重要度が特徴付けられ階層が決定される、との事実に基づいている。Zuberの階層化手法には次のような特徴がある。

- a) 中規模体系は時間及び空間のスケールの相違に基づいて階層化できるが、輸送過程に着目することによって、これらを組み合わせた時間スケール比（characteristic time ratio）を定めることができる。これを共通の尺度として使用することで、全ての輸送過程を特徴付けることができる。
- b) より粗いレベルである上位レベルは、空間スケール又は体積が大きい。この結果、流れの滞留時間が長くなるため、より長い時間スケールによって特徴付けられる。
- c) 系全体の挙動は上位レベルの挙動に支配され、階層を介して下位レベルに伝達される。
- d) 各階層は、異なる時間スケールに支配されるため互いに独立であるが、同一階層レベル中の要素間の時間及び空間スケールは同等である。
- e) 下位レベルは、粗視化した平均量の形で詳細情報を縮約して上位レベルに与える。一方、上位レベルでは、縮約情報を下位レベルの体積割合に応じて取り込む。この結果、あるレベルの現象は、上位レベルに伝わるほど当該レベルの体積割合が減少するため、影響の度合いが低下する。
- f) 階層は、上位レベルから順にシステム、成分、相、幾何形状、流体場、物理プロセスに分解される。ただし、システムが時間及び空間的に分割できる構造又は領域をもつ場合、システムから成分までの間にサブシステム、モジュールなどの物理領域が介在することがある。
- g) 最下層で取り扱う物理プロセスは、同等な空間スケールの複数のクラスに分類することが可能である。また、クラスへの分類が十分に詳細であれば、異なるクラスは素過程として独立に扱うことが可能となる。
- h) システムから流体場までの各階層レベルでの基本的な現象を評価するパラメータは、時間スケール、空間スケール及び各相の体積占有率に関する無次元パラメータとなるが、最下位レベルの物理プロセスでは時間スケール及び空間スケールとなる。

階層分類法の一例として **BWR** 熱流動システムの分解例を **図 E.1** に示す。このようなシステムの階層分解は、最適評価コードの開発又は改良、**PIRT** の構築、そして評価マトリックスの構築のそれぞれの局面で共通に使用することができ、従来、個別に取り扱ってきたこれらの作業を統合し体系的に位置付ける共通基盤として使用できる。

なお、このような階層化による整理は、TRACE コードの開発における **PIRT** 及び評価マ

トリックスの作成過程に対しても既に導入されており，重要な物理プロセスのモデル化に当たって，階層化が不可欠と結論付けられている<sup>(24)</sup>。

TRACE コードの開発に当たっては，最適評価コードの構成要素を表 E.1 に示すように基礎方程式，流れ場のモデル及び工学的な相関式，機器及びコンポーネントモデル，特殊モデルなどの計算モデルに関する 4 機能，並びに数値解法の併せて 5 機能に分解できるとしている。これらは階層的に整理すると，最下層から順に局所レベル (LL)，コンポーネントレベル (CL)，そしてシステムレベル (SL) の 3 階層の機能上の分解レベルに分類することができる。LL に対しては“流れ場のモデル及び工学的な相関式”，“特殊モデル”，CL に対しては“機器及びコンポーネントモデル”が相当する。また，システム全体又はこれに近い階層である SL に対しては，“基礎方程式”を含め，機能分解した計算モデルの全て及び数値解法が関わることになる。

このようなモデルの機能上の分解レベルとシステムの階層分解との関係を図 E.2 に示す。モデル機能の階層と原子炉施設に関するシステムの階層化とが対応していることが分かる。これは，概念モデルがシステムの階層化に従うか又はこれに関連して抽象化されることによってモデル化されたこと，並びに数学モデル及び計算モデルが概念モデルに従って展開され最適評価コードに実装されたことに基づいている。

システムの階層分解の考え方は，実験又は試験（以下，“試験”という。）の分類にも適用することができる。すなわち，分解された主な階層に対応した試験がなされ，階層間のスケール効果を整理した上で，有効な試験データベースとして用いられている。これには，実現象の模擬を目指す試験においても，費用対効果の関係から，システム全体の挙動及びシステム中で生じる現象の全てを詳細に模擬することはせず，主要な階層に着目し，そのレベルで生じる現象を対象として試験を実施することによって，費用対効果，取得される試験データの詳細度及び試験の有用性を，試験の実施目的とバランスさせることができるとの考えが背景にある。

図 E.3 に，システムの階層分解と試験の階層分解との関係を示す。最下層から順に，個別効果試験 (SET)，コンポーネント効果試験 (CET)，総合効果試験 (IET) の 3 階層に分類される。個別効果試験は扱う現象を絞り込むことによって，構成式が取り扱う現象を主な対象とする試験として位置付けられる。また，コンポーネント効果試験は原子炉施設を構成する機器中の熱流動現象を対象とした試験，総合効果試験はシステム全体又は複数の機器・コンポーネントにまたがる総合的な熱流動現象を対象とした試験として位置付けられる。

なお，図 E.3 と図 E.2 とを比較すると，試験の階層分解と最適評価コードの階層分解とが一致していることが分かる。すなわち，システム，最適評価コード，試験のそれぞれにおいて共通な階層分解が実現されている。

#### E.2.4 階層分解に基づく方法論中で扱われる手順の共通性

階層化を共通基盤とすることによって，この標準で取り扱う最適評価コードの適格性評

価及び 1989 年発行の NUREG/CR-5249 に記載された CSAU<sup>(2)</sup>（以下、単に“CSAU”という。）に基づいて**箇条 4** が規定する統計的安全評価の実施手順において、PIRT 及び評価マトリックス作成に至るまでの考え方を共通化できる見通しがあることを **E.2.3** にて示した。これは作成手順においても共通化できることを示唆している。

例えば、PIRT の構築後の検討手順に着目すると、CSAU における評価プロセスについては、最適評価コードのバージョン凍結後の統計的評価プロセスとして捉えることができる。このことは同時に、PIRT の構築とそれ以前の上流側の検討作業とを、**図 E.4** のように統計的安全評価、最適評価コード開発及び改良、並びに試験の実施など下流側に位置する 3 項目全てに関わり、それらの基礎をなす共通プロセスとして再構築できることを意味する<sup>(12)</sup>。このような観点及び CSAU 策定後に進展した研究に基づいて、より強力な分析性能及び汎用的な用途を提供するツールとして PIRT を捉え直し、その第一義的な共通機能を原子炉施設に対する模擬性を評価するための性能指標集とし、統計的安全評価などの下流側の 3 項目（**図 E.4** 参照）の実施のために、使用形態に応じて活用する指標集として PIRT を位置付ける動きもある<sup>(20)</sup>。

このような PIRT を構築した上で、さらに、感度解析及び不確かさ評価（本体の **4.4**）を統計的安全評価手法の枢要部として位置付け、パラメータの不確かさの定量化（本体の **4.3**）を EMDAP<sup>(5)</sup> の試験の適格性評価プロセスとの整合を図ることによって、PIRT の結果を用いるこれらの実施プロセスを手順として組み込む統計的安全評価手法の説明性を一層向上させることができると考えられる。

なお、EMDAP の試験の妥当性確認プロセスは、**図 E.5** に示すように、シビアアクシデントの評価法の研究の過程で提案された熱流動問題の統合的解決方法<sup>(13)</sup> において採用された考え方、すなわち、最適評価コードを含む解析コード全般の開発を CSAU と同等の評価プロセスとして関連付ける考え方を継承している。

**E.2.4** の中でここまで記述した内容から、階層化に関する方法論を共通基盤に据えることで、PIRT の構築及びこれに至るまでの作業、並びに PIRT の下流側に位置付けられる最適評価コードの開発及び改良、最適評価コードの適格性評価、統計的安全評価などのこの標準で規定する項目のそれぞれについて、互いの関係及びその結合の強さを明確化できることが示された。このような観点に立つことによって、EMDAP 及び CSAU に含まれる各エレメント及び手順を整合的に関連付け、位置付けることができるようになる。

## E.2.5 スケール則について

### E.2.5.1 概要

H2TS を主体に、その発展版も含め、スケール則について整理する。

H2TS を構成する二大要素である階層化及びスケージングは、原子炉施設のような複雑な体系中で生じる多様な現象を把握し整理する分析法である。ここでは、階層化に引き続き、もう一つの重要要素であるスケージングについて解説する。

解説する順序としては、スケール則に対する従来の考え方をベースに、**H2TS**に至るまでの流れを解説し、次に**H2TS**が階層分解と**PIRT**の活用に基づいて統計的安全評価手法の要素との関係を整理・体系化し、従来スケール則を発展的に一般化したものであることを示す。

続いて、最適評価コードとスケーリングとの関係について、最適評価コードのスケールアップ性能の評価及びこれに関わる補償誤差 (**E.2.5.3** 参照)、並びにスケールひずみの由来及びそのスケールアップ性能への影響を中心に示す。

#### E.2.5.2 NUREG/CR-5249におけるスケール則の考え方

**H2TS**が提案されるより前に使用されたスケール則の考え方について整理する。

NUREG/CR-5249に記載されたCSAU<sup>(2)</sup>では、PART-Aの2.2.4 Step10において、試験データベースのスケール則に関する記載として“スケール効果”という概念が初めて言及された。また、TRAC/PF1によるPWRの大破断LOCA事象への適用例を示したPART-Bでは、3.5において、“スケール効果”の内容として、

- a) 特定の設計基準事故の事象シナリオ及び原子炉施設に適用する最適評価コードのスケールアップ性能の評価
- b) 試験設備のスケール効果（又はスケールひずみ）の評価
- c) 最適評価コードの全体的な不確かさの中での試験設備のスケール効果又は不十分なデータベースの寄与を明確化

が挙げられている。

一方、ZuberらによるNUREG/CR-5249のAppendix-C<sup>(2)</sup>では、LOCA試験設備におけるスケール則を見出す具体的手法が述べられている。ここで既知のものとして言及されるスケール則は、

- d) 線形スケーリング（寸法比を維持した単純な寸法の縮小。重力の影響を無視。フラッシング、質量及び熱の輸送、流動様式の発達などの変化速度に依存する現象に対してはスケールひずみが生じる可能性がある。）
- e) 出力-体積スケーリング<sup>(39)</sup>（ブローダウン過程、再冠水過程、フラッシングが生じる減圧過程などに好適。ただし、再冠水過程では炉心部とダウンコマ部及び上下のプレナム部などとの間でスケールひずみが生じる可能性がある。時間、熱流束、流速などを保存。重力の影響も考慮可能。一方、長さ、水頭、体積、圧損などの関係を同時にスケーリングする場合には不適。**E.2.6** 及び **G.4** 参照)

そして単相流及び／又は2相流の基礎式に基づいて導出した相変化数、サブクール数、フルード数、摩擦数などの一連の無次元数を相似則に用いることで、適用対象がより一般化された：

- f) Ishii-Kataoka スケーリング<sup>(31)</sup>（動的な現象の相似性、試験部の流動抵抗と高さとのスケーリングなどが取扱い可能。実長高さの試験装置に対しては、出力-体積スケーリング

と同等なスケール則に帰着。)

などである。これらの手法はそれぞれ一長一短があるが、LOCA などの特定の事象における試験結果を原子炉施設の規模へスケールアップする能力、すなわち、スケールアップ性能を最適評価コードがもつことを判断する点に重点を置く立場から、特徴的な状態変化の仕方に着目したトップダウン的かつ実用的なスケール則として用いられている。この背景には、最適評価コードのスケールアップ性能が主として重要な現象に関わる局所的な力のバランス又はこれを数学的に関係づけた相関式に依存していることを念頭においたことが考えられる。すなわち、試験データにおけるスケール則とは、最適評価コードを介して確認することが前提となっており、それ自体独立した概念とは考えられていなかった。

他方、相関式のスケールアップ性能は、実験装置の設計及び運転条件並びに評価マトリックスの二大要因によって定まると仮定されている。このような観点から、まず最適評価コードのスケールアップ性能を判定し有効性が確認された後に、試験設備におけるスケール則が評価される。(G.5 参照)

NUREG/CR-5249 の Part-B 3.5 節“スケール効果”<sup>(2)</sup> において例示されたブローダウン時の PCT に関する総合効果試験の例では、出力-体積スケーリングに基づき、幅広いサイズ(4 桁も異なる場合がある)にわたる試験装置群において得られた PCT が、局所線出力密度で整理可能であることを示している。一方、リフィル(再浸水)・再冠水期間については、次のように述べている。

- g) PCT は、プレナム、ダウンカムなどの幾何形状に影響され、不確かさを決定することは困難である。
- h) スケール効果の小さい炉心内の物理プロセスと、スケール効果の大きいプレナム部の物理プロセスの相乗効果を分離することが可能であれば、再冠水期間の温度上昇幅についても再冠水速度によって測定結果をスケーリングすることが可能である。

この g) 及び h) に基づいて、次が可能であるとしている。

- i) ブローダウン期間及び再冠水期間の現象の物理を明確にすること
- j) 上記の物理に基づいて簡易な工学的相関式を得ること

さらに、結論として、次に示す現象が支配的であり、この想定に基づき関係式を構築可能であるとしている。

- k) ブローダウン期については発生熱量及び燃料棒内の熱伝導
- l) 再冠水時には対流熱伝達

NUREG/CR-5249<sup>(2)</sup> のスケール則に関する考え方は、対象とする事象シナリオにおける重要な現象に立脚してスケール則が定まるという観点では、熱流動問題の統合的解決方法の一環としてその後に提唱された SASM (Severe Accident Scaling Methodology)<sup>(12)</sup> 及び

EMDAP<sup>(5)</sup>におけるスケール則の評価法の原型となるものである。しかし、その反面で、PWRの大破断 LOCA 事象という特定の事象に限ることで事象の想定及び試験範囲を限定したものととなっている。

### E.2.5.3 最適評価コードにおけるスケーリングの重要性

NUREG/CR-5249<sup>(2)</sup>では縮小試験のスケールアップ性能を最適評価コードによって評価する方法をとっている。これは、重要な現象に対して十分な正確度及び信頼性をもって最適評価コードが評価できることを前提としている。しかし次に示す課題（NUREG/CR-5249 Appendix C<sup>(2)</sup> 参照）があるため、知見が十分に蓄積され最適評価コードの適格性が確認された事象を対象としない場合には、これをアプライオリに前提とすることはできないと考えられる。

- a) 最適評価コードは、多くの経験的相関式に依存した時空間平均の保存式を使用するため、第一原理に基づく解析コードとはいえない。この結果、現象のモデル化による模擬性能は対応する特定の構成式によって定まり、最適評価コードのスケールアップ性能が構成式のスケールアップ性能に左右されることになる。構成式のデータベースとなった試験装置並びに試験時の初期条件及び境界条件が適切にスケーリングされた場合、当該の構成式及び最適評価コードは原子炉施設の時空間スケールに適用できる。そうでない場合、安全評価に先立って試験装置並びに試験時の初期条件及び境界条件におけるスケールひずみに基づく制限を把握しておく必要が生じる。
- b) 離散化した計算手法の適用は、大域的に空間平均された非局所的な計算結果をもたらす。こうした平均量はノード幅の関数となり、過渡的な変化、機器の動作タイミングなどの計算に影響を及ぼす。さらに、原子炉施設の解析と縮小試験の解析とでノード幅が異なる場合、事象進展の解析結果に差異が生じる可能性がある。対象とする特定の物理プロセスに影響を及ぼすスケールひずみが試験装置と原子炉施設との間にある場合、この問題は更に重大となる。
- c) 最適評価コードに補償誤差がある可能性を考慮すると、縮小試験装置で観測された物理プロセスを原子炉施設のスケールに最適評価コードがスケールアップできる保証はない。一般に補償誤差は、解析コードの妥当性確認時にしばしば生じる。例えば、大規模な解析コードには多くのパラメータ及び係数が存在し、その幾つかを調節することによって試験値との整合性が改善されるが、特定の試験データの組に対し解析コードが調節されることから、補償誤差が導入される結果となる。試験装置にスケールひずみがあるとき、及び／又は試験時の初期条件、境界条件の少なくともどちらか一方が適切にスケーリングされていないときには、最適評価コードのスケールアップ性能に関わるこうした補償誤差の影響の評価が困難となる。

以上の a)～c)から、十分な知見が蓄積され適格性が確認された事象が対象でない場合、最

適評価コードのスケールアップ性能に対し、縮小試験のスケールひずみ及び補償誤差の存在が懸念されることが CSAU 提案時に既に提起されていたことが分かる。また、NUREG/CR-5249<sup>(2)</sup> ではこうした検討に基づき、最適評価コードを用いて意味のある安全評価のための解析を実施するためには、

- d) 試験装置の設計
- e) 試験の初期条件及び境界条件
- f) 最適評価コードの構成式、すなわち、相関式及び物理モデル
- g) 最適評価コードの適格性評価

に対するスケーリング分析の実施が必要と結論し、試験のみならず最適評価コード及び構成式のスケールアップ性能を確認することが重要としている。

こうした観点はその後の SASM<sup>(12)</sup> を経て EMDAP<sup>(9)</sup> に継承され、原子炉施設中で生じる 2 相熱流動現象を最適評価コードで数値的に取り扱うには、最適評価コード及び妥当性確認のための試験の双方に対するスケールアップ性能の確認がともに重要との立場から、汎用スケーリング分析法の採用と相まってスケールアップ性能及びスケールひずみの評価手法が体系化され、EMDAP にて規定されることとなった。

#### E.2.5.4 汎用スケーリング法の必要性

幅広い個別事象シナリオから構成される運転時の異常な過渡変化(以下、“**AOO**”という。)の解析に適用する場合のように、安全評価パラメータに対する影響度の大きな相関式が多様化し個々の影響が複合化すると、スケーリング分析を実施するときに、トップダウン手法のようなマクロ的な手法だけでなく、ボトムアップ手法を併せて実施し、スケーリングに抜けないことを保証する必要性が高まる。

一方、新型の原子炉施設の AOO 解析に対して適用する最適評価コードの開発又は改良においては、妥当性確認に使用する実規模試験の実施が困難と予想される場合があるとともに、原子炉施設の開発コスト削減のため、解析評価手法の高度化に併せて、実規模試験を簡素化又は省略する場合も想定される。このような場合、最適評価コードの開発と縮小試験のデータベースの構築とを並行して実施する状況が生じる。

さらに、設計基準事故に対しては、そもそも原子炉施設での試験が行えないため、縮小試験装置による試験が原子炉施設の事象及び現象の説明になることをスケーリングによって必ず確認する必要性が生じる。また、LOCA 解析においても、新型の原子炉施設などに対しては小破断 LOCA が課題となる可能性が想定され、その場合、長期冷却における自然循環流、減圧、その間の PCT などの複雑な現象を、縮小試験の結果に対して妥当性確認された最適評価コードによつて的確に模擬する必要性が生じる。

これらの状況を考慮すると、汎用的なスケーリング法についての考え方をこの標準中で整理しておくことが望ましいと考えられる。

一方、**附属書 A** では、大破断 LOCA などの設計基準事故及び AOO への適用を前提とした最適評価コードの適格性評価の実施プロセスを規定しているが、**EMDAP** と同様、スケーリング法については明確に規定していない。また、AOO に関するスケール則に関する規定に対し、**A.4.4** において“再循環ポンプ及び給水ポンプトリップのような単純な事象を適用対象とし（中略）スケーリング全般を簡略化できる”との記載があるものの、簡素化できるスケーリング分析の対象範囲及びその評価方法が規定中で明確に示されていない。したがって、規定として**附属書 A** を運用するためには、**附属書 E** にてスケール則に関する考え方を体系的かつ明確に示すとともに、簡素化に関わる対象範囲及び評価方法についてもそれぞれ補足する方法を示すことが望ましいと考えられる。

以上のように、PWR の大破断 LOCA から離れて、例えば試験条件からの外挿可能性及び複数の物理プロセスに関して異なるスケール則が共存し相互作用が問題となる場合、そしてこの標準の規定が合理的に運用されたことの確認を図る場合においては、判断のために用いる汎用的なスケール則が必要となることが想定される。このため、これを念頭に置いた方法論の適用又は構築が必要となると考えられる。

#### E.2.5.5 階層的 2 層スケーリング法 (H2TS)

ここではこのような汎用的なスケール則の代表の一つとして、**E.2.5.4** で示した背景を踏まえて、**CSAU** 開発時以降の一般化スケール則に関する発展の流れとして、**SASM** を構築する過程で Zuber が提唱した階層的 2 層スケーリング法 (**H2TS**) の考え方<sup>(12)</sup> について、その後の改良<sup>(14)</sup> を含めて説明する。

なお、**EMDAP** における階層化の考え方が **H2TS** と同一であり、スケーリングもこれと整合する方法を採用することが望ましいことから、**附属書 A** においても、スケーリング法として **H2TS** を用いるのがよいと考える。

効率的なスケーリングを実現するトップダウン及び漏れのないスケーリングを実現するボトムアップの双方向の 2 層プロセスからなる Zuber の **H2TS** は、**CSAU** 発行以降に実施された 2 相流熱流動過程におけるスケール則に関する全米的な研究の過程で提案されたものであり、**図 E.6** に示すような役割を担うプロセスから構成される。

**H2TS** は別名米国 NRC スケーリング法とも称されるが、

- a) 体系的かつ実用的であり、検査及び追跡可能なスケーリング法の構築
- b) スケール則の論拠及び相似基準の提供
- c) 試験設備の設計、試験条件、試験結果にわたる包括的な審査のための手順の規定
- d) 試験データの代表性の裏付け
- e) スケールひずみ又は代表性のない試験条件に由来する推定誤差の定量化

などを目的とした方法論であり、**H2TS** 又はその類似スケーリング分析法は、**AP1000** の LOCA<sup>(15)</sup>、**ESBWR** などの LOCA/AOO 評価マトリックスの構築<sup>(16),(19)</sup>、**Purdue** 大学の LOCA

試験設備 (PUMA) <sup>(19),(28)</sup> 及びオレゴン州立大学の AP600 試験装置<sup>(18)</sup> の設計に適用されており、熱流動現象に対する汎用的なスケール則として米国では認知されている。

**H2TS** は、階層化及び 2 層アプローチを基本的な枠組みとして組み合わせたものである。階層化については、**E.2.3** にて既に説明したので、2 層アプローチについて次に示す。次で言及される **characteristic time ratio** は、各階層レベルにおいて、当該階層で定まる保存式中のソース項を記述する物理プロセスごとに定義され (**E.2.6** 参照)、評価対象とする状態変数への当該物理プロセスの影響度又は結合強度を表す。

さて、重要な現象に対する相似性を最大化するためには、物理プロセスを重要度に応じてランク付けする能力が不可欠である。これまで、無次元数の多様性及び独立性によって汎用性のある重要度評価は困難とされてきたが、時間スケール比に一元化した無次元数を使用することでこうした困難が解消されることが示された<sup>(40),(41)</sup>。

**H2TS** のトップダウンアプローチでは、全体システムと二つの実体 (成分、相など) 間の個別物理プロセス、又はその間の各階層にて観測される熱流動挙動を階層的に結合する時間スケール比として **characteristic time ratio** を選び、これを用いてシステムの階層化及び重要な現象の抽出を図るとともに、効率的なランク付けを実現する。**Characteristic time ratio** の使用によって、

- f) 試験が対象とする現象と原子炉施設の条件における現象との間で、相似則が維持される対象となる物理プロセスの重要度及びその順序に対する技術的妥当性のある論拠
- g) ボトムアップスケールリングの実施によって詳細に検討する必要がある重要な物理プロセスの同定

が提供される。

なお、**H2TS** のトップダウンアプローチは、重要度判定方法の差異を除けば、**PIRT** 構築とほぼ同等の作業プロセスであり、相互の関係は深い。

一方、ボトムアップアプローチでは、Zuber<sup>(12)</sup> はトップダウンアプローチにて重要度が高いと判断された輸送過程に適用対象を限定し、当該実体から輸送される流束項に着目して、

- h) 流束項を支配するメカニズムを同定し、必要な場合に幾何学的効果を論じる。
- i) 流束項を計算するための関係式を確立する。
- j) 関係式が実規模体系に適用可能であることを示す。

と内容を定めている。一方、Zuberらのその後の論文<sup>(14)</sup> では、重要な物理プロセス及び輸送機構のスケール則及び時定数を得るためのより具体的な段階的手順を示している。これによると、ボトムアップアプローチで用いる段階的スケールリング法は、

- k) 支配的な輸送過程及びその背後にある重要なメカニズムの同定、並びにその重要度に従った分析順序の決定
- l) 対象とする領域内で重要度の高いと判断される輸送過程に関して、最も重要度の高い輸送過程から順に積分方程式を繰り返し解き、それぞれの **characteristic time ratio** 及び

スケーリングパラメータを得る段階的積分スケーリング法を適用する。これによって、メカニズム間の相対重要度，並びにスケーリング基準及び時定数を整理。このとき，メカニズム間の遷移条件も併せて同定

- m) 相対重要度の整理結果に基づいて，実規模体系とスケール体系間の相似則及びスケールひずみを分析。支配メカニズムの不確かさが大きな場合，SET の実施を指示

などの 3 段階の手順群から構成されるとともに，各段階ではより詳細な手順が定められている。

以上に解説した **H2TS** を用いて characteristic time ratio と階層構造の関係が規定されることによって，最適評価コードの適用性，試験（妥当性確認用データベース）とスケーリングとの関係が次のように整理される<sup>(12)</sup>。

- n) 数値シミュレーションにおいて
  - 1) 最適評価コードにモデル化する物理プロセスの同定及びその順位付け
  - 2) 感度解析及び不確かさ解析において重要となるパラメータの同定
- o) 試験において
  - 1) 試験装置と実規模体系の間で保存される相似則の提供
  - 2) 相似則間の優先順位付け
- p) 技術管理において，次に示す項目において定量的かつ技術的に正当な論拠を与える
  - 1) 試験体系の設計及び試験，並びに最適評価コードの開発及び妥当性確認における優先順位の決定
  - 2) 試験作業と最適評価コードの開発・妥当性確認・不確かさの定量化などの作業との間の適切なバランスを提供
  - 3) 効率的で包括的な技術レビューを実施するための手順の作成
- q) 動力学解析においては，時間スケール評価と，その結果得られる物理プロセスのクラス分けに基づいて，速度の異なる混合体（aggregate）における現象の分岐（ホップ分岐）及び系の安定性を解明する枠組みを提供

などの幅広い応用と成果が期待できるとされ<sup>(12)</sup>，原子炉施設中で生じる多様な複合現象を効果的に整理し分析する枠組みが提供される。

一方，**附属書 A** では，**H2TS** を共通の枠組みとすることによって，最適評価コードに対する要件及び管理，並びに統計的安全評価手法の双方に対して体系的な取扱いが可能となると考えられる。**H2TS** の汎用性を考慮すれば，このことは，適用対象の拡大に向けて手法を整備する必要が生じた場合などに，柔軟かつ迅速な対応を実現するだけでなく，実用性及び説明性を兼ね備えた方法論を提供する基礎となるものと考えられる。

#### E.2.6 H2TS に関わる無次元数及びスケールひずみについて

大破断 LOCA 事象の解析においては，試験装置間関係を示すスケーリングパラメータ

として素過程レベルの局所現象を対象とする線出力密度，再冠水速度，又は減圧過程におけるフラッシングなどの積分現象を対象として時間を保存する Zuber の出力-体積スケールリング<sup>(39)</sup>などが使われる。出力-体積スケールリングは **H2TS** に先行して使用されてきたものであるが，時間スケール並びに初期の混合流密度及び温度などが等しい装置間では，**H2TS** で用いる主たるスケールリングパラメータである characteristic time ratio から縮約して得ることができる<sup>(12)</sup>。また，出力-体積スケールリングは DSS (Dynamical System Scaling) から，2次元パラメータ空間における座標変換を恒等変換とすることで得ることができる<sup>(36)</sup>。

このように **H2TS** は従来法を含んだ汎用性の高いスケールリング法を提供するものである。また，各階層における輸送過程の所要時間に関わる無次元数をスケールリング時の指標としているため，時間スケールに関する一つの評価軸だけで階層化及びスケールリングを実現できる。

これは次のようにして示せる。成分  $i$  が占めるコントロールボリューム  $V_i$  で積分した流れの保存式，

$$\frac{dV_i \psi_i}{dt} = \Delta [Q_i \psi_i] + \sum_{k=1}^{m-1} j_{ki} A_{ki} \quad (\text{E-1})$$

ただし， $\Delta [Q_i \psi_i] = [Q_i \psi_i]_{in} - [Q_i \psi_i]_{out}$

ここに，

$\psi_i$  : 質量/運動量/エンタルピなどの保存量，

$Q_i$  : 体積流量

$j_{ki}$  : 成分  $k$  から  $i$  への境界面に垂直な保存量輸送流束

$A_{ki}$  : 成分  $ki$  間の境界面面積

を無次元化して得られる無次元化保存式，

$$\tau_i \frac{dV_i^+ \psi_i^+}{dt} = \Delta [Q_i^+ \psi_i^+] + \sum_{k=1}^{m-1} \Pi_{ik} j_{ki}^+ A_{ki}^+ \quad (\text{E-2})$$

ただし，+は当該変数とその初期値で規格化した無次元数を表す

のように，パラメータをその初期値で規格化することによって，保存式を特徴付けるパラメータが，時間微分項を無次元化するために乗じられる流れの滞留時間  $\tau_i$ ，及びソース項中の各輸送過程に乘じられる時間スケールに関する無次元数 characteristic time ratio， $\Pi_{ik}$  の2種類だけとなる。(E-2) 式から分かるように，characteristic time ratio の値が大きいほど， $\psi_i^+$  に対する当該輸送過程の影響の度合い，又は重要性が高くなる。

なお，複数階層にわたる複雑なシステムでは，階層ごとに保存式数に相当する数の滞留時間及び輸送過程数に相当する数の characteristic time ratio が存在する。

characteristic time ratio を用いることによって，同一プロセス  $i$  における試験装置  $m, p$  間で

のスケールひずみ  $D$  についても、

$$D \equiv \frac{[\Pi_i]_p - [\Pi_i]_m}{[\Pi_i]_p} \quad (\text{E-3})$$

のようにして得ることができる。

スケールひずみは、物理プロセスが複合する系において、物理プロセスごとの更新周波数が異なるために着目パラメータのスケール依存性が相違することから生じるひずみである。これに対し、時間スケールに関する一元的な無次元数である **characteristic time ratio** を用いたスケールひずみ評価式を構成することによって、更新周波数と系内のインベントリの滞留時間を直接に取り込み、物理プロセスごとのスケールひずみを比較できる。このため、(E-3) 式を用いることは、一貫性のあるスケールひずみの評価法を提供することになる。

なお、**H2TS** 改訂版<sup>(14)</sup> では、ボトムアップアプローチが詳細に整備された。ボトムアップアプローチでは時間スケールを唯一の尺度とはしていない。これは、階層分解上、最下層となる素過程又は構成式を対象として遡るスケールリング方式であるため、**characteristic time ratio** に依存しないためである。重要な物理プロセスが既に特定されていることから、段階的積分スケールリング法によって重要度の高い物理プロセスから順に、空間積分した保存式に基づき、各メカニズム間の相対的な重要度を評価するため、時間スケールだけではなく、対象とする物理プロセスに関わると想定される重要なメカニズムに直接に関係する流れ又は伝熱に関する無次元数及び時定数が扱われる。

## E.2.7 他のスケールリング分析法

### a) 概要

この節では、**H2TS** の提案以降に新たに提案されたか又は使用されているスケールリング分析法についてそれぞれの概要を示す。それぞれ、当該のスケールリング分析法の特徴、得失などに留意して使用することが重要である。

### b) 改良線形スケールリング

改良線形スケールリングは、**APR 1400** の大破断 **LOCA** 事象時の再冠水期間に **DVI** (Direct Vessel Injection) が動作し、**ECC** バイパスなどによってダウンカマ部に多次元的な流れが生じるときのスケールリング手法として **KAERI** によって開発された<sup>(26)</sup>。このスケールリング手法は、炉心への冷却機能を検証するための縮小スケールの熱流動試験設備を、特性時間及び流速を減少させる仕様の下でスケールひずみを回避できるよう設計するために適用された<sup>(27)</sup>、<sup>(38)</sup>。同試験設備は、ダウンカマにおける **ECC** バイパス、スワイプアウト、**CCFL**、2 相流流動様式などの多次元的な 2 相流現象の影響を実験的に確認することを目的としている。

改良線形スケールリングは、必ずしも階層分解に立脚するスケールリング手法ではないが、階層分解の観点では、ダウンカマにおける 2 流体のマクロな運動量保存式に基づく多種の無

次元数を構成することで、特定の物理領域に限定してトップダウンスケールリングを行ったとの位置付けとなる。

これらの無次元数を相似則として用いることで、改良線形スケールリングは線形スケールリングと同じ幾何形状に対する相似則をもつ上に重力も保存できることになる。

なお、面積アスペクト比が長さスケール比の2乗のまま保持されるときは、改良線形スケールリングと次に述べる3段階スケールリングの結果とが等しくなるとされている。

### c) 3段階スケールリング

Ishii らの3段階スケールリング法<sup>(28),(38)</sup>も H2TS と同様にシステムの階層分解に基づく手法であり、トップダウンスケールリング及びボトムアップスケールリングからなる階層的2層スケールリングの考え方を基本的な枠組みとして採用したものである。

この手法は、トップダウンスケールリングを

- ・ システムスケールリング：大域的又は積分的なスケールリング分析であり、単相及び/又は2相の自然対流について、ドリフトフラックスモデルを用いた1次元2相流の質量、運動量及びエネルギーの保存式の理論解に従って得られた応答関数 (Response Function) に基づく多様な無次元の相似パラメータを用いる。
- ・ 検査体積スケールリング：幾何形状に依存する破断流、注水などの境界流れ及び質量・エネルギーのインベントリの相似性に関するスケールリング分析を実施する。

の二つに分割し、ボトムアップスケールリングに関する、H2TS と同様に重要な熱水力現象に関して積分的スケールリングとの相違を確認する局所現象スケールリング分析 (G.4 参照) と合わせて3段階のスケールリング分析法から構成される。局所現象スケールリングにおいては、破断箇所、自動減圧系 (ADS) などからの流れ、CHF、炉内 (チムニ部) でのフラッシング現象、サプレッションプールにおける直接接触凝縮などの現象が考慮される。

Ishii らの3段階スケールリングは、自然循環炉である SBWR の LOCA 事象を縮小スケールで実験的に模擬する Purdue 大学の総合効果試験設備 PUMA の設計<sup>(29)</sup> 及び KAERI の次世代 PWR のための総合効果試験設備 ATLAS の設計<sup>(30)</sup> に適用されている。

また、Ishii らの3段階スケールリングは長さスケールの制限を緩和することに特徴がある。すなわち、適切な長さスケールを用いることで、縮小サイズの総合効果試験における2相流流動様式及び多次元効果に由来するスケールひずみを減少させることができる。一方、トップダウンスケールリングにおいては、長さの縮小に従って時間及び速度のスケールが低下することから、H2TS と同様に、局所現象のスケールリングにスケールひずみが伴う。ただし、局所現象スケールリングの段階で確認することによってこれを克服できるとされている<sup>(38)</sup>。

なお、Ishii らの3段階スケールリングでは、単相流に対して時間スケールが長さスケール比及び出力比の両方に依存する一方で、2相流に対しては長さスケール比のみに依存することから、両相が混在し相応に影響する物理領域内の複雑流れに対しては、その適用性に課題が生じる<sup>(29)</sup>。このため、単相か又は2相のどちらかの流れが支配的な物理領域に適用する

ことが望ましいと考えられる。また、この3段階スケーリングは、異なる長さスケール及び断面積スケールの試験装置間の相似関係を分析するために開発されたものであり、RHRPのように系の圧力も減少させる試験装置に対しては直接に適用できない点に留意する必要がある。

#### d) FSA (Fractional Scaling Analysis)

FSAは、H2TSの開発の中軸であったZuberらが、時間的に変化する系を対象に、初期値などで規格化した状態量の相対的な変化速度 (Fractional Rate of Change) (以下、単に“**規格化変化速度**”という。) 及び特性時間を異なるスケール間で比較する重要なパラメータとして開発した汎用的なスケーリング分析法<sup>(32),(38)</sup>である。H2TSと同様な階層分解の考え方に則って分けたシステムレベル、物理領域レベル及び物理プロセスレベルの3段階のスケーリング手法から構成される。この中でシステムレベル及び物理領域レベルのスケーリングは全体論的なアプローチであり、H2TSのトップダウンスケーリングに当たる。一方、物理プロセスレベルのスケーリングは還元論的なアプローチであり、ボトムアップスケーリングに当たる。

また、規格化変化速度及び特性時間の組合せは、LOCA事象のシステムレベルの評価<sup>(33)</sup>、LOCA時の燃料棒のPCT特性に対する物理領域レベルの評価<sup>(34)</sup>などに好適なものともなる。

システムレベル及び物理領域レベルのスケーリングは次のような流れの手順から構成される。一連の計算の過程で、物理領域をまたがる状態量のそれぞれの領域における変化速度は、物理領域間の境界及び領域内部で定義される伝達関数によって結合される。また、この手法は時間の保存を必要としない。

- 1) 対象とする物理領域及び過渡現象の持続時間を特定
- 2) 重要な単数又は複数の状態量に対する単数又は複数の変化の主体 (agent of change) の特定
- 3) 規格化変化速度、特性長さ及び規格化した変化幅 (影響評価指標, effect metric) を評価し、特性時間を算出
- 4) 時空間スケールの異なる二つの体系間の規格化変化速度の比に基づいてスケールひずみを評価

**注記** 状態量と変化の主体との関係は、質量、エネルギー、運動量などの保存式における保存量 (質量、エネルギー、運動量など) が状態量、一方、変化の主体とは、例えば移流項の影響が有意でないときは、保存式の右辺のソース項において最も支配的又は影響の度合いの高い項に当たる。

また規格化変化速度とは、変化の主体を対応する重要な状態量で除した比のことをいい、特性長さとは物理領域の体積をその断面積で除した比、規格化した変化幅とは規格化した状態量の初期値からの変化幅をいう。重要な状態量

が複数あるとき及び／又は変化の主体が複数あるときには、実効的な規格化変化速度が評価される<sup>(32)</sup>。因みに一つの重要な状態量の変化に複数の変化の主体が影響するときには、それぞれの変化の主体に対する規格化変化速度の絶対値の大小を比較することによって、変化の主体の間の重要度を定量的に評価することができる。スケールひずみの評価を含め、規格化変化速度がもつこのような機能は、H2TSにおける characteristic time ratio がもつ機能に相当する。

