

AESJ-SC-S00x : 202X

学会の
マーク

日本原子力学会標準

BWR の核熱水力安定性評価基準 : 202X

(案)

202X 年 x 月

一般社団法人 日本原子力学会

公眾審查用

まえがき

原子炉内を流れる冷却材が水－蒸気 2 相流の状態で炉心を冷却する沸騰水型原子力発電プラント（BWR）では、炉心内における蒸気生成と圧力損失との相互作用に起因する熱水力的な要因、さらにはこれにボイド反応度フィードバックに起因する核的な効果が重畳して、冷却材流量及び中性子束が振動的な挙動を呈する核熱水力不安定を生じる可能性があります。もちろん、核熱水力不安定が発生しても、冷却材流量及び／又は中性子束の変動が過大とならなければ、燃料の健全性が維持され、原子炉の安全性に影響が及ぶことはありません。事実、これまでに原子炉で発生した核熱水力不安定で、事象が収束した後に、燃料の健全性に影響が認められたことはありません。しかし、核熱水力不安定が原因となって原子炉スクラムに至った例があることから、核熱水力不安定は原子炉の通常運転に影響を及ぼし得る安全上重要な現象と言えます。このため、中性子束などの変動に十分な減衰特性をもたせて核熱水力安定性を確保することは、原子炉の高い安全性及び安定した出力の運転を実現する上で重要です。

このような背景の下、社団法人日本原子力学会（当時）では“BWR の核熱水力安定性評価基準：2007”を 2009 年 1 月に発行し、核熱水力不安定が生じないように BWR を設計するための核熱水力安定性の判断基準及びその解析手法を規定しました。この基準で対象としている BWR の核熱水力安定性の解析手法は、1960 年代に開発された手法をベースとする成熟した技術ですが、次世代を担う原子力技術者への技術伝承を意識して、様々な世代の技術者が議論を交わし、この基準の信頼性及び使いやすさの向上に努めました。具体的には、適用範囲の明確化、核熱水力安定性の解析手法の明確化、その評価結果の保守性を担保するための方策の明確化、運転上の設計基準の合理化、用語及び定義における記載の充実、基準の構成の見直しなど、多角的な観点で改定しました。

“BWR の核熱水力安定性評価基準：202X”は、旧版と同じく一般社団法人日本原子力学会が標準委員会システム安全専門部会 BWR 熱流動評価分科会、同専門部会、同委員会での審議を経て制定したものです。これまでに得られた知見に基づき、BWR において炉心内で核熱水力不安定に起因する中性子束、冷却材流量などの振動が発生しないように、又は振動が発生しても直ちに収束するように、十分な減衰特性をもたせて原子炉を設計する場合に使用する判断基準及び適用する解析手法を規定した基準です。

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）は基準の一部ではありません。

- 附属書 A（参考）** **核熱水力安定性の評価手法を用いた安定性評価**
- 附属書 B（参考）** **炉心及び燃料の安全設計に適用する場合の考え方**
- 附属書 C（参考）** **運転上の設計基準の取扱いに関する考え方**
- 附属書 D（参考）** **核熱水力安定性の解析手法**
- 附属書 E（参考）** **核熱水力安定性の保守性の考え方**

FOREWORD

Boiling water reactor power plants (BWR) where the reactor coolant cools the core in the two-phase water-vapor flow state, could have neutronic and thermal-hydraulic instability in which coolant flow rate and neutron flux appear oscillation. It is induced by thermal-hydraulic factors caused by interaction between steam generation and pressure drop in the core, and additionally its superimpose with the neutronic effects through void reactivity feedback. Certainly, fuel integrity is maintained even in the case that neutronic and thermal-hydraulic instability occurs, unless the fluctuation of coolant flow rate or neutron flux is excessive. In fact, no impact on fuel integrity has been observed even for past actual oscillation events. However, there was a case of the reactor scram caused by neutronic and thermal-hydraulic instability, which can be a key event to give impact on reactor operation. Thus, ensuring neutronic and thermal-hydraulic stability is important in achieving high safety and stable power operation of reactors.

Under above conditions, the previous version of this standard was issued in January 2009 by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ). It provided evaluation criteria and analysis methods for designing BWR to prevent neutronic and thermal-hydraulic instability. While evaluation of neutronic and thermal-hydraulic stability covered by this standard is a mature technology based on the method developed in the 1960s, it has been revised with awareness of technology transfer to nuclear engineers who will be responsible for the next generation. For this awareness, the engineers of various generations closely exchanged discussions and tried to improve the reliability and usability of it. Also, it has been revised from a diversified viewpoint, specifically such as clarifying the scope of application, clarifying the analysis method of neutronic and thermal-hydraulic stability, clarifying the measures to ensure conservativeness of evaluation results, rationalizing the stability criteria and enhancement of terminology, definitions and composition.

The present standard provides the requirements regarding neutronic and thermal-hydraulic stability as it pertains to the design of a BWR which can inhibit power oscillations, the same as the previous version. The 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 (STC) and the Standards Committee (SC).

制定：202X 年 xx 月 x 日

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。

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.

著作権

文書による出版者の事前了解なしに，この標準のいかなる形の複写・転載も行ってはなりません。

この標準の著作権は，全て一般社団法人日本原子力学会に帰属します。

Copyright

No part of this publication may be reproduced in any form without the prior written permission of the AESJ.

Copyright © 202X Atomic Energy Society of Japan

All Rights Reserved.

公衆審査用

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。

202X 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

“BWRの核熱水力安定性評価基準：202X”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こ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。

202X年xx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。

202X年xx月

標準委員会
システム安全専門部会
部会長 岡本 孝司

標準委員会，専門部会，分科会 委員名簿（改訂予定）
標準委員会

（順不同，敬称略）
（202X年x月x日現在）

公衆審査用

制定後記載

システム安全専門部会（改訂予定）

（順不同，敬称略）

（202X 年 x 月 x 日現在）

公衆審査用

制定後記載

BWR 熱流動評価分科会

(順不同，敬称略)

(202X 年 x 月 x 日現在)

公衆審査用

制定後記載

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。標準を利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ください。

公衆審査用

公眾審查用

目 次

1	適用範囲.....	1
2	引用規格.....	1
3	用語及び定義.....	1
4	核熱水力安定性の評価手法.....	8
4.1	一般事項.....	8
4.2	核熱水力安定性の判断基準.....	8
4.3	核熱水力安定性の解析手法.....	8
4.3.1	核熱水力安定性の解析コード及び解析条件に係る基本的要求.....	8
4.3.2	核熱水力安定性の解析コード.....	8
4.3.3	核熱水力安定性の解析条件.....	13
4.4	核熱水力安定性の評価手法の実機への適用上の留意点.....	16
附属書 A (参考) 核熱水力安定性の評価手法を用いた安定性評価.....		17
序文.....		17
A.1	代表的な運転状態.....	17
A.2	安定性評価結果.....	20
附属書 B (参考) 炉心及び燃料の安全設計に適用する場合の考え方.....		23
序文.....		23
B.1	設置許可基準規則及びその解釈との関係.....	23
B.2	チャンネル安定性の取扱い及び評価の位置付け.....	25
附属書 C (参考) 運転上の設計基準の取扱いに関する考え方.....		27
序文.....		27
C.1	運転上の設計基準について.....	27
C.2	運転上の設計基準の取扱いの説明.....	27
附属書 D (参考) 核熱水力安定性の解析手法.....		30
序文.....		30
D.1	核熱水力安定性の解析モデル.....	30
D.1.1	解析モデルの構成.....	30
D.1.2	炉心内熱水力モデル.....	30
D.1.3	燃料棒熱伝達モデル.....	31
D.1.4	中性子動特性モデル.....	32