なお、FSA におけるスケールひずみは、対象とする時間幅における平均的な特性を評価できるものの、その時間変化特性は評価できない。

以上に説明したように、FSA は注目パラメータ又は安全評価パラメータへの影響の観点で物理領域及びそこで対応する現象の重要度を定量的にランク付け、スケールひずみを評価するとともに、異なる試験設備で取得した類似の過渡事象の試験データを合成する体系的な手法を提供する。また、FSA は縮小試験設備の設計支援及び単純化にも有用であり、CANDU-6, IRIS, 改良型高温炉などの試験装置の設計に活用されている<sup>(38)</sup>。

#### e) DSS (Dynamical System Scaling)

DSS<sup>(35), (38)</sup> は FSA をベースに、H2TS 及び FSA と異なり、スケールひずみの時間変化特性を直接的に評価できるよう開発されたスケールリング手法である。階層分解の考え方によって全体の方法論が構築されており、PIRT に従った重要な現象の特定、局所スケールリング手法などを含んでいる<sup>(38)</sup>。DSS の最大の特長は、過渡変化の任意の時点のスケールひずみを客観的かつ定量的に評価できる点にある。また、DSS では、物理プロセスごとに又は変化の主体ごとにスケールひずみを評価する H2TS 及び FSA と異なり、単一の統合的なスケールひずみを評価できることから、体系間のスケールひずみを把握しやすくなる点にも特徴がある。

なお、H2TS 及び FSA との手法上の比較に関する説明<sup>(37)</sup>、単純な円筒体系からの単相プール水のブローダウン事象への適用に関する説明<sup>(36)</sup> などがなされている。

DSS の中で最も革新的な部分であるトップダウンスケールリングの概要は次のとおりである。総合効果試験（縮小モデル）を対象としたとき、DSS では微分幾何に基づいて、基準時空によって取り扱われる基礎保存式を座標変換し、プロセス空間（process space）内の幾何学的な関係に変換する。このとき、基準時空内の状態量の変化は、プロセス空間内をプロセス時間によって動く点の軌跡、プロセス測地線（プロセス曲線）に変換される。このプロセス測地線の相違がスケールリング上の差異を表す。次いで、縮小体系と実サイズの体系との関係に対してプロセス時間に対するメトリック不変性及び変換後の保存式に対する共変性原理をプロセス空間内におけるスケール則として課し、両者の相似的な関係を評価する。このとき、縮小体系と実サイズの体系との間のスケールひずみを、特定のプロセス時間におけるそれぞれのプロセス測地線の間隔を指標として定義し、プロセス時間の関数として評価す

る。

縮小体系及び実サイズの体系の二つの体系を比較することを考えると、プロセス空間において、保存量 $\beta$ 及び変化の主体の大きさ $\omega$ のそれぞれに対して両体系間で一定のスケール比が生じると仮定するとき、両体系における $\beta$ 及び $\omega$ は2パラメータアフィン変換によって関係付けられる。このとき、アフィン変換には5通りのタイプ分けができ、その中で変換を恒等変換（スケール比が全て1）とするときには、出カ―体積スケーリングのような具体的なスケーリング手法が含まれることになる<sup>(35),(36)</sup>。

なお、現状では対象とする保存式内で取り扱う状態変数が一つだけとの制約があり、2相流への適用は困難である。また、これと関係してメトリックも基準時刻とプロセス時間とを変換する1種類だけに限られる。さらに、スケールひずみを評価するに当たって、プロセス空間が平坦であることが暗黙に仮定されている。この平坦性の仮定に対しては、それぞれの体系におけるプロセス測地線に対するプロセス時間が1対1に対応することが必要条件として課されているに過ぎない。今後、例えば2相流の保存式のように一つの保存式に複数の状態変数が含まれる場合、プロセス時間の1対1対応がなされない場合などに対応して、リーマン空間への拡張及びリーマン計量の導入が予定されており<sup>(35)</sup>、これが達成されるとDSSの適用が一層広まる可能性がある。

**注記** DSSではシステムの状態の継続的な変遷のことをプロセスという。またプロセス時間は、保存量の規格化値をFSAと規格化の方法がやや異なるものの概念的には同等の変化の主体で除した比のことをいい、FSAの規格化変化速度の逆数に相当する。一方、基準時刻（reference time）とは原子炉施設、実験設備、時間領域のシミュレーションなどで用いる時刻を指し、ニュートン力学でいう時刻をいい、基準時刻に従って状態が変化する原子炉施設などの空間を基準時空という。

プロセス空間は、プロセス時間を媒介変数として、横軸に規格化した変数の値 $\beta$ 、縦軸に変化の主体の大きさ $\omega$ に対してプロセス時間 $\tau$ の終点と始点との差を乗じた量 $\Omega$ をとった空間である。 $\beta/\omega$ で定義されるプロセス時間は、基準時刻に対して変化の主体の時間変化率に対応した進み又は遅れを伴う無限小 $d\tau$ を積分する形で評価される。さらに、対象とする物理プロセスは、プロセス時間も座標軸に加えた $\beta$ - $\Omega$ - $\tau$ 空間内におけるプロセス測地線と呼ばれる3次元位相曲線として表現され、プロセス時間の始点から終点まで、プロセス空間内の異なるヌル測地線を横切る軌跡を辿る。

共変性原理とは、一般に、物理法則が座標系によらず同じ数学形式をとることをいうが、DSSにおいても物理領域内で積分した基礎方程式の左辺（時間微分項）を変化の主体（右辺）で除した結果（左辺/右辺）が縮小体系、実サイズの体系のどちらにおいても時刻によらず1となることを要求している。

ヌル測地線とはプロセス時間の経過がゼロとなる測地線のことをいい、 $\beta$ - $\Omega$

空間内で原点を通る直線によって表される。ヌル測地線及びプロセス測地線を測地線として厳密に取り扱えるのは、プロセス空間が独立な座標軸によって定義されるときに限られる。

アフィン変換に対しては、並進移動を除く変換が想定されている。

### E.2.8 試験に対するスケーリング分析に関する留意点

試験に対してスケーリング分析を実施するのは、対象とする試験が所定の原子炉施設及び所定の事象における原子炉施設内の状態の変化を表現するものであることを確認するためである。

試験に対してスケーリング分析を実施するに当たっては、

- 1) PIRT で特定された重要度に応じて作成される評価マトリックスにて選定された試験の忠実性（対象とする現象に従った正確な取扱いがなされ、測定データも現象の定量化に十分なパラメータを網羅しかつ信頼性が高いこと）が十分でない
- 2) 原子炉施設で生じる現象に対する個別効果試験のスケールアップ性能が十分でない
- 3) 原子炉施設で生じる現象の条件及び状態に対する個別効果試験の初期条件及び境界条件がスケールひずみ及び／又はスケーリング制限範囲をもつ
- 4) 原子炉施設の対応する条件の事象に対して、コンポーネント効果試験及び総合効果試験の結果、並びにこれらの初期条件及び境界条件の一部又は全てがスケールひずみをもつ

などの可能性を考慮した上で、1)でいう忠実性が不十分な試験を除き、個別効果試験に対してはスケールアップ性能及び試験条件のスケールひずみの評価、総合効果試験に対してはスケールひずみの評価を主体に実施する。スケールひずみ及び／又はスケーリング制限範囲のあることが確認された場合には、その要因分析を実施し、影響を及ぼす重要な現象及びこれらの重要な現象が影響する他の現象又は特性を安全評価パラメータへの影響も含めて特定し、スケールひずみの影響の有無を判断することが重要である。このとき影響が大きいと判断されるときには、影響のある現象を記述する計算モデルの感度、工学的判断などに基づいて、スケーリングに起因する推定誤差を評価する。

**注記** “スケーリング制限範囲”とは、試験装置が取り扱える試験条件において、原子炉施設にて重要と想定される全ての状態及び／又は状態の変化を、所望のスケールアップ性能又は容認可能なスケールひずみの下で十分にスケールアップできない試験条件の範囲をいう。ここで、試験条件は初期条件及び境界条件から構成される。また、境界条件には過渡の変化条件も含まれる。

なお、スケーリング制限範囲はスケールひずみの要因の一つとなることもある。

なお、最適評価コードのスケールアップ性能の評価については **G.5** を参照されたい。また、コンポーネント効果試験は実機大でなされることが多いことから、スケーリング分析は

必要に応じて考慮する事項となる。

試験に対するスケーリング分析に当たっては、炉心部で生じる事象又は現象のように、高さが実長かつ原子炉施設の状態に対応する初期条件及び境界条件が設定された個別効果試験が実施されている場合に、当該の事象又は現象において鉛直方向の 1 次元熱流動が支配的であるとき又は出力一体積スケーリングが適用できるときには、試験並びにその初期条件及び境界条件に対するスケールアップ性能の評価は不要となる。沸騰遷移相関式、燃料集合体の圧力損失、集合体内ボイド率分布などを評価するための実長の個別効果試験がこれに当たる。

一方、物理領域にかかわらず、壁面及び界面の熱伝達及びせん断力、流動様式の発達、臨界流、CCFL、壁面凝縮、クエンチ速度などの現象に対しては、様々な空間スケールの個別効果試験装置が相関式の作成に用いられており、一部又は全ての試験結果並びに初期条件及び境界条件についてスケールアップ性能の評価が必要となる。評価が不要となるのは、管径などの形状条件が実機条件と等しいか又は同等な試験装置内で流れ及び熱流動状態が十分に発達して現象に関わる全ての状態量が平衡状態に到達した領域で、これらの状態量が測定された試験に限られる。

スケールアップ性能のあること、並びに試験条件のスケールひずみ及びスケーリング制限範囲のないことが想定する試験条件の範囲で示された個別効果試験との比較によって PIRT で特定された重要な現象の全てに対する最適評価コードのランダムな不確かさ及び推定誤差が特定され、推定誤差が対応するランダムな不確かさの幅と比較して小さいことが確認されれば、最適評価コードのスケールアップ性能が十分であることが期待できる。ただし、これは最適評価コードの側に補償誤差がない (D.2.4 参照) ことが前提であり、補償誤差がある又はあると見込まれる場合には、その影響を評価して最適評価コードのスケールアップ性能の低下の程度を把握することが重要である。(G.5 参照)

総合効果試験においては、

- ・ 再冠水時の熱伝達特性のように、出力一体積スケーリングが適用できる物理領域の現象の測定結果
- ・ 特定の物理領域内で高い時空間分解能で複数種の状態量の測定がなされ、狭い空間における特定の現象を記述する情報とその境界条件を表す情報とのように情報を分離できる測定結果

などに対して、個別効果試験として取り扱える現象が局所的に含まれることがあり、有効な情報として活用できる。しかし、大半の現象は事象の進展に従ったマクロな状態量の変動の過程で相互に依存し影響を及ぼし合いながら変化していくため、PIRT で特定された重要な現象に対してもスケールひずみが生じることがある。

総合効果試験は、このような状況の中で最適評価コードのスケールアップ性能(コードスケーリング)の確認を目的として、PCT などの安全評価パラメータに対して同コードによる解析値の不確かさの定量化のために用いられることになる。ただし、これに当たっては、

スケールひずみの有無及び補償誤差の大きさが不確かさの定量化の信頼性及び最適評価コードのスケールアップ性能の評価に影響することから、試験におけるスケールひずみの評価をすることが重要となる点に留意する。

なお、総合効果試験の結果を用いて最適評価コードの計算モデルの不確かさを定量化する場合 (D.2.4.2 a)参照) には、総合効果試験による妥当性確認に当たって解析結果に感度のある計算モデルのモデルパラメータ、入力パラメータなどの調整がなされて補償誤差が導入される可能性のある点に留意する。さらに、補償誤差の影響が見込まれるときには、その影響を評価して最適評価コードのスケールアップ性能の低下の程度を把握することが重要となることにも留意する。

表 E.1 最適評価コードの機能分解

保存式 + 構成式	数値解法
基礎方程式	保存式及び構成式を解く上での解法  (離散化, 数値積分法, その他の 数値アルゴリズム)
流れ場のモデル及び工学的な相関式 (流動様式マップ, 相関式など)	
機器及びコンポーネントモデル (ポンプ, セパレータ, 弁など)	
特殊モデル (気液対向流, 臨界流, 再冠水熱伝達, 制御系・インターロックなど)	

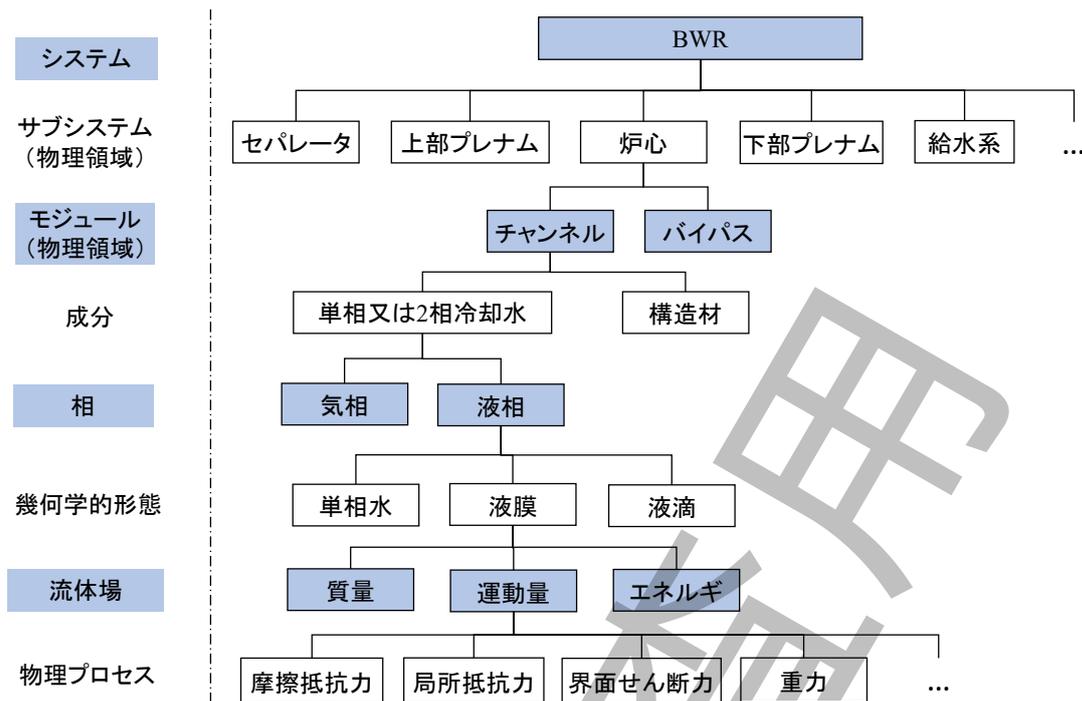


図 E.1 H2TS に従う BWR 複雑熱流動システムの階層分解

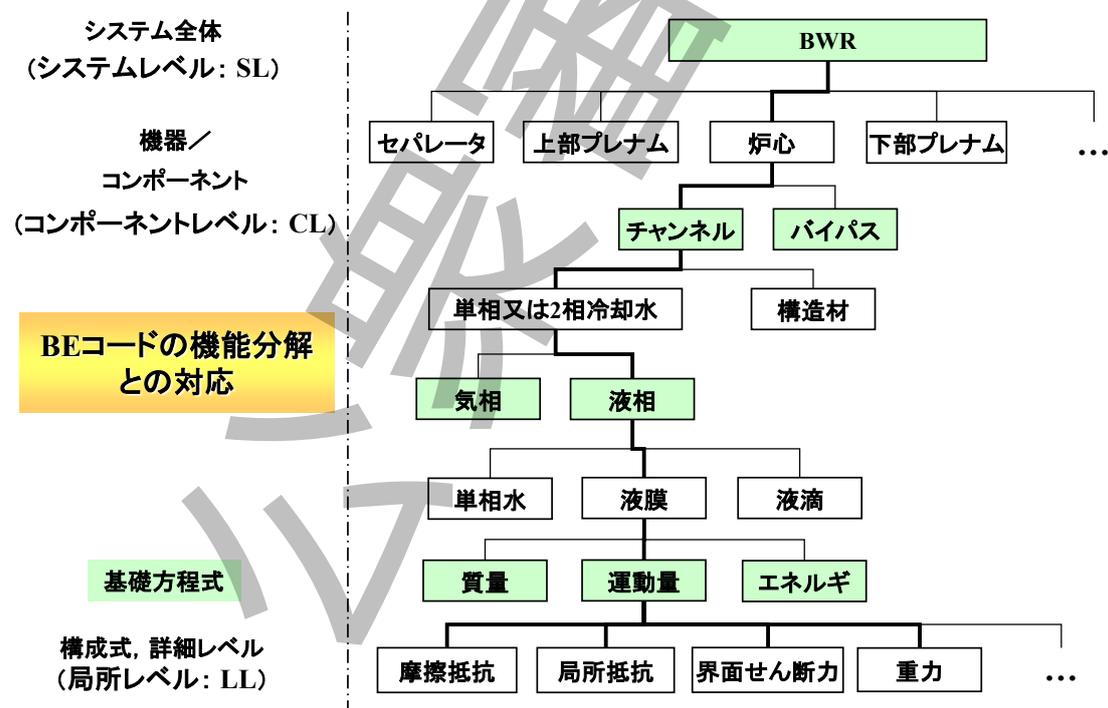


図 E.2 BWR 熱流動システムの階層分解と最適評価コードの階層分解との関係

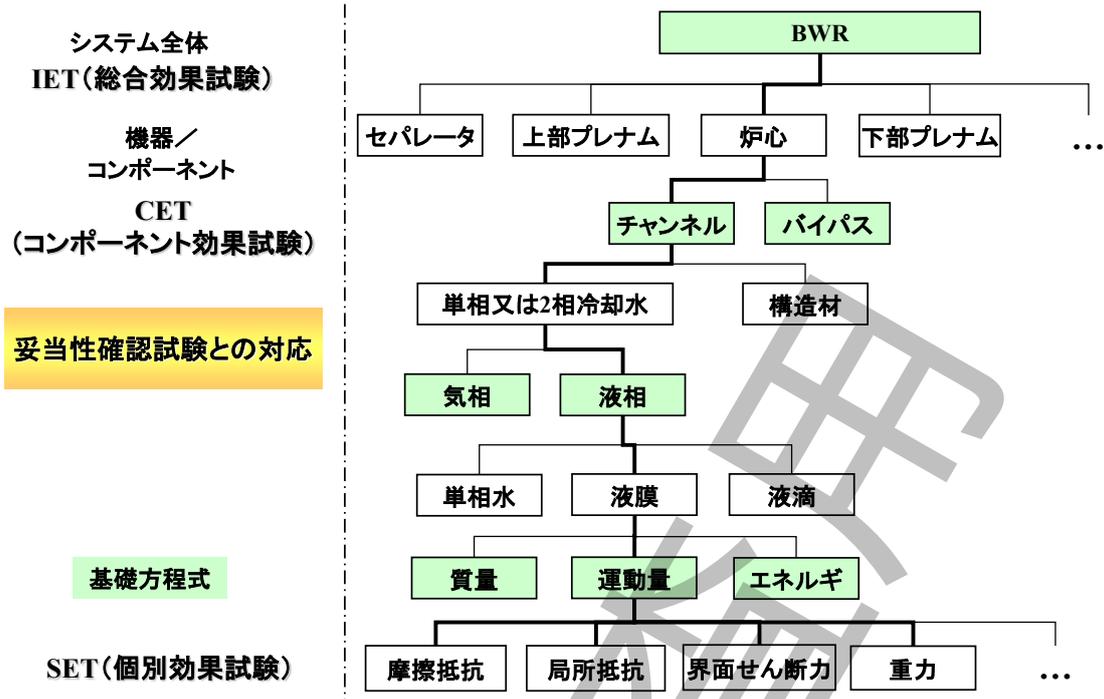


図 E.3 BWR 熱流動システムの階層分解と妥当性確認試験の階層分解との関係

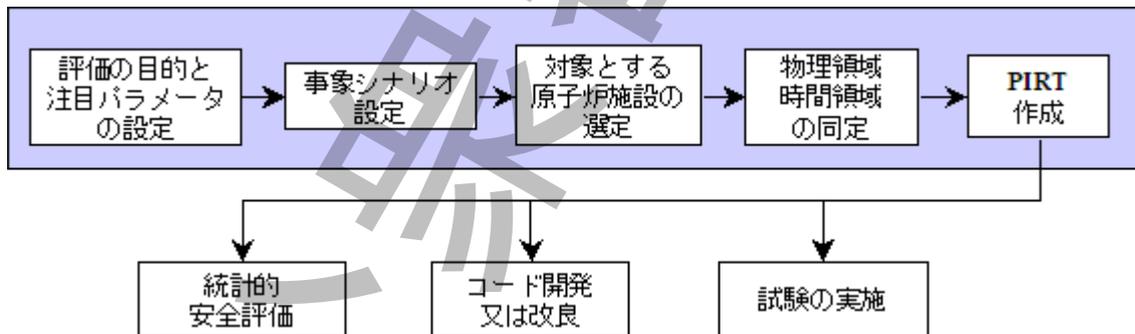


図 E.4 PIRT 構築までの上流側プロセスとその他のプロセスとの関係 <sup>(13)</sup>

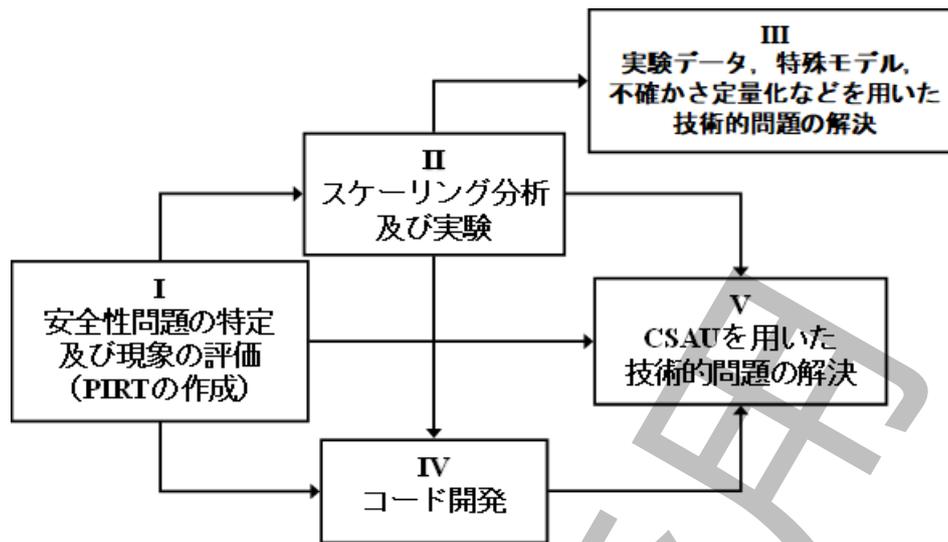


図 E.5 熱流動問題の統合的解決方法 (13)

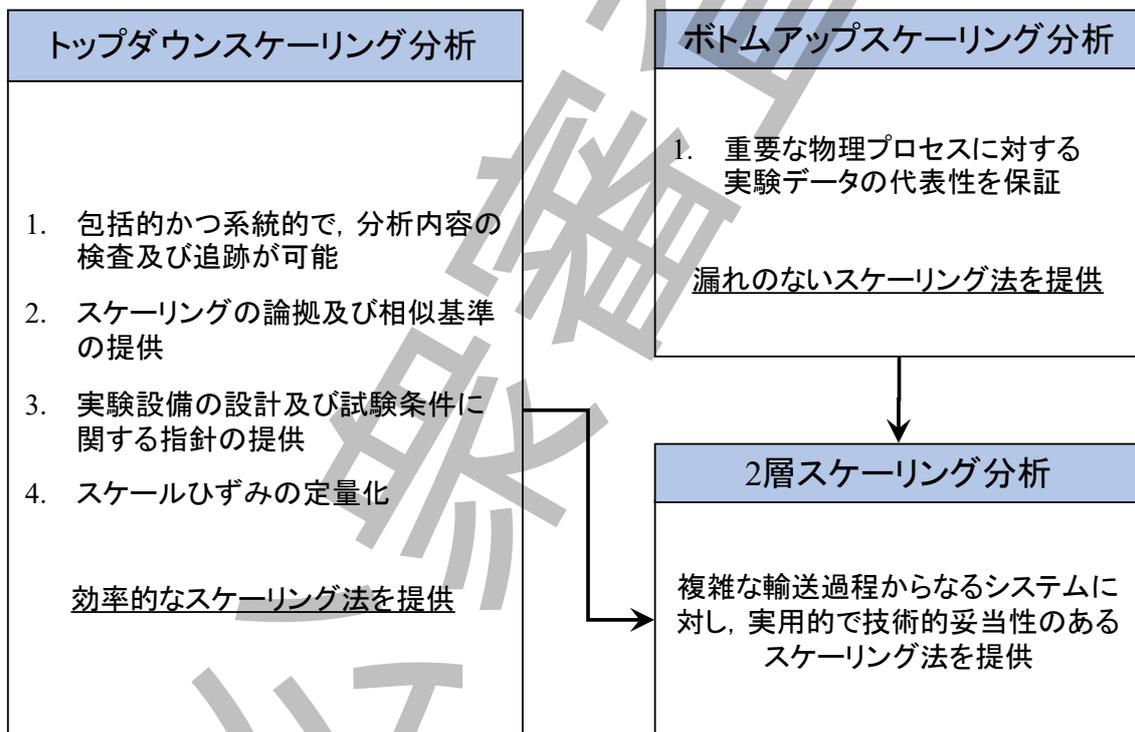


図 E.6 2層スケージング分析 (H2TS) の役割 (13)

## 附属書 F (参考)

### 重要度ランクテーブルの作成に関する補足

#### 序文

この附属書は、**附属書 B** において規定した重要度ランクテーブルの作成について説明するものである。

なお、この附属書は本体及び附属書に関する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

#### F.1 附属書 B の位置付け

この標準においては、**箇条 4** で統計的安全評価の手順について規定し、**附属書 A** では統計的安全評価に用いる最適評価コードの要件及び管理を規定している。**箇条 4** 及び**附属書 A** の中では、それぞれの規定に従って評価を実施するに当たって基盤となる重要な現象の同定を行うために、重要度ランクテーブル (PIRT) を使用することを規定している。このように、PIRT は鍵となる重要な要素に位置付けられることから、**附属書 B** を設けて、**箇条 4** 及び**附属書 A** で使用する PIRT を作成するための共通な方法をまとめて規定した。ただし、**箇条 4** と**附属書 A** との間で PIRT が相違する場合には規定中にこれを付記することとした。

#### F.2 PIRT 作成手順

##### F.2.1 主要ステップ及びその背景

**附属書 B** に規定したように、新規に PIRT を作成する場合は次の手順に則って実施するが、その前提として、統計的安全評価、及び統計的安全評価に使用する最適評価コードの適用対象である“運転時の異常な過渡変化”及び“設計基準事故”に関する事象シナリオが既に与えられているものとしている。

- a) 目的及び対象とする原子炉施設の確認
- b) 注目パラメータの設定
- c) 時間領域の分割
- d) 物理領域の設定
- e) 現象の同定
- f) 重要度のランク付け
- g) 文書化

a)から g)の手順は、次に示すように米国での PIRT の発展を考慮して定めたものである。

PIRT が最初に用いられたのは CSAU 手法を定めた 1989 年の NUREG/CR-5249 においてであり、PWR の大破断 LOCA 事象の安全評価を目的に使用され、大きな成功を収めた<sup>(3)</sup>。

その後、より広範囲の対象への適用が可能となるよう汎用化するとともに、PIRT が専門家の工学的判断に基づいて作成されるものであることから、合理的な判断を実現するためのロバストな方法論を目指した 15 ステップの PIRT 作成法が 1998 年に発表された<sup>(20)</sup>。さらに、それまでの経験を踏まえて、作成された PIRT の質を損なうことなく作成効率を向上させる方法として、単純化された 9 ステップの PIRT が 2004 年に提案された<sup>(21)</sup>。これらの内容を比較して、表 F.1 に PIRT 作成方法の変遷として示す。表 F.1 及び以降の文章では時系列的に、1989 年のものをオリジナル PIRT、1998 年のものを一般化 PIRT、2004 年のものを単純化 PIRT ということとする。

オリジナル PIRT では、主として時間領域の分割、現象の同定、重要度のランク付けで構成されていた。これに対し、一般化 PIRT では、客観性を確保するために重要となるロバストな方法論とするため、作成目的及び注目パラメータの確認、サブシステム（物理領域）の設定、並びに現象の同定における妥当性確認用の試験、解析結果の確認などのステップが加えられた。次に単純化 PIRT では、一般化 PIRT における妥当性確認用の試験による確認ステップの作業上の負荷が高いことを踏まえ、これを代替することを念頭に、PIRT 作成に関連する背景情報の収集、知見の信頼性に対する評価などのステップを加え、客観性を保持することを試みている。

この標準における PIRT の作成手順は、オリジナル PIRT からの発展の経緯を踏まえ、単純化 PIRT の作成手順を基本に構成した。ただし、

- ・ 事象シナリオが特定され、発生する現象の知見が十分に蓄積された設計基準事象及びその類似事象に適用することを想定している。
- ・ 統計的安全評価又は最適評価コードの適格性評価の過程で感度解析、試験データとの比較が実施されることから、客観性を与える後段ステップが実質的に存在する。

などの観点から、単純化 PIRT における知見の信頼性に関する評価ステップを実質的に不要と判断し、a) から g) までの 7 ステップの手順に集約している。しかし、現象の同定又は重要度のランク付けの変更に直接的又は間接的に関わる最新知見、知見が十分に蓄積されていない現象などがあれば、PIRT の信頼性の確保及び／又は新たな試験データの要否の観点から、知見の信頼性又は知見の充足度の評価を実施するのがよい。

なお、a) から g) までの 7 ステップの手順は、F.3 に示す PIRT 作成チームの総合的な知見に基づいて実行されることが重要である。

## F.2.2 システムの階層化 (E.2.3 参照)

F.2.1 e) に示した“現象の同定”においては、抽出した現象に漏れがないことが重要であり、これをより確かなものとする観点から、原子炉施設及び事象を物理領域及び時間領域に分割し、分割したそれぞれに対して個別の物理プロセス及び現象を同定する方法が用いられる。すなわち、事象シナリオ及び原子炉施設のシステム全体を包括的に評価するのではなく、事象シナリオを時間領域に分割し、各時間領域において原子炉施設のシステムを物理領

域及び必要に応じてそれ以下の階層に分解する方法である。この方法は、まず上位階層に属する現象を同定し、続いて関連する下位の現象をトップダウン的に評価する手法であるため、事象シナリオ及びシステム全体を対象として現象を直接的に抽出する方法と比較して、より効率的な方法と考えられる。

### F.2.3 安全評価時に使用する PIRT と最適評価コードの適格性評価時に使用する PIRT との関係

E.2.4 では PIRT の構築及び構築に至るまでの作業手順は、その後の作業プロセスが最適評価コードの適格性評価又は統計的安全評価のどちらの場合についても、手順が基本的に共通であることを示している。

このことは、PIRT の構築の上流側に位置する手順にて決定される内容だけが、PIRT を特徴付ける因子であることを意味する。すなわち、上流側で定義する適用対象、適用シナリオ及び注目パラメータの相違が PIRT に差異を生むのであり、原則として、PIRT の内容は、最適評価コードの適格性評価、統計的安全評価における不確かさ評価など PIRT の構築以後の作業プロセスには拠らない。

一般に統計的安全評価を実施する場合と比較して、最適評価コードの適用対象の範囲は広い場合が多いと考えられる。例えば、ポンプトリップ事象の統計的安全評価に限って適用する最適評価コードがあるとしても、当該の最適評価コードの適格性をポンプトリップ事象のような単純な事象だけで判断できるというものではない。

このため、適格性評価のため**附属書 A**の規定に従い構築した PIRT は、統計的安全評価に適用するために**箇条 4**の規定に従って構築する PIRT と比較して、取り扱う物理プロセス、現象などの範囲が広くなると同時に、重要度についてもより多くの対象及び事象シナリオへの適用を想定した総合的、又は多くの場合分けを含んだランク付けが概してなされることとなる。

種々の統計的安全評価に適用する目的で**附属書 A**に従って適格性評価を行った後に、**箇条 4**に従い統計的安全評価を行う場合に使用する PIRT については、

- a) **附属書 A** で評価する必要のある全ての対象及び全ての事象シナリオについて PIRT が場合分けされており、**箇条 4**での統計的安全評価の対象と事象シナリオとの組合せがその要素として含まれるのであれば、**附属書 A**の PIRT から該当する適用対象と事象シナリオとの組合せを選択し抽出することによって、**箇条 4**の PIRT を作成することができる。

**表 F.2** 及び**表 F.3**には複数の事象に対する PIRT の例を示してある。単独の事象に対する統計的安全評価に用いる場合には、相当する事象の PIRT を用いる。

- b) **箇条 4**での統計的安全評価の対象と事象シナリオとの組合せが、**附属書 B**で構築する PIRT の想定範囲に含まれる場合であっても、**附属書 A**において複数対象及び複数シナリオを統合し、現象ごとに最も高いランク付けを採用した包絡的な PIRT を作成してい

た場合には、**箇条 4** の PIRT は、包絡的な PIRT として**附属書 A** と同じものを使用するか、**附属書 A** の PIRT の策定過程に立ち戻り再構成する必要がある。

最適評価コードに対しては、**表 F.2** 及び**表 F.3** に示した例のようにこれらの事象を全て評価できることを要求される場合がある。その場合、各事象中の最高のランク付けを現象ごとに抽出して、最適評価コードの PIRT におけるランク付けとすることが有効と考えられる。

- c) **箇条 4** において**附属書 A** と異なる適用対象と事象シナリオとの組合せを選択する場合には、異なる部分について、新たに PIRT を作成する必要がある。また、両者の間で適用対象及び事象シナリオが重なる部分については、**a)**及び／又は**b)**に従い PIRT を再構成する必要がある。

なお、最適評価コードを特定の統計的安全評価に限って適用し、かつその適格性評価も統計的安全評価の対象に範囲を限定する場合には、**附属書 A** と**箇条 4** の PIRT は一致することになる。このとき、**附属書 A** の適格性評価の結果があらかじめ存在する場合には、本体の**4.3** の“**パラメータの不確かさの定量化**”までのプロセスは、**附属書 A** の規定に従って作成された文書情報に基づいて全て構成することができると考えられる。

## F.2.4 PIRT 作成の具体的手順

### F.2.4.1 目的及び対象とする原子炉施設の確認

#### a) 留意点

統計的安全評価（**箇条 4**）又は最適評価コードの適格性評価（**附属書 A**）のどちらの実施手順においても、このステップに対応する項目を確認し評価することが規定されている。しかし、作成した PIRT を再び利用する可能性、最適評価コードの適格性評価時に作成する PIRT を統計的安全評価に利用する可能性、最適評価コード改良時の適格性評価などの各局面において PIRT を個別に取り扱う必要が生じる可能性が考えられることから、このステップについても省略せずに明示的に規定し、確認結果を文書化することとしている。

#### b) 目的

最近の米国の PIRT ではその使用目的が一般化されていて、対象範囲が広い。例えば、統計的安全評価、最適評価コードの開発、現象の理解及びその特性の定量化のための試験装置の設計・製作などである<sup>(20),(21)</sup>。したがって、最初に PIRT の作成目的を明確にすることが重要となる。この標準においても、統計的安全評価又は最適評価コードの適格性評価を実施する過程で PIRT を使用することから、その作成目的を明確にすることで適用対象及び関連する条件を区別できる。

一般に、この標準が適用範囲とする運転時の異常な過渡変化、設計基準事故のどちらにおいても、原子炉施設内で発生する全ての諸現象は、注目パラメータの挙動に等しく影響して

いるわけではない。このため、対象とする原子炉施設及び事象シナリオを確認し、これに基づいて、トップダウン的に分析を行うことによって、注目パラメータに与える影響が大きい現象を明確にし、重要度のランクを決定することができる方法を規定する必要がある。附属書 B では、このような背景に基づいて、PIRT 作成の最初の手順としてその作成目的を定めることを規定している。

以上に示したように PIRT の作成目的として、PIRT がどのような課題の解決に使用されるか及びその課題を解決するために何を必要とするかを示すことが重要である。

作成目的として、次の例が挙げられる。

新設計の燃料を装荷した炉心及び原子炉施設に対する統計的安全評価に使用する PIRT の作成目的としては、現象の同定及びそのランク付けを実施し、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対する統計的安全評価の実施に当たって使用する基本ツールとすることが第一に挙げられる。また、適用対象とする燃料を装荷した炉心及び原子炉施設、想定する一つ又は複数の設計基準事象、安全評価上の判断基準、想定する必要がある事象の範囲及び深さに対する国内外の安全研究及び安全審査の経験に基づく知見などの情報を明示すれば、作成目的及び取り扱う階層の範囲を具体化できるとともに、PIRT の再利用など、有効活用を促進する有用な材料となる。

#### c) 対象とする原子炉施設

対象とする原子炉施設の重要な設計の特徴、並びに号機又は型式による設計の相違点及び改良点を確認し、これらが明示できる材料を整理して示すことが肝要である。

#### d) 事象シナリオ

統計的安全評価を実施する場合は、安全評価審査指針などに事象シナリオの骨子が定められているので、これに則るなどして事象シナリオが設定されていることが原則である。一方、最適評価コードの適格性評価を実施する場合は、適用を想定する事象に対する事象シナリオを設定する。

事象シナリオを明示することは、機器・安全保護系の作動時の条件及び状態、並びに境界条件などの機器及び物理領域に課される変化を明確化することにつながる。一般に、これを詳細化するほど、PIRT 作成に役立つ情報が増加するが、不要な情報も増えるため、バランスが重要である。

なお、多様な原子炉施設、シナリオを含むような広範囲にわたる PIRT を一度に作成することは問題を起こしやすいため、まず限定的な PIRT を完成させ、次に適用対象を広げていくことがよい方法とされる<sup>(42)</sup>。

#### e) 関連情報の収集

設計基準事象に関する現象の理解及び安全評価については、これまでの国内外の安全研

究及び安全評価のための解析の経験から関連する多くの知見が蓄積されている。これらの関連知見を収集して整理し、必要に応じて最新知見を反映することは、PIRTを作成するに当たって実施する各手順を効率的に進めることに役立つ。収集することが望ましい情報としては、原子炉施設、必要な機器などの設計、事象シーケンス、解析結果（ベースケース、感度解析）、試験データ、試験設備のスケール効果、専門家による事象の整理、類似の過渡現象に対する既存のPIRTに関する情報などがある<sup>(20),(21),(42)</sup>。

#### F.2.4.2 注目パラメータの設定

あらかじめ注目パラメータを確認することは、現象の同定及び重要度のランク付けの尺度を明確化することにつながるため、PIRT作成作業を効率的に進めることに役立つ。

設計基準事象を評価する場合の注目パラメータは、安全評価審査指針において判断基準への適合性を示す指標として示されるPCT、MCPRなどの安全評価パラメータとなる。一方、最適評価コードの適格性評価においては、必要ならば、この他に、これらの安全評価パラメータに影響を与える試験又は試験で取得されたデータと比較可能なパラメータを加えてもよい。

なお、後述する重要度のランク付けに当たって、注目パラメータの正確な理解及び共有化がその作業の品質を左右する可能性があることから、注目パラメータを設定する場合には、有効なパラメータであるか否かを精査し、その結果をPIRTの作成を行うチーム内で共有することが重要である。例えば、有効なパラメータとならないことが判明する例としては、後述する**F.2.4.6 d)**に示す知見の反映によって重要とランク付けした現象に異なるランク付けの評価が下される場合などがある。

なお、ここで示した注目パラメータの設定、**F.2.4.3**に示す時間領域の分割及び**F.2.4.4**に示す物理領域の設定は、互いに依存し合う場合があると考えられ、**F.2.4.4**まで手順を進める間に必要に応じて注目パラメータの設定に戻る可能性があることを付記しておく。

#### F.2.4.3 時間領域の分割

事象の様相及び事象中における現象の重要度は、事象進展、現象の伝播などによって、想定する時間領域によって異なる場合がある。また、ある時間領域及び／又は熱流動条件の下では作動しない機器もあり得る。このような状況を考慮すると、統計的安全評価又はこれに使用する最適評価コードの適格性評価を実施する場合に適用対象とする事象を分析するに当たって、注目パラメータの特定の挙動を支配する一連の現象が継続する期間ごとに、時間領域を分割することが有用と考えられる。

なお、時間領域の分割は、漏れのない現象の同定及び適切な重要度のランク付けの実現を目的に実施するものであることから、**F.2.4.1 e)**にて収集した情報などに基づいて、現象と注目パラメータとの関係が明確である、分割した領域の中での注目パラメータの変化が小さいなど、現象の同定及び重要度のランク付けの質に時間領域の分割の有無が影響を与え

ないと判断できる場合には、必ずしも複数の時間領域に分割する必要はないと考えられる。時間領域の分割の例を次に示す。

主な注目パラメータとして PCT を設定する PWR の大破断 LOCA 事象の場合は、事象が収束するまでの間で、PCT 挙動を支配する現象及びこれに関連する現象を 2 種に大別することができる。すなわち、冷却材流量の急速な喪失に伴う DNB 後の PCT 上昇幅を支配する現象が主体となるブローダウン期間、並びに崩壊熱とクエンチとの競合に伴う PCT 上昇幅を支配する現象が主体となるリフィル及び再冠水期間の二つの期間に、現象面で分けることができることから、これに対応して時間領域を分割することが合理的と考えられる。

一方、主な注目パラメータとして MCPR を設定する BWR の運転時の異常な過渡変化においては、沸騰遷移を経験しないことから、燃料棒からの除熱に関わる沸騰熱伝達、これを支配する燃料集合体中の 2 相流の挙動など、MCPR 特性を直接的に支配する現象は、いずれも通常運転時と基本的に変わるところはなく、原子炉施設の全体レベルの過渡挙動を除けば、同定のために新たに想定する必要がある現象はない。このため、事象を複数の時間領域に分割して現象を整理する必要性は低い。例えば、原子炉施設の全体レベルの過渡挙動が 2 段階に分けられるような例外的な事象においても、それぞれの段階を適切に考慮して現象の同定以後の手順を実施することとすれば、時間領域を一つとして扱うことで構わない。このような例としては、炉心入口サブクール度の上昇段階と引続く原子炉圧力の上昇段階とからなる給水制御系の故障事象がある。

#### F.2.4.4 物理領域の設定

原子炉施設の設計情報及び事象シナリオを確認し、解析する事象に応じて、対象となるシステムを構成する物理領域を設定する。物理領域は、**附属書 A** にて示される階層分解の方法における上位レベルに対応する。物理領域にはシステムを構成する機器の挙動をモデル化した領域と、空間的及び時間的な振る舞いに基づき重要な現象を当該領域の境界条件とともにひとまとめにして取り扱うことができる独立性の高い領域とがある。

PWR においては前者の例として加圧器、ポンプなどがあり、後者の例としては燃料棒、炉心などがある。また、BWR においても同様であり、前者の例としてはジェットポンプ、セパレータなどがあり、後者の例には炉心、上部プレナム、下部プレナムなどがある。

物理領域の設定に当たっては、適用対象に対する専門家の知見、並びに他の同等な PIRT 作成時の経験及び成果を考慮し、PIRT の作成目的を踏まえることが有効である。これによって、トップダウン分析において考慮する必要がある物理領域を決定できる。

#### F.2.4.5 現象の同定

現象の同定において、事前に既知の知見など、種々の関連情報を収集し整理しておくことは有効である。**F.2.4.1 e)** に記載した情報がこれに当たる。

さらに、各時間領域において物理領域ごとに現象の候補を漏れなく同定するに当たって

は、原子炉施設からなるシステムを最上位レベルとして、表 A.1 及び図 E.1 に示されるように、体系を階層的に分解していく方法を用いることが有効である。このように階層分解することによって、システム体系についての共通基盤ができ、種々の事象に対する PIRT を作成する場合に共通に使用できる。特に重要度の高い物理プロセスに対しては、さらに、下位階層に位置する広範囲の物理プロセスを対象として因果関係に基づくメカニズム分析を実施することで、現象の同定に関してロバスト性を確保できる。ただし、PIRT の作成目的を踏まえることによって、トップダウン分析において掘下げる階層の深さを決定できる場合があることから、PIRT の作成、並びに統計的安全評価及び最適評価コードの適格性評価における PIRT の作成以降の手順の双方における作業負荷を軽減する観点から、階層を必要以上に掘り下げない点に留意することが重要と考えられる。階層分解の深さに関連して他に留意する必要がある点としては<sup>(42)</sup>、次の 2 項目が挙げられる。

- a) この標準の適用範囲における適格性が確認された最適評価コードに対しては、工学的に実用的なレベルでの現象の同定を実現することを主眼とすればよいとの観点から、当該コードでモデル化されている物理プロセスより下位まで階層化する必要性はない。ただし、F.2.4.1 e) における関連情報の収集の結果、構成式の適用範囲などによって、構成式に関わる計算モデルの欠落（本体の 4.2.7 e) 参照）の可能性が想定される場合には、構成式間の空間スケールにおけるバランスを考慮した上で、掘り下げる必要のある現象の階層を定める。ただし、未知の現象を扱う可能性が想定される場合には、階層分解は H2TS などに則って適切な深さまで実施する必要があることに留意する。
- b) ある階層における重要な現象若しくは適切な試験データと注目パラメータとの関係が明確である場合、又は適切な試験データによって注目パラメータを支配する現象の生じる階層が既知である場合においては、当該階層より下位の階層を考慮する必要はない。ここで、適切な試験データとは、スケールひずみがないか若しくはこのひずみを特定できている IET 又はスケールアップ性能の確認された SET、原子炉施設における試験などを指す。

現象の同定を実施するに当たって他に留意する必要がある点としては、次の 2 項目が重要である。

- c) 動作すると考えられる機器及び物理領域、これらに関連する機器及び物理領域、並びにそれぞれの領域内で生じると考えられる現象について体系的にリストアップする。
- d) PIRT の作成のためのチーム内で現象に対する同一の定義を共有していることを保証するため、現象の定義を明確化する。

なお、現象の同定の段階では、重要度のランク付けは行わない。現象の同定が終了するまでは、重要度による取捨選択を行わないようにするためである。

現象の同定の例を次に示す。

PWRの大破断 LOCA 事象における重要な物理領域としては、注目パラメータ、すなわち、安全評価パラメータである PCT などに直接に関わる物理領域として燃料棒、炉心などがある。これらの物理領域を含む体系を模擬した IET などにおいて LOCA 時に特有な現象と安全評価パラメータとの関係が示されていることから、これらの物理領域中で想定される現象を同定すればよいことが分かり、その候補として、燃料棒領域の燃料棒蓄積熱、炉心領域の DNB などが特定される。

なお、同定作業はブロードダウン、リフィル及び再冠水期間の時間領域ごとに実施する。

一方、BWRの運転時の異常な過渡変化においては、圧力が増加又は減少する過渡、流量が増加又は減少する過渡、サブクール過渡、水位減少過渡などがあり、これら過渡変化の種類によって重要な物理領域の組合せが異なる場合があるため、運転時の異常な過渡変化の全体を網羅しようとする場合、物理領域として、压力容器内の全て、給水・主蒸気・再循環系、その制御系などの全般にわたって包絡的に選定し、加えて各物理領域で発生する現象を網羅的に同定したテンプレートを共通に使用することが有効となる。表 F.2 及び表 F.3 の PIRT ではこのような例を示している。ただし、このような場合においても、階層分解及び現象の同定に関し過渡変化のタイプごとに合理的に説明できる必要があると考えられ、適切な文書情報を活用できない場合は、個々に階層分解及び現象の同定を実施することと実質的に同じ作業をすることとなり、重要度の高い物理領域をトップダウン的に絞り込み、取り扱う階層を必要に応じて深めていく方法をとることが有効となる。

#### F.2.4.6 重要度のランク付け

##### a) 概要

現象の同定が終了したら、その重要度をランク付けする。ランク付けは F.2.4.3 で分割した時間領域ごとに実施する。

なお、F.2.4.5 で原子炉施設を階層分解しているが、最近の PIRT の方法論ではシステム、物理領域などの上位階層の段階でランク付けし、現象については上位階層でランク付けしたものより高くは設定せず、当該時間領域でコンポーネントが作動しなければ現象のランク付けはしない方法も提案されている<sup>(21)</sup>。

ランク付けにおいて、その一貫性を確保するためには、ランク付けの判断理由を記録すること及び抽出された現象の中で最も影響の大きい現象はどれかという観点を常にもつことが有効である。また、ランク付けした重要度が注目パラメータに対して適切に相対化されていることを再確認することも、ランク付けの一貫性を確保するためには重要である。

##### b) ランクの定義

ランク付けは高 (H)、中 (M)、低 (L) の 3 段階のランクを用いて実施する<sup>(21)</sup>。また、必要に応じて各ランクを更に細分化してランク付けする例もある。

なお、“Insignificant”については、“N/A” (=Not Applicable) 又は“－”で表記される場合もある。

統計的安全評価に適用する PIRT の重要度のランク付けを実施する場合には、H から L までの 3 段階に対し、表 F.4 に示した Boyack らが提唱したランク付けの尺度の定義<sup>(2)</sup>において注目パラメータを安全評価パラメータに読み替え、さらに後半部を次のように変更することが有効と考えられる。

- ・ 高 (H) : 安全評価パラメータへの影響の度合いが大きいと考えられる現象。
- ・ 中 (M) : 安全評価パラメータへの影響が有意であるか又は中程度の影響があると考えられる現象。
- ・ 低 (L) : 安全評価パラメータへの影響が小さいか又は全く影響しないと考えられる現象。

ただし、これらの尺度に従って実施したランク付けに対しては、d) に示す知見の有効性に関する留意点を満足する知見があれば、当該知見を反映してランクを見直すことができる。このとき、ランクを下げる場合にはこれに活用する知見の信頼性が高いものであることが必要である。逆に、ランクを上げる場合には、当該知見の信頼性は相応のものであればよく、ランクを上げないことによる安全上のリスク、当該知見の緊急性などを考慮して実施するのがよい。

一方、最適評価コードの模擬性能に対する要求定義 (A.3.2 参照) のために PIRT を作成するときには、表 F.4 に示した Boyack が提唱したランク付けの尺度を用い、“構成式に関わる計算モデルの要否”の欄に記載された計算モデルの要否に関する尺度、及び A.3.2 に示した補助的な尺度を必要に応じて考慮する。また、知見の反映については、上記の統計的安全評価に適用する PIRT のときと同様に行えばよい。

表 F.2 及び表 F.3 では、BWR5 における運転時の異常な過渡変化に対する PIRT の例を事象シナリオのカテゴリごとに示しているが、統計的安全評価への適用を念頭に、上述した 3 段階の尺度に従ったランク付けがなされている。ただし、表 F.4 中の Insignificant については、N/A として示した。

### c) ランク付けの方針及び方法

統計的安全評価の実施と最適評価コードの適格性評価とのどちらにおいても、全ての不確かさ因子に対して不確かさを設定して不確かさ解析を実施するか、又は最適評価コードの開発 (改良) 及びその適格性評価を実施するのが理想となる。このため、PIRT の作成に当たっては、本来なら、全ての現象の重要度を“仮の設定”として重要度を高 (H) とし、次いで、重要度を下げることのできる現象を洗い出すアプローチとするのが望ましいことになる。さらに、必ずしも重要性が高くない現象については、モデル化の要否も絡んで、重要度を低 (L) とすると、相関式などのモデルが必ずしも必要とならないなどの判断もあり得る。

したがって、不確かさの取扱い及びシミュレーションの信頼性の両方の観点から、重要度を下げた現象、特に重要度を L とした現象について、根拠をもって説明できることが重要となる。

ランク付けの方法としては、PIRT 作成チームのメンバーによるブレインストーミング及び階層分析法 (AHP 法) <sup>(22)</sup> を用いた方法が代表的である。AHP 法は、意思決定を十分な形にまとめ、かつ重要度に一貫性をもたせられるため有効な手法である。しかし、同定された現象の相対的な重要性を決めるため、AHP 法ではその全ての組合せに対し一対ずつ比較を行う必要があることから、対象とする原子炉施設において適用する事象シナリオ中で発生する全ての現象についてランク付けを実施するには多大な労力を要する可能性があることを念頭に置く必要がある。

これらの手段は知見の蓄積の度合いによって使い分けてもよい。すなわち、蓄積度合いが少ない場合には、評価者の恣意性を避けやすいと考えられる AHP 法が適していると考えられる。一方、この標準が適用範囲とする運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故のように十分な知見が蓄積されていると判断される場合は、ブレインストーミングが有効な手段となり得る。

#### d) 知見の反映における留意点

統計的安全評価の実施手順、最適評価コードの適格性評価の手順のいずれにおいても、手順の初期段階で PIRT 作成が実施される。しかし、この段階における PIRT は専門家の主観的な判断に強く依存する場合があることから、PIRT 作成に続く後段の手順を実施することによって得られた実験的又は解析的な知見をフィードバックし、作成した PIRT を見直すことは有効である。

例えば、信頼性の高い感度解析結果を利用して、ランク付けを変更することで、より合理的で客観性の高い PIRT を構成することができると考えられる。この方法は、統計的安全評価を実施するときに用いる PIRT に対し、重要度が中 (M) 以上のランク付けの評価に対して特に有効となる。ただし、信頼性が十分でない感度解析結果のみによるランク付けは、安全評価の実施方針に照らして、

- ・ 当該の**最適評価**コードの適格性評価が十分でない
- ・ 保存式、計算モデルなどに不備又は欠落がある
- ・ 数値解法が必要な忠実度を確保できない

などの場合においては、パラメータの感度を妥当に評価できないため、実際と異なる判定となる可能性がある。このため、当該の感度に関わる一連の現象に対して、

- ・ 評価が確立したか又は妥当であることを実証できる実験的知見
- ・ 十分な適格性評価の実施及び／又は適格性の十分な確認がなされた他の信頼性の高い解析コードの評価結果に基づく解析的知見

などに基づいて、当該の感度に対する裏付け、検討、見直しなどが必要となる。特に、この

ような実験的知見として、個別効果試験などの妥当性確認のための実験又は試験から得られるデータによってパラメータの感度又はその傾向が確認できる場合には、感度解析結果との整合性を確認し、整合しないときには、感度解析結果の適否及びPIRTへのフィードバックの可否を評価し判断することが重要である。また、このとき、個別効果試験についてはスケールアップ特性の影響、総合効果試験についてはスケールひずみの影響を考慮することが重要となる。コンポーネント効果試験については、これまで実規模のコンポーネントを対象とした試験がなされていたため、スケール効果の検討の必要がなかったが、今後は、数値解析による設計（Design by Analysis）技術の進展に伴って、同試験においても縮小試験などが実施されることがあり得ることから、スケール効果の考慮が必要となる可能性が生じると考えられる。

なお、“他の信頼性の高い解析コード”とは、安全評価の実施方針に照らして、次の要件が全て満足されるものをいう。ただし、新規に開発された最適評価コード又は局所的な現象の解明に適したより詳細な解析コードに対しては、使用実績以外の要件が全て満足されれば、最適評価コードの感度解析結果に基づくPIRTの見直しに当たって、実現象についての実験的知見を補足するための参考情報として活用できると考えられる。

- ・ 適格性評価が十分になされ、その上で、ランク付けの対象となる現象に対して不確かさが定量化されているか、又は豊富な使用実績があり当該の現象に対する不確かさの特徴が公知な計算モデルが組み込まれていること
- ・ ランク付けの対象となる現象及びこれに関連する現象に対して保存式及び計算モデルに欠落がなく、数値解法の忠実度が必要なレベルに達していること
- ・ 解析結果と安全評価の対象となる実機の挙動に対して、ランク付けの対象となる現象を含む実機の状態を記述する主要なパラメータに関する変動傾向について差異のないこと
- ・ 適用を想定する原子炉施設及び事象について、類似の条件で実施された多くの解析結果を含む十分な実績を積むとともに、これらの条件において長期にわたって成功裏に使用できたこと

ここで、“主要なパラメータに関する変動傾向について差異のないこと”とは、PIRTが取り扱う実世界の現象と当該の“他の”解析コードによる数値計算の結果として得られる計算世界の応答とがそもそも対象として異なることを踏まえた上で要求している事項である。特に、計算モデルに用いるパラメータ間に何らかの依存性がある場合には、この依存性と実世界の現象における依存性が異なる可能性を常に念頭に置いて“差異のないこと”を評価する必要がある点に留意することが重要である。また、“計算モデルに欠落がなく”とは、計算モデルが表 F.4 の“構成式に関わる計算モデルの要否”に従って用意されていることをいう。

#### F.2.4.7 文書化

PIRT の作成結果の文書化においては、単に結果を表形式にまとめておくだけでなく、PIRT の作成時に現象の同定より前に実施する手順、すなわち、作成目的、選定した事象及びそのシナリオ、対象とする原子炉施設、時間領域・物理領域への分割、注目パラメータなどを PIRT の作成のための前提条件として記載しておくことが重要である。

これによって、新たな PIRT の作成時に、対象とする原子炉施設又は事象シナリオが類似する場合には、既存の PIRT の作成結果などを効率的に活用できる。

さらに、事象シナリオの時間領域の分割、対象とするシステム内に設定した物理領域、選定した注目パラメータ、同定した現象の重要度などについて、評価又は判断した経緯及びその根拠を併せて文書に記載することによって、PIRT の説明性及び追跡可能性が向上し、有用性が増す。PIRT の作成日時、並びに作成チームの構成員及びその専門分野を記載することも、PIRT の追跡可能性を高めるとともに品質確認に役立つ。

### F.3 PIRT 作成チーム

PIRT の作成は、十分な専門的知識及び経験をもったメンバーから編成されたチームによって行われることが望ましい。メンバーの専門分野及び構成は、PIRT の作成目的によって異なる。統計的安全評価、又はこれに適用する最適評価コードの適格性評価を目的として PIRT を作成する場合には関連する試験、最適評価コードの開発、安全評価のための解析、原子炉施設の運転、ランク付けのための手法などの専門家からチームを構成することが考えられる。

なお、一般的には 5 人程度に人数を絞り込むと同時に、特定の分野に専門が偏らない構成とする方がチームとしてよく機能するとされている<sup>(20)</sup>。

### F.4 既存の PIRT の利用

PIRT を新たに構築する場合に、既存の PIRT を利用するときには、まず当該既存の PIRT における前提条件として文書に記載することを定めた作成目的、選定した事象及びその事象シナリオ、対象とする原子炉施設、時間・物理領域への分割、注目パラメータなどが、適用しようとする対象の前提条件に十分に合致するか否かを文書情報に基づいて確認する。合致することを確認後、現象の同定及び重要度のランク付けについて改訂を要する要素がないことを文書情報などに基づいて判断する。前提条件、現象の同定及び重要度のランク付けに対し、変更を要しないことが望ましく、このようなときには、既存の PIRT がそのまま利用可能となる。しかし、変更を要する場合があったとしても直ちに既存の PIRT が利用不可能となるわけではない。既存の PIRT に関わる文書情報の中で新規の PIRT の前提条件、現象の同定、重要度のランク付けに関して合致しない部分については、必要に応じて**附属書 B**の規定に従って当該部分を再構築することによって、既存の PIRT が利用可能となる。

なお、既存の PIRT を利用する場合も、その評価及び判断の経緯を文書化することによっ

て、新たに構築された PIRT の説明性及び追跡可能性が増し、結果として有用性が増すことになる。

田中製薬株式会社

表 F.1 PIRT 作成方法の明確化の変遷

附属書 B で規定する PIRT	オリジナル PIRT 1989 年	一般化 PIRT 1998 年	単純化 PIRT 2004 年
前提：所与の対象解析事象, シナリオ			
1. 目的及び対象とする原子炉施設の確認		1. 問題定義 2. PIRT 作成の目的確認 3. 適用対象の原子炉施設設計の確認 4. 適用対象の解析事象, シナリオの確認	1. <u>Issue (課題)</u> PIRT 作成のための必要課題の定義 2. <u>PIRT Objective (目的)</u> PIRT の目的の定義 3. <u>Database (データベース)</u> 関連する知見を獲得するための背景的情報の収集, 整理及びレビュー
2. 注目パラメータの設定		5. 注目パラメータの定義	5. <u>Figure of Merit(注目パラメータ)</u> 重要度を判定するための鍵となる注目パラメータの選定
3. 時間領域の分割	1. 時間領域に分割する。	8. 事象シナリオの時間領域への分割	4. <u>Hardware-scenario (ハードウェアシナリオ)</u> シナリオの各段階(Phase)への分割
4. 物理領域の設定		7. プロセス挙動の上位分類(物理領域)への分割	4. <u>Hardware-scenario (ハードウェアシナリオ)</u> 原子炉施設及びコンポーネントの特定
5. 現象の同定	2. 各時間領域において, 物理プロセス及び現象の同定。	6. 妥当性確認用試験及び分析結果の収集, 確認 9. 原子炉施設設計のコンポーネントへの分割 10. 時間領域+物理領域の候補同定	6. <u>Identify Phenomena(現象の同定)</u> 現象を漏れなく同定するとともに, 同定した現象を適切に定義
6. 重要度のランク付け	3. 最初に時間領域から始めてコンポーネントごとに全ての潜在的な重要な現象を同定する。 4. シナリオが終了するまで, 同定手順を時間領域ごとに順番に繰り返す。 5. 時間領域を固定して格付けする。 6. 結果の一貫性をチェックする。	11. 物理領域ごとの現象に関するペア比較表の確立 12. AHP 法による相対重要度の評価 13. AHP 法による評価結果レビュー 14. PIRT の妥当性確認及び必要に応じた感度解析	7. <u>Importance ranking (重要度のランク付け)</u> 注目パラメータに対し整合性をもつ相対的な重要度の決定 8. <u>Knowledge Level (知見レベル)</u> 各現象に関する知見について, 現状レベルを評価
7. 文書化	7. PIRT 表の中に要約する。	15. PIRT の決定及び文書化	9. <u>Document PIRT (ドキュメント)</u> 知識のある読者が PIRT の作成プロセス及びその結果を理解できるような十分な範囲の文書化
	RATIONALE FOR THE IDENTIFICATION AND RANKING OF PHENOMENA NUREG/CR-5249 Appendix A <sup>(3)</sup>	G.E.Wilson, B.E.Boyack, The role of the PIRT process in experiments, code development and code applications associated with Reactor Safety analysis, Nuclear Engineering and Design 186, 1998 <sup>(20)</sup>	B.E.Boyack, G.E.Wilson, Lesson Learned in Obtaining Efficient and Sufficient Applications of the PIRT Process Best Estimates 2004, Washington, D.C., November 14-18, 2004 <sup>(21)</sup>

表 F.2 PIRT の例－BWR5, 運転時の異常な過渡変化事象－（その1）

物理領域	現象 H : 高 M : 中 L : 低 N/A : 適用外	圧力増加過渡	圧力減少過渡	流量減少過渡	サブクール過渡	水位減少過渡(給水流量の全喪失)	最高ランキング
下部プレナム	ヒートスラブ蓄積熱量	L	L	L	L	L	L
	下部プレナム成層効果	L	L	M	L	L	M
	下部プレナム部圧損	L	L	L	L	L	L
チャンネルバイパス	フラッシング	L	M	M	L	M	M
	2相水位	L	M	M	N/A	M	M
	蓄積熱量(炉心支持板/制御棒)	L	L	L	N/A	L	L
	バイパス流量割合	H	H	H	H	H	H
	制御棒体積変化(スクラム)	M	M	M	L	M	M
	バイパス部圧損	L	L	L	L	L	L
	減速材直接発熱	M	L	M	L	M	M

物理領域	現象 H : 高 M : 中 L : 低 N/A : 適用外	圧力増加過渡	圧力減少過渡	流量減少過渡	サブクール過渡	水位減少過渡(給水流量の全喪失)	最高ランキング
炉心	ボイド反応度	H	H	H	H	H	H
	ドップラ反応度	H	H	H	H	H	H
	スクラム反応度	H	L	H	M	H	H
	3次元出力分布	H	H	H	H	H	H
	相間摩擦	H	H	H	H	H	H
	サブクールボイド	H	H	H	H	H	H
	ペレット内発熱密度分布	H	H	H	H	H	H
	ペレット内熱伝導	H	H	H	H	H	H
	ギャップ熱伝達	H	H	H	H	H	H
	即発中性子発熱	M	L	M	M	M	M
	核沸騰壁面熱伝達	H	M	H	M	H	H
	サブクール沸騰壁面熱伝達	H	M	H	M	H	H
	フラッシング	L	H	L	L	L	H
	複数チャンネル効果	H	H	H	H	H	H
	ボイド消失(相間熱伝達)	H	L	H	H	H	H
	3次元ボイド分布	H	H	H	H	H	H
	バイパス流量割合	H	H	H	H	H	H
	自然循環流量	N/A	N/A	H	N/A	H	H
	ドライアウト/BT(定常時, 過渡時)	H	H	H	H	H	H
	燃料被覆管ひずみ	H	L	H	H	H	H
	チャンネルバイパス部熱伝達	L	L	L	L	L	L
	水ロッド水力特性	L	L	L	L	L	L
	炉心圧損	H	H	H	H	H	H
崩壊熱	L	L	L	L	H	H	

表 F.3 PIRT の例－BWR5, 運転時の異常な過渡変化事象－（その 2）

物理領域	現象 H : 高 M : 中 L : 低 N/A : 適用外	圧力増加過渡	圧力減少過渡	流量増加／流量減少過渡	サブクール過渡	水位減少過渡(給水流量の全喪失)	最高ランキング
ガイドチューブ	ガイドチューブ-LP 漏洩流量	L	L	L	L	L	L
	ガイドチューブ圧損	L	L	L	L	L	L
ダウンカム	2 相水位	H	H	H	H	H	H
	3 次元効果	L	L	M	M	M	M
	ヒートスラブ蓄積熱量	L	M	L	L	L	M
	フラッシング	L	M	L	L	H	H
	給水スパーチャ露出時の凝縮	H	L	L	L	L	H
上部プレナム	ボイド分布/2 相水位/乱流混合	H	M	M	M	H	H
ジェットポンプ	ジェットポンプ定常時特性	H	L	H	M	H	H
	ジェットポンプ慣性	H	L	H	L	H	H
	ジェットポンプ逆流特性	H	L	H	L	H	H
	2 相流 (駆動流及び吸込み流)	N/A	L	L	N/A	N/A	L
	ジェットポンプ圧損	H	L	H	M	H	H
再循環ポンプ	ポンプ特性	L	L	L	L	L	L
	ポンプコストダウン	H	L	H	L	H	H
セパレータ	キャリーアング	H	H	H	H	H	H
	セパレータ L/A(慣性)	H	L	H	L	H	H
	セパレータ圧損	H	L	H	L	H	H

物理領域	現象 H : 高 M : 中 L : 低 N/A : 適用外	圧力増加過渡	圧力減少過渡	流量増加／流量減少過渡	サブクール過渡	水位減少過渡(給水流量の全喪失)	最高ランキング
ドライヤ	ドライヤ特性	M	M	L	L	L	M
	ドライヤ圧損	L	L	L	L	L	L
ドーム部	ヒートスラブ蓄積エネルギー	L	L	L	L	L	L
	ドーム壁面凝縮	L	L	L	L	L	L
	ドーム部圧損	L	L	L	L	L	L
主蒸気配管	圧力波効果/主蒸気配管形状	H	L	L	L	L	H
	臨界流	H	H	L	L	L	H
	液滴エントレインメント	M	M	L	L	L	M
	主蒸気配管圧損	H	L	L	L	L	H
再循環ループ	弁流量特性	M	M	M	M	M	M
	温度分布	L	L	H	L	H	H
	システム慣性	M	M	M	M	M	M
	圧損	H	L	H	M	H	H
MG セット	MG セット特性	M	M	M	M	M	M
給水系	流量特性	L	L	H	H	H	H
	温度特性	L	L	M	H	M	H
制御系	給水制御系	L	L	L	L	L	L
	再循環流量制御系	L	L	L	L	L	L
	原子炉圧力制御系	L	L	L	L	L	L
	計装系	L	L	L	L	L	L

表 F.4 Boyack らが提唱するランキングの尺度の例 (21)

ランク	定義	構成式に関わる計算モデルの要否
High (H)	注目パラメータに支配的な影響を及ぼす現象	試験解析及び信頼性が高い計算モデルが必須
Medium (M)	注目パラメータに中程度の影響を及ぼす現象	試験解析及び／又は信頼性が中程度の計算モデルが必要
Low (L)	注目パラメータへの影響が小さい現象	解析機能に関わる計算モデル間の従属関係を維持するためにモデル化を実施
Insignificant (I)	注目パラメータに影響を与えないか、又は影響が微小な現象	解析機能に関わる計算モデル間の従属関係が必要な場合に限りモデル化を実施

B. E. Boyack, G. E. Wilson, "Lessons Learned in Obtaining Efficient and Sufficient Applications of the PIRT Process", ANS *International Meeting on Updates in Best Estimate Methods in Nuclear Installation Safety Analysis (BE-2004)*, Washington, D.C., Nov. 14-18, 2004, 222-230 (2004).

Copyright (2004) by the American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois.

## 附属書 G

(参考)

### 最適評価コードの適格性評価の考え方

#### 序文

この附属書は、**附属書 A** において規定した最適評価コードの適格性評価の考え方について説明するものである。

なお、この附属書は本体及び附属書に関する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

#### G.1 はじめに

ここでは、**附属書 E** にて解説した H2TS を核とする階層化及び 2 層スケーリングに基づく体系的システム分析法の考え方が、**附属書 A** にて規定した最適評価の適格性評価の実施プロセスにどのように反映されているかを解説する。解説の順序としては、**附属書 A** の規程のベースとなった EMDAP について解説し、続いて**附属書 A** の適格性評価についての規定と EMDAP との関係、そして推定誤差の設定について順に解説する。特に、**附属書 A** の適格性評価についての規定と EMDAP との関係においては、**附属書 A** が統計的安全評価に適用する最適評価コードの認証を目的として使用されることから、解析コードの開発を柱の一つに据える EMDAP との相違点を主体に両者の関係をまとめている。また、**G.4** 及び **G.5** にて、**A.3.3 試験データベースの構築**にて示した試験及び最適評価コードに対するスケーリングを必要とする条件とその確認に当たっての留意点とを関連付けて示す。最後に、**G.6** に PIRT で摘出された重要な現象に対応する相関式及び物理モデルに関わる計算モデルが最適評価コード中に考慮されていない場合の取扱い方法を解説する。

#### G.2 推定誤差の設定の考え方と保守性の評価との関係

**附属書 A** においては、適格性評価についての作業の結果として最適評価コードのランダムな不確かさ及び推定誤差を決定し、保守性をもつ場合には、保守性の程度が適切であることの確認を求めている。

この確認において、ランダムな不確かさ及び推定誤差の評価に対しては解析目的と適用対象に即して定め、また保守性については解析目的、適用対象に加えて規制要求を考慮して確認することとしている。これは、**附属書 A** で評価するランダムな不確かさ及び推定誤差、並びに保守性が最適評価コード固有の特性ではなく、解析対象、事象シナリオなどに依存し、入力データ及び妥当性確認用の試験データの不確かさなどが重畳した総合的なものであることに基づいている。

一例として、次のような手順にて評価を実施する方法が EMDAP 中で示されているので次の **a)**から **h)**に紹介する。ただし、EMDAP では評価の対象を最適評価コードだけに限定せ

ず、幅広い計算手段を対象に含んでいる。しかし、この標準では EMDAP で言及している表計算ソフトのレベルの計算手段を含める必要はないことから、ここでは EMDAP の対象を解析コードとして扱う。

さて、EMDAP においては文献 <sup>(2)</sup> <sup>(6)</sup> を参考に、EMDAP に記載された手順に則って作業を進めることによって、推定誤差の決定又は適切な保守性の確認がなされるとしている。ここに至るまでに実施すべき要件とされるものは次のとおりである。

- a) SET による妥当性確認に基づいて、作成した PIRT にて重要度が高いとされた現象を解く物理モデル又は相関式のスケールアップ性能を確認する。
- b) SET に対する妥当性確認を通じ、これらの物理モデル又は相関式について、そのランダムな不確かさ及び推定誤差を決定するか、又は解析結果の包絡性を確認する。
- c) PIRT にて重要度が高いとされた現象に関わる物理モデル又は相関式が、解析コードの適用対象並びに事象シナリオの構成及び条件に対して適合することを確認する。
- d) 場の方程式の適用性、並びに数値解法の収束性及び安定性について、物理領域ごとに定性的に確認するとともに、各物理領域に対し、解析コードが適切にモデリング可能であることを確認する。
- e) 解析コード全体及びその主要な要素に関わる計算モデルを対象に、IET、可能なら原子炉施設における試験データを用いて妥当性確認を実施し、計算モデルのランダムな不確かさ及び推定誤差を決定する。このとき、解析コードのスケールアップ性能及び IET のスケールひずみが小さいことを確認する。
- f) 解析コードのランダムな不確かさ及び推定誤差の決定、又は適切な保守性の確認に当たっては、**g)**、**h)** に示す二つの方法、又は両者の混合的な方法がある。
- g) ノミナルな技術データ及び基準ケースとして想定される設定値に基づいて、PIRT 構築時に指標とした注目パラメータに対し CSAU などを用いたランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価を実施し、注目パラメータに対するランダムな不確かさ及び推定誤差を得る。(箇条 4 のステップ 11 参照)
- h) 必要に応じてランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価を実施し、適切な保守性のある入力パラメータを定めることによって、解析コードが保守的であることを示す。

以上が EMDAP に示された手順の概要であるが、各ステップにおいて、適用対象及び想定する事象シナリオに対し、解析コードが適用できることを併せて確認する必要があるとされている。

EMDAP の方法を適用する場合、**g)** のような評価に基づいて定められた最適評価コードの推定誤差が、安全上の判断基準に照らして余裕を生む側にある場合、当該の推定誤差及びこれに対するランダムな不確かさに基づいて、最適評価コードの保守性の程度を定めることになる。一方、安全上の判断基準に対して非保守側の評価を行うと判断される場合には、必要に応じて、統計的安全評価の実施時に相応の推定誤差又は付加的バイアスを付加するこ

となる。

なお、注目パラメータが複数ある場合には、最適評価コードの推定誤差及び保守性の評価はこれらのパラメータごとに実施するのが妥当と考えられる。

統計的安全評価におけるランダムな不確かさ及び推定誤差の評価流れの概要については**箇条 4**に、また、最適評価コードの不確かさから始まって他の不確かさが重畳して解析結果における不確かさが定まるまでの考え方については、**附属書 H**の“**統計的安全評価手法における不確かさの拡大及び保守性について**”において、ランダムな不確かさ及び推定誤差の組合せ評価に組み込めない不確かさとして詳しく記載されているので、これらを参照されたい。ただし、統計的安全評価では、入力データ、並びに相関式及び物理モデルに関わる計算モデルの不確かさに基づいて不確かさの組合せ評価を実施して安全評価パラメータに対する統計的安全評価値を算出することが目的であるが、最適評価コードのランダムな不確かさ及び推定誤差を決定する場合は、適格性評価に当たって設定した注目パラメータに対する評価値を算出することが目的となる。

このため、設定した注目パラメータが安全評価パラメータを直接の対象としていない場合には、安全評価パラメータの計算におけるランダムな不確かさ及び推定誤差を適切に評価し確認することが必要となる。

### G.3 最適評価コードの数値計算性能に関する要求事項

**附属書 A**においては最適評価コードの数値計算性能に関し、“計算の収束性、保存性、数値安定性などの観点で、数値解法の適用性を確認する”として適格性評価に当たっての必要条件としている。これは、EMDAPにおける数値計算性能の検証方法を参考に定めた規定である。

EMDAPでは、適格性評価プロセス中で計算の実行に先立つステップにおいて“数値解法については、解析対象への適用に当たって、計算の収束性、保存性及び数値安定性を検討する。この目的は、解析コードの正確度、数値安定性及び収束特性に影響すると考えられる数値解法、並びに使用者が指定する計算オプションの適用領域に関する情報を整理することである”と記している。ここでは計算を実行しての確認又は評価を求めているのではなく、既存の関連情報に基づいて必要な情報を整理し、数値解法の適用性を判断することを求めている。

EMDAP中では具体的に明示されていないが、そこで求められている情報は、例えば、**表 G.1**に挙げた項目中に含まれるものと考えられる。数値計算性能に関する情報を整理するに当たっては、事象シナリオ及び適用対象に応じて**表 G.1**から項目を適宜選択し、モデル解説書などを参照して内容を示すのがよい。