D.2 周波数領域の解析コード.....	32
D.2.1 周波数領域の解析コードの適用の妥当性について	32
D.2.2 チャンネル安定性.....	33
D.2.3 炉心安定性.....	33
D.2.4 領域安定性.....	34
D.2.5 減幅比の評価手法.....	36
D.2.6 解析コードの適格性の確認, 及び核熱水力安定性の評価手法の実機への適用性	36
D.3 入力パラメータの感度.....	39
D.3.1 調整用解析条件.....	39
D.3.2 原子炉の運転点.....	40
D.3.3 炉心の軸方向及び径方向の出力分布.....	41
D.3.4 反応度係数及び動特性パラメータ	43
D.4 モデルの予測性能の定量化, 解析手法, 入力データなどの管理.....	44
附属書 E (参考) 核熱水力安定性の保守性の考え方.....	51
序文	51
E.1 解析条件に課す保守性の考え方.....	51
E.2 周波数領域の解析コードの妥当性確認に関する考え方.....	52
本体及び附属書の参考文献	54

解 説 目 次

序文	56
1 制定及び改定の趣旨	56
2 制定及び改定の経緯	56
3 審議中に問題となった事項など	56
4 適用範囲について	58
4.1 適用範囲の説明	58
4.2 適用範囲の補足	59
5 本体, 附属書の解説	62
5.1 密度波振動現象に関する補足	62
5.2 時間領域安定性について	62
5.3 核熱水力安定性の判断基準に関する補足	65
5.3.1 海外の核熱水力安定性の判断基準について	65
5.3.2 米国における核熱水力安定性の判断基準	65
5.3.3 ドイツにおける核熱水力安定性の判断基準	67
5.3.4 スウェーデンにおける核熱水力安定性の判断基準	67
6 懸案事項	69
解説の参考文献	70

公眾審查用

日本原子力学会標準

BWR の核熱水力安定性評価基準 : 202X

Standard for evaluation method for neutronic and thermal-hydraulic stability in BWR:
202X

1 適用範囲

この標準は、BWRについて、炉心、燃料及びその関連設備の設計上取り得る運転状態、自然循環状態などを含む設計上考慮すべき運転状態における、燃料及び炉心の安全性を対象として、次に示す核熱水力安定性の評価を周波数領域で取り扱う手法及びその適用方法、並びに評価結果の判断の方法を定めるものである。

- a) チャンネル安定性
- b) 炉心安定性
- c) 領域安定性

なお、プラント安定性及びキセノン空間振動の安定性については適用の範囲外とする。

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 Z 4001 : 1999（原子力用語）及び原子力学会標準“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”（以下、“M&Sガイド”という。）⁽¹⁾の“2. 用語及び定義”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

核熱水力安定性 (neutronic and thermal-hydraulic stability)

チャンネル安定性、並びに核熱結合安定性に分類される炉心安定性及び領域安定性の総称。

3.2

核熱水力不安定 (neutronic and thermal-hydraulic instability)

核熱水力安定性に関わって生じる中性子束、熱水力パラメータなどの振動が時間の経過とともに減衰しない状態。

3.3

チャンネル安定性 (channel stability)

ある燃料集合体において、その熱出力及び上下のプレナム間の差圧が共に一定である条

件の下で、2相流の輸送遅れに起因する鉛直方向のボイド率分布のひずみを伴った流量と圧力損失との間のフィードバック過程とが誘発する2相流動の振動が速やかに収束する性能。

注記 炉心安定性及び領域安定性の評価が炉心全体の安定性を調べるのに対し、燃料集合体レベルの安定性を調べることを目的としたもの。“チャンネル水力学的安定性”ともいう。実炉では、核的な反応度フィードバック効果が加わるため、純粋なチャンネル不安定に相当する現象は発生しないが、炉心に装荷される個々の燃料集合体の水力学的な安定性に関する性能を確認するための指標として位置付けられている。

3.4

核熱結合安定性 (coupled neutronic and thermal-hydraulic stability)

炉心内のボイド率及び／又は燃料温度の変化を介した核的な反応度フィードバック系に、原子炉内の再循環流の流路及び／又は燃料集合体内の流路の熱水力的な動特性が加わって生じた中性子束の振動が速やかに収束する性能。

注記 振動発生メカニズム、振動の様態などによって、炉心安定性及び領域安定性に区分される。

3.5

炉心安定性 (core-wide neutron flux stability)

炉心全体で中性子束に生じる同位相の振動が速やかに収束する性能。

注記 核熱水力安定性の評価では、熱水力的に特性の異なる燃料集合体のそれぞれで流量の再配分が起こって炉心の特性が各部で変化する場合を含め、炉心内の中性子束が一体として変化する空間基本モードが卓越した状態での安定性を調べる。

3.6

領域安定性 (regional neutron flux stability)

炉心を分ける複数の大域的な空間領域で互いに位相差を伴いながら中性子束が同期して生じる振動が速やかに収束する性能。

注記 核熱水力安定性の評価では、炉心内のある領域に熱水力的に安定性の劣った燃料集合体が存在し、それ自体では不安定に至らないが核的なフィードバックが加わることによって不安定性が増幅され、局所的に出力が変動する安定性について調べる。この出力の変動は空間高次モードの中性子束の振動に支配されるが、多くの場合、炉心内の左右半面などの領域間で逆位相の振動になって現れる。

3.7

減幅比 (decay ratio)

ステップ状の入力変化に対する系の応答について、その最終的な整定値に対する偏差を指標としたときの、第1のオーバシュートに対する第2のオーバシュートの比。

注記 系の安定度を表す指標の一つで、系が安定するためには減幅比が1よりも小さい必要がある。対象とする系を2次の線形系で近似すると、時間軸上のどの点

をとっても同じ値をとる。また、減衰係数と1対1に対応する。

3.8

減衰係数 (damping coefficient)

2次の振動系を記述する特性方程式において、変位速度の項に乘じられる係数。

注記 系の安定度を表す指標の一つで、対象とする系を2次系で近似すると、減幅比と1対1で対応し、系が安定するためには減衰係数が0よりも大きい必要がある。

3.9

空間高次モードの未臨界度 (subcriticality of spatial higher mode)

炉心内の3次元の中性子束の分布を記述する定常時の方程式の解において、対象とする空間高次モードの固有値の逆数と空間基本モードの固有値の逆数との差。

注記 領域安定性の評価で使用されるパラメータの一つで、炉心内の各領域間の中性子束の結合の度合いを表し、空間高次モードの未臨界度が小さいほど領域安定性に対する余裕が小さい。

3.10

周波数領域 (frequency domain)

原子炉内及び／又は燃料集合体内の核熱水力安定性などの系の変化を表す時間依存の動特性方程式系にラプラス変換を施すことによって、複素数で表されるラプラス変数を独立変数として用いて系の応答を記述するとき、ラプラス変数の虚部に当たる周波数成分の値を主変数とした場合に主に着目するパラメータの領域。

注記 一般には、系の応答を時間でなく応答に含まれる周波数を変数として用いて記述するときの当該の変数が定義される領域をいうが、ラプラス変数に周波数成分が含まれ、この位相特性に系の応答が支配されることから、ラプラス変換後の系の応答も周波数領域で表されるとしている。特に、ラプラス変換して取り扱うことで、系の時間応答の特性を表す伝達関数を用い、その入力正弦波の周波数をパラメータとして系の安定性及び関連する特性を評価することができる点に周波数領域で取り扱うことの利点が現れる。

3.11

プラント安定性 (plant stability)

主要なプラント制御系及び安全保護系を含めたBWR全体において、制御棒の反応度、圧力制御系の設定点、原子炉水位制御系の設定点及び再循環流量制御系の設定点のそれぞれについてのステップ状の変更に対して、蒸気流量、原子炉圧力、中性子束、炉心流量などの原子炉の主要な変数が速やかに収束する性能。

3.12

キセノン空間振動の安定性 (spatial xenon oscillation stability)

炉心内の核分裂生成物のうち中性子吸収断面積の大きいキセノン135が、核分裂によって直ちに生成されるよう素135が崩壊する過程で核分裂から時間遅れを伴って生成されることによって生じる、炉心内の中性子束分布の空間的な振動が速やかに収束する性能。

3.13

熱水力チャンネルグループ (thermal-hydraulic channel group)

熱水力特性の類似した燃料集合体をまとめて平均的な条件の1体の仮想的な燃料集合体で代表させたときの、この仮想燃料集合体で模擬される全ての燃料集合体の集合。

注記 熱水力特性の類似とは、燃料集合体の熱出力、入口部の冷却材の流量及び温度、軸方向出力分布などの燃料集合体の熱水力挙動に関わる境界条件及び燃料タイプなどによる幾何学的条件又は流動上の感度のある条件の差異に起因する2相流の熱水力状態が、想定する仮想燃料集合体の総数に応じた相違の幅の範囲で同様とみなせることをいう。

3.14

安定限界出力 (stability threshold power)

炉外の熱流動ループでの試験において、圧力、入口温度、入ロ－出口間差圧及び入口流量一定の下で出力を徐々に増加させた場合に、出力によらずほぼ一定であった流量の振動振幅が、出力の増加とともに増大し始める出力。

注記 安定限界出力にある状態はチャンネル安定性の減幅比が1であり、安定限界出力に関する試験値と解析による予測値とを比較することによって、解析コードの減幅比に関する予測性を把握することができる。例えば、安定限界出力の予測が保守的であれば、減幅比の予測についても保守的な結果となる。

3.15

共振周波数 (resonance frequency 又は natural frequency)

核熱水力安定性のそれぞれの安定性モードにおける持続的な減衰振動又は持続する振動の周波数。

3.16

出力ピーキング (power peaking)

炉心内のある領域又はある方向における局所的な最高出力と当該の領域又は方向の平均出力との比。

注記 軸方向出力ピーキング及び径方向出力ピーキングの二つのパラメータが使用され、それぞれ、炉心又はある燃料集合体を考慮すべき領域として選んだときの領域内の水平断面の総出力についての軸方向の最大値と当該領域全体にわたる平均値との比、燃料集合体ごとの出力についての炉心内の最大値とその平均値との比などを表す。

3.17

基本設計 (basic design)

原子炉設置（変更）許可申請段階での原子炉施設の設計。

注記 電気事業者は原子力発電所の設置のために、原子炉施設の基本設計を記載した原子炉設置許可申請書を原子力規制委員会に提出し、審査が行われる。

3.18

詳細設計 (detailed design)

工事計画認可申請段階での原子炉施設の設計。

注記 設置許可を受けた電気事業者は、工事計画認可申請書を原子力規制委員会に提出し、原子力発電所の設計の詳細について原子力規制委員会の認可を受けた後、工事を開始する。

3.19

燃料の許容設計限界 (specified acceptable fuel design limit)

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の発電用原子炉の設計と関連して、燃料の損傷が安全上許容される程度であり、かつ、継続して発電用原子炉の運転をすることができる限界。

注記 米国政府の連邦規則の附則に示された原子炉に対する GDC において規定された Specified Acceptable Fuel Design Limit (燃料の許容設計限界) と同等のものである。燃料の許容設計限界の設定の目安としては、燃料ペレットの最高温度、燃料被覆管の最高温度、最大熱流束、最小限界熱流束比、最小限界出力比、燃料ペレットの最大エンタルピー、燃料被覆管の最大変形量などが判断の基礎となる。また、“継続して発電用原子炉の運転をすることができる”とは、必ずしもそのままの状態から発電用原子炉を運転することを意味するものではなく、故障箇所の修理及び必要な場合における燃料の検査・交換を行った後に運転を再開することを含む。

3.20

設計上考慮すべき運転状態 (operating status needed to be considered in designing)

通常運転中に予期されるあらゆる運転状態、核熱水力安定性の判断基準に対する余裕を確保するために運用上除外される運転状態、及び必要に応じて安全上の観点から核熱水力安定性の評価を実施する運転状態の全て。

注記 具体的には、例えば解説付図 4-1 に示す曲線 A から G で囲まれた斜線部分の運転状態。ただし、起動時及び停止時の運転状態を含む。また、運転状態とは、原子炉出力及び炉心流量が整定している状態を指し、原子炉出力及び炉心流量を指定することによって決定されるものである。

3.21

核熱水力安定性の評価手法 (evaluation method for neutronic and thermal-hydraulic stability)

炉心及び燃料における核熱水力安定性の減幅比を周波数領域で取り扱う解析コードを用い、減幅比の評価結果の保守性を担保するための解析条件を入力して計算した減幅比の解析結果を、さらに核熱水力安定性の判断基準と比較することで、安全評価の結果の適否を判定する評価手法。

注記 ここで“安全評価”には、取替炉心の安全性の確認を目的とした評価を含む。

3.22**安全余裕 (safety margin)**

核熱水力安定性の評価によって得られた減幅比又は減衰係数の予測値と判断基準値との距離。

公衆審査用

表 3.1 略語

ABWR	改良沸騰水型原子炉 : Advanced Boiling Water Reactor
AESJ	日本原子力学会 : Atomic Energy Society of Japan
BWR	沸騰水型原子炉 : Boiling Water Reactor
GDC	米国一般設計基準 : General Design Criteria
LPRM	局所出力領域モニタ : Local Power Range Monitor
MOX	混合酸化物 : Mixed OXide
SAFDL	燃料の許容設計限界 : Specified Acceptable Fuel Design Limit
V&V	検証及び妥当性確認 : Verification and Validation