### G.4 試験のスケールアップ性能及びスケールひずみの確認

EMDAP又はH2TSにまとめられたトップダウン及びボトムアップの双方向からなるスケ

ーリングの考え方に従って整理した、スケールアップ性能の評価及びスケールひずみの確認に当たっての留意点を説明する。

一般に、原子炉施設における試験データだけから評価マトリックスを PIRT に従って構成できる場合には、原子炉施設の条件に対する試験のスケールアップ性能を確認することは不要となる。しかし、評価マトリックスには縮小試験が含まれるのが通例であるため、縮小試験のスケールアップ性能を確認する必要がある。

まず、総合効果試験 (IET)、コンポーネント効果試験 (CET) 及び個別効果試験 (SET) に対して適用するトップダウンスケーリングについて述べる。トップダウンスケーリングの実施によって、原子炉施設の条件にスケールアップしたときに IET, CET 又は SET による試験結果に生じると考えられる推定誤差を、影響のある現象を記述する一つ又は複数の計算モデルの感度、工学的判断などに基づいて総合的に定量化し、最適評価コード及びその計算モデルの不確かさを評価するために必要な補足情報を得る。

なお、信頼性の高い多種多様な時空間スケールの試験データが数多く活用できるものではない限り、スケール効果に起因するランダムな不確かさを特定することは困難であり、多くの場合、圧力、温度などの状態量、境界条件、物性値、サイズ、時間スケールなどに対する依存性を考慮して、対象とする計算モデルの計算値を厳しい側に包絡するためのバウンディング値をバイアスとして設定し、推定誤差として取り扱うことになる。また、このようにして定量化された推定誤差が、計算モデルに対する妥当性確認で要求される容認水準を大きく上回る場合、当該の試験データ又は関連する計算モデルを棄却することもありえる。

IET 又は CET においては物理プロセスが複合し重要度の高い現象が重畳することから、試験のスケールアップ性能の確認に当たってスケールひずみの影響を考慮することが主体となり、併せて初期条件及び境界条件のスケールアップ性能を確認することになる。通常は、H2TS の characteristic time ratio を用いた評価式 (E.2.6 (E-3)式) 又は FSA などのその後のケーリング分析法 (E.2.7 参照) で用いるスケールひずみの評価式に基づいて、重要な現象又は当該の試験においてこれに準じる他の現象に対し初期条件及び境界条件に対応したスケールひずみを評価し<sup>(14)</sup>、スケールひずみが過大でないこと及び補償誤差の影響が小さいことを確認することになる。また、スケールひずみの要因分析を行って、影響を及ぼす重要な現象及びこれらの重要な現象が影響する他の現象又は特性を安全評価パラメータへの影響も含めて特定し、スケールひずみの影響の有無を判定する。このとき、スケールひずみの要因分析の観点から、試験装置において原子炉施設の状態及び/又は条件を取り扱えない試験条件の範囲、すなわち、ケーリング制限範囲 (E.2.8 参照) を把握しておくことが重要である。想定する試験条件の範囲がケーリング制限範囲に重なることがスケールひずみの一因となるためである。

一方、燃料集合体内の軸方向ボイド率分布の発達、流動様式の遷移、DNB 特性、限界出力特性などの 2 相流の発達を伴う現象、CCFL、臨界流などの一定の長さスケール又は体積スケールの必要な現象を取り扱う SET においては、IET のように重要度の高い現象が重畳

したときに当該の現象間のスケール依存性の相違から生じるスケールひずみが発生する可能性は少ない。しかし、原子炉施設にて生じる条件に対して、試験に設定された初期条件及び境界条件がもつスケールひずみ及びスケール制限範囲が、IET 及び CET と同様に、スケールアップ性能の評価対象となる。SET のスケールアップ性能は、最適評価コードのスケールアップ性能（G.5 参照）を確認する上で重要な位置付けを占めることから、スケールひずみ及び／又はスケール制限範囲が想定される場合には、IET 及び CET と同様にトップダウンスケールリングを適用してこれらの有無を評価するとともに、補償誤差の有無及びその影響を確認する。ただし、例えば燃料棒から冷却材への熱伝達、界面熱伝達などのようにごく局所的な現象を取り扱う SET に対しては、トップダウンスケールリングの適用は適切でなく、後述するボトムアップスケールリングを用いて局所的な挙動に対する模擬性の有無を取り扱うのがよい。

なお、PIRT 及び評価マトリックスが適切に作成されていることが確認できる場合には、次の点がいえる。

- a) 対象とする事象シナリオに関する知見が十分に集積していると判断される場合に、階層化に必ずしも由来しない線出力密度又は出力に対する体積比（出力-体積スケールリング）などの従来のスケール則の妥当性が確認できれば、これらのスケールリング法によって試験のスケールアップ性能を評価することができる。
- b) IET 又は CET のデータベース中に特定の物理領域に対する実規模試験がある場合、物理領域がもともと“空間的及び時間的な振る舞いに基づき重要な現象を当該領域の境界条件とともにひとまとめにして取り扱うことができる独立性の高い領域”であることを考慮すると、当該の物理領域に対する試験の初期条件及び境界条件が原子炉施設における適用範囲にあることを確認できれば、当該の試験条件に対し当該の実規模試験が妥当であること及びスケールひずみのないことが評価できると考えられる。
- c) 最適評価コードの妥当性確認に当たって原子炉施設における試験データが主体となる事象であって、併せてこれらの原子炉施設における試験を対象とした解析に由来する補償誤差が小さいことが確認できる場合には、当該の事象又は類似の事象に対して実規模でない IET 又は CET のスケールアップ性能を確認することの必要性がなくなる。

ここで、異なる運転条件に対して原子炉施設における試験を対象とする妥当性確認を充実させることで、原子炉施設における試験を対象とした解析に由来する補償誤差の影響について確認できる可能性がある。また、異なる事象シナリオの原子炉施設における試験に対する妥当性確認の結果が集積することでも補償誤差の確認に役立つ可能性もある。

続いてボトムアップスケールリングに基づいて局所的な現象を取り扱う SET のスケールアップ性能を確認する場合の考え方について述べる。この確認においては、対象とする原子炉施設及び事象における局所的な挙動に対する模擬性の有無を取り扱う。このスケールリング分析によって異なる個別効果試験装置の試験結果間の相違を説明し、想定されるプラント

挙動を推測し、更に当該の試験結果が着目する対象を表現するのに相応しいか否かを決定する。ただし、ボトムアップスケールリングは、最適評価コードのスケールアップ性能（G.5 参照）を確認する上で重要な位置付けを占める、原子炉施設の条件に対する SET の表現能力を確認するために実施するものであることから、次のどちらかの場合においてはボトムアップスケールリングの位置付けが相対的に低下するため、その全面的な実施が必ずしも必要とならないと考えられる。この場合、代表的な無次元数に対する相似則に基づいて SET の初期条件及び境界条件が適切であることを確認することによい。

- d) 対象とする事象シナリオに関する解析上の知見及び実験的知見が十分に集積し、これに適用する最適評価コードの有効性、並びに IET 及び CET に関する妥当性確認用の試験データの有効性が長年にわたって共に実証されている。
- e) 最適評価コードの妥当性確認に当たって原子炉施設における試験データが主体となる状況の下で原子炉施設における幅広い試験を妥当性確認の対象とすることで、原子炉施設における試験を対象とした解析に由来する補償誤差が小さいことが確認できる。

種々の空間スケールの試験が想定される SET に対するボトムアップスケールリングによる分析は、PIRT に基づく重要な現象に関わる試験に対して相似則又は無次元数を抽出し、構成式に関わる計算モデルが原子炉施設の規模における個別現象に適用できることを定性的に確認するために実施する。その方法としては、Zuber らの段階的積分スケールリング法<sup>(14)</sup>（E.2.5.5 参照）、Ishii らの 3 段階スケールリング法<sup>(28)</sup> 中の局所現象スケールリングなどが挙げられる。これらの実施によって、重要度の高い現象に対して関係の深い熱流動メカニズムを整理することが可能となるとともに、潜在的なスケールひずみの有無及びスケールひずみを最小化する可能性を評価することができる。

なお、トップダウンスケールリング、ボトムアップスケールリングのいずれにおいても、試験時の作動流体、又は作動流体が同一でも圧力・温度などの条件が原子炉施設中の条件と異なる場合には、Re 数、Pr 数、Nu 数、We 数のような代表的な無次元数だけでなく、ヤコブ数、グラスホフ数、モルトン数、フリクション数<sup>(31)</sup>、オリフィス数<sup>(31)</sup>、サブクール数<sup>(31)</sup>、相変化数<sup>(31)</sup> など、対象とする現象又はメカニズムに対応する無次元数を選定し整理することによって、試験時の境界条件も含めてスケールの異なる現象間で相似則が維持されるか否かを確認することができる。

## G.5 適格性評価時の最適評価コードのスケールアップ性能の確認

最適評価コード及びこれに含まれる計算モデルのスケールアップ性能を実証することは、最適評価コードが原子炉施設に適用できることを保証するための最も重要な実施プロセスの一つである。

一般に、設計基準事故などに対する原子炉施設を用いた試験はまれであり、最適評価コード及び計算モデルの妥当性を確認するために使用する個別効果試験、総合効果試験などに

は縮小試験が多く含まれるのが通例である。このため、縮小試験を含む個別効果試験に対する妥当性確認に基づいて計算モデルのスケールアップ性能を実証し、縮小試験を含む総合効果試験に対する妥当性確認に基づいて最適評価コードのスケールアップ性能を実証することが重要となる。このとき、個別効果試験に対してはスケールアップ性能の確認、総合効果試験に対してはスケールひずみのないこと又は影響のないことの確認があらかじめなされている（G.4 参照）必要がある。ただし、起動試験など、対象とする原子炉施設の型式及び事象における試験データを用いた妥当性確認結果がある場合には、重要な現象に対する補償誤差のないことを確認した上で、当該の型式の原子炉施設及び当該又は類似の事象シナリオに限って、最適評価コードのスケールアップ性能を評価することが不要となる。しかし、この場合においても、個別効果試験による計算モデルのスケールアップ性能の確認が必要となることに加えて、この確認の過程及び当該の起動試験を用いた最適評価コードの妥当性確認の過程の双方において、PIRT によって特定された重要な現象に対する補償誤差が導入されていないことの確認が必要となる点に留意する。

最適評価コード及びこれに含まれる計算モデルのスケールアップ性能を確認するに当たっても、試験のスケールアップ性能の確認法と同様に、原子炉施設内で生じる核、熱流動、材料などの挙動の階層的な構造との対応関係を考慮して、トップダウン的なアプローチ及びボトムアップ的なアプローチに基づく評価を実施する。ただし、ここでいうボトムアップとは、最適評価コードの基礎的な構成要素に着目して評価することをいい、一方、トップダウンとはこのような構成要素が統合された最適評価コードの機能に着目して評価することをいう。本体の 4.3.5 スケール効果の評価及び A.3.5 適格性評価がこれを含む評価の流れに相当する。

ボトムアップ的なアプローチによる最適評価コードのスケールアップ性能の評価は、本体の 4.3.4 に規定された不確かさの定量化と並んで最適評価コードの予測性能の確認に当たって要となる事項である。最適評価コードのスケールアップ性能評価では、PIRT にて重要度が高いとされた現象に関わる計算モデル（相関式及び物理モデル）に対して、トップダウンスケールリング又はボトムアップスケールリングによる分析によってスケールアップ性能が確認された個別効果試験（SET）（D.2.2 及び G.4 参照）を対象に次を実施する。

- a) PIRT に基づき重要度が高い現象を評価すると判断される計算モデルに対して、当該の現象との整合性を検討するため、適用範囲、物理的根拠、対応する数学モデルに関わる仮定及び制約を確認する。適用範囲を超えた条件に適用する場合には、当該の条件に適用することに技術的根拠があることを確認する。
- b) 既存の妥当性確認結果などに基づいて、計算モデルの不確かさを整理し、安全評価の実施方針に即して問題ないことを確認する。
- c) 計算モデルを適用する原子炉施設の型式及び事象シナリオに対して、当該のモデルが当該の型式の原子炉施設の構成及び条件に対して適用できることを確認する。例えば、トップダウンスケールリングによってスケールアップ性能が必ずしも十分に確認できな

い SET に対しては、ボトムアップスケールリングによって SET のスケールアップ性能を確認した結果として得た相似則又は無次元数に対する依存性が同等であることを確認する。一方、トップダウンスケールリングによってスケールアップ性能が確認できる SET に対しては、原子炉施設の構成及び条件が当該の SET に対して特異でないことを確認できれば十分である。

このようなボトムアップ的なアプローチによる計算モデルのスケールアップ性能の確認プロセスの実施によって、PIRT にて重要度が高いとされた現象に関わる相関式及び物理モデルが、原子炉施設の統計的安全評価における評価対象の構成及び条件に適合すること、及び当該の最適評価コードが総合効果試験などのスケールリング (コードスケールリング) に活用できることを確認できる。

なお、試験に設定された初期条件及び境界条件が対応する原子炉施設にて生じる条件を網羅していないとき、又は試験データベースの完備性、すなわち、評価マトリックスの完備性が十分でないときには、モデルの欠落に対する対処が必要となる点に留意する。(G.6 参照)

一方、トップダウン的なアプローチによる最適評価コードのスケールアップ性能評価では、スケールひずみがないか、又はこれが定量化された IET 若しくは CET に基づく妥当性確認を実施し、評価対象及び事象シナリオに基づく適用条件に対する最適評価コードの総合的な模擬性能を評価する。すなわち、異なるスケールの IET に対する妥当性確認結果に基づく最適評価コードのスケールアップ性能、及び IET 又は CET のスケールひずみに関する情報を整理し、評価対象及び適用条件に対する適合性を評価する。

なお、SET などを対象としたボトムアップ的なアプローチに基づく最適評価コードのスケールアップ性能の評価に先立ち、厳密解又は他の解析コードとの比較による数値ベンチマーク (OST) を実施することは、スケールアップ性能の評価及び最適評価コードの適格性評価の双方の信頼性を高めるための有効な補完材料となると考えられる。

統計的安全評価に使用する最適評価コードのような複雑かつ大規模なシステム解析コードでは、まず、**附属書 A** に従い、階層化に基づく最適評価コードの構成要素分析を行い、これに即して数値ベンチマーク問題を構成することが合理的である。このような数値ベンチマーク問題としては次に示す項目があり、必要に応じて適宜選定できる。

- d) 概観テスト 入力データ、出力結果、単位系などのチェック
- e) 平衡問題 水力平衡、ふく射平衡など
- f) 概念問題 厳密解は得られなくても合理的な解が想定できる問題。管内、容器内、又は原子炉施設全体での流れの対称性、固体内伝熱の対称性、質量及び/又はエネルギーの保存性、リスタート計算時の再現性などがある。
- g) 厳密解
  - 1) 保存式

- 1-1) 流体場 非発熱系 1次元管内流れの圧力分布, 非沸騰 1次元発熱管の温度分布, Bernoulli の定理の応用 (ノズル部などの流路形状急変部の流れ, タンクからのドレイン流), 温度場・ボイド率・溶存相の輸送, 鉛直平板壁面における層流膜状凝縮, Uチューブマノメータなど
  - 1-2) 固体熱伝導 1次元 (径方向), 2次元 (直交座標系, 円筒座標系)
  - 1-3) その他 ふく射, 中性子動特性, 崩壊熱
  - 1-4) 物性値 流体物性及び固体材料物性
  - 2) 特殊モデル: 平衡単相臨界流モデル, 制御系モデル
  - 3) 創成解<sup>(23)</sup>: 適当な問題設定を人工的に与えることによって求められる基礎方程式系の厳密解
- h) 数値解法 数値解法の安定度及び収束性を評価するために, g) 1) の保存式 - 厳密解を用いた検証の中で実施することが可能である。具体的には, ノード分割又は時間ステップ幅を変更した場合の厳密解に対する予測精度を評価するアプローチが挙げられる。一例として, 一様圧力, 流速ゼロを初期状態とする直管において, 端部から圧力外乱を与えた場合の圧力波と速度の伝播とを比較する問題がある。

## G.6 最適評価コード中に重要な現象に対応する計算モデルがない場合の取扱い

A.3.2 において, PIRT にて摘出された重要な現象に対して, “最適評価コード中で対応する構成式に関する計算モデルがない場合は, その項目を明確にするとともに, 影響の取扱い方法を定める”と規定されている。この規定は, 本体の 4.2.7 e) に対応して最適評価コードの開発・改良及び管理の観点から, その取扱いを定めるものである。次に, 同規定の取扱い方法を解説する。

なお, 本体の 4.2.7 e) の規定については D.1.2 b) にて解説されている。

最適評価コード中に PIRT で摘出された重要な現象に対応する構成式に関する計算モデルがない場合の取扱い方法は, 次の2点のどちらかを選択することとなる。

第一は, 当該の重要な現象を適切に模擬する構成式に関する計算モデルを最適評価コードに組み込む方法である。組み込み後, 当該計算モデルのランダムな不確かさ及び推定誤差, 並びに適用範囲を確認するとともに, 附属書 A の適格性評価に関する規定に則って, 解析目的及び適用対象に即した最適評価コードのランダムな不確かさ及び推定誤差, 並びに保守性を決定する。これらの情報は, 附属書 A が規定する管理要領に則って文書に残される。

第二は, 最適評価コードを改訂せず, 附属書 A の適格性評価に関する規定に則って, 解析目的及び適用対象に即した最適評価コードのランダムな不確かさ及び推定誤差, 並びに保守性を決定する方法である。また, 必要に応じて付加的バイアスも決定される。ここで決定されたランダムな不確かさ及び推定誤差, 保守性, 並びに付加的バイアスは, 附属書 A が規定する管理要領に則って文書に残される。当該コードを統計的安全評価に適用する場合には, 本体の 4.2.7 e) の規定に従って保守性を確認又は評価することとなるが, 前述の文書

情報を参照することによってこれが実現される。

## G.7 最適評価コード改良時の適格性評価方法の適用

### G.7.1 はじめに

最適評価コードを改良又は変更した場合に、その影響が軽微であるときを含めて、**附属書 A** の規程を適用するに当たっての考え方を **G.7.2**～**G.7.5** に説明する。

### G.7.2 適格性が確認された旧コードと比較した場合の改良コードの新規性

有効性が長年にわたって実証され、適格性、並びにその適用範囲の中で特段の解析上の課題、弱点及び補償誤差のないことが確認されている最適評価コードに対して改良又は変更がなされた場合、EMDAP では、その変更の程度に応じて適格性の判断の範囲及び深さを使用者などが定めることが望ましいとしている<sup>(6)</sup>

最適評価コードを改良又は変更する場合には次の 5 項目があると考えられる。

- a) 解析評価範囲の拡張を目的とした計算モデルの追加
- b) 予測性能の向上を目的とした数値解法などの計算モデルに関する改良
- c) 熱伝達又は圧力損失に関わる関連式の改良
- d) 蒸気表などの物性値ライブラリの変更
- e) 計算プログラムの誤り若しくは不具合の修正、又は最適評価コードの使い勝手向上、計算の効率化を目指した計算モデルの改良及び／又は数値解法の簡略化などを目的とした改良又は変更

この中で、改良又は変更を加えた箇所（以下、“**当該部**”という。）の影響を被る物理プロセス及び現象（以下、“**影響対象**”という。）を特定することができる場合には、PIRT 改訂の要否を確認し、必要な改訂を加えた後、作成された PIRT と漏れなく照らし合わせることによって、当該部の重要度を判定することができる。具体的には、影響対象に対して、次の二つの場合、

- f) PIRT での重要度が全て低い。
- g) PIRT での重要度に中程度の項目が含まれる場合は、当該部の改良／変更に伴う当該部評価結果の相違が十分に小さいことを明確に説明できる。

のどちらかがいえれば、当該部の重要度が低い、すなわち、新規性がないと判断するのが妥当と考えられる。一方、その他の場合に対しては、慎重に取り扱う観点から安全側に取り扱い、新規性があると判断する。

新規性が認められない場合には、当該の最適評価コードの適格性評価の結果を変更する必要がないため、**附属書 A** に規定した適格性評価の実施過程を全て簡素化し、評価過程のそれぞれに対し、変更を要しないことを確認する過程に置き換えることができる。

一方、新規性があると判断された場合には、評価マトリックス改訂の要否を検討し、必要

に応じて改訂を実施した後、**附属書 A** に示した適格性評価についての規定の中で、試験データベースの構築、最適評価コードの構成及び適格性評価について確認作業を実施する必要がある。

なお、新規性があると判断される改良又は変更例については、

- h)** 3 保存式から 6 保存式への変更のように、PIRT 及び評価マトリックスの全てに影響が及ぶ変更
- i)** 安全評価パラメータ評価に直結する重要度の高い変更

などの新規性が自明な変更があるが、一般には、**f)**、**g)**に関する確認作業を実施することが重要と考えられる。

一方、**d)**に示した蒸気表などの物性値ライブラリの変更については、影響が軽微である場合が多いと想定されることから、個別物性値の変化の幅を比較するなどの OST の実施によって、影響が十分に軽微であることが確認できれば、新規性があると判断された場合に必要とされることとした確認作業を省略することができると考えられる。

改良又は変更に伴う影響対象を PIRT に基づいて特定することができる場合には、これに対応して評価マトリックスを限定することができる。また、スケーリングにおいても、改良又は変更した計算モデルの原子炉施設体系へのスケールアップ性能の確認作業に限定できる場合が生じる。

### G.7.3 事象の複雑さ

EMDAP 策定に当たって基礎としたと想定される H2TS においては、多様かつ複雑に時間発展する系の挙動を対象とした一般的な分析法を提供している。原子炉施設内の時間的な変化が単純な事象に対して適用できることはもとより明らかであるが、このような単純な事象に対しても一般的な分析法をそのまま適用するのは、作業の効率化だけでなく、適格性評価の品質確保の点から望ましくないと考えられる。H2TS と同様な一般的な分析法を継承した EMDAP においても、開発並びに適格性評価の範囲及び深さは EM の複雑さに応じてなされることが望ましいとされている<sup>(6)</sup>。このため、適用が単純な事象に限定され、PIRT が相応して簡素化される場合には適格性評価を簡素化するのが望ましいと判断される。

これに従い、簡素化のための必要条件とその考え方について次に解説する。

一般に単純な事象は単純な物理プロセスからなり、鍵となる現象の種類も少ない。例えば、BWR における再循環ポンプトリップ及び給水ポンプトリップのような単純な事象に適用対象の解析事象を限定する場合、最適評価コードの適格性評価のため作成する PIRT は、種々の事象に対する適用を目的とする最適評価コードの適格性評価時に作成する PIRT と比較して大幅に簡素化される。

さらに、この場合、適用対象の解析事象を模擬し、必要な熱流動状態の範囲を含む原子炉施設における試験データを評価マトリックス中に用意できるのであれば、スケーリング全

般に関する評価プロセスを省略することが可能となるので、PIRT の簡素化と相俟って、妥当性確認用データベースの構築及び適格性評価が大いに簡素化されることになる。

なお、事象の単純性及び／又は原子炉施設における試験データの十分性が不明確な場合には、**附属書 A** に規定した適格性評価のための作業を個々に実施、又は実施の要否を確認することによって、簡素化の可否を判断することができる。

一方、大破断 LOCA 事象、又は AOO における負荷の喪失事象のように複雑な事象進展シナリオを伴い、PIRT 及び評価マトリックスを簡略化できない事象に対しては、解析事象の複雑さの観点から、アプライオリに適格性評価の実施方法を簡略化することはできないと考えられる。

#### G.7.4 最適評価コードの保守性

最適評価コードの保守性の程度によっても、コード改良時の適格性評価を簡略化できる場合がある。

最適評価コードの保守性には、入力データ及び構成式に関わる計算モデルに伴う保守性及び最適評価コードの適格性評価の結果に従って必要な場合に付加される保守性がある。文書情報に基づいて保守性の程度が大きい場合、又は新たに導入する計算モデルの保守性が古い計算モデルを上回る場合には、当該計算モデルの改良又は変更に伴う適格性評価に要する作業の範囲及び深さを著しく軽減できる場合があるとされる<sup>(5)</sup>。

単純な事象に最適評価コードの適用を限る場合には、比較的簡単な不確かさ解析を実施することによって保守性の程度を評価することができる。

一方、複雑な体系における多様な事象シナリオに最適評価コードを適用する場合、構成式に関わる計算モデルの保守性を一意的に定めるのは難しい。しかし、この場合においても、PIRT に基づく重要度判断に従い、適用対象及び事象シナリオの挙動を決定する重要な現象及びパラメータを効率的に絞り込むことによって、不確かさ解析を簡素化することが可能となる。

最適評価コードの保守性の観点から適格性評価の実施プロセスの簡素化を図る場合には、PIRT に従って改良の影響範囲を特定し、当該最適評価コードのランダムな不確かさ及び推定誤差を確認することが重要である。

#### G.7.5 原子炉施設の設計又は運転に関する変更の程度

最適評価コードを適用する原子炉施設の設計又は運転法に変更が生じた場合、適格性評価の範囲及び深さは、変更内容及びその程度に応じたものであることが望ましいとされる<sup>(5)</sup>。

原子炉施設中の機器又は原子炉施設の運転法に変更があったとしても、ほとんどの場合においては、変更は最適評価コードの妥当性確認の範囲内にあり、新たな適格性評価を要しないと考えられる。

一般には、適格性が確認された適用対象に対し、対象の構成及び／又は注目パラメータの変更が軽微な場合には、PIRT 及び評価マトリックスを参照して、新たな適格性評価の必要性を判断する。変更の影響を受ける現象の重要度が低い場合、又はその影響範囲が小さい場合は適格性評価を簡略化することができる。

例えば、燃料集合体設計、原子炉施設のインターロックなどの変更が小さい場合がこれに相当し、影響の重要度と関連する妥当性確認項目を既存の PIRT 及び評価マトリックスから確認することが必要となる。一方、新型の原子炉施設の開発及び新方式の機器・システムの導入などの原子炉施設改良への対応に関しては、影響の程度を慎重に見積もる観点から、PIRT 及び評価マトリックスの再構築の可否を含め、適格性評価の簡略化の可否を判断する必要がある。

表 G.1 数値計算性能に関する情報を整理すべき項目の候補

保存式	項目の候補
場の方程式	流体場数, 熱的平衡/非平衡, 均質/非均質
	圧縮性考慮の有無
	圧力場 (1 圧力, 2 圧力など)
	非凝縮性ガス (保存式の有無, ガス種類数)
	空間次元及び座標系の取扱い (1 次元, ..., 直交/円筒など)
	空間スケール
	空間離散化手法 (差分法, 有限体積法, 次数, 風上/中心)
	時間積分法 (陽解法, 陰解法, 半陰解法, SETS など)
	行列解法
	時間ステップ設定法
	移動メッシュ評価機能の有無
熱伝導及び熱伝達に関する方程式	空間次元及び座標系の取扱い (1 次元/2 次元/3 次元, 円筒など)
	空間離散化手法
	時間積分法 (Crank-Nicholson など)
	移動メッシュ評価機能の有無
	ふく射場の取扱い (陰的/陽的)
中性子動特性方程式	方程式 (拡散, 輸送)
	エネルギー群及び遅発中性子先行核の取扱い (群数など)
	空間次元及び座標系の取扱い (3 次元, 直交など)
	空間スケール
	空間離散化手法 (有限差分, 近代ノード法など)
	時間積分法 (直接解法, 改良準静近似, 即発跳躍近似など)
	時間ステップ設定法
	行列解法, 加速法
	摂動 (1 次, 厳密など)
	考慮する反応度フィードバックの種類とフィードバックパラメータ均質化手法
核熱結合解析	核特性計算と熱水力計算の空間スケールの関係
	核特性計算と熱水力計算の時間ステップの相互関係

全民健康保險法

## 附属書 H

### (参考)

#### 統計的安全評価手法における不確かさの拡大及び保守性について

##### 序文

この附属書は、**箇条 4** において規定した統計的安全評価手法における不確かさの拡大及び保守性の考え方について説明するものである。

なお、この附属書は本体及び附属書に関する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

##### H.1 はじめに

原子炉施設の安全評価においては、想定すべき事象として選定された設計基準事象に対する解析結果、すなわち安全評価値に不確かさが含まれることを考慮し、入力データ（初期状態を含む）及び相関式などの計算モデルに対し、判断基準に照らして安全評価値が厳しくなるよう選定することを要求することによって、安全設計の基本方針の妥当性を確認できるとしている。

現行の安全評価に用いられている解析コードでは、解析コードを構成する個々の計算モデルの不確かさ及び入力データに対する感度、並びに計算モデルの欠落の可能性、そして、これらが組み合わされて生じる安全評価値の不確かさの度合いを必ずしも合理的に説明できない。このため、安全評価値を判断基準に照らして厳しくする度合い（以下、“**保守性**”という。）を大きめに設定する傾向にあり、個々の計算モデル及び入力データの選定の積み重ねによっては、安全評価値が厳しくなる可能性が想定される。

一方、この標準が規定する統計的安全評価手法（以下、“**本手法**”という。）では、**箇条 4** に示す手順に従い、最適評価コードに組み込まれた構成式に関わる計算モデル及び入力データの不確かさ、並びに妥当性確認に用いる試験結果のスケールアップ性能に含まれる不確かさが解析結果に与える影響の度合いを考慮し、これらを定量化することができる。これによって、安全評価値に対する不確かさ伝播を合理的に求めることが可能となる。本手法によって得られた統計的安全評価値は、このような根拠に裏付けられた統計分布を伴うものであり、例えば、95%信頼水準及び95%累積確率 (95/95) のような高いレベルの確信度、及び合理的な保守性をもって判断基準と比較される。

しかし、本手法においても、一部の構成式に関わる計算モデル及び／又は妥当性確認用の試験データベースの欠落などによって、関係する計算モデル又は入力データに対し、確率密度分布のような形で不確かさの定量化が十分にできない場合が想定される。このような場合に、安全評価値が厳しくなるように対処する点については、現行の解析コードを用いた安全評価に当たっての考え方と同一である。

統計的安全評価では、このような場合における更なる保守性確保のための手段として、安

全評価値を更に厳しくする設定（以下，“**保守的な設定**”という。）を，必要に応じて選定したランダムな不確かさ及び／又は推定誤差を対象に実施する。これらの保守的な設定は，**箇条 4** に示される一連の手順の中に組み込まれる形で実施されるため，統計的安全評価の実施基準との整合性は保持される。安全評価時の保守性について，現行の解析コードを用いた方法に従う安全評価値と，統計的安全評価に当たって，不確かさ及びその保守的な設定を組み合わせて得られる統計的安全評価値とを比較した概念図を**図 H.1**に示す。

## H.2 統計的安全評価において取り扱われるランダムな不確かさ及び推定誤差の分類

ここでは，統計的安全評価において取り扱われるランダムな不確かさ及び推定誤差の分類，並びに保守的な設定に関する基本的な考え方について解説する。

**図 H.2** に，**箇条 4** 記載の統計的安全評価の各ステップ及び各ステップにて関連して取り扱われる不確かさを示す。**図 H.2** では，統計的安全評価で考慮すべき 4 項目のランダムな不確かさ及び推定誤差，並びに必要に応じて考慮する 1 項目の付加的バイアスを示している。これらのランダムな不確かさ及び推定誤差，並びに付加的バイアスについて，次に示す a)から e)に整理する。

- a) ステップ 9 の不確かさ評価時に定量化される最適評価コード又は構成式に関わる計算モデルのランダムな不確かさ (UC<sub>1</sub>)
- b) ステップ 10 のスケール効果の評価時に定量化されるランダムな不確かさ (UC<sub>2</sub>)
- c) ステップ 11 で評価される計算モデル以外の入力データに対するランダムな不確かさ (UC<sub>3</sub>)
- d) a), b)及び c) (ステップ 9,10 及び 11) で抽出された推定誤差(UC<sub>4</sub>)
- e) 工学的判断に基づく付加的バイアス (UC<sub>5</sub>)

UC<sub>1</sub>～UC<sub>3</sub>は中心値の周りにランダムにばらつく不確かさとして同定され，標準偏差，上下限值などの統計的なパラメータによって取り扱われる。それに対し，UC<sub>4</sub>は UC<sub>1</sub>～UC<sub>3</sub>が同定される過程で抽出された推定誤差であり，ノミナル値の設定に設計値を使用する場合，保守的な計算モデルを使用する場合などでも設定される。また，UC<sub>5</sub>は，UC<sub>1</sub>～UC<sub>3</sub>及び UC<sub>4</sub>によって考慮した個々の現象に対するランダムな不確かさ及び推定誤差を用いても，なお取り扱うことのできない不確かさに由来する安全評価パラメータへの推定誤差が判断基準に照らして厳しくない側に残る場合などに，工学的判断に基づいて統計的安全評価値に付加する付加的バイアスである。UC<sub>5</sub>は感度解析などの計算手段によって，及び／又は最適評価コードの適格性評価報告書などの情報に基づいて，対応する不確かさ要因ごとに評価する。(D.3.4 参照)

付加的バイアス UC<sub>5</sub>が必要とされる状況として次の f)から i)が考えられる。

- f) 試験データの質又は量が不十分なため，ステップ 9 から 11 において不確かさの定量化が困難な対象がある場合

- g) ステップ9“最適評価コード中に必要な計算モデルが考慮されていない場合”において、安全評価パラメータへの影響が保守的であることを確認できず、加えて安全評価パラメータへの推定誤差の定量化が困難である場合
- h) 近似計算に由来する安全評価パラメータへの推定誤差が見込まれる場合。例えば、レスポンスサーフェス法のように、近似式を用いた統計処理を行って安全評価パラメータ評価値を算出する場合に、一定の付加的バイアスを加える必要があると判断される場合<sup>1)</sup>
- i) 設計段階での包絡性の反映が必要と判断される場合。すなわち、設計段階での枠取りなど、解析条件で担保できない包絡性を考慮する場合<sup>2)</sup>

**注<sup>1)</sup>** NUREG/CR-5249<sup>(2)</sup> においては、レスポンスサーフェス法によって95%累積確率値を求めた後、ホットチャンネル、Forslund-Rohsenowの相関式、エントレインメント、ECCバイパス及び窒素効果の推定誤差を補正している。ただし、ここではマイナス側への移動も行っている。

**注<sup>2)</sup>** 現時点では具体的な例はないが、解析時に包絡条件を設定しにくい場合に結果に付加的バイアスを加えることも考えられる。

以上に掲げた不確かさの分類に関する一例を表 H.1 に示す。

### H.3 予測における不確かさの拡大に関する取扱い

#### a) 概要

統計的安全評価においては、所与の事象シナリオに基づいて軽水型発電用原子炉施設の安全評価を実施するが、この安全評価は直接に比較できる試験データのない条件での予測となる。このため、妥当性確認結果のない安全評価の対象、解析条件及び事象シナリオに対する予測において、妥当性確認の過程で定量化された不確かさが更に拡大する可能性がある。このような場合の不確かさの拡大要因及びその定量化の方法について、H.2 に示した不確かさの分類ごとに説明する。

ただし、UC<sub>3</sub>については、プラントパラメータ、形状データ、境界条件、安全機能などの作動条件などの解析の対象とする原子炉施設を記述する入力データの不確かさを直接に取り扱っているため当該の原子炉施設の予測に当たって不確かさが拡大するものでないことから、ここでの取扱い対象から除外する。また、当該の原子炉施設に対する統計的安全評価値に、必要に応じて、工学的判断に基づいて解析の実施者が事後的に付加する付加的バイアス UC<sub>3</sub>についても取扱い対象から外す。

#### b) UC<sub>1</sub>の拡大に関する取扱い

不確かさ評価時に定量化される最適評価コード又は構成式に関わる計算モデルのランダムな不確かさに相当する UC<sub>1</sub>については、次のような因子が予測における不確かさの拡大に影響するものとして含まれる。

PIRT 作成段階における現象の同定及び重要な現象の特定、計算モデルの作成及び検証、並びに妥当性確認における不確かさの定量化の3段階のそれぞれに不確かさの要因があり、予測における  $UC_1$  の拡大につながる。

まず、PIRT の作成段階において  $UC_1$  に影響を及ぼす不確かさの源としては、

- 1) 知見不足などのため認識されない現象の見過ごし、同定する現象の詳細化レベルが十分でないことなどによって、他の異なる現象又は代表的な現象として同定されることによって発生する計算モデルの欠落に由来するランダムな不確かさ
- 2) 重要度が過小評価されてランク付けされることによって生じるモデルの欠落及び/又は不確かさ評価の欠落に由来するランダムな不確かさ

などが考えられる。PIRT の作成段階において、これらのランダムな不確かさの発生因子を全て同定し重要度を適切に設定することは難しいが、統計的安全評価の後段の手順（不確かさの設定及び感度解析）を実施することで定量化される  $UC_1$  に陰に含まれることになる。

続いて、数学モデル及び計算モデルに含まれる  $UC_1$  に影響を及ぼす不確かさの源としては、

- 3) 最適評価コードに組み込まれた計算モデル及び/又はその元となる数学モデルの忠実性及びスケールアップ性能が完全でないことに起因するランダムな不確かさ
- 4) 数値モデルの忠実性、収束性などが十分でないことに起因するランダムな不確かさ
- 5) 初期値問題に対する 2 流体モデルの偏微分方程式系の不適切性 (ill-posedness) が、数値解法、構成式などによって十分に緩和できないことに由来するランダムな不確かさ
- 6) 偏微分方程式間の不整合 (inconsistency) に由来して解の存在しない領域が生じることに由来するランダムな不確かさ

などが考えられる。ただし、不整合の影響は把握が容易であることから、長年にわたって使用されてきた最適評価コードはもとより、新規に開発された最適評価コードにおいても適格性評価を実施する過程で不整合が解消されていると判断されるため、これ以降では不整合に由来する不確かさを陽に考慮しないこととする。

最後に、ステップ 9 の不確かさの定量化の段階において定量化される  $UC_1$  に影響を及ぼす不確かさの源としては、

- 7) 試験で観測されるパラメータと計算モデルの出力とが異なることに起因するランダムな不確かさ
- 8) 試験値と計算値との差異を特定の計算モデルの不確かさに割り付けることに起因するランダムな不確かさ