公開審査用

4 核熱水力安定性の評価手法

4.1 一般事項

BWRの原子炉及び炉心の設計において、安全上又は運転上の核熱水力安定性を評価する場合（**附属書A**参照）には、**4.2** に規定する判断基準及び **4.3** に規定する解析手法を適用する。

4.2 核熱水力安定性の判断基準

BWRの燃料及び炉心の安全性を対象とした核熱水力安定性の評価においては、チャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性について、それぞれの減幅比の値が 1 より小さいこと、又はそれぞれの減衰係数の値が 0 より大きいことを示さなくてはならない。（**B.1 b**）及び**附属書C**参照）

4.3 核熱水力安定性の解析手法

4.3.1 核熱水力安定性の解析コード及び解析条件に係る基本的要求

BWRの燃料及び炉心の安全性を対象とした核熱水力安定性の評価において、チャンネル安定性（**B.2** 参照）、炉心安定性及び／又は領域安定性を評価する場合は、それぞれの安定性評価に当たって、**4.3.2** に規定する解析コード及び **4.3.3** に規定する解析条件を用いる。

4.3.2 核熱水力安定性の解析コード

4.3.2.1 要求事項

この項では、核熱水力安定性の減幅比又はこれと同等なパラメータ（以下、“**減幅比など**”という。）を計算する解析コードに対する要求事項を **4.3.2.2**～**4.3.2.7** に規定するとともに、解析コードの妥当性確認に係る要求事項を **4.3.2.8** に規定する。

4.3.2.2 解析に使用する基本モデルの構成

チャンネル安定性の評価には、炉心内熱水力モデルを用いる。

炉心安定性及び領域安定性の評価には、炉心内熱水力モデル、燃料棒熱伝達モデル、中性子動特性モデル及び炉心外再循環モデルを使用する。

なお、これらのモデルを構成する個々のモデル及び相関式が、この標準の適用範囲にわたって適用性をもつことを確認するとともに、これらのモデル及び相関式から構成される核熱水力安定性の解析コードによる減幅比などの予測傾向が、この標準の適用範囲の中で専門的な知見に照らして工学的に妥当であることを確認することが望ましい。ここで、個々のモデル及び相関式の適用性が確認できない場合には、減幅比などの解析結果に付加的なバイアスを加えるなどして厳しい側の減幅比評価値が得られるようにする。

4.3.2.3 炉心内熱水力モデル

炉心内の冷却材の動的な挙動を解析する炉心内熱水力モデルには次に示す要件を満たし、物理的根拠、並びに仮定及び制約が確認できるモデル及び相関式を使用する。(D.1.2 参照)

- a) 燃料集合体内の冷却材の流れについて、2 相流の過渡的な挙動、並びに熱的非平衡及び非均質性を扱うことができ、質量、運動量及びエネルギーの保存を 2 流体場、ドリフトフラックスモデルなどに従ってそれぞれ 1 次元の基礎式として定式化し、流路に沿って生じる非沸騰領域、サブクール沸騰領域及び飽和沸騰領域の 3 領域に適用する熱水力モデル
- b) 単相流及び 2 相流の圧力損失を偏りなく計算可能な相関式、又は偏りがある場合にはその偏りの傾向を把握可能な相関式
- c) 燃料集合体を含む上下のプレナム間の差圧として、加速圧損、摩擦圧損、局所圧損及び位置圧損を取り扱うモデル

4.3.2.4 燃料棒熱伝達モデル

燃料ペレットで生じた熱が冷却材に伝わるまでの過渡的な特性を解析する燃料棒熱伝達モデルには、少なくとも次に示す要件を満たし、b)については物理的根拠、並びに仮定及び制約が確認できるモデル及び相関式を使用する。(D.1.3 参照)

- a) 燃料ペレット内及び燃料被覆管内の熱伝導、並びに燃料ペレット－燃料被覆管間のギャップ部及び燃料被覆管－冷却材間の熱伝達を個々に取り扱うことのできるモデル
- b) 燃料被覆管－冷却材間の熱伝達係数として、非沸騰領域及び沸騰領域の流動様式のそれぞれに適用可能な対流熱伝達モデル及び相関式
- c) 半径方向の 1 次元熱伝達モデル

4.3.2.5 中性子動特性モデル

炉心内の中性子の過渡的な挙動を解析する中性子動特性モデルには次に示す要件を満たすモデルを使用する。(D.1.4 参照)

- a) 炉心安定性評価に用いられる中性子動特性モデルとして、空間基本モードに対応した 1 点近似動特性方程式
- b) 領域安定性評価に用いられる中性子動特性モデルとして、空間基本モード及び空間高次モードに対応した 1 点近似動特性方程式

4.3.2.6 炉心外再循環モデル

炉心出口から上部プレナム、原子炉压力容器内の各機器を経て下部プレナムに入り、再び炉心入口に戻るBWRの再循環系を流れる冷却材の動的な挙動を解析する炉心外再循環モデルには次に示す要件を満たし、物理的根拠、並びに仮定及び制約が確認できるモデル及び相関式を使用する。

- a) 再循環系を構成する気水分離器、ダウンコマ、再循環ポンプ、上部プレナム、下部プレナムなどについて、一つ又は複数の 1 次遅れ系などの微分方程式として扱うモデル及び相関式

4.3.2.7 減幅比などの解析手法

炉心が核熱水力的に安定であるとき、平衡状態にある系の定常線形系の応答を求める解析手法を適用できるため、D.2 にその詳細を示す周波数領域の核熱水力安定性の解析手法を使用する。

なお、周波数領域の核熱水力安定性解析は、炉心内熱水力モデル、燃料棒熱伝達モデル、中性子動特性モデル及び炉心外再循環モデルの基礎式を線形化し、ラプラス変換によって周波数領域における変数間の伝達関数を求めた後に、それらを用いてチャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性を表す伝達関数を求めることによって、減幅比などを算出する。

(D.2 参照)

a) チャンネル安定性の解析

チャンネル安定性の解析における減幅比などの計算には、次に示す要件を満たすモデルを使用する。

- 1) 単一の燃料集合体を対象とし、その熱出力及び上下のプレナム間の差圧が一定となる境界条件の下での 2 相流の振動特性の計算を通じて減幅比などを解析するモデル
- 2) 減幅比などは次に示す一連の伝達関数の計算結果に基づき求める。

$$\frac{\delta j^{in}}{\delta P^{in}} = \frac{G_{1\phi}}{1 + G_{1\phi}H_{2\phi}} \quad (1)$$