などが考えられる。

以上に掲げた 1) から 8) までの不確かさの源の中で 1) 及び 2) は、3) から 8) までの他の不確

かさの源と UC<sub>1</sub> に対する影響の様相が異なる。不確かさの定量化の対象となる試験点に対してなされる最適評価コードの計算結果と試験結果との差異に基づいて定量化される不確かさ UC<sub>1</sub> に対して、3)から 8)までの不確かさの源に由来する全てのランダムな不確かさの影響については UC<sub>1</sub> の中にランダムな不確かさとして又は補償誤差として反映される。これに対し、1)及び 2)に由来するランダムな不確かさについては UC<sub>1</sub> の中に部分的にしか反映されない場合がある。その場合にはモデルの欠落の影響が別途生じると考えられることから、1)及び 2)については、モデルの欠落に関する対処 (G.6 参照) が別途必要となる。

また、原子炉施設の安全評価など、試験点以外の条件の対象に最適評価コードを適用して予測を実施する場合には、内外挿することによって補償誤差として推定誤差が相殺された状態が解消し、ランダムな不確かさが拡大する可能性も含めて、1)から 8)までの不確かさの源のそれぞれの UC<sub>1</sub> に対する影響を考慮し、UC<sub>1</sub> が拡大する可能性の有無を評価することが重要である。

この評価を実施するに当たっては、安全評価パラメータの不確かさに対する計算モデルの不確かさの感度解析結果に基づいて、不確かさの拡大の影響を検討する計算モデルの範囲を感度が大きい又は比較的大きな計算モデルに限定することが重要である。その上で、内外挿の幅に従って推定されるランダムな不確かさの拡大量、適格性評価の過程で得られる知見、2 流体モデルの数値解の特性に対する知見などに基づいて、それぞれのランダムな不確かさの源の特徴、特性及び影響をよく把握しておくことが重要である。ただし、UC<sub>1</sub> が拡大する可能性があっても、それぞれの不確かさの源の影響が顕著に増大するような特異的な状況がない限り、当該の最適評価コードのスケールアップ性能が確認されている場合には、不確かさの拡大が 2 次的なものに留まることに留意する。

なお、予測において UC<sub>1</sub> の拡大が生じると評価される場合には、後述の H.4 にて示す方法 I 又は方法 III を用いて統計的安全評価値に対する保守的な設定を行うことが必要となる。

### c) UC<sub>2</sub> の拡大に関する取扱い

UC<sub>2</sub> はスケール効果に起因するランダムな不確かさである。

スケール効果に起因するランダムな不確かさの拡大とは、原子炉施設の時空間スケールに最適評価コードを適用するときに、妥当性確認結果によって定量化されたランダムな不確かさがどのように拡大するかを評価することであり、統計的安全評価の実施プロセスで規定される本体の 4.3.5 スケール効果の評価 (ステップ 10) で実施される最適評価コードのスケールアップ性能の評価及びこれと連動する試験のスケールアップ性能の評価がそれに当たる。このように、統計的安全評価の実施手順の中で特定され定量化される事項に当たるものであることから、ここで新たに考慮する必要のある不確かさの拡大要因はない。

なお、スケーリング分析については、本体の 4.3.5 (ステップ 10) の規定、E.2.5 から E.2.8 までの補足説明、試験のスケールアップ性能及びスケールひずみの確認に関する G.4、及び最適評価コードのスケールアップ性能の確認に関する G.5 の補足説明が参照できる。

また、モデルの欠落に対しては、別途 **G.6** が参照できる。

#### d) UC<sub>4</sub>の拡大に関する取扱い

計算モデルの不確かさの定量化、スケーリング分析、及び計算モデル以外に入力データの不確かさの分析の3過程で得られる推定誤差 UC<sub>4</sub>については、最適評価コードに特段の推定誤差の生じる可能性のある基礎方程式、計算モデルが具備されるものでないことから、**表 H.1**にあるように、計算モデル及び初期条件に関わる厳しい側のバウンディング条件が例示されている。ただし、個別効果試験による計算モデルの不確かさの定量化の過程で有意な推定誤差が得られた場合には、推定誤差として取り扱うだけでなく、予測におけるその拡大についても取り扱う必要があるのはいうまでもない。

この中で、スケール効果に起因する推定誤差の拡大については、**c)** の同効果に起因するランダムな不確かさ UC<sub>2</sub>の説明にて述べたように、本体の **4.3.5 スケール効果の評価** (ステップ 10) で実施される最適評価コードのスケールアップ性能の評価及びこれと連動する試験のスケールアップ性能の評価で設定されることから、ここで新たに考慮する必要のある不確かさ拡大要因はない。

また、初期条件に関わる厳しい側のバウンディング条件としての推定誤差は、推定誤差というよりは計算結果の保守性を確保するために設定するバイアスに相当するものであり、もともと原子炉施設及び事象に即して工学的判断に従って設定されるものであることから、予測における不確かさの拡大要因として考慮する必要はない。

一方、計算モデルに対して定量化された推定誤差には、**b)** に示した UC<sub>1</sub>に対するランダムな不確かさの源の全てが同時に推定誤差の源となることから、これらによる推定誤差の拡大を評価する必要がある。実施内容については、**b)** に示した UC<sub>1</sub>についての“ランダムな不確かさ”を“推定誤差”に読み替えばよい。

なお、最適評価コードに補償誤差があるとき又はあると見込まれるときには、補償誤差が通例2種以上の計算モデルのもつ推定誤差が相殺し合う結果として生じることを考慮して、その源を同定して、不確かさの拡大に影響するか否かを評価する必要がある。影響があるときには、工学的判断に基づいて厳しい側のバウンディング条件に相当するバイアスとして推定誤差を設定する。補償誤差の源には、非物理的な大きさのモデルパラメータの設定、幾何形状、状態量、過渡の条件などの入力データのノミナルな設定からの逸脱、適用範囲外又は適用対象外の計算モデルの使用、過度に粗い又は極端に不等間隔なノード分割などがある。

#### H.4 統計的安全評価における保守的な設定の方法

**H.2** のランダムな不確かさ、推定誤差及び付加的バイアスの分類に基づくと、統計的安全評価値に対し、次に示す3通りの方法が、必要に応じて保守性を増加させる基本形として考えられる。

統計的安全評価における保守的な設定の方法としては、**図 H.3** に示すような方法 I から方法 III までの 3 種類の基本的な考え方がある。これらに基づいて必要に応じてベースケースの不確かさの設定法を変更するか、又は統計的安全評価値に付加的バイアスを加え、統計的安全評価値の保守性を増加させる。

なお、同図中のベースケースにおいては、 $UC_1 \sim UC_4$  までの不確かさが考慮されている。

- a) 方法 I：ステップ 9 から 11 で定量化される計算モデル、スケール効果及び入力データ（以下、“**不確かさ設定対象**”という。）に関する不確かさの中で、ある不確かさの設定対象に関わるランダムな不確かさ  $UC_1 \sim UC_3$  のいずれかに対して、**箇条 4** に記載されたステップ 9 から 11 までの規定（本体の **4.3.4**、**4.3.5** 及び **4.4.2**）に従い、ランダムな不確かさの幅をより広く設定する。
- b) 方法 II：ステップ 9 から 11 で定量化される不確かさ設定対象に関する推定誤差及び安全評価パラメータに対する推定誤差  $UC_4$  の中で、ある推定誤差  $UC_4$  に対し、**箇条 4** に記載されたステップ 9 から 11 までの規定（本体の **4.3.4**、**4.3.5** 及び **4.4.2**）に従い、保守性を増加させる方向で再設定する。  
なお、このとき、対になるランダムな不確かさ（ $UC_1 \sim UC_3$  のいずれか）が見直され、不確かさの幅が狭まる場合がある。
- c) 方法 III：統計的安全評価値に加える付加的バイアス  $UC_3$  について保守性を増加させる方向に再設定する。

ただし、方法 I 及び II を適用するに当たって考慮するランダムな不確かさ又は推定誤差については、PIRT における重要度のランクが中 (M) 以上の現象を記述する計算モデルのみを対象として選定することが労力の軽減の観点から有用である。

原子炉施設の統計的安全評価では、**図 H.3** に示すように、a) から c) の保守的な設定に加えて、シナリオ設定においても保守的な想定が考慮され、これに設計基準事象に関わる選定事象の包絡性を重ねることによって、安全設計の基本方針の妥当性が担保される。**図 H.3** には、方法 I から方法 III を用いた保守的な設定と、これによってもたらされる安全評価パラメータ解析結果の分布の変化を図示している。

なお、方法 I 及び II における計算モデル及び入力の設定から、方法 III における付加的バイアスの再設定を含むプロセスを**図 H.4** に示す。実際の統計的安全評価においては、本図に示すように、方法 I と方法 II とを組み合わせた手法を適用する場合が多い。方法 I と方法 II の組合せだけでは保守的な設定が十分ではないと判断される場合には、最終的には方法 III に基づいて付加的バイアスを再設定することも可能であるが、限定的な条件下であることに注意する必要がある。

また、方法 I 及び II については、本体の **4.4.3** において実施された感度解析の結果に基づいて、選定したランダムな不確かさ又は推定誤差に関わる個々の計算モデル又は入力データに対する感度に単調性があるか否かを確認して、単調性のないことが見いだされた計算

モデル又は入力データに対する感度の特徴に応じて、次のように対処する必要があることに留意する。すなわち、計算モデル又は入力データの正負の振り幅のそれぞれに対する安全評価パラメータの評価値の変化が異符号となるか、同符号となるかで単調性の有無が決まるが、

- d) 異符号となる時（単調性あり）、方法Ⅰ及びⅡの実施について、当該のパラメータのランダムな不確かさ又は推定誤差の設定の考え方に変更は生じない。
- e) 同符号となる時（単調性なし）には、安全評価パラメータの評価値を判断基準に照らして厳しい側に変化するかどうかによって、更に次のように場合分けが生じる。
  - ・ ともに厳しい側に変化する時には、d)と同様に方法Ⅰ及びⅡの実施の考え方に変更は生じない。
  - ・ ともに余裕を生じる側に変化する時には、方法Ⅰ及びⅡを適用しない。

## H.5 統計的安全評価における知見の拡充に応じた不確かさの設定の考え方

H.4に述べた保守的な設定の方法を有効活用するためには、併せて、不確かさの設定に関する考え方として、次に示す知見の拡充の影響を把握し、知見の進展に応じて適切な不確かさの設定が実施できるようにすることが重要と考えられる。

OECD/NEA/CSNIでは、2003年からSMAP（Safety Margin Action Plan）が組織され、米国NRC、CSN、IRSNなどがこれに参加している<sup>(43)</sup>。同活動では、安全評価における不確かさへの対処、特に原子炉施設の設計変更及び運転範囲の変更に伴う安全余裕への影響を評価するため、安全余裕をどのように定義するかについて検討された。この中で、不確かさの分類及び定量化については、CSAU及びEMDAPをベースとしており、この標準における方法と基本的な相違は見られない。この検討では、不確かさを、既存のデータに従ってその統計的な特性を推定できる成分（aleatoryな不確かさ）と、知見の不足に起因し、更なる情報を得ることによって縮小し得る成分（epistemicな不確かさ）とに分類している。この標準で定義するランダムな不確かさはこれら双方を含むが、知見の不足又は拡充によってその幅を見直し得る点からは、後者との関連がより深いものと考えられる。H.4で述べた方法Ⅰでは、これを対象としている。また、推定誤差については、主にepistemicな不確かさの成分と関わるものの、試験と解析との相違に着目する観点から、定義上は別の項目としてこの標準では区別されており、方法Ⅱはこれを対象としている。

**注記** aleatoryな不確かさとは、不確かさの中で、対象とする標本の状態の固有のランダム性に起因する成分のことをいう。偶発的な不確かさともいい、知見の獲得、知識の増進などによって減少させることができない成分である。また、epistemicな不確かさとは、不確かさの中で、対象とする標本の状態への知識の不足に起因する成分のことをいう。知識不足による不確かさともいい、知見の獲得、知識の増進などによって減少させることができる成分である。さらに、epistemicな不確かさは、認識された不確かさの成分及び認識されない不確か

さの成分の二つに分けることができる。

一方、安全余裕に関しては、保守的な解析結果と許認可上の判断基準（Safety Limit）までの余裕（Licensing Margin）、破損限界までの余裕（Margin to Damage）などの1次元的な尺度だけでなく、“最適評価コード+不確かさ”に対しては、統計的評価によって求められた負荷（Load）の分布と破損限界に対する許容限界（Capacity）の分布との関係を考慮し、リスク空間において、両者の重畳する領域の面積から安全余裕を定義する考え方が提案されている。また、米国 NRC は SMAP での議論を総括しており、この中では構造物の信頼性工学において適用される信頼性指標（Reliability Index） $\beta$ に相当する安全余裕を提案している<sup>(44)</sup>。

図 H.5 には、安全評価に関わる知見の拡充が統計的安全評価に及ぼす効果を図示している。このように、統計的安全評価では、最適評価コードの計算モデル及び妥当性確認用の試験データベースにおける知見が必ずしも十分でない場合、保守的な設定という形で安全評価に組み込まれる。逆にいえば、これらの領域における研究又は実証が進み、知見が更に拡充されることによって関連する不確かさ対象の不確かさを適切に定量化することが可能となれば、この部分の保守的な設定については見直すことが可能となる。また、最適評価コード自体の性能向上によっても、定量化可能な不確かさの設定を見直すことが可能である。

図 H.5 には、上記の統計的安全評価に及ぼす効果と併せて、判断基準とそれに対応する燃料被覆管の破損特性などの機器の安全機能に関する知見を統計分布として示している。例えば、燃料被覆管の破損についての実験データには、破損メカニズムの複雑性、材料特性、そして、実験条件のばらつきなどに由来した不確かさが存在するため、その整理結果は分布を伴うものとなる。一方、判断基準としては、例えば、破損メカニズム及び材料・機械特性などに関する知見レベルを考慮して、統計的に破損の発生を無視し得る限界値から十分と判断される余裕を見込んで設定される。破損メカニズムに関する知見の拡充及び／又は実験・計測技術の進歩によっては、この余裕の考え方についても見直しが可能であることは、最適評価コードの場合と同様である。

以上に述べたように、統計的安全評価の導入によって、判断基準と比較する安全評価の結果について、知見レベルに応じた保守的な設定を反映した統計分布を考慮することが可能となる。このように、安全設計の基本方針の妥当性を担保するために必要とされる保守性について、その寄与の要因に立ち返って具体的かつ定量的な検討に基づいて設定変更を実施することによって、知見レベルに応じた保守性の確保が可能となると考えられる。また、ここに紹介した OECD/NEA/CSNI における安全余裕に関する一連の検討は、統計的安全評価を導入することによって判断基準に対応する数値において評価した確率がゼロにならないことを念頭に置き、安全余裕への影響を広い視野から議論することを課題の一つとしている。このように、最適評価コードの導入及び不確かさの定量化を土台とした統計的安全評価の考え方を、“安全余裕の定量化”に関わる包括的かつ具体的な方法論にまで発展させることができれば、今後予想される原子炉施設の種々の変更に向けた安全評価手法の一層の高

度化，並びに安全余裕の維持及び確認が可能となるものと考えられる。

## H.6 不確かさの分類と保守的な設定の具体例

H.2 にて整理した不確かさの分類について，PWR の大破断 LOCA 及び BWR の運転時の異常な過渡変化における具体例を表 H.1 に示す。両者の違いの主なものは構成式に関わる計算モデルの不確かさ UC<sub>4</sub> 及びスケール効果の不確かさ UC<sub>2</sub> に起因するものである。すなわち，PWR の LOCA は計算モデルの中に限界条件設定などによる推定誤差の設定を行っているのに対し，BWR の運転時の異常な過渡変化では計算モデル自体には特段の推定誤差の設定を行わないことである。また，スケール効果に起因して統計的に扱う不確かさ UC<sub>2</sub> 及び UC<sub>4</sub> については，PWR の LOCA では SET, IET などの試験結果に基づいて評価する。これに対して，BWR の運転時の異常な過渡変化では，PIRT で摘出された安全評価パラメータに関わる重要な現象に対して SET, CET が実質的に原子炉施設の規模のスケールにて実施される場合が多いこと，さらに代表事象についての原子炉施設における試験が存在することから，スケール効果の不確かさ評価において必ずしも IET 試験結果を必要としない。これは炉型の違いよりも，設計基準事故と運転時の異常な過渡変化との原子炉施設規模の試験の有無の違いによるものである。

一方，H.5 にて整理した保守的な設定法については，表 H.1 中では関わる項目が分かるように示し，保守的な設定法のそれぞれの関係を図 H.3 とは別の形で見るようにしている。

## H.7 シナリオ保守性の取扱いについて

H.4 で説明した方法 I から方法 III までの保守的な設定に係る方法は，計算モデルの不確かさを含む最適評価コードの入力データに対してランダムな不確かさ若しくは推定誤差に保守的な設定を加えるか，又は付加的なバイアスを設けることを実施内容とするものであり，いずれも安全評価の対象とする事象のシナリオについては，所与のものとして決定論的に取り扱っている。

この事象シナリオについては，運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対する安全評価上の要求（以下，これに従う事象シナリオを“**基本シナリオ**”という。）と，当該の安全評価を，これが対象とする運転状態の範囲及び機器の動作などの条件の範囲を包含する包絡的なものとし，かつ，十分な保守性を持たせるために付加する事象シナリオ及び条件（以下，“**付加的設定**”という。）との二つに分けることができる。この中で後者の付加的設定は更に次の二つに分けることができる。一つは，炉心及び原子炉施設の状態変化，並びに原子炉施設の機器，配管などの構成を踏まえて安全評価のための包絡性の必要レベルに対応して設定する追加的な事象シナリオ及び条件（以下，“**包絡的設定**”という。）であり，もう一つは，統計的安全評価が立脚する“最適評価＋不確かさ評価”に十分な保守性を持たせるための設定で，統計的安全評価の前提条件として必ずしも必須でない追加的な事象シナ

リオ及び条件の設定（以下，“**任意設定**”という。）である。

包絡的設定には、

- ・ LOCA 時の破断口の位置
- ・ 蒸気発生器の施栓率
- ・ 線出力密度の上限値に初期値を設定
- ・ 反応度投入事象における制御棒落下速度（BWR）、制御棒飛出し時間（PWR）の設定
- ・ BWR における原子炉スクラム速度（制御棒挿入量と時間との関係。極めて保守的）
- ・ BWR においてサイクル中に変動する炉心流量の幅を考慮した炉心流量レベルの設定
- ・ BWR の SLMCPR 設定において、径方向出力分布を平坦化することで沸騰遷移する可能性をもつ燃料棒の本数を多数化して厳しめに取り扱う設定法
- ・ 中性子束のノイズレベルを考慮した原子炉出力の設定

など、多数のものがあり、一方、任意設定には、

- ・ LOCA 時の ECCS の起動信号の構成要件、タイミングなど
- ・ LOCA 時の電源及び／又は ECCS 以外の系統の動作
- ・ LOCA 時などの運転員の操作に係る仮定
- ・ 故障、外乱などの変化が瞬時に生じるとした解析上の設定
- ・ BWR の AOO の圧力上昇過渡におけるタービンバイパス弁不作動の仮定
- ・ BWR の設計基準事故の解析における SLMCPR で沸騰遷移るとした解析上の仮定
- ・ BWR の反応度印加事故におけるボイド反応度フィードバックを無視した取扱い
- ・ PWR で安全保護系の設計の妥当性を確認するための DNBR 評価値の最小値を DNBR の許容限界値から一定の余裕をもって設定する解析上の取扱い

など、これにも多数のものがある。

任意設定については、機器などの考慮の有無又はノミナルな設定値からの偏差が保守的な安全評価につながることから、機器などの考慮の有無又はこのような偏差の考慮の有無をパラメータ空間上のばらつきと捉えると、統計的安全評価におけるモデルなどの不確かさと同様に、不確かさの伝播解析の枠組みに乗せることができる。

このような任意設定のそれぞれの有無をばらつきとして不確かさと捉えて、計算モデル及び入力データの不確かさを取り扱う（この標準の）統計的安全評価から拡張した統計的安全評価手法（以下，“**拡張統計的安全評価手法**”という。）を実施することで、任意設定に関連して生じる現象又は状態の分岐、及びこれによって生じるかも知れない事象シナリオの更なる分岐が取り扱える<sup>(104)</sup>。

また、包絡的設定については、知見の進展、最新知見の活用、炉心状態などに対する包絡性の要求レベルに応じて、保守的な設定レベルが変わることから、必要な包絡性のレベルを

維持するために必要となる設定条件を超過する設定に対する超過分が実質的には任意設定になるため、この部分を拡張した統計的安全評価に含めることができる。

このような拡張統計的安全評価手法を用いて得た統計的安全評価値を、安全評価の本来の要求に忠実な統計的安全評価値としてレファレンス値に用いれば、現状の事象シナリオに基づいてこの標準が規定する統計的安全評価の実施基準に従って評価した統計的安全評価値がもつ保守的なバイアスを定量化できる。これによって、例えば、95/95 値の説明性などもより明確になると考えられる。

表 H.1 不確かさの分類の具体例と保守的な設定法との関係

		大破断 LOCA (PWR)		運転時の異常な過渡変化 (BWR)	
		統計的に扱う不確かさ (方法 I, II の操作対象)	限界条件の設定などによる 推定誤差設定 (方法 II の操作対象)	統計的に扱う不確かさ (方法 I, II の操作対象)	限界条件の設定などによる 推定誤差設定 (方法 II の操作対象)
計算モデル	最適評価コード 又は計算モデル	(UC1, UC4) PIRT, 妥当性確認及び検証 (OST, SET)によって定量化	(UC4) ECCS バイパス時間 スチームバイディング効果 炉心 3 次元流動	(UC1, UC4) PIRT, 妥当性確認及び検証(OST, SET)によって定量化	(UC4) 特になし
	スケール効果	(UC2, UC4) SET, IET によって定量化	(UC4)	(UC2, UC4) SET, CET, 原子炉施設における試験 によって定量化	(UC4)
初期状態 (UC3)		(UC3, UC4)	(UC4) 蒸気発生器の施栓率 炉心低出力領域の線出力	(UC3, UC4) 原子炉出力	(UC4) 炉心の核熱水力条件 冷水注入温度
工学的判断に基づく 付加的バイアス = (UC5) (方法 III の操作対象)		レスポンスサーフェス法を TRAC-PF1 コードとともに使用するとき には, ホットチャンネル, Forslund-Rohsenow の相関式, エントレイン メント, ECC バイパス及び窒素効果などの影響を考慮して付加す る場合がある		UC5によるバイアスは特に考慮していない	
要求事項による保守性 事象シナリオの保守的な設定 (方法 I, II, III とは無関係)		破断口の位置 ECCS の起動信号 電源及び ECCS 以外の系統の動作 故障の仮定 運転員の操作への期待の有無		タービンバイパス弁不作動の仮定 制御系故障事象の仮定 外部電源喪失の仮定 計装制御, 安全保護系の仮定	

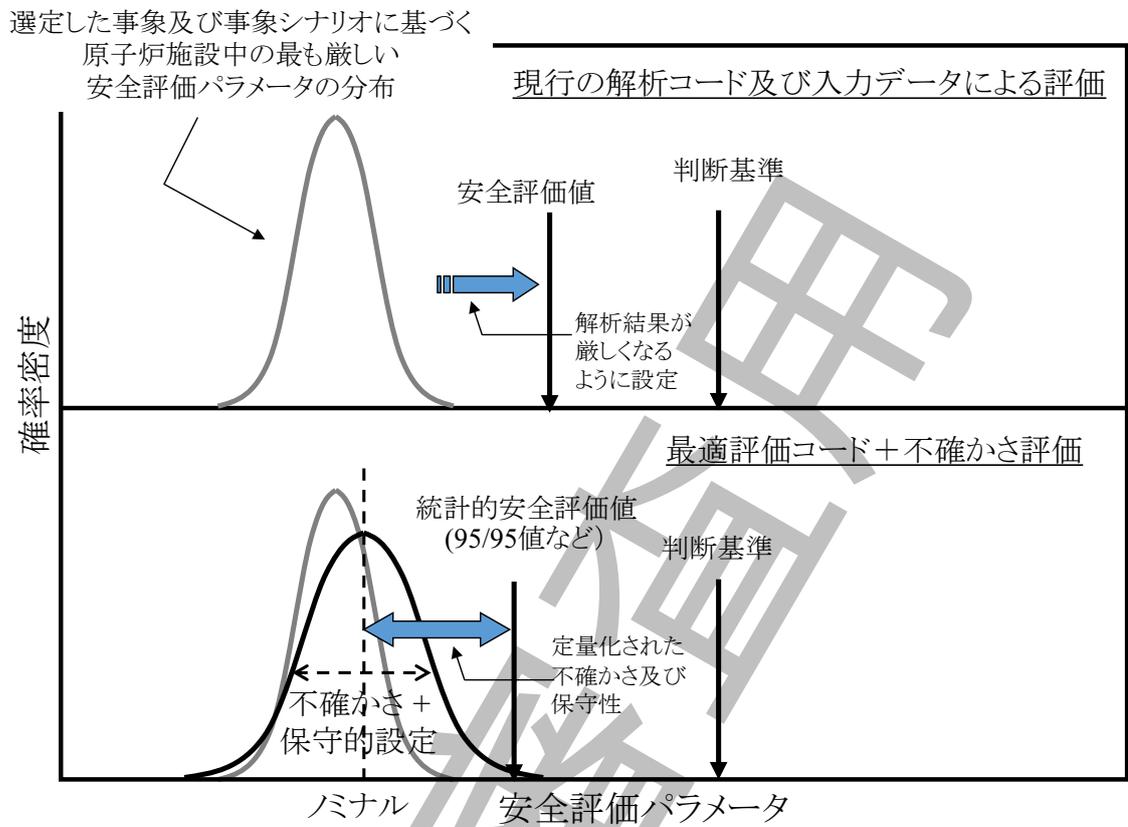


図 H.1 現在の解析手法と（最適評価コード＋不確かさ評価）の保守的な設定の方法の比較

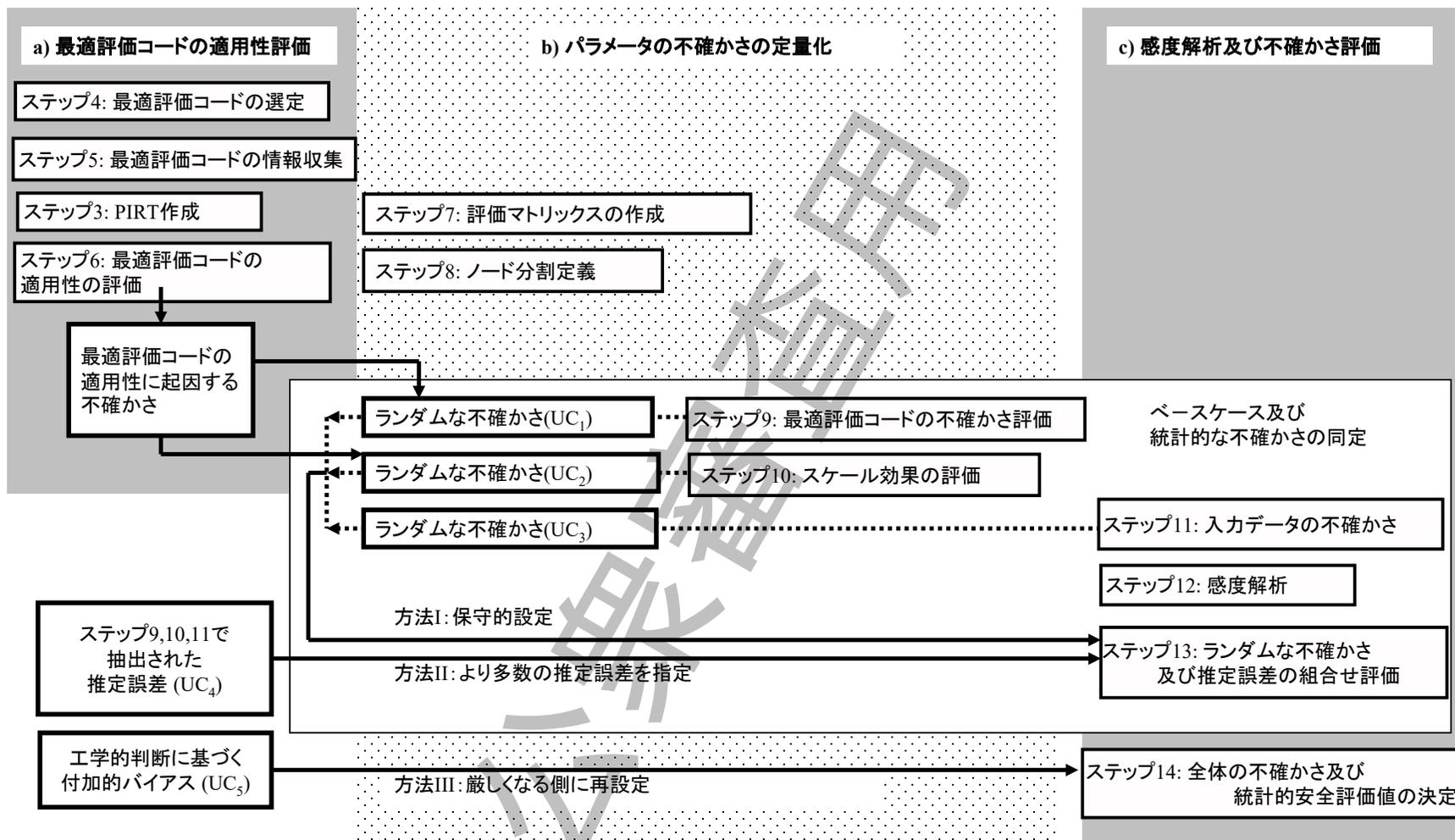


図 H.2 各種の不確かさの由来及びその伝播

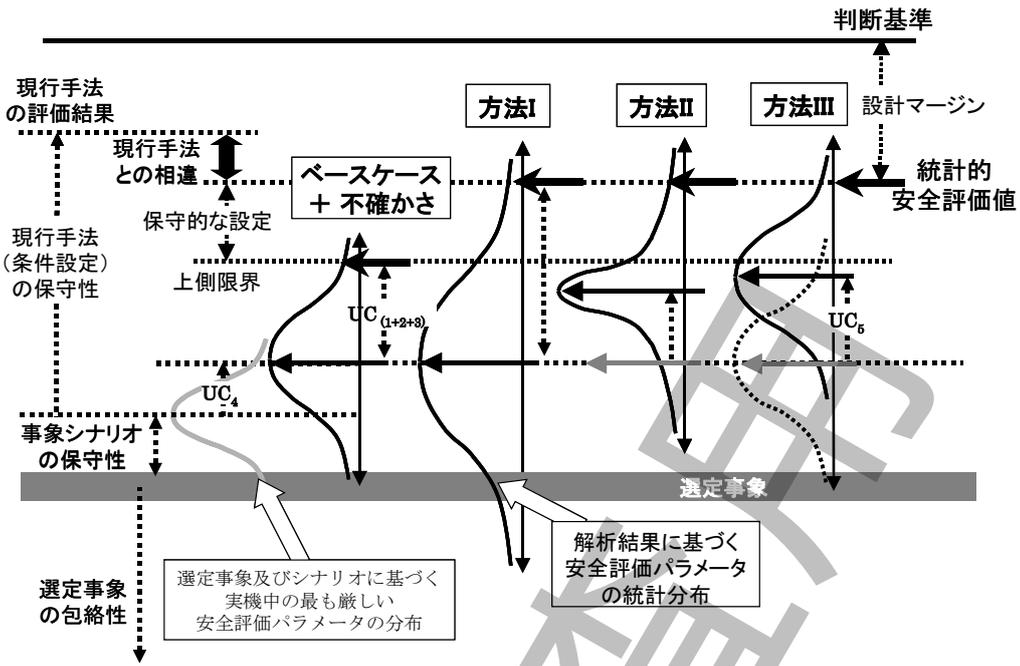
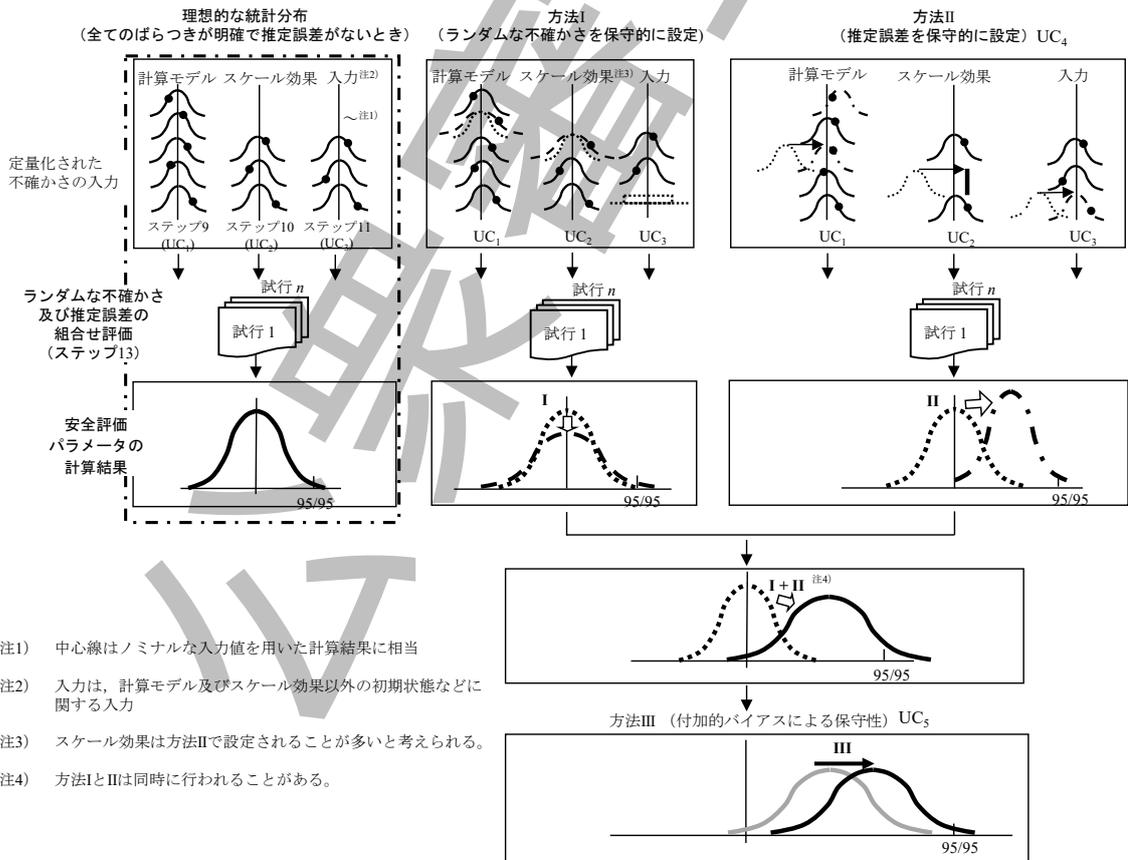


図 H.3 保守的な設定に関する基本的方法



- 注1) 中心線はノミナルな入力値を用いた計算結果に相当
- 注2) 入力は、計算モデル及びスケール効果以外の初期状態などに関する入力
- 注3) スケール効果は方法IIで設定されることが多いと考えられる。
- 注4) 方法IとIIは同時に行われることがある。

図 H.4 保守性のとり方（方法 I～III）に対応する入力の設定

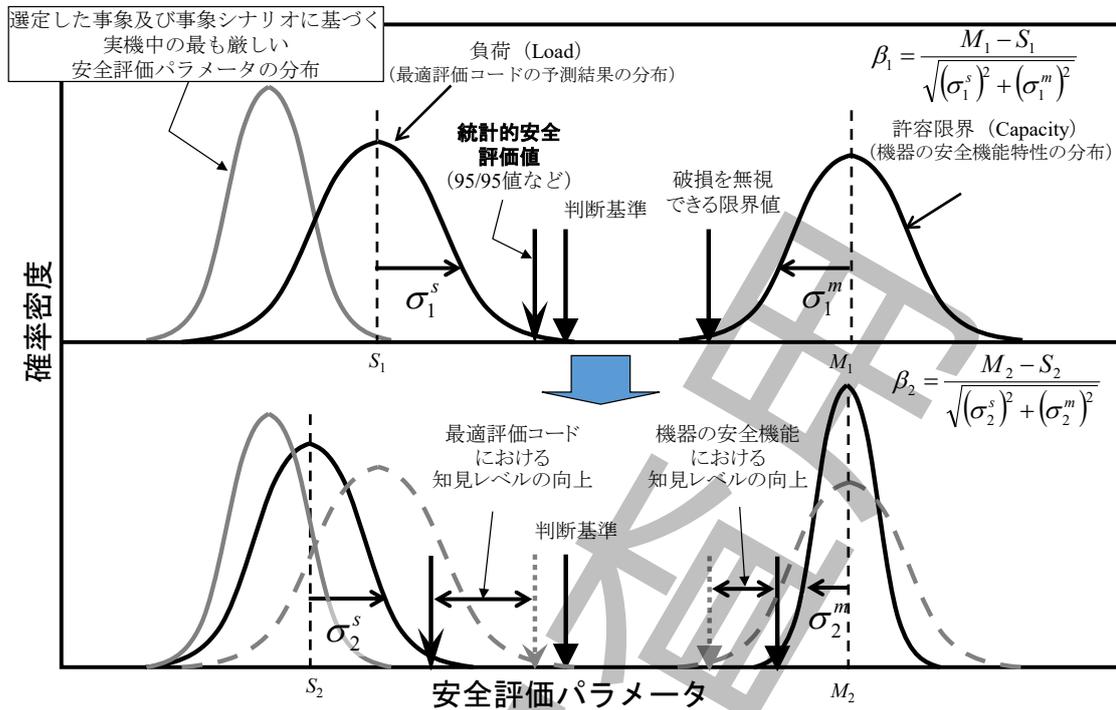


図 H.5 安全評価に関わる知見の拡充が統計的安全評価に及ぼす効果

## 附属書 I

### (参考)

#### 統計的安全評価に用いる確信度についての考え方

##### 序文

この附属書は、**箇条 4** において規定した統計的安全評価手法を用いて得た統計的安全評価値を算出するに当たって用いる確信度についての考え方について説明するものである。

なお、この附属書は本体及び附属書に関する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

##### I.1 確信度に関する一般的な考え方

統計評価を行う場合、通常は母集団から抽出した標本（サンプル）に基づいて母平均などを推定したり、又は母集団の分布について何らかの仮説（統計的仮説）を立てたりして、それが正しいか、又は正しくないかを判断する。統計的仮説である以上、その判断には、どの程度もってもらいたい、納得できる、説明できる、両立できる、などの形容詞が付されることが多いが、これを客観的な信頼性として定量化することが可能である。