ここに、

δP^{in} : 燃料集合体の入口部での圧力の変動

δj^{in} : 燃料集合体の入口部での体積流束の変動

$G_{1\phi}$: 単相部の流動の伝達を表す伝達関数

$H_{2\phi}$: 2 相部の流動の伝達を表す伝達関数

$G_{1\phi}$ 及び $H_{2\phi}$ は炉心内熱水力モデルを用いて次の 2 式によって求める。

$$G_{1\phi} = \frac{\delta j^{in}}{\delta \Delta P_{1\phi}} \quad (2)$$

$$H_{2\phi} = \frac{\delta \Delta P_{2\phi}}{\delta j^{in}} \quad (3)$$

ここに、

$\delta\Delta P_{1\phi}$: 単相部の差圧の変動

$\delta\Delta P_{2\phi}$: 2相部の差圧の変動

である。

b) 炉心安定性の解析

炉心安定性の解析における減幅比などの計算には、次に示す要件を満たすモデルを使用する。

- 1) 反応度外乱 ($\delta\rho_{ex}$) を入力した際の炉心出力の変動に、燃料棒熱伝達モデル、炉心内熱水力モデル及び炉心外再循環モデルを経た反応度フィードバックを考慮する。
- 2) 減幅比などは次の伝達関数の計算結果に基づき求める。

$$\frac{\delta Q_{Core}}{\delta\rho_{ex}} = \frac{G_C}{1 + G_C H_f} \quad (4)$$

ここに、

$\delta\rho_{ex}$: 反応度外乱

δQ_{Core} : 炉心出力の変動

G_C : 中性子動特性を表す反応度の変動に対する炉心出力の変動の伝達関数

H_f : 炉心出力の変動に対してフィードバックされる反応度の変動を与える伝達関数。燃料棒熱伝達モデル、炉心内熱水力モデル及び炉心外再循環モデルのそれぞれの伝達関数を結合して求める。

なお、解析の実施に当たっては次の点に留意する。

- 3) 炉心安定性の解析においては、対象とする炉心内の出力分布に基づき炉心内の全ての燃料集合体を幾つかの熱水力チャンネルグループに割り当てる。熱水力チャンネルグループへの割り当ては、減幅比などの評価についての解析の信頼性を確保する上で必要十分なグループ数を設定して行う。
- 4) 炉心内熱水力モデル及び燃料棒熱伝達モデルによる計算は、熱水力チャンネルグループごとに、全てのグループにわたって実施する。

c) 領域安定性の解析

領域安定性の解析における減幅比などの計算には、次に示す要件を満たすモデルを使用する。

- 1) 空間高次モードの影響を考慮した中性子動特性モデルから算出した伝達関数を用いるが、これ以外については炉心安定性の解析と基本的に同じモデルを用いて、次の伝達関数の計算結果に基づき減幅比などを求める。

$$\frac{\delta Q_R}{\delta \rho_R} = \frac{G_R}{1 + G_R H_R} \quad (5)$$

ここに、

- $\delta \rho_R$: 空間基本モードから空間高次モードへのモード間の反応度の変動
 δQ_R : 空間高次モードの中性子束の変動
 G_R : 未臨界系の中性子動特性を表す反応度の変化に対する中性子束の変化の伝達関数
 H_R : 空間高次モードの中性子束変化に対してフィードバックされる空間基本モードから空間高次モードへのモード間の反応度の変化を与える伝達関数。燃料棒熱伝達モデル、炉心内熱水力モデル及び炉心外再循環モデルのそれぞれの伝達関数を結合して求める。

なお、解析の実施に当たっては次の点に留意する。

- 2) 領域安定性の評価においては、対象とする炉心内の空間高次モードに対応する中性子分布に基づき炉心内の全ての燃料集合体を幾つかの熱水力チャンネルグループに割り当てる。熱水力チャンネルグループへの割り当ては、減幅比などの評価についての解析の信頼性を確保する上で必要十分なグループ数を設定して行う。
- 3) 炉心内熱水力モデル及び燃料棒熱伝達モデルによる計算は、熱水力チャンネルグループごとに、全ての熱水力チャンネルグループにわたって実施する。

d) 減幅比などの計算

チャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性の減幅比などは、a)～c)のそれぞれで評価される開ループ伝達関数 GH の特性を解析することで計算する。(D.2.5 参照)

4.3.2.8 解析コードの妥当性確認

4.3.2.2～4.3.2.7 の規定に従って作成された核熱水力安定性の解析コードに対しては、実機及び実機を模擬した炉外の熱流動ループで実施された安定性試験並びに実機で確認された不安定現象との比較に基づき、その解析の妥当性を十分に確認する。

このとき、それぞれの核熱水力安定性のモードに対する妥当性確認のための比較解析において、減幅比などの解析結果が厳しい側の予測となることを要求する次のa)及びb)の規定を満足すれば、この標準の適用対象とする実機の安全性の評価において、核熱水力安定性の評価を実施するために当該の解析コードを使うことは妥当である。また、解析コード内のモデル及び相関式がc)の規定を満足すれば、それらを使うことは妥当である。(D.2.6 参照)

a) チャンネル安定性

実機のチャンネル安定性について、対象とする燃料集合体の入口流量の減幅比などを妥当に評価するために、実長の模擬燃料集合体を対象とした炉外の熱流動ループを用いた複数のチャンネル安定性試験について、解析による予測値と試験値との比較結果が次に示す判断基準を満足する。

- 1) 炉外の熱流動ループの試験条件において、解析で予測された安定限界出力が、試験で観測された安定限界出力を上回ることはない。
- 2) 模擬燃料集合体の入口流量の共振周波数について、解析による予測結果が試験結果とおおむね一致する。

b) 炉心安定性及び領域安定性

炉心安定性及び領域安定性について、対象とする炉心の中性子束の減幅比を妥当に予測するために、国内外で実施された複数の炉心安定性及び／又は領域安定性を対象としたBWR安定性試験、及び実機を模擬した炉外の熱流動ループで実施された安定性試験について、解析による予測値と試験値との比較結果が次に示す判断基準を満足する。

- 1) 減幅比が1近傍の炉心についての減幅比などの予測結果が試験結果と比較して**4.2**に規定した判断基準に照らして厳しい側となる。
- 2) 減幅比が小さく安定な領域では、少数の例外的な比較点を除き、減幅比などの予測結果が試験結果と比較して**4.2**に規定した判断基準に照らして厳しい側となる。
- 3) 共振周波数について、予測結果が試験結果とおおむね一致する。

c) 解析コード内のモデル及び相関式

解析コード内のモデル及び相関式の検証及び妥当性確認は、現象の重要度などに基づく必要度に応じて、モデルV&V^①がなされるなど信頼性が確立された3次元核熱結合の最適評価コード、時間領域の運転時の異常な過渡変化の解析コードなどの計算結果との比較などによって実施する。(D.2.6参照)

4.3.3 核熱水力安定性の解析条件

4.3.3.1 評価目的に応じた解析条件の設定

4.3.2 に要件を規定した解析コードを用いて、燃料及び炉心の基本設計及び詳細設計、並びに取替炉心の安全性の確認（以下、“**設計及び安全性確認**”という。）を目的としてBWRの核熱水力安定性の評価を実施するには、保守性を担保するため、**4.3.3.2** 及び **4.3.3.3** の内容を考慮して解析条件を設定する。(附属書E参照)

なお、それ以外の目的で核熱水力安定性の評価を実施するときには、評価の目的及び解析コードの妥当性確認結果、並びに計測データ及び想定する炉心状態などの不確かさの影響を考慮した上で、設計及び安全性確認を目的として核熱水力安定性を評価するときの解析条件の設定法を参考として解析条件を設定する。また、減幅比の計算結果が異常値ではなく、当該の解析コードの適用によって得られる正当なものであることを、種々の解析条件に対

する感度解析を実施するなどして確認することが望ましい。

4.3.3.2 保守性の担保

この標準の適用対象となるBWRの運転条件において解析の対象として想定する炉心に対して予想される原子炉出力、炉心流量、出力分布、反応度係数及び動特性パラメータなどの変動範囲を考慮し、減幅比をより大きい側に解析する解析条件（以下、“調整用解析条件”という。）を選択することで、核熱水力安定性の解析結果の保守性を担保する。

保守性を担保するに当たっては、妥当性確認結果が厳しい側の結果となることを要求する 4.3.2.8 の規定を満足しない場合には次のいずれかを実施する。

- a) 解析コード又は同コードに組み込まれたモデル及び相関式を改良し、4.3.2.8 に規定した妥当性確認を再度実施する。
- b) 4.4 の規定に従って実機の評価に当たっての安全余裕の評価の信頼性を確保する。

4.3.3.3 保守性を確保するための解析条件

核熱水力安定性の評価に当たっては、評価対象となるプラント、炉心及び燃料の個々の仕様及び／又は設計に従って解析に使用される入力パラメータを設定する。ただし、調整用解析条件、すなわち原子炉の運転点（原子炉出力と炉心流量との組合せ）、炉心の軸方向及び／又は径方向の出力分布、並びに 1 点近似された炉心の反応度係数及び動特性パラメータが一義的に定まらず時間の経過などに応じてある範囲内で変動することから、核熱水力安定性の評価目的に応じて保守的に設定するパラメータ種類の範囲が異なり、次の方針に従ってそれぞれのパラメータの調整用解析条件を設定する。

燃料及び炉心の基本設計及び詳細設計における核熱水力安定性の評価を目的とする場合には、対象とする安定性の減幅比をより大きい側に評価するために、全ての調整用解析条件に対して、個々の変動範囲の中で厳しい側の代表値又は厳しい側での包絡的な代表値を独立に設定する。一方、取替炉心の安全性の確認を目的とする場合には、評価対象の原子炉の運転状態に応じて出力分布及び空間高次モードの未臨界度は設定するものの、ほかの調整用解析条件については、厳しい側で包絡的に設定する。

続いて、これら 3 種の調整用解析条件に関する条件設定の考え方を記す。

なお、具体的な解析条件の設定例として、原子炉の基本設計段階で実施される核熱水力安定性の評価における解析上の原子炉の運転点（原子炉出力及び炉心流量）、炉心の軸方向及び径方向の出力分布、並びに炉心の反応度係数及び動特性パラメータの取扱いをD.3 に示す。

a) 原子炉の運転点

設計及び安全性確認では、原子炉が高出力かつ低流量で運転される場合に、核熱水力安定性の減幅比を大きい側に評価して発振限界に対する余裕を更に小さくするため、評価対象とする原子炉の運転点の原子炉出力を高めに設定する。（D.3.2 参照）

b) 炉心の軸方向及び径方向の出力分布

炉心の軸方向及び径方向の出力分布に対しては、設計及び安全性確認の中で、評価対象とする原子炉において想定される又は想定され得る代表的な燃料及び炉心の構成並びに運転状態に対して、減幅比を大きい側に評価する炉心の軸方向及び／又は径方向の出力分布を解析条件に設定する。(D.3.3 参照)

軸方向出力分布には、平坦な分布の方が炉心安定性の減幅比を大きい側に評価すること、一方下部ピークの方がチャンネル安定性及び領域安定性の減幅比を大きい側に評価することから、燃料及び炉心の基本設計及び詳細設計では、評価対象の炉心で経験すると予想される軸方向出力分布の範囲を含む包絡的な分布群の中から、核熱水力安定性の種類に応じてその減幅比を大きい側に評価する包絡的な軸方向出力分布を選択して設定する。一方、取替炉心の安全性の確認では、評価対象となる原子炉の運転状態に応じた軸方向の出力分布を設定する。

径方向出力分布には、チャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性のいずれの解析においても、その出力ピーキングが大きく、かつ高出力燃料集合体の数が増加するほどそれぞれの安定性における減幅比を大きい側に解析することから、燃料及び炉心の基本設計及び詳細設計では、評価対象の炉心で経験すると予想される径方向出力分布の範囲を含む包絡的な分布群の中から減幅比を大きい側に解析する包絡条件に当たる径方向出力分布を選択して設定する。さらに、炉心内の燃料集合体を複数の熱水力チャンネルグループに分割して取り扱う場合には、径方向出力分布の影響を含む燃料集合体ごとの 2 相流の熱水力状態の相違に起因する不確かさが十分に小さくなるように十分な数及び構成の熱水力チャンネルグループに分割する。一方、取替炉心の安全性の確認では、評価対象となる原子炉の運転状態に応じた径方向の出力分布を設定する。また、このときの熱水力チャンネルグループは、燃料及び炉心の基本設計及び詳細設計と同様な方針に従って分割する。

c) 炉心の反応度係数及び動特性パラメータ

1 点で近似した炉心の中性子動特性に大きな影響を及ぼす反応度係数としてのボイド反応度係数及びドブプラ反応度係数、並びに動特性パラメータとして整理される実効遅発中性子割合及び中性子寿命は、これらの中で核熱結合安定性に支配的な影響を及ぼすボイド反応度係数を独立なパラメータとして取り扱い、次のように設定する。(D.3.4 参照)

ボイド反応度フィードバックの絶対値が大きいほど核熱水力安定性の減幅比が大きい側になることから、設計及び安全性確認では、評価対象とする原子炉が経験すると想定される代表的な炉心状態群の中から、ボイド反応度係数の絶対値が大きくなると同時に実効遅発中性子割合が小さくなる炉心状態を想定し、合わせて当該の炉心状態におけるほかの反応度係数及び動特性パラメータの値を評価してそれぞれを入力値として設定する。

なお、領域安定性の解析においては、炉心の空間高次モードの未臨界度が減少するほどそ

の減幅比が大きい側となることから、燃料及び炉心の基本設計及び詳細設計では、評価の対象とする原子炉が経験する炉心状態の範囲を含む包絡的な炉心状態群の中から、ボイド反応度などの評価とは独立に、包絡的な空間高次モードの未臨界度を選択して設定する。一方、取替炉心の安全性の確認では、評価対象となる原子炉の運転状態に応じた空間高次モードの未臨界度を設定する。