統計的安全評価では、個々の事象においてサンプリングされた注目パラメータの評価値の分布に基づき、判断基準を満足するという統計的仮説を立てることとなる。このとき、判断の信頼性を確保するためには、統計評価に内在する不確かさを勘案してどの程度の確率限界をもって判断基準を満足すべきかということと、サンプリングされた標本がどの程度母集団を近似しえるかという 2 点について考慮しなければならない。通常は前者に対して累積確率、また後者に対して信頼水準という指標を設定することによって代替し、これらを合わせて確信度として、統計的安全評価の信頼性を確保するために使用する。

**図 I.1** では、中心角の比が 5:95 となるように、上位 5%（18 度）及び下位 95%（342 度）の 2 領域の扇形に分割した円形的に矢を射る問題を考える。これは、LOCA 事象においては、PCT の母集団において、95%上側限界を累積確率として設定し、これを 2 領域の境界線として具体化したことになる。

矢の当たる確率が一樣であると仮定すれば、少なくとも一本の矢が上位 5%の領域に当たるという事象の確率は、全ての矢が下位 95%の領域に当たる事象の背反事象として求められる。同図に示すように、矢を射る試行回数を増やすごとに、少なくとも 1 本の矢が上位 5%領域に当たる確率は増加し、59 回において 0.9515 となる。この状態を LOCA 安全評価に焼き直せば、PCT 評価結果が 59 個与えられ、その最高値が累積確率 95%を上回るという仮説の信頼水準が 95%をわずかに超えたと解釈することができる。また、同図から明らかのように、サンプル数を変えることによって得られる 95%累積確率に対応する信頼水準は、そのサンプル数によって変動していく。また、最高値ではなく、その次の 2 番目の大きさの数値を採用する場合には、全ての矢が下位 95%の領域に当たる確率を差し引き、1 本の矢だ

けが上位 5%に当たる確率を組合せの数を考慮して差し引いた式を導出した上で、これを用いて所定の信頼水準が得られるサンプル数を求めればよい。

なお、同図には表されていないが、サンプル数を限定した場合には、同一のサンプル値であっても、信頼水準を変えれば異なる累積確率に対応する。

こうした具体例は、通常は順序統計のサンプル数を説明するために引用されることが多いが、累積確率及び信頼水準の概念を分かりやすく解説する好例ともいえる。

信頼水準及び累積確率は、統計評価に先立って設定するものであり、これらをどのように決めるかは、取り上げる対象の重要性、性質、そしてこれまでの統計評価の目的に照らして実施された実績評価などに依存する問題である。機械部品及び電気部品製造といった工学の分野では、双方について 95%を採用し、これを 95%信頼水準/95%累積確率、又は 95/95 などと表記する場合が多い。この標準で取り扱う統計的安全評価値では、通常 95%信頼水準/95%累積確率に相当する安全評価パラメータの値を採用することは後述するとおりである。また、サンプル数が十分に大きい場合の直接計算法では、近似的に信頼水準 100%の累積確率が得られる。

## 1.2 原子炉施設の安全評価における確信度の取扱いに関する背景及び現状

ここでは、原子炉施設の安全評価における確信度（信頼水準及び累積確率）の取扱いについて述べる。

海外及び国内においてはすでに統計的な手法の導入又は検討が実施されており、使用される確信度は次に示すように 95%である。

米国においては、最適評価コードと不確かさ評価による安全評価を導入するために、1988年に 10CFR50.46<sup>(45)</sup> の改訂がなされた。10CFR50.46 では、判断基準を超えないことを高い確率をもって示すことが記載されているが、米国 NRC から発行された Regulatory Guide 1.157<sup>(6)</sup> においては、その累積確率を 95%以上とすること及びその不確かさとして信頼水準の使用を必要とする手法を用いることが受け入れられる旨が明記されている。また、この手法の適用例について記載されている NUREG/CR-5249<sup>(2)</sup> においても、CSAU 手法としては、レスポンスサーフェス法によって得られた累積確率 95%に基づく評価結果が記載されている。この規制側から提示された法律改定に伴って、Westinghouse 社、Framatome 社及び GE 社が行った許認可申請において、統計的安全評価手法を用いる場合には信頼水準及び累積確率として 95%が使用されたという実績がある。一例として、大破断 LOCA に対する最適評価手法であり、順序統計法を用いた Westinghouse 社の ASTRUM については、累積確率として 95%を用いることが米国 NRC に受け入れられている。具体的には、三つの安全評価パラメータの適合性を示すために 95%確信度 (= 信頼水準 95%/累積確率 95%) に相当する 124 ケースの試行が実施されている<sup>(90)</sup> ことから、実質的には信頼水準に対しても 95%水準を念頭に置いていたと考えられる。さらに、MHI 社が、米国で認められた統計的安全評価手法をベースに、95%確信度を採用した PWR の大破断 LOCA の統計的安全評価手法に係るトピ

カルレポートを米国 NRC に提出し、認可を受けた実績もある<sup>(91)</sup>。さらに、GE 社が BWR/2-6 の LOCA 時の非常用炉心冷却系の解析のために TRACG コードを適用したトピカルレポートの審査において、米国 NRC は Regulatory Guide 1.157<sup>(92)</sup>を引用し、95%累積確率を高確率として受け入れられること及びその不確かさとして信頼水準の使用が必要となる手法を用いることが容認できる旨を示している<sup>(92)</sup>。

なお、参考として熱水力設計に関する 95%確信度の取扱いを示すと、熱水力設計を取り扱う米国 NRC の米国標準審査指針 (SRP) 4.4 では、通常運転又は運転時の異常な過渡変化において、DNBR, CPR などについて 95%確信度の下で判断することで熱的に厳しい燃料棒が DNB 又は沸騰遷移を経験しないとすることは、審査上、容認できるとしている<sup>(93)</sup>。

また、欧州及びその他の国が参加している IAEA の技術委員会での議論において、フィンランド、ドイツ、スペイン、スロベニア、ブルガリア、イタリア、カナダ、インド及びロシアといった国から提出されている論文において、不確かさ評価において信頼水準、累積確率ともに 95%を使用していることが確認されている<sup>(46),(47)</sup>。その他の実例としては、ブラジルのアングラ 2 号機の大破断 LOCA の評価においても、信頼水準、累積確率ともに 95%が使用されていることが確認されている。さらに、韓国の統計手法 (KREM :KEPRI Realistic Evaluation Methodology) においても 95%確信度を使用しているとの報告実績がある<sup>(48)</sup>。

一方、日本の原子炉施設の安全評価における 95%確信度の使用実績は次のとおりである。“発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針”<sup>(105)</sup>に記載されている DNBR 評価では、95%信頼水準/95%累積確率を使用することで、高い信頼性をもって DNB の発生による PWR 炉心全体の燃料の損傷を十分に低く抑制することができるものとの判断が認められている。また、専門部会報告書などでの“発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について”<sup>(106)</sup>において多数の評価結果に基づく 95%累積確率をもって基準に対する適合性が評価されることが認められている。さらに、学会標準として策定された“原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015”においては、高信頼水準低損傷確率 (HCLPF) として 5% (=100%-95%) が 95%信頼水準のフラジリティ曲線に対して使用されており、破損の可能性を工学的に無視し得る条件の判断基準として取り扱われている<sup>(94)</sup>。

原子炉施設の安全評価では、従来から設計基準事象の選定、又は、“運転時の異常な過渡変化”及び“設計基準事故”といった事象カテゴリの区分を行い、ある発生頻度以下と類推される事象は設計基準事象からは除くといった確率的な概念が導入されている。したがって、日本の安全評価におけるこのような考え方及びこれまでに述べた国内外のコンセンサス (合意) の状況から、統計的安全評価の解析結果において、95%確信度を“判断基準を超えないことを高い確率をもって示す”ことの具体的設定値として採用することは、これまでの安全評価の考え方と相反しないものと考えられる。

さらに、不確かさ評価の前提となる試験データの確信度に関する考え方との関係については次のとおりである。現在の熱流動評価に用いられる最適評価コードにおいては、試験データベースに基づいた相関式が計算モデルとして組み込まれている。また、統計的安全評価

における計算モデルの不確かさ評価及びスケール効果評価において試験データベースの使用が必須である。一方、試験における測定の取扱いとしては、例えばこれまでの計測技術の経緯を踏まえた ASME の取扱い基準においても、Random error uncertainty, Systematic error uncertainty (この標準におけるランダムな不確かさ及び推定誤差に対応)とも 95%信頼水準/95%累積確率相当の確信度をもって有効とする提言がなされている<sup>(49)</sup>。このため、統計的安全評価においてある確信度を導入する場合には、計算モデルの基礎となっている試験データ測定精度、又は評価手順の中で述べた試験による妥当性確認及びスケール効果評価に用いる試験データ精度との整合性を考えると、95%信頼水準/95%累積確率を用いることを前提とすることが自然である。

なお、前述したように、国際的な使用実績においても原子炉施設の安全評価において統計評価が使用される場合には、判断基準と比較する安全評価値の確信度としては 95%を使用することが一般的である。これらの統計的安全評価において、**箇条 4**において示した規定と同様に、事象想定などに対して各ステップで十分な保守性を確保(安全評価での安全機能に関する仮定、計算モデルなどに対するランダムな不確かさ及び推定誤差、並びに入力データの確定値をそれぞれ保守的に設定することなど)するように規定されているため、保守性を考慮しないベースケースにおいても、95%信頼水準/95%累積確率に対する安全評価値に対して十分に裕度が確保されている。

これらを考察した結果、この標準における統計的安全評価値を設定する場合の確信度としては 95%値の使用を想定している。ただし、以上の背景を念頭において個別の分野での議論が進められた場合に、これ以外の確信度を使用することは否定するものではない。

### I.3 まとめ

この附属書では、標本に対する統計評価において、統計的仮説の客観的な確信度を信頼水準及び累積確率という二つの指標によって表現できることを説明した。また、原子炉施設の安全評価において統計的な手法が用いられる場合、95%累積確率、又は 95%信頼水準/95%累積確率 (95/95) に基づき求めた安全評価値を判断基準と比較することによって、高い信頼性をもって判断基準を超える確率を十分低く抑制することができるという国内外のコンセンサスがあることを紹介した。原子炉施設の安全評価の分野は、長年にわたる安全研究成果の蓄積、試験技術及び解析手法の高度化、原子炉施設の運転実績の蓄積などによって技術及び知見を拡充し、このような高い確信度要求に応える統計的安全評価を実現することが可能となった状況にある。この標準に規定された実施基準に基づく統計的安全評価を実施することによって、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の安全余裕を定量的に把握することが可能となり、説明性の高い原子炉施設の安全評価が実現されるものと期待される。

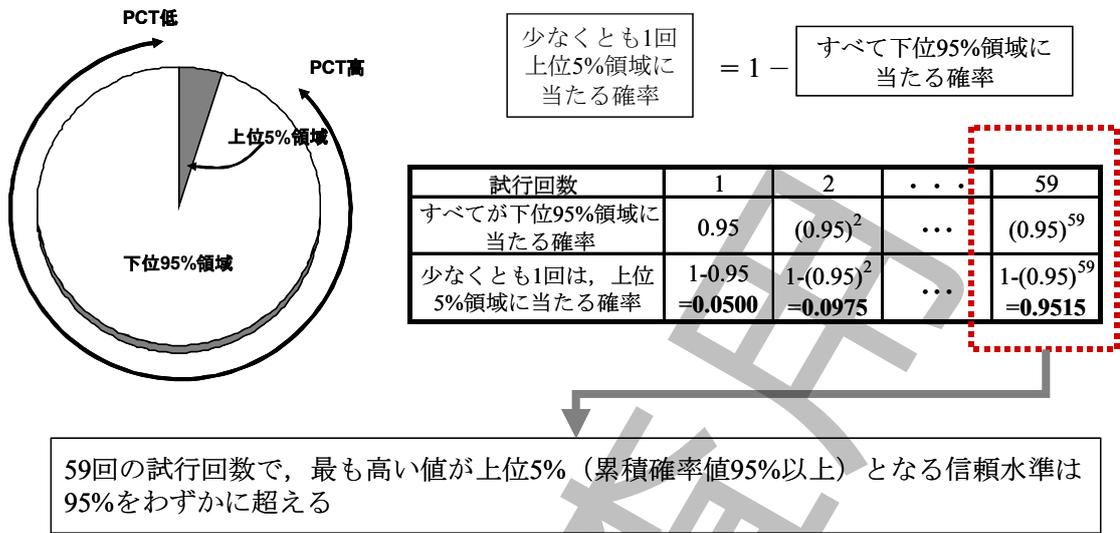


図 I.1 試行回数による 95%累積確率に対する信頼水準の変化

## 附属書 J

### (参考)

## 安全評価の実施方針についての考え方

### 序文

この附属書は、**箇条 3**（用語及び定義）で定義し、**箇条 4**、**附属書 A** の規程などにおいて用語として用いた“安全評価の実施方針”の考え方について説明するものである。

なお、この附属書は本体及び附属書に関する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

### J.1 安全評価の実施方針を明確化することの必要性

統計的安全評価の実施に当たっては、評価のために投入するリソース、労力などと安全評価パラメータの評価において許容される不確かさの大きさをバランスさせた合理的かつ信頼性の高い統計的安全評価を実現する必要がある。このためには、これらのバランスを具体的に俯瞰できる情報の一覧、すなわち、安全評価の実施方針を立案し、これに基づいて統計的安全評価の実施に向けた取り組みを進める必要がある。この安全評価の実施方針は、**箇条 3**に“安全評価の対象となる原子炉施設の型式、解析コードの使用条件、解析機能への要求、この要求及び／又は不確かさの定量化に関わる判断条件、並びにこれらに関連する事象及び外部環境に対する所定の条件を、解析コードの予測性能を明確化するための基本情報として具体的に整理し構成したもの”として定義されている。

このような目的に用いる類似の情報の一覧として“シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015”<sup>(7)</sup>（以下、“**M&S ガイド**”という。）にてモデリング&シミュレーション（以下、“**M&S**”という。）を実施するための前提となる要件として整理することが規定された“所期の利用目的”がある。**M&S ガイド**では、所期の利用目的として、“シミュレーションが対象とする実在システムについて、その型式、使用条件、機能への要求、要求に関わる判断条件、これらに関連する事象及び外部環境に対する所定の条件を、モデルの予測性能を明確化するための基本情報として具体的に整理し構成したもの”と定義しており、“How good is good enough?”の観点から、適格性評価（**M&S ガイド**では“モデル V&V”と呼称）及びシミュレーションの実施に費やすコストを、成果とバランスさせるための基礎情報として活用することが規定されている。

この所期の利用目的を、特にシミュレーションを実施するとき前提となる要件として該当する部分を抽出すると、安全評価の実施方針に関する基本的な要件が整理される。ただし、**M&S ガイド**においてはシミュレーションの所期の利用目的の基本的な要件としての枠組み及びその活用の仕方を考え方として整理しているだけであるが、この標準においては基本的な要件を展開して更に具体化する必要がある。具体化に当たっては、投入するコスト、リソースなどと安全評価パラメータの評価における許容される不確かさの大きさをバラ

ンスさせた合理的な統計的安全評価の実施を図ることを大目標として、この標準で規定される個々の実施手順の実施の過程で必要となる様々な判断が効率的になされるようにするために十分な程度に具体化され、整理されることを目標として行う。

## J.2 安全評価の実施方針の考え方

### J.2.1 概要

安全評価の実施方針として想定する必要がある項目について、その考え方を説明する。

なお、安全評価の実施方針は、解析事象の選定（ステップ1）、原子炉施設の選定（ステップ2）、PIRTの作成（ステップ3）、解析コードの選定（ステップ4）などの統計的安全評価の実施基準の冒頭の実施プロセスにおける実施内容を検討するに当たって参照することになる上位の前提条件に相当する。

### J.2.2 安全評価の対象となる原子炉施設の型式

統計的安全評価の対象とする原子炉施設の型式を特定することは、どのような事象が想定され、その事象進展の過程で生じる現象の同定、重要な現象の特定、安全保護系などの考慮する必要がある安全機能の特定などを具体化する上で重要である。具体的には次のような情報を取り扱う。

- ・ 原子炉の型式（BWR, ABWR, PWR, APWRなどの型式及び原子炉出力、発電機出力などの主要諸元）
- ・ 燃料の型式（9×9燃料、17×17燃料など）
- ・ 原子炉施設の重要な設計の特徴

### J.2.3 対象とする事象及び外部環境に対する所定の条件

統計的安全評価を適用する事象に関する情報を整理するために、次の項目を取り扱う。

- ・ 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故のどちらか又は両方を選択
- ・ 対象とする事象及び具体的な事象シナリオの概要を特定
- ・ 安全解析上の判断基準（運転時の異常な過渡変化に対しては燃料の許容設計限界、設計基準事故に対しては十分な冷却及び冷却可能な形状に関わる判断基準など）
- ・ 事象シナリオに明示的に含めない外部環境の所定の条件を特定（必要に応じて）
  - ・ 原子炉施設内部の変化に影響を及ぼす可能性のある外部環境（圧力、温度などの初期条件及び時間変化も含む境界条件、外部電源の有無、系統周波数への外乱、海水温度など）を特定

**注記** 原子炉施設内部の変化に影響を及ぼす可能性のある外部環境の所定の条件とは、圧力、温度などの初期条件及び時間変化も含む境界条件、外部電源の有無、系統周波数への外乱、海水温度などをいう。

#### J.2.4 解析機能への要求及び不確かさの定量化に関わる判断条件

**J.2.3** までの整理結果を前提に、統計的安全評価に使用する解析コードの解析機能への要求を整理する。この結果として解析コードの不確かさへの要求が決定される場合には、不確かさの定量化に関わる判断条件を考慮する必要はない。決定できない場合には、整理結果から想定される解析コードの特徴を踏まえて安全余裕の程度（大，中，小）を示し、当該の解析コードに許容される推定誤差（大，中，小）への要求につなげる。

- ・ 解析機能への要求
  - ・ 最適評価コードであること
  - ・ 統計的安全評価を実施できること
  - ・ 必要な文書類が揃っていること（**附属書 A** 参照）
  - ・ 許容可能な計算時間の上限（概数）
  - ・ 計算の実行環境並びに関連する上流側及び下流側の解析コードの特定
  - ・ 解析機能への要求から決定できる場合には、不確かさへの要求の特定
- ・ 不確かさの定量化に関わる判断条件（解析機能への要求から決定できない場合）
  - ・  $\Delta$ MCPR,  $\Delta$ DNBR, PCT などの安全評価パラメータに関する統計的安全評価値の事前の見込み値に対して、安全解析上の判断基準との差異に基づいて許容可能な安全余裕の大きさ（大，中，小）を特定
  - ・ 安全余裕の大小から解析コードに許容可能な推定誤差の大小を特定

#### J.2.5 解析コードの使用条件

安全評価を実施するに当たって、対象とする現象の枠組みを特定するために、対象とする事象における最も重要な現象及び関連する現象の概要、3次元計算の要否、考慮するコンポーネント、制御機能の有無などの解析コードの使用条件を整理する。このような情報は、解析コードの概念モデル（例えば PIRT）、数値解法、相関式及びその適用範囲、取り扱う時間スケール及び空間スケールなどに対する要求を特定する上で有用なものとなる。具体的には次のような情報を取り扱う。

- ・ 原子炉出力、熱流束、圧力、冷却材の流量及び温度、構造材温度などの状態の初期値及び変動の範囲
- ・ 事象進展の過程で重要となる物理領域の特定
- ・ 事象進展の過程で最も重要な現象及び関連する重要な現象の特定
- ・ 3次元計算の要否の判定
- ・ 流れの方向、合流、分岐などの取扱いの要否の判定
- ・ 解析上必要とされる最小の時間解像度及び空間解像度の特定
- ・ 制御系、インターロックなどの制御モデルの要否の判定
- ・ 臨界流、2相水位、CCFL などの特殊な流れに関する計算モデルの要否の特定

全民健康保險法

### 本体及び附属書の参考文献

- (1) ISO/IEC, *Guide to the expression of uncertainty in measurement (GUM)*, ISO/IEC Guide 98: 1993, International Organization for Standardization Geneva, Switzerland, (初版 1993, 修正版 1995).
- (2) B. Boyack, R. Duffey, P. Griffith *et al.*, *Quantifying reactor safety margins: application of code scaling applicability, and uncertainty (CSAU) evaluation methodology to a large break, loss of coolant accident*, NUREG/CR-5249, USNRC (1989).
- (3) B. Boyack, R. Duffey, P. Griffith *et al.*, *Quantifying reactor safety margins: application of code scaling applicability, and uncertainty (CSAU) evaluation methodology to a large break, loss of coolant accident, Appendix A Rationale for the Identification and Ranking of Phenomena*, NUREG/CR-5249, USNRC (1989).
- (4) ASME, *Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer*, V&V 20-2009 (2009).
- (5) USNRC, *REGULATORY GUIDE 1.203, TRANSIENT AND ACCIDENT ANALYSIS METHODS*, U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Dec. 2005 (2005).
- (6) USNRC, *REGULATORY GUIDE 1.157, Best-estimate calculations of emergency core cooling system performance*, U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, May 1989 (1989).
- (7) 日本原子力学会, “シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン: 2015”, AESJ-SC-A008:2015, 日本原子力学会 (2016).
- (8) G. M. Weinberg, *An introduction to general systems thinking*, J. Wiley & Sons, New York, ISBN 978-0471925637 (1975).
- (9) T. H. Chow, editor, “Time scale modeling of dynamic networks and applications to power systems,” *Springer Verlag, New York* (1986).
- (10) M. D. Mesarovic, D. Macho, and Y. Takahara, “Theory of hierarchical multilevel systems,” *Academic Press, New York* (1970).
- (11) P. Auger, “Dynamics and thermodynamics in hierarchically organized systems,” *Pergamon, New York* (1989).
- (12) N. Zuber, *Integrated structure and scaling methodology for severe accident technical issue resolution, Appendix-D: A hierarchical, two-tiered scaling analysis, an integrated structure and scaling methodology for severe accident technical issue resolution*, NUREG/CR-5809, USNRC, Nov. (1991).
- (13) N. Zuber, *Integrated structure and scaling methodology for severe accident technical issue resolution, Part A*, NUREG/CR-5809, USNRC, Nov. (1991).
- (14) N. Zuber, G.E. Wilson, M. Ishii *et al.*, “An integrated structure and scaling methodology for severe accident technical issue resolution: Development of methodology,” *Nucl. Eng. Des.*, **186**,

- 1-21 (1998).
- (15) USNRC, *Final safety evaluation report related to certification of the AP1000 standard design*, NUREG-1793, Sep. (2004).
  - (16) R. E. Gamble, A. F. Fanning, V. Chandola, "ESBWR scaling report," *NEDO-33082, Rev.0*, Dec. (2002).
  - (17) International Atomic Energy Agency, *Natural circulation data and methods for advanced water cooled nuclear power plant designs*, IAEA TECDOC 1281 (2000).
  - (18) J. Reyes, L. Hochreiter, "Scaling analysis for the OSU AP600 test facility (APEX)," *Nucl. Eng. Des.*, **186**, 53-109 (1998).
  - (19) M. Ishii, S. T. Revankar, T. Downar, Y. Xu, H. J. Yoon, D. Tinkler, U. S. Rohatgi, "Modular and full size simplified boiling water reactor design with fully passive safety systems," *DOE/SF-21892, Jun.* (2003).
  - (20) G. E. Wilson and B. E. Boyack, "The role of the PIRT process in experiments, code development and code applications associated with reactor safety analysis," *Nucl. Eng. Des.* **186**, 23-37 (1998).
  - (21) B.E. Boyack and G.E. Wilson, "Lessons Learned in Obtaining Efficient and Sufficient Applications of the PIRT Process," *Proc. of ANS-BE2004*, Nov. 14-18, pp.222-230 (2004).
  - (22) 木下栄蔵, 入門 AHP, 日科技連出版社 (2000).
  - (23) K. Salari and P. Knupp, *Code Verification by the Method of Manufactured Solutions*, SAND2000-1444, Sandia Nat. Lab. (2000).
  - (24) B.E. Boyack, M. Straka, L.W. Ward, *TRAC-M Validation Test Matrix*, NUREG/CR-6720, USNRC (2001).
  - (25) K.B. Welter, S.M. Bajorek, J. Reyes *et al.*, *APEX-AP100 Confirmatory Testing To Support AP1000 Design Certification*, (Non-Proprietary), NUREG-1826, USNRC (2005).
  - (26) B. J. Yun, *et. al.*, "Scaling for the ECC bypass phenomena during the LBLOCA reflood phase," *Nucl. Eng. Des.*, **231**, 315-325 (2004).
  - (27) H. K. Cho, *et. al.*, "Experimental validation of the modified linear scaling methodology for scaling ECC bypass phenomena in DVI downcomer," *Nucl. Eng. Des.*, **235**, 2310-2322 (2005).
  - (28) M. Ishii, S.T. Revanker *et al.*, "The three-level scaling approach with application to the Purdue University Multi-Dimensional Integral Test Assembly (PUMA)", *Nucl. Eng. Design*, **186** [1-2], 177-211 (1998).
  - (29) M. Ishii, *et. al.*, *Scientific Design of Purdue University Multi-Dimensional Integral Test Assembly (PUMA) for GE SBWR*, NUREG/CR-6309, USNRC, Feb. (1996).
  - (30) Y. S. Kim, *et. al.*, "Commissioning of the ATLAS thermal-hydraulic integral test facility," *Annals of Nucl. Energy*, **35**, 1791-1799 (2008).

- (31) M. Ishii, I. Kataoka, "Scaling laws for thermal-hydraulic system under single-phase and two-phase natural circulation," *Nucl. Eng. Des.*, **81**, 411-425 (1984).
- (32) N. Zuber, *et al.*, "Application of Fractional Scaling Analysis (FSA) to Loss of Coolant Accident (LOCA): methodology development," *Nucl. Eng. Design*, **237**, 1593-1607 (2007).
- (33) W. Wulff, *et al.*, "Application of Fractional Scaling Analysis to loss of coolant accidents; System Level Scaling for System Depressurization," *J. Fluids Eng.*, **131**, Dec. (2009).
- (34) I. Catton, *et al.*, "Application of Fractional Scaling Analysis (FSA) to loss of coolant accidents (LOCA); Part 3: Component Level Scaling for Peak Clad Temperature," *The 11<sup>th</sup> Int. Topical Mtg. on Nucl. Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-11)*, Avignon, France, Oct. 2 – 6, (2005).
- (35) J. N. Reyes, Jr., "The dynamical system scaling methodology," *The 16<sup>th</sup> Int. Topical Mtg. on Nucl. Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16)*, Chicago, IL, Aug. 30 – Sept. 4, (2015).
- (36) J. P. Yurko, *et al.*, "Demonstration of test facility design optimization with the dynamical system scaling methodology," *The 16<sup>th</sup> Int. Topical Mtg. on Nucl. Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16)*, Chicago, IL, Aug. 30 – Sept. 4, (2015).
- (37) J. N. Reyes, Jr., *et al.*, "The dynamical system scaling methodology: comparing dimensionless governing equations with the H2TS and FSA methodologies," *The 16<sup>th</sup> Int. Topical Mtg. on Nucl. Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16)*, Chicago, IL, Aug. 30 – Sept. 4, (2015).
- (38) OECD/NEA, *A state-of-the-art report on scaling in system thermal-hydraulics applications to nuclear reactor safety and design*, NEA/CSNI/R (2016) 14, March (2017).
- (39) N. Zuber, *Problems in modeling of small break LOCA*, NUREG-0724, USNRC, Oct. (1980).
- (40) V. Balakotniah, "Simple runaway criteria for cooled reactors," *AIChE J.* **35**, 1039-1043 (1989).
- (41) Paul S. Lykoudis, "Nondimensional numbers as ratios of characteristic times," *Int. J. Heat Mass Transfer*, **33**, 1568-1570 (1990).
- (42) A. Askan, F. D'Auria, H. Glaeser, R. Pochard, C. Richards, A. Sjorberg, "Separate effects test matrix for thermal-hydraulic code validation Vol.1-phenomena characterization and selection of facilities and tests," *NEA/CSNI/R (93)14/ Part.1/Rev.*, Sep. (1993).
- (43) Task Group on Safety Margin Action Plan (SMAP), *Safety Margins Action Plan - Final Report*, NEA/CSNI/R(2007)9, (2007).
- (44) 室津義定, 米澤正昭, 邵曉文, システム信頼性工学, 共立出版 (2004).
- (45) USNRC, *Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light-water nuclear power reactors*, 10CFR50.46
- (46) International Atomic Energy Agency, *Safety margins of operating reactors, analysis of uncertainties and implication for decision making*, IAEA-TECDOC-1332, Jan. (2003).
- (47) International Atomic Energy Agency, *Implications of power uprates on safety margins of nuclear power plants*, IAEA-TECDOC-1418, Nov. (2004).
- (48) C. H. Ban, S. Y. Lee, C. K. Sun, "Development and application of KAERI realistic evaluation

- methodology (KREM) for LB-LOCA”, *ANS International Meeting on Updates in Best Estimate Methods in Nuclear Installation Safety Analysis (BE-2004)*, Washington, D.C., Nov. 14-18, 2004, 90-95 (2004).
- (49) R. B. Abernethy, B. Ringhiser, “The history and statistical development of the new ASME-SAE-AIAA-ISO measurement uncertainty methodology,” *AIAA/SAE/ASME/ASEE Propulsion Conference* (1985).
- (50) USNRC, “FINAL SAFETY EVALUATION (REVISED) FOR TOPICAL REPORT WCAP-16996-P/WCAP-16996-NP, VOLUMES I, II, AND III, REVISION 1, REALISTIC LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT EVALUATION METHODOLOGY APPLIED TO THE FULL SPECTRUM OF BREAK SIZES,” *ADAMS Accession No. : ML17226A309*, Sep. 12, (2017).
- (51) J. G. M. Andersen, *et al.*, “TRACG Application for Anticipated Operational Occurrences (AOO) Transient Analyses,” *ADAMS Accession No. : ML062720174*, NEDO-32906-A Rev.3, September (2006).
- (52) A. de Crécy, “CIRCÉ: A methodology to quantify the uncertainty of the physical models of a code”, CEA, STMF/LGLS, March (2012).
- (53) E. Nouy and A. de Crécy, “Quantification of the uncertainty of physical models integrated into System thermohydraulic codes,” *Nucl. Eng. Des.*, **321**, 278-287 (2017).
- (54) J. Joucla & P. Probst, “DIPE: Determination of input parameters uncertainties. Methodology applied to CATHARE V2.5\_1,” *Journal of Power and Energy Systems* (2008).
- (55) J. Zhang, *et al.*, “Development of a Pragmatic Approach to Model Input Uncertainty Quantification for BEPU Applications,” *The 17<sup>th</sup> Int. Topical Mtg. on Nucl. Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-17)*, Xi’an, China, Sep. 3-8, Log No. 21244 (2017).
- (56) B. M. Adams, *et al.*, “DAKOTA, A Multilevel Parallel Object-Oriented Framework for Design Optimization, Parameter Estimation, Uncertainty Quantification, and Sensitivity Analysis: Version 5.2 User's Manual,” Sandia Technical Report SAND2010-2183, Nov. (2011).
- (57) P. Laura, *et al.*, “Model Calibration under Uncertainty: Matching Distribution Information,” SAND Report 2008-0632A, AIAA Paper AIAA-2008-5944 (2008).
- (58) A. Petruzzi, *et al.*, “A procedure for characterizing the range of input uncertainty parameters by the use of the FFTBM,” *OECD/CSNI Workshop on Best Estimate Methods and Uncertainty Evaluations*, Barcelona, Spain, 16-18 November (2011).
- (59) A. Kovtonyuk, S. Lutsanych, F. Moretti and F. D’Auria, “Development and Assessment of method for evaluating uncertainty of input parameters,” *Nucl. Eng. Des.*, **321**, 219-229 (2017).
- (60) OECD/NEA, *PREMIUM: A Benchmark on the Quantification of the Uncertainty of the Physical Models in System Thermal-hydraulic Codes : Methodologies and Data Review*, OECD NEA/CSNI/R(2016)9, Apr. (2016).
- (61) OECD/NEA, *Post-BEMUSE Reflood Model Input Uncertainty Methods (PREMIUM)*

- Benchmark, Final Report*, OECD NEA/CSNI/R(2016)18, Apr. (2017).
- (62) Dan G. Cacuci and M. I-Bujor, “Best-Estimate Model Calibration and Prediction Through Experimental Data Assimilation-I: Mathematical Framework,” *Nucl. Sci. Eng.*, **165**, 18-44 (2010).
- (63) A. Petruzzi, Dan G. Cacuci and F. D’Auria, “Best-Estimate Model Calibration and Prediction Through Experimental Data Assimilation-II: Application to a Blowdown Benchmark Experiment,” *Nucl. Sci. Eng.*, **165**, 45-100 (2010).
- (64) A. F. Baeda, *et. al.*, “Uncertainty reduction in calibrated FLICA4 thermal-hydraulics computational predictions following assimilation of multiple BFBT benchmark experimental data,” *15<sup>th</sup> Int. Topical Mtg. Nucl. Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-15)*, Pisa, May 12-17 (2013).
- (65) A. F. Baeda, *et. al.*, “Uncertainty reduction in coupled neutron-kinetics/thermal-hydraulics computational predictions following assimilation of multiple BFBT benchmark experimental data,” *15<sup>th</sup> Int. Topical Mtg. Nucl. Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-15)*, Pisa, May 12-17 (2013).
- (66) J. Heo, S.E. Lee and K.D. Kim, “Implementation of data assimilation methodology for physical model uncertainty evaluation using post-CHF experimental data,” *Nucl. Eng. Tech.*, **46-5**, 619-632 (2014).
- (67) H. W. Engl and W. Grever, “Using the L-Curve for Determining Optimal Regularization Parameters,” *Numerische Mathematik*, **69**, 25 (1994).
- (68) IAEA, *Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation*, Safety Reports Series No. 52, IAEA (2008).
- (69) T. Skorek, *et. al.*, “Investigation of the uncertainty of governing equation systems in thermal-hydraulic calculation,” *The 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-hydraulics (NURETH-14)*, Toronto, Ontario, Canada, Sept. 25-30 (2011).
- (70) I. M. Sobol’, “Sensitivity Estimates for Nonlinear Mathematical Models,” *Mathematical Modeling and Computational Experiment*, **1**, pp. 407-414 (1993).
- (71) A. Saltelli, *et al.*, “A Quantitative model-independent method for global sensitivity analysis of model output,” *Technometrics*, **41**, 39-55 (1999).
- (72) 瀬谷創, 堤盛人, “空間統計学 —自然科学から人文・社会科学まで—”, 統計ライブラリ, 朝倉書店, 東京, ISBN 978-4-254-12831-4 (2014).
- (73) M. Rajabi, "Review and comparison of two meta-model-based uncertainty propagation analysis methods in groundwater applications: polynomial chaos expansion and Gaussian process emulation," *Stochastic Environmental Research and Risk Assessment*, **33**, 2, pp.607-631 (2019).
- (74) 日本原子力学会標準, “BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準: 2003”, AESJ-SC-P002:2003, 日本原子力学会(2003).

- (75) R. Kirmse, "Survey on trends in German licensing practice towards best-estimate safety analysis," *Log14, ANS International Meeting on Best Estimate Methods in Nuclear Installations Safety Analysis (BE-2000)*, Washington DC., Nov. (2000).
- (76) S.S. Wilks, "Determination of sample sizes for setting tolerance limits," *Annals Math. Statistics*, **12**, 91-96 (1941).
- (77) M. E., Nissley, C. Frepoli, K. Ohkawa and K. Muftuoglu, "Realistic large break LOCA evaluation methodology using automated statistical treatment of uncertainty method (ASTRUM)", WCAP-16009-N-P (Non-Proprietary), Jan. (2005).
- (78) A. Guba, M. Makai, P. Lenard, "Statistical Aspects of Best Estimate Method-I," *Reliability Engineering and System Safety*, **80**, 217-232 (2003).
- (79) W. T. Nutt and G. B. Wallis, "Evaluation of nuclear safety from the outputs of computer codes in the presence of uncertainties," *Reliability Eng. and System Safety*, **83**, 57-77 (2004).
- (80) R. P. Martin and W. T. Nutt, "Perspectives on the application of order-statistics in best-estimate plus uncertainty nuclear safety analysis," *Nucl. Eng. Tech.*, **241**, 274-284 (2011).
- (81) D. B. Owen, "A Table of Normal Integrals," *Communication in Statistics*, Part B, **9**, 389-419 (1980).
- (82) J. Joucla and P. Pobst, "Rank statistics and bootstrap: a more precise evaluation of the 95<sup>th</sup> percentile in nuclear safety LB-LOCA calculations," *Proc. ICONE14*, July 17-20, Miami, Florida, USA, Log No. 89804 (2006).
- (83) E. Zio and F. D. Maio, "Bootstrap and Order Statistics for Quantifying Thermal-Hydraulic Code Uncertainties in the Estimation of Safety Margins," *Sci. and Tech. Nucl. Installations*, Article ID 340164 (2008).
- (84) R. L. Iman and M. J. Shortencarier, *A Fortran 77 Program and User's Guide for the Calculation of Partial Regression coefficients*, NUREG/CR-4122, SAND83-2365, Sandia National Lab. (1984).
- (85) L.P. Swiler and G.D. Wyss, *A User's Guide to Sandia's Latin Hypercube Sampling Software: LHS UNIX Library/Standalone Version*, SAND2004-2439, Sandia National Lab. (2004).
- (86) E. Coscarelli, *et. al.*, "Accuracy Assessment with Fast Fourier Transform Based Method (FFTBM)," *The 14<sup>th</sup> Int. Topical Mtg. on Nucl. Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-14)*, Toronto, Ontario, Canada, Sep. 25-29, Log No. 536 (2011).
- (87) M.D. MaKay, *et. al.*, "A comparison of three methods for selecting values of input variables in the analysis of output from a computer code," *Technometrics*, **21**, pp. 239-245 (1979).
- (88) R.L. Iman and W.J. Conover, "A Distribution-Free Approach to Inducing Rank Correlation Among Input Variables," *Communications in Statistics: Simulation and Computation*, B11 (3), pp. 311-334 (1982).
- (89) J.C. Helton and F.J. Davis, "Latin Hypercube Sampling and the Propagation of Uncertainty in

- Analyses of Complex Systems,” *Reliability Eng. and System Safety*, 81, pp. 23-69 (2003).
- (90) USNRC, “Final safety evaluation for WCAP-16009-P, revision 0, “Realistic Large Break LOCA Evaluation Methodology using Automated Statistical Treatment of Uncertainty Method (ASTRUM),”,” ADAMS Accession No. : ML043100073, Nov. 5, (2004).
- (91) Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., *Large Break LOCA Code Applicability Report for US-APWR*, MUAP-07011-NP-A, Rev 4, ADAMS Accession No. : ML14092A491, Mar. (2014).
- (92) USNRC, *Request for additional information regarding review of licensing topical report NEDE-33005P and NEDO-33005*, “TRACG application for emergency core cooling systems/ loss-of-coolant accident analyses for BWR/2-6”, ADAMS Accession No. : ML16062A061, Mar., (2016).
- (93) USNRC, *Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition – Reactor (NUREG-0800, Chapter4), Section 4.4 Thermal and Hydraulic Design, Rev. 2*, ADAMS Accession No. : ML070550060, Mar., (2007).
- (94) 日本原子力学会標準, “原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準: 2015”, AESJ-SC-P006:2015, 日本原子力学会(2015).
- (95) M. Perez *et al.*, “Uncertainty and sensitivity analysis of a LBLOCA in a PWR Nuclear Power Plant: Results of the Phase V of the BEMUSE programme,” *Nucl. Eng. Design*, **241**, pp. 4206-4222 (2011).
- (96) M. Katayama, *et al.*, “Development of New MHI LOCA Analysis Code (MCOBRA/RELAP5-GOTHIC),” *ICONE24*, ICONE24-60971, Jun. (2016).
- (97) T. Teramae, *et al.*, “New MHI Safety Analysis Code Package for DBA (5) LOCA Analysis Code - MCOBRA/RELAP5-GOTHIC -,” *ICAPP 2017*, Apr. (2017).
- (98) USNRC, *Compendium of ECCS Research for Realistic LOCA Analysis*, NUREG-1230 R4, Dec. (1988).
- (99) USNRC, *PWR FLECHT SEASET Unblocked Bundle, Forced and Gravity Reflood Task Data Evaluation and Analysis Report*, NUREG/CR-2256, Feb. (1982).
- (100) J. G. M. Andersen, *et al.*, “TRACG MODEL DESCRIPTION”, *NEDO-32176, Rev. 4, January* (2008).
- (101) J. G. M. Andersen, *et al.*, “TRACG Qualification”, *NEDO-32177, Rev. 3, August* (2007).
- (102) R. K. McCardell, *et al.*, “Reactivity Accident Test Results and Analyses for the SPERT III E-Core-A small, Oxide-Fueled, Pressurized Water Reactor”, *IDO-17281, AEC Research and Development Report, March* (1969).
- (103) A. Matsui, *et al.*, “Validation of TRACG05 for application to BWR AOO”, *P Proc. ICONE20*, July (2012).
- (104) S. Mizokami, *et al.*, “A Conceptual Study on Uncertainty and Conservativeness in DBA Evaluation Based on a BEPU Approach,” *ANS Best Estimate Plus Uncertainty International*

*Conference (BEPU2018), Lucca, Italy, May 13-19 (2018).*

- (105) 原子力安全委員会, “発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針(昭和63年4月21日原子力安全委員会決定 一部改訂 平成12年8月28日原子力安全委員会)”, 原子力安全委員会 (2000)
- (106) 原子力安全基準専門部会, “発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について(昭和63年5月12日原子力安全委員会了承)”, 原子力安全委員会 (1988)

全民健康保險法

## 統計的安全評価の実施基準：202x 解説

### 序文

この解説は、本体及び附属書に関する事柄並びにこれらに関連した事柄を説明するものであり、標準の一部ではない。

### 1 制定及び改定の趣旨

近年の計算機能力・解析手法の発達、試験・実験による知見の蓄積に伴い、重要な現象を現行の解析コードと比較してより詳細にモデル化した最適評価コードが開発されてきた。最適評価コードを使用した場合、より正確な解析が可能となるが、同コードの計算モデル及び入力データには不確かさがあることから、信頼性の高い解析を実現するためには不確かさを定量化する必要がある。

この標準の制定の趣旨は、発電用軽水型原子炉施設（以下、“**原子炉施設**”という。）の安全評価において、高い確信度で判断基準への適合性を評価するための標準的な手法を定めることである。そのために最適評価コードの適用性の評価、不確かさの定量化、そしてこれらに基づく統計的安全評価値を明確かつ追跡可能な形で導出する方法を定める。

なお、最適評価コードとこの標準に規定される実施基準とを組み合わせることは、信頼性の高い解析結果を得るという観点だけでなく、適時に技術進歩を反映し、説明性の高い安全評価を実現する観点からも非常に重要である。

このようにして、統計的安全評価の実施基準：2008 が制定され発行されたが、2011年3月11日に東京電力株式会社福島第1原子力発電所でレベル7のシビアアクシデントが発生し、原子力の安全性への社会の信頼が大きくゆらぐ事態となった。同事故の原因を解明し、その反省及び教訓を踏まえて原子炉施設の安全性を一層向上させることは原子力安全における喫緊の課題であり、社会の信頼を取り戻すために必要な取り組みの一つである。

2008年に制定されたこの標準は原子炉施設の安全性、特に燃料、炉心及び原子炉圧力容器の健全性の確保のための設計・評価において実施する安全評価に関わるものである。制定から10年を経過した現在、このような安全評価の信頼性及び説明性を着実に向上させるために、最新知見に照らして内容を強化し一層の充実を図ることで、安全性の継続的な改善に結び付ける必要が生じている。

一方で、2008年以降、米国では統計的安全評価による許認可の取得、最適評価コードの信頼性確保のための標準などの規格の策定活動などが一層進むとともに、最適評価コードの改良などが広範に実施されてきたところである。また、欧州では国際的なプロジェクトとして統計的安全評価を実施するときの具体的な課題などが系統的に検討され、多くの知見が蓄積されてきた。

このような状況を受けて、新しい評価技術及び最新知見に関する広範な調査を実施して、得失を分析した上で、必要な事項をこの標準に導入し、前標準と比較して、最新知見を踏ま

えた科学的により信頼性のある安全評価の実施基準へと改定することを目指すこととした。

## 2 制定及び改定の経緯

この標準の制定においては、先行する米国で実績のある CSAU 手法を拠り所にして検討を開始し、併せて、他の主要な手法として想定される欧州における統計的安全評価手法の研究実績についても調査を実施し、CSAU 手法と欧州手法の相違点・共通点についても整理した。その結果、統計的安全評価手法は**箇条 4**にて定義されている五つの基本要素で表現できることが明らかになった。そのため、この標準においては、本体部分には基本要素のみを規定することとし、実績のある CSAU 手法と同等な具体的手順に対し、この標準の制定に当たって議論された内容を織り込んで実施基準を規定し、**附属書 A**とした。

オリジナルの CSAU 手法では、最適評価コードとして米国 NRC が開発に関与した TRAC-PF1 コードが用いられ、PWR の大破断 LOCA 事象への同コードの適用の適格性を検討し、適格性が確認された場合に解析を実施し、更に統計的な処理を施して評価値を出す方法が示されている。しかし、この標準が適用対象とする事象は、大破断 LOCA 事象のみでなく、その他の設計基準事故及び運転時の異常な過渡変化に属する事象も含まれ、さらに、解析コードについても民間で開発・改良された最適評価コードなどを含めることを念頭に、特定の解析コードの使用を想定していない。

そのため、適用する解析コードについて、最適評価コードとしての適用が妥当かどうかを考慮する場合には、この標準はオリジナル CSAU 手法と次の 2 点で異なる。因みに、米国においても、CSAU 手法の適用対象の広がり及び複数の解析コードの適用が進む状況があり、同様の方向性で評価手法が発展してきている。

### a) 対象とする解析事象による方法の違い

運転時の異常な過渡変化の一事象を評価する場合、当該事象の再現性を確認するだけでなく、同等又は類似の事象の再現性についても確認しておくことで適格性をより確実なものとしてできると考えられる。当然のことであるが、複数の事象が解析できるように開発された解析コードであれば、その解析コードの適格性は総合評価の結果として確認される必要がある。

### b) 解析コードの状況による違い

使用する解析コードが、既存の解析コードをそのまま使用するのか、既存の解析コードを修正して使用するのか、又は新たに開発して使用するのかによって、その適格性評価を実施する場合の検討項目が異なってくる。米国においては、解析コードの開発のあり方について、EMDAP という手法を提唱し、これに品質保証に関する規定を含めて **Regulatory Guide 1.203** としてまとめている。

a), b)を考慮し、この標準においては統計的安全評価に使用する最適評価コードの要件を**附属書 B**に包括的に規定し、必要な項目を整理するとともに、最適評価コードのバージョ

ンアップ及び文書管理に当たっての考え方についても規定することとした。

このような経緯で制定されたこの標準は、2008年の制定から10年を経過したことから、この期間に蓄積された統計的安全評価及び関連する安全評価についての多くの知見に基づいて内容を吟味した上で必要な事項を強化し、実施基準として一層の充実を図る必要が生じた。

例えば、2008年以降、米国では統計的安全評価による原子炉施設の設計認証の取得及びトピカルレポートの申請、最適評価コードの信頼性確保に関わる標準などの規格の策定活動などが一層進むとともに、規制側を含めて最適評価コードの改良などが広範に実施されてきたところである。また、欧州では多年度にわたる国際的なプロジェクトが複数実施されて、統計的安全評価を実施するときの具体的な課題などが系統的に検討されるとともに、多くの知見が蓄積されてきた。

このような状況を受けて、システム安全専門部会では“炉心燃料・熱水力関連標準の改定要否等検討のためのタスクグループ”を設置して検討を進め、2017年3月に、改定の必要性を認めて統計的安全評価標準分科会を再開することとなった。この再開によって、原子力安全に関わる産官学の幅広い技術者、研究者、規制機関の関係者などが参集し標準の改定を実行することとなった。同分科会では、新しい評価技術及び最新知見に関する広範な調査を実施して、得失を分析した上で、この標準への導入のために慎重に審議した。これを含め、学術的に公平かつ公正な審議を尽くして標準の改定作業を行うことで、前標準と比較して、最新知見を踏まえた科学的により信頼性のある統計的安全評価の実施基準へと改定がなされた。このようにして、統計的安全評価の信頼性及び説明性を一層向上させることで、原子炉施設の安全設計の継続的な改善に結び付くことが期待される。

### 3 審議中に問題となった事項など

この標準の適用範囲では統計的安全評価を実施する事象の範囲を設計基準事故までとしている。今回の改定に当たっては、標準の適用範囲を拡張して多重故障事故、すなわち、“重大事故に至るおそれがある事故”などを適用範囲に明示的に記載することの是非を審議した。

その結果、現時点ではこのような事故に対する統計的安全評価の適用が喫緊の課題ではないことから、適用範囲への明記はせず、同範囲を変更しないこととした。また、今後の標準改定においては、必要に応じて、“重大事故に至るおそれがある事故”などを明示的に記載することもあり得ることが審議の過程で共有された。このとき、適用範囲の記載を変更した場合においても、この標準で規定される手法及び手順の骨格に影響を及ぼすものではないが、実験データ及び解析的知見のどちらも十分でないことと相まって、手順の細部に係る留意点、適格性評価、不確かさの評価、保守性の考え方などの再検討の要否について検討が必要になることが考えられるとされた。

**注記** “重大事故に至るおそれがある事故”とは、運転時の異常な過渡変化及び設計

基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失したときに、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定される事故のことをいう。例えば、運転時の異常な過渡変化の下で原子炉停止機能が喪失する事故などがある。

また、箇条3の“用語及び定義”の変更箇所の適否を審議する専門部会の書面投票において、主に箇条3の“用語及び定義”中の記載事項に関わって意見付き保留が表明され、これに対し分科会からの補足説明を行ったが、同じ項目に対する意見が更に続いたことから、専門部会にてそれらを意見付き反対として取り扱うこととなった。当該の反対意見は、メタモデルを箇条3の“用語及び定義”に加えたことの是非及びその作成法の記載の有無、ユーザ効果の低減に関する規定の有無及びユーザ効果と不確かさとの関係、箇条3の“用語及び定義”における数学モデルなどの定義が標準委員会の用語辞典：2018 (AESJ-SC-TR014:2018。以下、“**最新の用語辞典**”という。)における定義と異なることの説明及び今後の標準委員会用語辞典(以下、“**今後の用語辞典**”という。)への記載の仕方を検討することなどを巡るものであった。

これらの反対意見への対応として、分科会から次のように補足説明を行った後、専門部会にて再投票を実施し、当該の事案は可決された。

- ・ メタモデルについては、統計的安全評価において使用される可能性があり、その使用を本体の規定にて許容していることから、“用語及び定義”への追記を残すこと。また、その作成法については、メタモデルが標準内の規定の階層の中で深いレベルにおける手法であったことから、同様な階層レベルの他の手法と同様に、この標準では附属書などでその要件、特徴、推奨モデル例などを説明するとともに、参考文献を併せて示すことで作成法の具体的な説明を代替する方針を採っていること
- ・ ユーザ効果については、不確かさとの関係を説明した上で、この標準で規定した複数の手順の中にユーザ効果を十分に低減させる仕組みが組み込まれていること。その上で残るユーザ効果が統計的安全評価の信頼性に影響を及ぼさないこと。さらに、このような残余のユーザ効果の低減が、推奨レベルでなされた使用者マニュアルの記載に係る規定の実施を含めて、標準の使用者が属する機関が有する品質マネジメントシステムの中で取り扱われるべき事項であること
- ・ 箇条3“用語及び定義”中の一部の用語の定義が最新の用語辞典のものと異なるのは、一般的な幅広い定義がなされた後者に対してこの標準の用例に固有な展開を行った結果生じた相違であること。また、今後の用語辞典の記載の仕方に関する検討については、改定原案に対する直接の審議とは切り離し、別途対応がなされるべき事案であること

また、国の規則類を踏まえつつ、熱水力解析に関する学協会規格の体系のあり方の検討を進め、その中で個々の標準の位置づけを明確にして標準策定を体系的かつ総合的に進めることが重要との意見があった。

#### 4 適用範囲

この標準は、“実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則”において、評価することが求められている“運転時の異常な過渡変化”及び“設計基準事故”，すなわち、原子炉施設の安全設計上想定すべきものとして抽出された設計基準事象の評価を適用範囲としている。

この適用範囲の設定は、この標準が参考とした米国の CSAU 手法が、大破断 LOCA 事象を評価するために開発され、その後運転時の異常な過渡変化への適用が進められたことから示されるように、統計的安全評価手法が、発電用軽水型原子炉（PWR 及び BWR）の設計基準事象の安全評価手法として整備が進められてきていることに起因している。

しかし、この手法は評価の妥当性を担保するために、適用された最適評価コードの適格性を確認し、同コード及び原子炉施設の状態の不確かさを評価するためのステップを規定するものであるため、全てのステップが実施可能であることを示す必要がある。そのため、発電用軽水型原子炉の設計基準事象であれば、無条件に適用可能となるわけではない。また、軽水炉以外の炉型又は設計基準事象以外の事象においても、評価対象とする解析事象への技術的知見が蓄積され、この標準の示す要件を満たすことができれば適用が可能である。

なお、この標準は、品質マネジメントシステムが既に構築された状況で使用されることを前提としている。

また、今回の改定に当たって、適用範囲を変更しないこととした（**解説 3** 参照）。

## 5 BEPU の方法論に関する補足

### 5.1 概要

シミュレーション結果の不確かさを統計的に評価する BEPU の方法論には、大別すると、入力の不確かさの伝播に基づく方法と出力の不確かさの伝播に基づく方法との 2 種類に分けられる。また、統計的に評価せずに安全評価値の不確かさを評価する非統計的 BEPU 手法がある。これらの中で、この標準が規定した実施基準は、入力の不確かさの伝播に基づいて統計的安全評価値を得る手法である。

ここではこれらの方法論について概観し、これらの方法論の進展に関わる海外の動向を解説する。

### 5.2 入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論

入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論とは、次のような要素から構成される方法論である。

- a) 計算モデルの不確かさ及び形状、解析条件などの不確かさを最適評価コードの入力データの不確かさとして取り扱う。
- b) これらの不確かさをサンプリングして振った計算を実施。
- c) 入力データの不確かさが計算の過程で伝播して組み合わされて重畳された計算結果、例えば安全評価パラメータなどについての計算結果を得る。
- d) b)及び c)を多数回繰り返すことによって安全評価パラメータの頻度分布を得る。
- e) ノンパラメトリック又はパラメトリックな手法を適用して、統計的安全評価値を得る。

このような入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論は、設計基準事故に対する安全余裕を適正化しようとして、米国 NRC が大破断 LOCA に適用する CSAU 手法<sup>(1)</sup>を最初に導入した。CSAU 手法は LOCA に対する安全研究を背景としながらも、最適評価コードの使用と入力の不確かさの伝播に基づく不確かさ評価の実施とを組み合わせることによって、LOCA 事象に対する安全評価の信頼性を高めるものとなった。CSAU 手法では、

- f) PIRT の導入による現象の同定及び重要度のランク付け
- g) PIRT に基づいて作成した評価マトリックスにて特定した妥当性確認試験に基づく計算モデル及び／又は最適評価コードの不確かさの評価
- h) 計算負荷の軽減のため、不確かさの組合せ計算がなされた比較的少ないサンプル回数の安全評価パラメータの結果の集合から、回帰計算などによって作成したレスポンスサーフェスを用いて多数回の不確かさの組合せ計算を実施して、安全評価値の頻度分布を構築
- i) 安全評価値の頻度分布から、同分布が正規分布の場合に有効なパラメトリック法を用いて統計的安全評価値を決定

などの特徴があった。

CSAU 手法を踏まえて構築された GRS の入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論<sup>(2)</sup>では、CSAU 手法がもつ課題に対処する試みとして、不確かさを取り扱う現象（計算モデル）の数を倍加して専門家の判断の偏りを減じるとともに、これによって生じる計算モデルのモデルパラメータの独立性の低下に対処するために、次のような変更がなされた。

j) 専門家の工学的判断に傾きがちな PIRT に対して、BEPU に用いる最適評価コードを使用して、不確かさを設定する全ての計算モデルのパラメータを同時に振る感度解析を実施して順位相関係数を得て、当該モデルの重要度の客観的な尺度を構成

k) モデルパラメータ間の不確かさの従属性を考慮

また、GRS 手法では、レスポンスサーフェス法による計算結果の信頼性の低下及びパラメトリック法による適用できる頻度分布の制約を改善するために、次の統計的な評価法を採用した。

l) 安全評価値の頻度分布から、頻度分布の分布形に適用上の制限を受けない順序統計手法（ノンパラメトリック法の一つ）を用いて統計的安全評価値を決定

なお、この標準では、PIRT における重要度のランク付けには実験的知見を重視することとしており、BEPU に用いる最適評価コードの計算結果による PIRT のランク付け、その見直しなどを原則として許容していない。解析による知見をランク付けに活用するときには、**F.2.4.6 d)**に記載した要件を満足する他の信頼性の高い解析コードの感度解析結果を用いることとしている。欧州では、GRS の手法の他に CSAU 手法と共通の考え方に基づく IRSN の手法、ENUSA の方法などがあり、入力の不確かさの伝播に基づく複数の BEPU の方法論が開発されている。

米国においても、CSAU の開発以降、安全評価などの申請に使用され、その実績が重ねられるとともに、運転時の異常な過渡変化への CSAU の適用、最適評価コードの開発・改良などへの PIRT の用途の拡大から使用目的に応じた PIRT 作成手順の明確化などが進められた。また、シビアアクシデントの評価法の研究の過程で提案された熱流動問題の統合的解決方法において採用された考え方、すなわち、システムの階層化とスケーリング理論との組合せによる分析手法の体系化のアプローチを継承して、米国 NRC がモデル V&V のガイドラインとして、最適評価コードを含む解析コード全般の開発・改良及び妥当性確認の実施プロセスを CSAU と類似の実施プロセスとして構成した EMDAP (RG 1.203) を策定した。

**注記** “モデル V&V”とは、検証（コード検証及び解検証）及び妥当性確認の二つの方法論の使用を柱として、概念モデル、数学モデル及び計算モデルの開発又は改良、試験又は実験の実施、並びに不確かさの定量化に関わってそれぞれの実施プロセスにおいてなされる個々の検証作業を加えて構成される方法論に従った実施内容のことをいい、この標準で用いる“適格性評価”に該当する。（**解説 6.2 参照**）

これらの進展に基づいて CSAU 手法を改良して順序統計法を導入した Westinghouse 社の

ASTRUM<sup>(3)</sup>、Framatome 社の現実的 LOCA 解析手法<sup>(4)</sup> などの入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論が現れて、申請に活用されている。米国ではこのような流れの下で、統計的安全評価による許認可の取得、最適評価コードの信頼性確保のための標準などの規格の策定活動などが一層進むとともに、最適評価コードの改良などが広範に実施されてきている。

このような中で、BEPU に関する課題を確認し、情報の共有を図る多国間のプロジェクトとして、OECD/NEA の WGAMA の傘下で BEMUSE、PREMIUM などのプロジェクト（**解説 5.5 参照**）が実施されてきた。特筆できる点として、これらのプロジェクトに参加した国（機関）のほとんどが入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論を用いている点がある。

このように、入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論は、改良を重ねて幅広く使用されるに至っており、実質的に BEPU の世界の標準的な手法となっている。

このような状況に基づいて、統計的安全評価の実施基準：2008 は大破断 LOCA を対象とした米国の CSAU 手法<sup>(1)</sup> をベースとして策定した。その上で、モデル V&V に関する米国 NRC の EMDAP の方法論<sup>(5)</sup> 及び改良された PIRT 構築の方法論<sup>(6)</sup> を取り込み、運転時の異常な過渡変化にも適用できるよう妥当性確認試験の取扱いを見直すとともに、最適評価コードを海外から導入した機関でも統計的安全評価を実施できるように、最適評価コードの適用性の判断の基礎となるモデル V&V に関する文書情報の参照の幅を広げた。

一方で、次節（**解説 5.3 参照**）で述べる出力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論は、入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論が不可避免的に取り扱わざるを得ない PIRT などによる重要な現象の抽出、及び個別効果試験を主体に不確かさの定量化をすることと対になって要求される最適評価コードのスケールアップ性能の評価の方法の具体化について、より確からしい方法論の枠組みを提供したとしている。しかし、次節で述べるように、この方法論は総合効果試験の実機模擬性を実機予測の正確度の評価のための要としていることから、総合効果試験のスケールアップ性能及びスケールひずみの程度の評価がこの方法論の有効性の鍵となる要件となるとともに、タイプ、規模、形状などの異なる原子炉施設と数多くの事象シーケンスとの組合せに対してこれらのスケール効果が定量的に把握され、試験のスケールアップ性能が十分であることを実証できる試験の実現可能性が重要な要件となる。

このような要件を満足させることは困難であることから、この標準の改定においては、入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論を更に発展させることを目標としている。

なお、今回の改定に当たっては、このような目標の実現に向けて、欧州、米国などで進められた BEPU の方法論に関わる最新の知見に基づいて、BEPU の方法論の中に手法として含まれるサンプリング手法、計算結果のサンプルの統計的な評価法、スケーリング分析法、感度解析法、妥当性確認試験を用いた不確かさの定量化法などを強化している。

### 5.3 出力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論

出力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論には、UMAE 法<sup>(7)</sup> 及びこれと RELAP5 コードとを統合させた計算システムを構成した CIAU 法<sup>(8)</sup> がある。ともに PISA 大学で開発された手法であり、PISA 大学を中心に活発な研究及び成果の報告がなされたが、同大学以外にはほとんど広まっていない状況がある。

なお、CIAU 法においても、UMAE 法が BEPU のエンジンとなることから、ここでは UMAE 法を出力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論の代表とみなして説明する。

UMAE 法は、異なる空間スケールの試験設備で実施された試験結果への適用によって最適評価コードの予測性能の適格性が示されていることを前提とした手法であり、次の特徴がある。

- a) 対象とする原子炉施設及びそこで生じる運転時の異常な過渡変化、設計基準事故などの対象とする事象（以下、“**模擬対象**”という。）を模擬した熱水力試験（以下、“**関連する試験**”という。）を用いた不確かさの評価結果から、模擬対象に対する試験値と計算値との偏差（accuracy と呼称）を外挿する（＝不確かさの伝播）ことで、予測の accuracy を客観的に評価するとしている。
- b) 外挿は熱流動パラメータから構成される状態空間（以下、“**熱流動状態空間**”という。）の中で行い、最適評価コードを用いた単一の安全評価結果に外挿された偏差（accuracy）を足し込むことで、模擬対象に対する不確かさを考慮した安全評価値とする。
- c) このような手法とすることで、予測における不確かさの拡大に対するノード分割の影響及びユーザ効果を極小化できるとしている。ただし、ノード分割及び／又は使用者の作業が不適切なときには、試験値と計算値との偏差（accuracy）の方にこれが反映される。
- d) 大きな空間スケールの関連する試験で生じる現象及び過渡のシナリオが模擬対象の条件と十分に一致していることを基本的な仮定としている。
- e) 異なる空間スケールの試験装置に対する試験データ及び計算結果は、重要な現象に対する現象及び最適評価コードの予測性能が、空間スケールが増加しても変化しないことを示すために用いられる。

なお、熱流動状態空間は、関連する試験及び模擬対象に対するスケール因子及び次に述べる熱流動変数から構成される。

熱流動変数、すなわち、重要な現象に関わる計算モデルの変数は、専門家の主観に基づく PIRT によらずに、PIRT の時間領域に相当する Phenomenological Window を定め、それぞれの Window ごとに事象のカテゴリレベル（大破断 LOCA 事象、中小破断 LOCA 事象など）で一義的に定まる重要な現象（Key Phenomena）及び事象に固有な RTA（Relevant Thermal-hydraulics Aspect：関連する熱流動変数）を定める。RTA には、単一の値をもつパラメータ（PCT, MCPR など）、無次元数（リフラックス冷却開始時のホットレグ内の Froude 数など）、

ポイントとなる時刻（PCT，ドライアウトなどの発生時刻），積分パラメータ（破断流量の積分値又は平均値など）などによって定義され，試験値と計算値との偏差（accuracy）の評価とともに，模擬対象の予測性能の評価のための外挿のために用いられる。

この方法論に従う BEPU 手法では PIRT は不要であるが，総合効果試験の実機模擬性を，実機予測の正確度の評価のための鍵としているため，総合効果試験並びにその初期条件及び境界条件の実機へのスケールアップ性能の評価が極めて重要となる。

また，この方法論には次の問題があるとされる。

- f) 関連する試験がないときにはこの手法を適用できない。
- g) このために，安全評価への適用を目的としたとき，適合する不確かさデータベースを構築するのに多大の資源が必要となる。
- h) 関連する試験と模擬対象との関係を記述するスケール因子がよい振舞い（連続性，単調性，一意性など）をすることが必要となる。
- i) 異なる種類の源（個別効果試験，総合効果試験などの試験装置の相違，整合はするものの異なったノード分割の適用，過渡などのシナリオの相違など）に起因する不確かさを組み合わせるプロセスが総合効果試験に対する偏差（accuracy）を起点とし，個々の計算モデルの不確かさの伝播といった基本原理に従っていないことから，詳細な妥当性確認を必要とする。

#### 5.4 非統計的 BEPU 手法

非統計的 BEPU 手法とは，計算の過程で統計計算による不確かさの伝播を取り扱わず，1 回又は少数回の計算によって不確かさを考慮した BEPU 手法を実施する手法である。この手法には，英国 AEAW の AEAW 法（AEAT 法ともいう。）<sup>(9)</sup>，仏国の EDF 及び Framatome 社の DRM（Deterministic Realistic Method）法<sup>(10),(11)</sup>，Tractebel 社が Non-LOCA 事象に適用した非統計的限界条件評価手法（Deterministic Bounding Method）<sup>(12)</sup>などが含まれる。

なお，非統計的 BEPU 手法は，IAEA の BEPU の報告書<sup>(13)</sup>などに“Deterministic Methods”として分類されているため，英名ではこの名称を用いるのがよい。しかし，BEPU の使用を前提とせずに，所与の事象シナリオを取り扱う一般的な“決定論的評価”と内容が異なることから，混同を避けるために，この標準では deterministic が表す具体的な処理の方法を考慮して“非統計的”とし，さらに BEPU を含めて“非統計的 BEPU 手法”としている。

この手法では，計算モデルなどの入力の不確かさの伝播を評価するに当たって，統計的に処理せずに，安全評価パラメータなどへの影響を合理的に評価できる情報を活用して不確かさの伝播の結果を工学的に推定する。非統計的 BEPU 手法とはこのような手法の全般を指す。評価のために活用する情報には，安全評価パラメータなどへの影響を表現する入力の不確かさごとの微係数などに関する情報，安全評価パラメータなどへの個々の不確かさの影響をあらかじめ見積もって網羅的に構築したデータベースからなる情報などがある。このような情報が活用できれば，例えば，単一の計算に基づく安全評価値から不確かさを反映

した安全評価値を算出できるため、計算コストが少ない利点がある。

この手法は、入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論と次のような共通点をもつ。

- ・ 最適評価コード、原子炉施設及び過渡の事象シナリオが同定されていること
- ・ 不確かさ（初期及び境界の条件、モデル化、原子炉施設、燃料など）が同定されていること

相違する点は、入力の不確かさの影響を安全評価パラメータに反映する方法にあり、確率密度分布に基づいて統計的に処理する代わりに、例えば、関係性の高い有効な試験データを包含するなどの観点で、理に適った不確かさの範囲又は不確かさの限界条件を非統計的に特定することにある。

個々には、次のような特徴及び課題がある。

AEAW 手法は BEPU の黎明期に提案された手法であり、専門家が対象とする事象に関する現象をあらかじめ同定し、最も重要な不確かさの源となる一つ又は複数のパラメータを選定した上で、解析者が必要な計算ケース数を定め、不確かさの最大値及び最小値を探索する手法である。このために、個別効果試験などの試験データに基づいて選定したパラメータごとに不確かさの範囲を、確からしさが確認された領域の幅の集合の中での最小の領域となる共通領域に基づいて特定し、安全評価値に対する上限及び下限を予測するための限界条件を与えるモデル（バウンディングモデル）を当該パラメータごとに作成する。この手法では、安全評価値に対するノミナルな値及び限界値を得ることができるが、その不確かさは定量化されない。また、この手法では、選定したパラメータの数が多いときには、最適評価コードの計算回数が相応に増加するなどの課題がある。

DRM 手法は全ての事故シナリオに適用する。DRM では、入力の不確かさによる安全評価値への影響をペナルティとして付与することで、単一の最適評価コードの計算による安全評価値の保守性を保証する。このとき、最適評価コードによる入力の不確かさの伝播に関する相応の回数のランダムサンプリングなどの計算結果から、あらかじめ特定した支配的な現象、初期条件、境界条件などに対するモデルパラメータの不確かさについて、例えば 95% 確信度の統計的安全評価値の周りに張るレスポンスサーフェスを作成してこのペナルティの評価に用いることで、最適評価コードの現実的な応答を保持させる。作成したレスポンスサーフェスは、例えば大破断 LOCA 事象などの事象カテゴリの全体で同一のものを用いる。このため、レスポンスサーフェスの有効性が鍵となるとともに、不確かさの源の想定の有効性も重要な要件となる。レスポンスサーフェスの検証又は新たな評価は、原子炉の設計特性に変化又は変更があるとき、新たな支配現象が想定されるときなど、有意な差異が現れることが想定されるときに限って実施される。

Tractebel 社の非統計的限界条件評価手法は、Non-LOCA 事象を適用対象とし、最適評価コードの不確かさ及び許認可上の保守性を取り扱う限界条件評価手法である。この手法では、安全評価値に対して最も厳しい側となる計算モデルのパラメータ、初期条件及び境界条件を同定し、その下で単一の計算を実施する。しかし、このためには、あらかじめ膨大な感度

解析を実施して同定の基礎となる知見の確立が必要とされる。さらに、知見の確立を含む手法の開発、及びプラントモデルの作成、計算結果の評価などのこの手法の適用時に生じる問題に対して、高いレベルの専門的知識が必要となるなどの課題がある。このため、Tractebel では、近年の BEPU 手法の発展を踏まえて、入力の不確かさの伝播に基づく BEPU 手法に移行しようとしているようである。

## 5.5 BEPU の方法論の進展に関わる海外の動向

### 5.5.1 概要

OECD/NEA では WGAMA を中心として 2003 年から BEPU に関する多国間のプロジェクトが継続的に進められてきた。これらには、年代順に示すと、BEPU の方法論の比較、並びに感度解析及び不確かさ評価の実践及び相互比較を行った BEMUSE プロジェクト、LOCA 後の再冠水過程に対し、試験データに基づく不確かさの定量化に焦点を当てた PREMIUM プロジェクト、SAPIUM プロジェクトがあり、さらに BEPU 及びその骨格の一つをなすモデル V&V の枠組みにおける重要な基盤技術となるスケーリング分析に関し各国の専門家が最新の技術及びその課題を整理して報告した報告書が発行されている。

それぞれのプロジェクト及びスケーリング報告書について概要を解説する。

なお、これらのプロジェクトに基づく最新知見及びスケーリング報告書に記載された最新知見については、始まったばかりで成果が未定の SAPIUM プロジェクトを除いて、すべてこの標準に反映しており、対応済みである。

### 5.5.2 BEMUSE プロジェクト

BEMUSE プロジェクト<sup>(14),(15),(16)</sup> は、11 か国の機関が参加して 2003 年から 2011 年まで続いたプロジェクトであり、それぞれの機関が所有する最適評価コードを用いて、米国 INL の LOFT 装置を用いた PWR の大破断 LOCA に関する実験 (LOFT L2-5) の解析及び米国 Zion 炉 (PWR) の大破断 LOCA の解析を行って最適評価コードのモデル V&V 及び入力の不確かさの伝播の評価 (以下、“**不確かさ組合せ評価**”という。)のための手法の評価を行ったものである。

このプロジェクトは 6 段階のフェーズに分けられて順に実施された。それぞれのフェーズでは、Phase I : 参加機関が使用する不確かさ組合せ評価法に関する紹介、Phase II : 国際ベンチマーク問題 ISP-13 の再解析及び LOFT L2-5 試験の事後解析、Phase III : LOFT L2-5 試験に対する不確かさ組合せ評価に基づく手法改良への提言、Phase IV : 原子炉施設の大破断 LOCA の最適評価、Phase V : 原子炉施設の大破断 LOCA の感度解析、不確かさ組合せ評価及びこれらに対する Phase III の成果に基づく手法改良の有無の影響評価、並びに Phase VI ; 現状報告、手法の分類・整理、結論及び提言、が実施内容となっていた。

このプロジェクトでは次の成果が得られている。

- ・ 順序統計 (D.3.2 及び D.3.3 参照) :

- ・ ランダムサンプリングによる BEPU の評価値のばらつきが大きいこと。
- ・ サンプル数と 95%確信度の評価値との関係の把握及び共有がなされた。
  - ・ 95%確信度の評価値の収束のために、3 次又は 4 次の Wilks 式，すなわち，124 回又は 153 回のサンプル数の計算を実施するのがよい。
- ・ 感度解析：
  - ・ 大破断 LOCA の BEPU 解析における PCT への感度が高い入力の不確かさパラメータを抽出（7 以上の参加機関が共通に抽出した 5 項目の不確かさパラメータは，ペレットの熱伝導率，格納容器の圧力，原子炉スクラム後の熱出力，限界熱流束及び初期の炉心出力）
- ・ 不確かさの定量化及び不確かさ組合せ評価：
  - ・ 重要と提言された事項：
    - ・ ベースケースの解析結果の質
    - ・ 不確かさの定量化
    - ・ 不確かさの幅及び頻度分布形を決定するための適合する実験及び解析に関する情報の選定
    - ・ 計算モデルの不確かさの定量化のための具体的な手順の更なる検討
    - ・ 適切な知識，スキル，経験及び品質基準のあること
  - ・ 気付き点的な事項：
    - ・ 不確かさの頻度分布の形の BEPU の評価値への影響は小
    - ・ 不確かさパラメータの数による相違は比較的小さい

### 5.5.3 PREMIUM プロジェクト

PREMIUM プロジェクト<sup>(17), (18)</sup> は，11 か国の機関が参加して 2012 年から 2016 年まで続いたプロジェクトであり，ドイツ KfK の FEBA 試験装置及びフランスの PERICLES 試験装置を用いた再冠水過程に関する実験解析を実施し，再冠水モデルの不確かさの定量化に焦点を当てている。計算モデルの不確かさの定量化については，BEMUSE プロジェクトにおいて更なる検討が必要とされた項目である。

このプロジェクトは 5 段階のフェーズに分けられて順に実施された。それぞれのフェーズでは，Phase I: 逆問題的解析による不確かさの定量化に関する手法の紹介，Phase II: FEBA 試験の結果を用いた重要な入力のパラメータの不確かさの同定及び定量化，Phase III: FEBA 試験の 6 データを用いた計算モデルの入力の不確かさの定量化，Phase IV: Phase III で実施した FEBA 試験による定量化結果を用いた再冠水過程の解析結果と試験データとの比較による確認，及び PERICLES 試験への blind 状態での適用を通じての妥当性確認，並びに Phase V: PREMIUM の成果，結論，教訓及び将来への提言の整理，が実施内容となっていた。