4.4 核熱水力安定性の評価手法の実機への適用上の留意点

BWR の出力運転を対象とした設計及び安全性確認において、チャンネル安定性、炉心安定性及び／又は領域安定性を評価する場合に、4.2 記載の判断基準及び 4.3 記載の解析手法を適用するに当たっては、次の点に留意する。

- a) 4.3.2.8 に規定した妥当性確認規定に従って実施した妥当性確認結果において、減幅比が比較的大きな領域（以下、“**上側減幅比領域**”という。）で非保守側の結果が得られた場合には、設計及び安全性確認における減幅比の解析結果に対してその非保守側の度合い、すなわちその偏差の絶対値に応じて解析結果の減幅比を増加させることで保守的な減幅比とすることで安全余裕を厳しい側に評価してその信頼性を確保する。ただし、上側減幅比領域より減幅比が小さな領域において、妥当性確認結果が非保守側の結果となり、かつその偏差の絶対値を当該の実機又は実機相当の試験の減幅比に加えた値が 1 を超える場合には、非保守側の度合いに応じた一定の減幅比の増分を設計及び安全性確認における減幅比の評価結果に対して加えることで安全余裕を厳しい側に評価してその信頼性を高める。
- b) ここでいう上側減幅比領域とは、実機又は実機相当の試験における減幅比の評価結果が 0.8 を超える領域をいう。
- c) また、非保守側の度合い、すなわち偏差の絶対値に応じた減幅比の増加とは、炉外の熱流動ループ又は実機での試験の結果に対する非保守側の予測結果の偏差を相対比として表した上で、非保守側となった一部の妥当性確認結果のそれぞれの偏差の包絡値を減幅比に上乗せするなどして定量的に反映することをいう。
- d) このとき、非保守側となった結果が炉外の熱流動ループの試験データに基づく場合には、必要に応じて、試験のスケールアップ性能の評価を実施し、実機の核熱水力安定性の減幅比の解析値への影響を検討し、検討結果に従って減幅比の解析結果を厳しい側に変更して安全余裕を適正化することが望ましい。

附属書 A

(参考)

核熱水力安定性の評価手法を用いた安定性評価

序文

この附属書は、**箇条 4** において記載した核熱水力安定性の評価手法を用いて、国内の BWR の代表的な運転状態を対象に実施した減幅比の解析例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。

A.1 代表的な運転状態

国内の BWR は、選択制御棒挿入機構を設け、低い炉心流量かつ高い原子炉出力の領域に入った場合、原子炉出力を抑制することによって、安定性の余裕を確保する設計が図られており、炉心、燃料及びその関連設備の設計時にこの標準に定める手法を用いて運転範囲を決定している。

図 A.1～図 A.4 に、MOX 燃料を装荷した炉心を含む代表的なプラントの運転特性図を示す。

BWR-4 及び BWR-5 では、設計流量制御曲線、安定性制限曲線、冷却材再循環ポンプ最低速度曲線、最小出力曲線又はキャビテーション制限曲線、冷却材再循環ポンプ定速度曲線（高流量側）及び定格炉心熱出力一定ライン、これらの線で囲まれた範囲、並びに自然循環曲線の一部を運転範囲としている。

ABWR は、設計流量制御曲線、冷却材再循環ポンプ最低速度曲線、気水分離器制限曲線、冷却材再循環ポンプ定速度曲線（高流量側）及び定格炉心熱出力一定ライン、並びにこれらの線で囲まれた範囲を運転範囲としている。

この附属書では、各プラントにおいて発振限界に対して安定性の余裕が最も小さくなる運転状態を選定して減幅比評価を実施している。

なお、解析に用いる原子炉出力は、運転範囲の原子炉出力の上限に対して過出力を考慮した点（各図に●で示す。）を用いている。（**D.3.2** 参照）

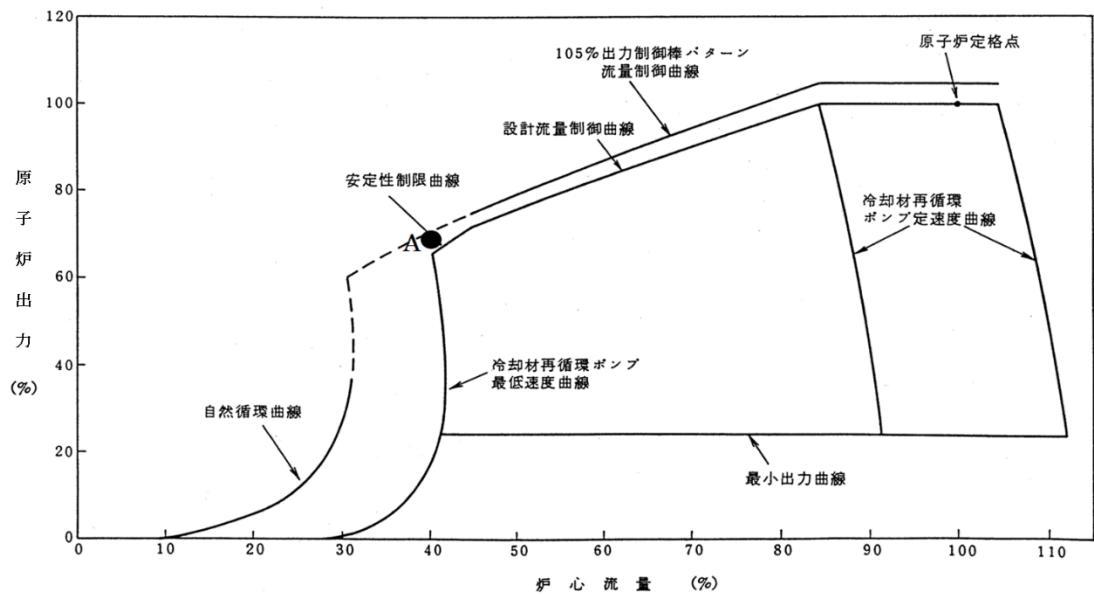


図 A.1 BWR-4 の運転特性図 (ウラン燃料炉心の例) (2)