このプロジェクトでは次の成果が得られている。

- ・ 再冠水過程に適用される計算モデルの逆問題的解析による不確かさの定量化：

- ・ CIRCÉ, DIPE, MCDA, TRACTEBEL の手法及び FFTBM といった手法 (D.2.4.2 参照) が適用され、定量化された不確かさに対する相互比較がなされ、次の報告又は提言があった。
  - ・ 参加機関間で定量化された不確かさに大きなばらつき及び不一致がみられた。
  - ・ 実験データの不確かさについて慎重に調査することが望ましい。
  - ・ 上記の手法の一層の改良及び検討が必要であり、頻度統計とベイズ統計との差異の観点からも検討が必要。
  - ・ 定量化された不確かさに対する妥当性の評価基準が必要であること。
  - ・ 定量化の対象とする計算モデルのパラメータ、注目する変化 (応答)、試験データベース、解析対象のモデリング及び数値解法に対する選択に関するユーザ効果への対処の重要性が認識された。対処のためには、これらの選択に対するガイドラインが必要。(A.5.2 d), D.2.2, D.2.4.1 及び D.2.4.4 参照)
  - ・ 解析コード中の計算モデルが階層的な構造をもって構成されていることから、不確かさの定量化に当たってはそれを反映することが望ましい。(D.2.2, E.2.3 及び G.4 参照)
- ・ 定量化された不確かさに基づくモデル較正によって不確かさが減少するが、このようなアプローチの有効性については更なる検討が必要であり、現段階では推奨されない(データ同化など。D.2.4.5 参照)
- ・ 実験データベースの選定のための判断基準が必要であり、また個別効果試験と総合効果試験との組合せの要否の判断基準及び組み合わせるに当たっての指針も必要。(D.2.2 及び G.4 参照)
- ・ ベストプラクティスが必要 (C.1 及び C.2 参照)
- ・ いくつかのケースで FEBA 試験を用いて定量化された不確かさが PERICLES 試験で定量化した不確かさと整合しなかった。このことは、出力の不確かさの伝播を行う方法論に対する重大な問題提起となる。

#### 5.5.4 SAPIUM プロジェクト

SAPIUM プロジェクト<sup>(19)</sup> は、2017 年に開始され、2019 年までの予定で実施されているプロジェクトであり、最適評価コードの計算モデルの入力の不確かさの定量化及び妥当性確認に関する机上検討及び報告書の作成を主目的としている。

現段階では報告書は発行されていない。

このプロジェクトでは、BEMUSE プロジェクト及び PREMIUM プロジェクトの経験に基づいて、5 エlement に大別して検討を実施することとなっている。ここで、5 エlement とは、Element 1: 研究の課題及び目標の設定、Element 2: 実験データベースの開発及び評価、Element 3: 不確かさの定量化で用いる計算モデルの選定及び評価、Element

ト4：入力の不確かさの定量化（主に個別効果試験のデータを使用）及びエレメント5：入力の不確かさの妥当性の確認（主に総合効果試験を使用）とされている。

### 5.5.5 スケーリング分析の現状報告

OECD/NEA の CSNI の下で活動する WGAMA では、2017 年 3 月に、システムレベルの熱水力解析手法の原子炉施設の安全及び設計への適用に当たって実施するスケーリング分析に関する最新の報告書（以下、“**S-SOAR**”という。）を発行した<sup>(20)</sup>。スケーリング分析は、WGAMA 傘下で活動する多くの安全評価及び熱水力実験に関するプロジェクトで共通に用いられる熱水力上の基盤技術として位置付けられる。

S-SOAR はドイツ、日本及び米国の専門家の共同作業の下で作成され、最新知見を網羅した次の内容の報告がなされ、それぞれに対して **key findings** として課題、留意点などが整理されている。

- a) スケーリング分析上の課題、スケールひずみ、複雑な現象群及び試験装置の設計へのスケーリング分析の適用、スケーリング分析上の課題に対する既存の対処例
- b) スケーリング分析の技術の整理として：
  - 1) 局所的な現象に対するスケーリング分析法
  - 2) システムレベルの現象に対するスケーリング分析手法として、従来の手法から H2TS、Ishii の 3 レベルスケーリング、改良線形スケーリング、FSA 及び DSS（**E.2.5.5**、**E.2.6** 及び **E.2.7** 参照）までの手法の特徴を中心に整理
  - 3) 実験とスケーリング分析との関係の整理として、実験装置及び実験条件との関係、個別効果試験との関係、総合効果試験との関係、これらにおけるスケールひずみなどを整理（**E.2.8** 参照）
  - 4) 対照試験及び類似試験とスケーリング分析との関係
  - 5) 試験装置の設計のためのスケーリング分析の手順（方法論）の整理
- c) スケーリングとシステムレベルの熱水力解析コードとの関係
  - 1) スケーリングに関する解析コードの得失
  - 2) 原子炉施設の解析のための入力データの構築プロセス
  - 3) スケーラビリティの問題－スケールアップ性能
  - 4) BEPU におけるスケーリング及び不確かさの定量化
  - 5) BEPU に対するスケーリング分析の方法論の整理
  - 6) CFD コードの活用

## 5.6 まとめ

解説 5.2 から 5.5 に整理したように、この標準が採用した入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論は、初期の CSAU から幾多の改良が重ねられ、許認可などの申請にも活用されている。さらに、その方法論について、多国間のプロジェクトとして実施された BEMUSE

及び PREMIUM における課題の分析，並びに最新のスケーリング分析手法の現状調査が実施された。見出された課題は，参加した専門家らによって分析され，対処可能なものについては解決策又は提案が，直ちに対応するのが難しいものについては留意点がそれぞれ整理されており，入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論の発展に寄与している。

このように，入力の不確かさの伝播に基づく BEPU の方法論は既に申請に活用されているだけでなく，数多くの機関，使用者などに使い込まれて発展してきたものであることから，方法論としての成熟度が高いと考えられる。また，今後の更なる発展も見込める。

このような背景から，今回の標準の改定に当たっても，引き続きこの方法論をベースとして進めることとした。また，この標準では，同方法論の改良，並びに課題などの解決策，提案及び留意点として整理されたものについて，それぞれ最新知見として取り込み，整理して記載している。

## 6 最適評価コード及び V&V に関する補足

### 6.1 概要

最適評価コード及び V&V に関する補足として，統計的安全評価標準の改定に当たって参考としたシミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン：2015（以下，“M&S ガイド”という。）<sup>(2)</sup> 及び策定時に参考とした EMDAP<sup>(5)</sup> について補足として説明を加える。

### 6.2 M&S ガイドとこの標準との関係

この標準で規定する統計的安全評価の実施基準は，最適評価コードを用いるシミュレーションの不確かさの定量化及び当該の最適評価コードの検証及び妥当性確認を柱としている点で，日本原子力学会標準である M&S ガイドで規定するシミュレーションの信頼性の確保のための諸規定と関わりが深い。このため，この標準と M&S ガイドとの関係を説明する。

M&S ガイドでは，統計的安全評価だけに限らず，原子力分野で幅広く実施されるシミュレーション，具体的には原子力関連施設的设计，建設及び運転に適用される核，放射線，熱流動，化学反応及び構造分野，並びにこれらの複合分野におけるシミュレーションの信頼性について，これを確保するための基本的かつ共通の考え方を規定している。したがって，M&S ガイドの規定は，これと関連する統計的安全評価標準の規定に対して上位の規定として位置付けられる。このため，統計的安全評価のために実施する最適評価コードを用いたシミュレーションに対しては，上位規程に当たる M&S ガイドに示された基本的な要件を満足させる必要があるが，そのためには関連する M&S ガイドの規定などを統計的安全評価に適合するように具体化して展開する必要がある。

一方，この標準では妥当性確認を計算モデルの不確かさの定量化のみに使用するが，M&S ガイドでは妥当性確認によって数値モデル（計算モデル）の不確かさを定量化するだけでなく，モデリング（モデル化）を改良する観点から数理モデル（数学モデル）及び概念モデルの改良などにも活用する。このため，この標準と M&S ガイドとで妥当性確認に関するモ

デルの範囲が異なり、後者の方が幅広い。さらに、この標準では、正確度の高い既存の実験相関式が使用される状況があり得ることを念頭に、計算（統計的安全評価）の実施を重視する観点から実験データの回帰モデルのような経験的モデルを数学モデルに含めている。しかし、M&S ガイドではシミュレーションの実施だけでなく、数理モデルの改良も重視する観点から数理モデルに対して“実験データの回帰モデルのような純然たる経験的モデルを含まない”としている。このように、妥当性確認及びモデリングの仕組みにおいて、この標準と M&S ガイドとは方法論が適用される範囲に一部相違があることから、今後実施される M&S ガイドの改定に当たっては、この標準との相違を整理した上で、必要に応じて改定対象に組み込むことが望まれる。

なお、この標準において具体化又は展開した箇所は、M&S 及びモデル V&V (適格性評価) に係るこの標準の規定などであり、実施内容は次のとおりである。

- ・ 用語及び定義にて、M&S ガイドの用語との整合性を確認し、可能な用語については M&S ガイドの用語に置き換え、他の用語については相違点の明記、内容の具体化・展開を図った。
  - ・ 不確かさ、モデル V&V の全般、検証、妥当性確認、安全評価の実施方針などが対象
  - ・ 不確かさについては、この標準で使用する不確かさの成分、すなわち、ランダムな不確かさ及び推定誤差を用語及び定義にて示し、これらの関係を図示した。（本体の **図 1**）なお、ランダムな不確かさは M&S ガイドで定義される不確かさの成分の中に含まれていない。
  - ・ 安全評価の実施方針については、M&S ガイドの所期の利用目的の考え方に従って具体的な内容を展開した（**附属書 J (参考)**）。
- ・ 統計的安全評価の実施基準（**箇条 4**）と M&S ガイドの規定との整合性を確認した。
- ・ 最適評価コードの要件及び管理（**附属書 A (規定)**）におけるモデル V&V の記載について、M&S ガイドとの整合性を確認し、必要に応じて加筆した。
- ・ M&S ガイドの予測における不確かさの拡大に係る規定を統計的安全評価の実施における考慮する要件として本体の規定を補足する附属書（参考）に取り込み（**D.2.2** 及び **D.2.4.2**）、さらに当該の規定を具体的に展開した補足説明の項を新設した（**H.3**）。
- ・ M&S ガイドにおける実験の不確かさの取扱い（不確かさを考慮）の適用の可否について“試験の不確かさの取扱い”（**D.2.4.1**）の項を新設して検討し、統計的安全評価に係る最適評価コードの妥当性確認又は不確かさの定量化において試験の不確かさを陽に取り扱わないことを明記するとともに、このような試験を選定するための要件を評価マトリックス作成時に考慮する条件として示した（**D.2.2**）。

このように、この標準では、上位指針に当たる M&S ガイドの要件をより具体的な規定又は実施プロセスを補足する考え方に展開しており、数学モデル（数理モデル）の定義範囲、妥当性確認の影響の及ぶモデルの範囲、不確かさの定義及び試験の不確かさの取扱いを除

いて、全て同ガイドと整合させている。

### 6.3 EMDAP について

EMDAP は、米国 NRC が **RG1.203**<sup>(6)</sup> として 2005 年 12 月に発行した指針中で、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故などに適用する解析コードの開発及び改良時における解析コードの適格性評価に関する直接的かつ一般的な手順を規定したものである。**RG1.203** では、EMDAP の他に品質保証及び文書化に対する米国 NRC の考え方を示すとともに、EMDAP を汎用解析コードに適用する場合の考え方及び EMDAP の段階的適用に対する規定を示している。**RG1.203** 中では、このように品質保証及び文書化についても EMDAP と整合する考え方が示されているため、解析コード管理及び関連する文書の整備プロセスを **RG1.203** に従って網羅できると考えられる。EMDAP は CSAU とも親和性が高い。

**RG1.203** では解析コードの開発及びその適格性評価、並びに品質保証に当たっての基本的な枠組みとして次の 6 エレメントを規定している。

- a) 解析コード又は計算モデル（以下，“EM”という。）の要件設定
- b) 評価基準の確立
- c) 開発
- d) 妥当性確認
- e) 品質保証
- f) 文書化

EMDAP では、開発及び適格性評価に関わる項目として、a)～d)の 4 エレメントを 20 ステップの手順として定め、PIRT の活用、スケーリング、及び不確かさ評価を含めている。

開発及び適格性評価に関する 4 エレメント 20 ステップの手順を、**解説図 1** に示す。

この中でエレメント 1 は、**図 E.4** に示した PIRT 構築とその上流側手順と同じ手順から構成される。また、エレメント 2 は試験データベースに対して、一方エレメント 4 は EM に対してスケーリング法に **H2TS** を適用して妥当性確認法を構成し、骨子を手順としてまとめたものとみることができる。さらに、エレメント 3 に対しては、**H2TS** の階層化の考え方を継承して整理したものとみなせる。

以上のように、EMDAP は解析コードの開発及びその適格性評価プロセス構築のため **H2TS** を展開した方法論とみなせ、階層化及び 2 層スケーリングを活用することによって、体系的で漏れがなく、かつ透明性の高い方法論として策定されたものと考えられる。

### 6.4 附属書 A の適格性評価についての規定と EMDAP との関係

附属書 A においては、最適評価コードの開発及び適格性評価に関わる EMDAP の 4 エレメントに基づいて、最適評価コードの要件としての適格性評価の実施プロセスを規定している。ただし、規定の策定に当たっては、統計的安全評価に適用することを念頭に使用に当

たつての要件を具体化することに主眼に置くこと及び使用する最適評価コードの大半が既存のものであることを考慮し、最適評価コード使用時及びコードを改良する場合に必要なとされる要件に焦点を当てることなどを目的とした。このため、EMDAP の適格性評価プロセスを主体に整理し、併せて最適評価コードの管理規定を加えることを作成方針とした。

なお、新規に開発された最適評価コードに対しても、その適格性評価及び管理において**附属書 A** をそのまま適用できる規定としている。

こうした目的に沿って、EMDAP 中から解析コードの開発のみに関わり、適格性評価に関わらない規定を原則として省くこととした。すなわち、EMDAP のエレメント 3 に当たる“解析コードの開発”に関しては、既存の最適評価コードにおける“最適評価コードの構成”として、その適格性評価に必要な部分を抜き出すとともに、**表 A.2** に示す最適評価コードの階層構造（構成要素）、並びに個別の物理モデル及び相関式の適用範囲、根拠などを示して適格性評価に当たって確認させる内容とした。一方、他のエレメントについては、EMDAP の手順と考え方に即した内容を規定した。

なお、ステップ 10 から 12 までの 3 ステップで構成される EMDAP のエレメント 3（**解説図 1** 参照）から、**附属書 A** の適格性評価に関する規定に対し必要な手順及び要件としてそのまま抜き出した項目は、ステップ 11 “最適評価コードの構成を明示”，ステップ 12 “構成式の提示” の 2 ステップに関わる項目であり、これらの項目中に示された内容に即した確認を実施することを規定している。当該規定にて確認した結果は、**附属書 A** 中のコード管理要領で規定する文書である“コード設計書”及び“モデル解説書”に記載されることになる。（**解説 6.5.2** “RG1.203 における作成文書類に対する考え方”及び**解説 6.5.3.2** “文書作成”を参照）

一方、EMDAP エレメント 3 中のステップ 10 “解析コードの開発・改良計画”については、**附属書 A** のコード管理要領中で必要な部分を抜き出したものとしている。この理由を次に示す。

“解析コードの開発・改良計画”においては、

- a) 計算手段の設計仕様
- b) 図書作成の要求事項
- c) プログラミング基準及び手法
- d) EM の移植性（transportability）
- e) 品質保証のための手法
- f) 管理手順の体系（構成制御）

を取り扱うべき項目として挙げている。これらの項目中で a), c) に対しては、**A.3.4** の規定に従って、前述した“コード設計書”に記載されることになる。一方、b), f) に対しては、**附属書 A** の管理要領に最適評価コードの維持管理のための実効的な規定として示されると考えられるため、そちらの規定に従うこととした。これらに対しては、**解説 6.5.2**

“RG1.203における作成書類に対する考え方”及び**解説 6.5.3 “附属書 A 記載のコード管理のための規定と RG1.203 との関係”**において考え方及び背景を解説しているので参照されたい。また、**e)** に対しては、**解説 6.5.3.1 “品質保証”**に考え方を示すように、ソフトウェアの品質保証の場においても ISO9001 などの規程が広く適用される状況であると考えられることから、具体的に品質保証のための手法を規定することはせず、**附属書 A**において上位の品質保証規定として **EMDAP** に準じた最適評価コードの適格性評価のための手法を導入し、その手法を実施することによって確認された適格性の維持・向上に直結する文書化及びその管理に焦点を当てている。

さらに、開発段階における移植性を念頭に置いた最適評価コードの設計に関連する **d)** に関しては、**A.5.3 a)** に示したように、最適評価コードの導入時の適格性評価として同コードの使用に当たって再現性の確認をとることを後段的な取扱いとして規定した。これによって、移植性を考慮したコード設計を行っていない既存の最適評価コードに対しても、使用に当たっての問題発生を回避できると考えられる。このため、このような最適評価コードに適用できない場合が生じる可能性を考慮して、移植性の確保を規定として導入していない。

## 6.5 最適評価コードの管理に関する補足

### 6.5.1 RG1.203 における品質保証に対する考え方

**EMDAP**にて定められた規定の多くは、優れた品質保証の下で活用されることによって実現できるものと位置付けられている。**RG1.203**では解析コードの開発、妥当性確認そして適用のそれぞれの段階において、品質保証に係る要求を附則として整理した **10CFR Part50 Appendix B** (以下、“**連邦規則**”という。)を品質保証の考え方として適用することが推奨されている。

その中では、

- a) 炉物理、熱水力及び事故の解析のそれぞれに連邦規則の要求を設計管理措置として適用し、設計及び設計変更の適切さを検証又は点検する手段とする

とともに、

- b) 使用者ガイドのような文書化された取扱説明書、エラー訂正処理、文書管理と記録保管
- c) 解析コードと入力データの双方に対し、構成制御の実践に基づく信頼性と追跡可能性の確保

などの個々の手段について連邦規則に従うことが要求され、また専門家レビューを重んじる立場から、

- d) 解析コード開発の早期段階と最終ステップにて専門家レビューを実施
- e) レビューのロバスト性を確保し、大規模な解析コードに有りがちな欠陥の同定能力を向上させる手段として、当該の解析コードの開発者及び適格性評価の実施者並びに独立な専門家を含める

などが要求されている。

## 6.5.2 RG1.203 における作成文書類に対する考え方

RG1.203 では EMDAP の規定を適用する全ての要素に対して適用結果を適切に文書化することが求められている。文書化する必要のある文書類には、次のものが含まれるとしている。

- a) 解析コードへの要求事項に関する報告
- b) 解析全般に関わる方法論
- c) 解析コード及びモデルの解説書
- d) 使用者マニュアル及び使用者ガイドライン
- e) スケーリング分析
- f) 適格性評価の報告書
- g) 不確かさ評価の報告書

この中で、解析方法全般に関わる方法論とは、解析コードへの入出力及び前処理、後処理など、選定した解析対象と事象シナリオとに沿って運転時の異常な過渡変化、設計基準事故などの解析を実施する場合に使用される全ての要素を含む。

解析コード及びモデル解説書については、数学モデルに関する理論、関連する数値解析スキーム、解法などに関する説明書とともに、数学モデル導出の根拠及びデータベースなどの情報を含む MC/QE (Models and Correlations Quality Evaluation) 報告書<sup>(22)</sup> が要求される。

使用者マニュアルについては、解析に必要な全ての入力とオプションの設定法が記述されていること、また、使用者ガイドラインについては、推奨される実施例に関し関連する全ての入力例及び不適切な使い方に至るリスクを最小化するための措置が記述されていることが要求される。

スケーリング分析には、試験のスケーリング、物理モデル及び相関式のスケールアップ性能、並びに解析手法全体のスケールアップ性能が全て記述されることが求められる。

適格性評価報告には、PIRT で摘出された重要な現象に焦点を当てたコード開発に関する妥当性確認、特別にモデル化された機器に対する妥当性確認、そして IET に関する妥当性確認を報告することが求められる。適格性評価報告には、対象とする原子炉施設固有の事象に対する適用性、試験データとの不一致が生じた場合の説明性、入力データとその感度に関する整理などに関し、評価手順に従った報告も含めることも求められている。

なお、適格性が確認された解析コードがある場合、原子炉施設及び過渡事象に対するコード間比較も有効な参考情報を提供する手段であるとされている。

不確かさ評価報告書には、**解説図 1** 記載のステップ 20 に相当する報告が求められる。

### 6.5.3 附属書 A 記載の最適評価コードの管理のための規定と RG1.203 との関係

#### 6.5.3.1 品質保証

**RG1.203** における品質保証の考え方は、ソフトウェア開発における ISO9001<sup>(24)</sup> の適用上の指針である ISO9003 (Software Engineering - Guidelines for the application of ISO9001:2000 to Computer Software)<sup>(25)</sup> 又は認証取得のスキームの考え方である TickIT<sup>(23)</sup> に包含される、より具体的なソフトウェアの品質保証のための規格 ISO9000-3 “ISO9001 のソフトウェアの開発、供給、保守への適用のための指針” (Guidelines for the application of ISO 9001 to the development, supply, and maintenance of software)<sup>(26)</sup> に類似したものであるとみなすことができる。

さらに、原子力安全の確保を目的とした、平成 15 年 10 月の原子力安全規制関係法令の改正に伴い、事業者などの品質保証体制にも導入されている(社)日本電気協会原子力規格委員会“原子力安全のためのマネジメントシステム規程 JEAC 4111-2013”<sup>(27)</sup> で定められている原子力発電所の品質保証に関する要求事項も ISO9001 を基本にしている。

このように、ソフトウェアの開発及びその運用における品質保証は ISO9001 がベースとなっており、この標準を用いて実施される原子炉施設の統計的安全評価についても、実質的に ISO9001 の規定に則った品質保証が実践されることになるものと判断される。

一方、**解説 6.5.1** に示したとおり、**EMDAP** 部分以外の **RG1.203** の残りの部分では **EMDAP** を実施するに当たっての品質保証の仕組みに対する基本的な考え方を整理したのであるが、**附属書 E.2** に記したように、最適評価コードの要件は、適格性評価プロセスの実施及び確認された適格性の維持・管理によって確保されると考えられる。ソフトウェアの品質保証の場において ISO9001 の規定が広く適用される状況を考慮すると、**附属書 A** で規定する最適評価コードの品質保証のための規定を次のようにするのがよいことになる。すなわち、品質保証のための上位の規定として **EMDAP** に準じた最適評価コードの適格性評価のための手法を必須の要件として規定するとともに、その実施によって確認された最適評価コードの適格性を維持し、併せて統計的安全評価を実施する場合に必要とされる説明性及び追跡可能性の向上に資する文書化の仕組み、並びに最適評価コードの管理に焦点を当てた規程を構成することを基本とするのが適切と判断される。

#### 6.5.3.2 文書作成

**附属書 A** では最適評価コードの管理要領の中で、次に示す文書を作成することを規定している。

- a) コード設計書
- b) モデル解説書
- c) 適格性評価報告書
- d) 使用者マニュアル

この中で、コード設計書には、**RG1.203** の“解析コードへの要求事項に関する報告”及び“解析全般に関わる方法論”が該当する。また、モデル解説書は、**RG1.203** の“解析コード及びモデル解説書”に相当する。適格性評価報告書には、**RG1.203** の“適格性評価報告”、“不確かさ評価報告”が含まれ、必要な場合に“スケーリング報告書”の内容が追加されることになる。使用者マニュアルは、**RG1.203** の“使用者マニュアル及び使用者ガイドライン”に相当する。

以上のように、**附属書 A** で作成を要求する文書類は、**RG1.203** が要求する文書類を網羅したものとなっている。

### 6.5.3.3 解析コードなどの凍結

**EMDAP** では、“凍結” (frozen) が意味するところとして、

- ・ “安全解析に当たって、構成制御に基づいて、解析コード本体及び必要な入力データ一式を変更しない”

としており、これを遵守することによって、解析結果の追跡可能性及び整合性の確保が保証されるとしている。

これに対応して**附属書 A** では、“**箇条 4** 記載の**統計的安全評価**に最適評価コードを適用する場合には、その解析結果が安全評価に使用される期間中は、当該コードのバージョンと関連する文書類 (モデル解説書、適格性評価報告書、使用者マニュアルなど) が**附属書 A** で規定した**管理要領**に基づいて一元的に維持・管理されている必要がある”と規定している。

なお、凍結に関わる解析コードなどの管理について次のような考え方がある。

一般にソフトウェアのリリース時には、リリースされるバージョンのソフトウェア本体だけでなく、ソフトウェアを構成する、

- a) ソースコード (ソースモジュール, JCL, コンパイルオプションなど)
- b) 技術文書 (各種仕様書, マニュアル類)
- c) 開発ツール (コンパイラ, リンカ, 関数ライブラリなど)
- d) 導出物 (オブジェクトモジュール, ロードモジュール, プログラム)
- e) テスト成果物 (テストデータ, テスト環境, テスト結果など)

などの各構成要素が構成管理されるとともに凍結される。ここで、構成管理とは、多数の構成要素からなるソフトウェアでは、各構成要素の変更ごとにシステムの再組み立てが行なわれることから、混乱を避け開発を支援するためのツール及び管理の枠組みを指す。また、品質保証の立場から見た構成管理の意義は、開発者と開発対象との分離、第三者による成果物の体系的管理、開発行為と変更行為との分離を行うことであるとされる。

最適評価コードの凍結も、ソフトウェアリリース時の凍結に準じたものであると考えられ、

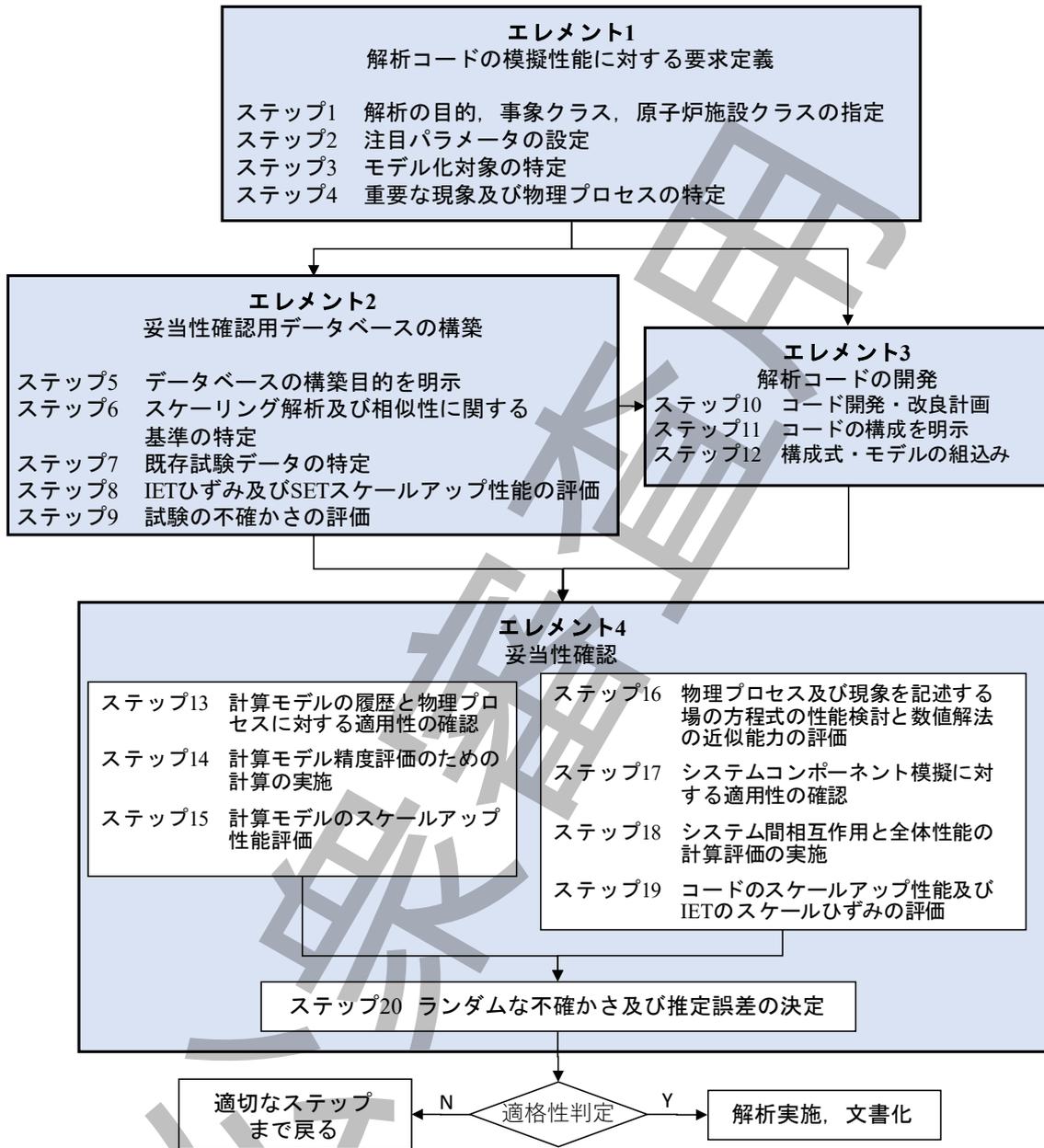
- f) ソースコード

- g) 附属書 A で規定した文書類
- h) プログラム
- i) A.3.2 から A.3.5 にて規定した適格性評価の成果及び使用データ一式

などが構成管理されることと併せて、最適評価コードを安全解析に適用する上での品質の確保が達成される。

なお、ソフトウェアの管理に関連して挙げた開発ツール及びテスト環境の構成管理については、解析結果の同一性を系統的に確認することによって変更を許容できる場合が想定されることから、最適評価コードの凍結における要件として明示することを避けている。

ソフトウェアの構成管理は、ISO9001 などに関わる技術文書<sup>(28)</sup> で別途規定され運用されているものであるため、附属書 A においては上記の f) から i) までを管理することを念頭に管理要領を規定している。このため、原子炉施設の安全評価を実施しようとする機関が附属書 A で規定される管理要領を遵守すれば、最適評価コードなどの凍結に必要なバージョン管理がなされるとともに、リリースされた最適評価コードの品質確保も達成できると考えられる。したがって、箇条 4 の規定に基づいて実施される統計的安全評価においても、附属書 A に従いバージョン管理された最適評価コードを使用する場合には、適格性が確認された事象及び原子炉施設の範囲内で適用することによって、その品質が確保されるとともに、附属書 A で規定する文書類の情報を有効に活用できるものと期待される。



解説図 1 EMDAP による評価の流れ (5)

## 7 懸案事項

この標準を適用する事象の範囲は、**解説4**に解説したとおり“原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべきものとして抽出された設計基準事象”としており、“重大事故に至るおそれがある事故”については、**解説3**に示したように、分科会で審議した結果、適用範囲に含めるのを見送ることとした。

この標準を“重大事故に至るおそれがある事故”に含まれる何らかの事象に適用するときには、使用者は、この標準の規程に従って当該事象に対する統計的安全評価を実施し、実施内容が個々の規定に適合することを示す必要が生じる。しかし、事象シーケンスによって、これが可能なものもあれば、困難なものもあると考えられる。

一方、この標準を適用する事象の範囲を全ての“重大事故に至るおそれがある事故”にまで拡大しようとするときには、全ての規定及びその説明について適否を確認し、必要に応じて見直す必要がある。このとき、標準の骨子となる規定の基本的な枠組み、並びに最適評価コードの基本的な適用性及び成立性については問題ないと考えられるが、次の事項への対処について慎重に検討する必要が生じる可能性があると考えられる。

- ・ 試験及び／又は実験による現象及び／又は事象の進展に関する知見の不足
- ・ 知見の不足に起因して計算モデルの欠落、適用範囲の制限などが生じる可能性
- ・ 解析の経験及び関連する知識データベースの不足
- ・ 試験及び／又は実験の蓄積に基づく数学モデルの開発及び計算モデルの実装
- ・ 事象シナリオがあらかじめ確定されていない状況の下での保守性及びこれに関わる不確かさの設定の考え方<sup>(29)</sup>
- ・ 相応に大きくなると推測される試験の不確かさの取扱い

現在、BEPU手法を“重大事故に至るおそれがある事故”に適用しようとする動きも出始めてきており、冷却材喪失に関わる多重故障事故などに対する試験及び解析の結果なども報告例が出される状況となっている。このため、事象によっては、上記の事項への対処の基礎となる知見も蓄積され始めている。また、現在もBEPUの方法論から、個別の不確かさの定量化の手法、感度解析の方法などまで、数多くの手法が提案されてきている。**解説5.5.4**に示したように、国際的なプロジェクトも継続して進められている。このように、この標準を“重大事故に至るおそれがある事故”にまで適用範囲を拡大するに当たっての知見が次第に整備されつつある状況にあることから、次回の標準の改定などで、これらの国内外の研究の成果を整理した上で、必要な規定の見直しを実施して、ここで示した事項に対して可能なものから対処して行くことが望ましい。このとき、最初から全ての“重大事故に至るおそれがある事故”に適用できる標準の規定及び説明を構築するのではなく、可能な事象から段階的に取り扱えるようにするのがよいと考えられる。

なお、この標準は、**標準作成ガイドライン:2020 (AESJ-SC-M001:2020)**の**箇条9**の経過措置を適用して旧様式を使用して作成した。

8 その他の事項

特になし。

国民生活センター

## 9 解説の参考文献

- (1) B. Boyack, R. Duffey, P. Griffith *et al.*, *Quantifying reactor safety margins: application of code scaling applicability, and uncertainty (CSAU) evaluation methodology to a large break, loss of coolant accident*, NUREG/CR-5249, USNRC (1989).
- (2) H. Glaeser, “GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications,” *J. Science & Technology of Nuclear Installations*, Vol. 2008, ID 798901 (2008).
- (3) M. E., Nissley, C. Frepoli, K. Ohkawa and K. Muftuoglu, “Realistic large break LOCA evaluation methodology using automated statistical treatment of uncertainty method (ASTRUM)”, WCAP-16009-N-P (Non-Proprietary), Jan. (2005).
- (4) R.P. Martin and L. D. O’Dell, “AREVA’s realistic large break LOCA analysis method,” *Nucl. Eng. Des.*, **235**, pp. 1713-1725 (2005).
- (5) USNRC, *REGULATORY GUIDE 1.203, TRANSIENT AND ACCIDENT ANALYSIS METHODS*, U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Dec. 2005 (2005).
- (6) B.E. Boyack and G.E. Wilson, “Lessons Learned in Obtaining Efficient and Sufficient Applications of the PIRT Process,” *Proc. of ANS-BE2004*, Nov. 14-18, pp.222-230 (2004).
- (7) F. D’Auria, N. Debrecin, G. M. Galassi: “Outline of the Uncertainty Methodology based on Accuracy Extrapolation (UMAE)”, *J. Nuclear Technology*, Vol. 109, No 1, pg. 21-38 (1995).
- (8) F. D’Auria, W. Giannotti: “Development of Code with capability of Internal Assessment of Uncertainty”, *J. Nuclear Technology*, Vol. 131, No 1, pg. 159-196, August (2000).
- (9) T. Wickett, F. D’Auria, H. Glaeser *et al.*, “Report on the uncertainty methods study Vol.1/Vol.2,” *NEA/CSNI/R (97) 35*, OECD/NEA (1998).
- (10) IAEA, *Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation*, Safety Reports Series No. 52, IAEA (2008).
- (11) J.Y. Sauvage and S. Laroche, “Validation of the Deterministic Realistic Method applied to Cathare on LB LOCA experiments”, *Proc. of 10th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-10)*, ICONE10-22348, Arlington, Virginia, ASME (2002).
- (12) J. Zhang, “The Tractebel Deterministic Bounding Approach to Accident Analysis,” *Proc. OECD Exploratory Meeting of Experts on Best Estimate Calculations and Uncertainty Analysis*, 13-14 May, Aix-en-Provence, France (2002).
- (13) IAEA, *Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation*, Safety Reports Series No. 52, IAEA (2008).
- (14) OECD/NEA, *BEMUSE Phase V Report, Uncertainty and sensitivity analysis of a LB-LOCA in Zion nuclear power plant*; NEA/CSNI/R(2009)13, Dec. (2009).

- (15) OECD/NEA, *BEMUSE Phase VI Report, Status report on the area, classification of the methods, conclusions and recommendations*; NEA/CSNI/R(2011)4, Mar. (2011).
- (16) H. Glaeser, et.al., “MAIN RESULTS OF THE OECD BEST ESTIMATE METHODS, UNCERTAINTY AND SENSITIVITY EVALUATION (BEMUSE) PROGRAMME,” *The 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-hydraulics (NURETH-14)*, NURETH14-71, Toronto, Ontario, Canada, September 25-30 (2011).
- (17) OECD/NEA, *PREMIUM: A Benchmark on the Quantification of the Uncertainty of the Physical Models in System Thermal-hydraulic Codes : Methodologies and Data Review*, OECD NEA/CSNI/R(2016)9, Apr. (2016).
- (18) OECD/NEA, *Post-BEMUSE Reflood Model Input Uncertainty Methods (PREMIUM) Benchmark, Final Report*, OECD NEA/CSNI/R(2016)18, Apr. (2017).
- (19) J. Baccou, et al., “SAPIUM: A Systematic Approach for Input Uncertainty Quantification,” *Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU2018)*, Lucca, Italy, May 13-18 (2018).
- (20) OECD/NEA, *A state-of-the-art report on scaling in system thermal-hydraulics applications to nuclear reactor safety and design*, NEA/CSNI/R (2016) 14, March (2017).
- (21) 日本原子力学会, “シミュレーションの信頼性確保のためのガイドライン: 2015”, AESJ-SC- A008:2008, 日本原子力学会 (2016).
- (22) “RELAP5/MOD3 code manual, models and correlations,” *NUREG/CR-5535, Vol.4, Aug.* (1995).
- (23) A guide to software quality system construction and certification to ISO 9001:2000, TickIT Guide (5.5) (PDF), BSI, ISBN 978-0-580-61003-5 (2000).
- (24) ISO, *Quality management and quality assurance standards – Part 3: Guidelines for the application of ISO 9001 to the development, supply, and maintenance of software*, ISO9001-3, International Organization for Standardization (1991).
- (25) ISO, *Software Engineering – Guidelines for the application of ISO 9001:2000 to Computer Software*, ISO/IEC 90003:2004, International Organization for Standardization (2004).
- (26) ISO, *Quality management and quality assurance standards – Part 3: Guidelines for the application of ISO 9001:1994 to the development, supply, installation and maintenance of computer software*, ISO/IEC 9003:1997, International Organization for Standardization (1997).
- (27) 日本電気協会, 原子力規格委員会, “原子力安全のためのマネジメントシステム規程”, JEAC 4111-2013 (2013).
- (28) ISO, *Information technology – Software life cycle processes – Configuration Management*, ISO/IEC TR 15846:1998, International Organization for standardization (1998).

- (29) S. Mizokami, *et al.*, “A Conceptual Study on Uncertainty and Conservativeness in DBA Evaluation Based on a BEPU Approach,” *ANS Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU2018)*, Lucca, Italy, May 13-19 (2018).

田尾和雄  
講演者