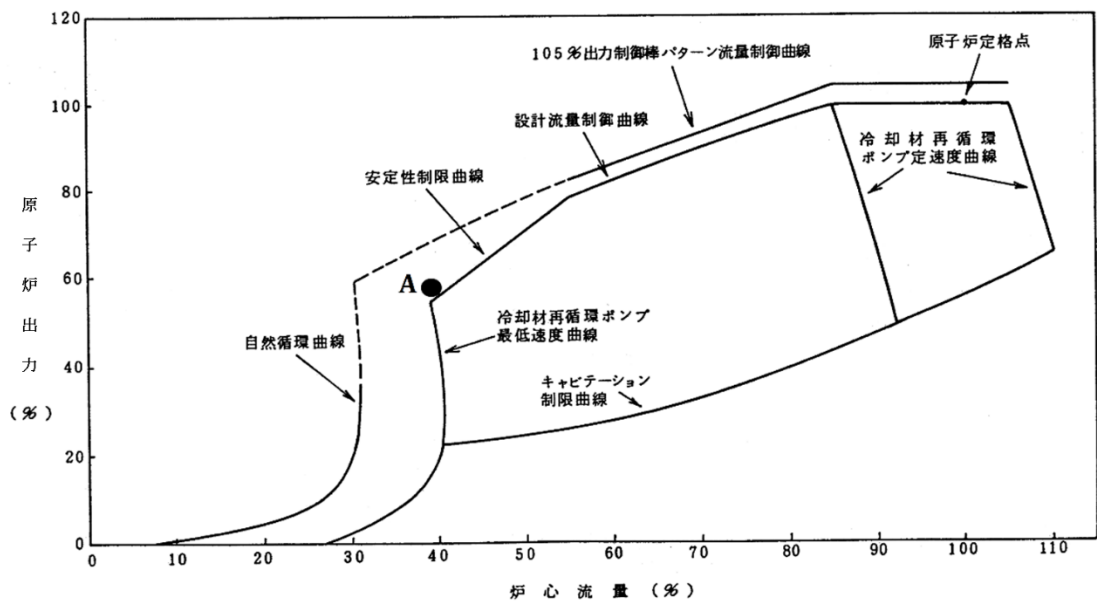


図 A.2 BWR-5 の運転特性図 (ウラン燃料炉心及び 1/3 MOX 燃料炉心の例) (3)

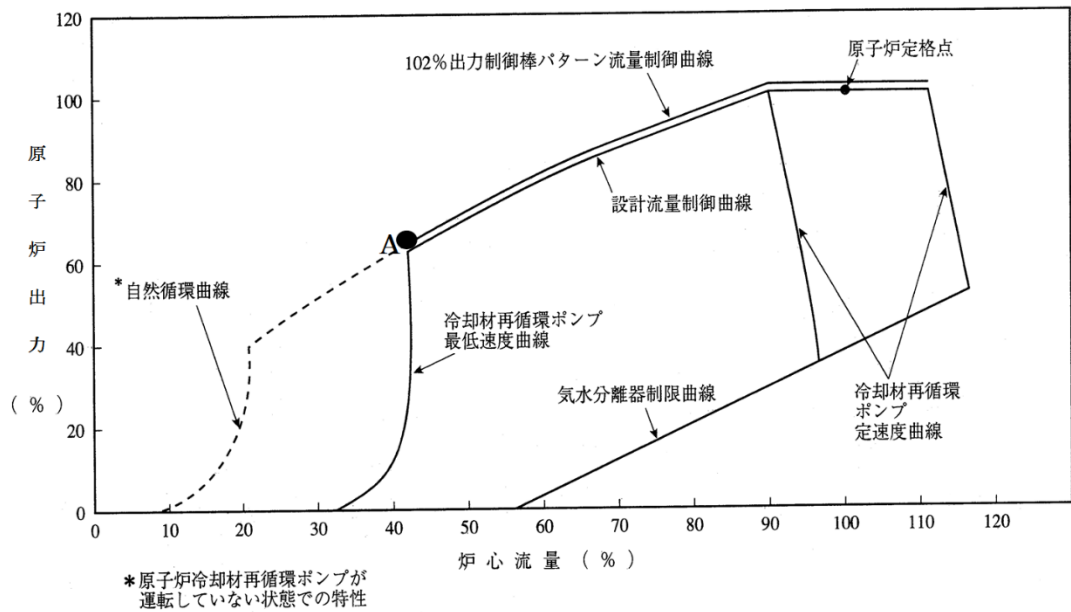


図 A.3 ABWR の運転特性図（ウラン燃料炉心の例）(4)

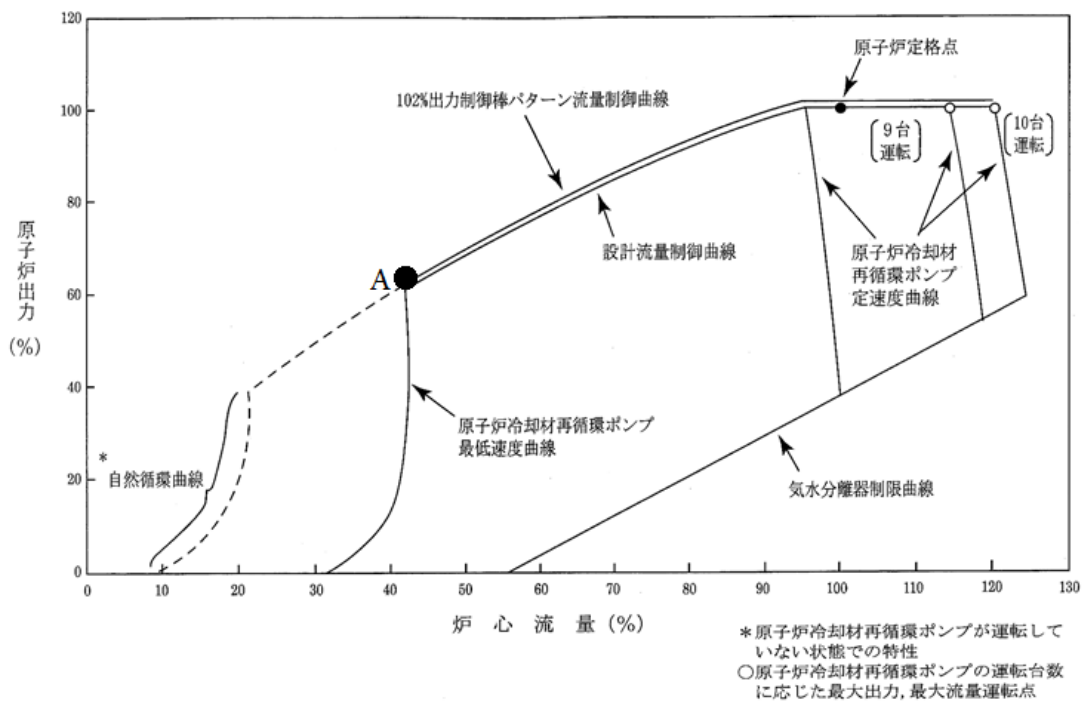


図 A.4 ABWR の運転特性図（全 MOX 燃料炉心の例）(5)

A.2 安定性評価結果

国内で実績のある BWR (BWR-2～ABWR) では、高燃焼度 8×8 燃料、9×9 燃料 (A 型)、9×9 燃料 (B 型) 及び MOX 燃料が装荷されてきた。

表 A.1 に、各プラントの型式及び燃料・炉心の構成に対して、**4.3.3** に規定する解析条件の設定法に従って解析条件を定め、**4.3.2** に規定する核熱水力安定性の解析コードを用いて評価された核熱水力安定性の減幅比 (チャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性) の最大値の概数を示す。各減幅比は、判断基準 (1 未満) に対して、約 0.2 以上の余裕を有している。

表 A.2 には、代表プラントについて、設計の具体例と核熱水力安定性の減幅比の関係を示す。また、**表 A.3** にプラント型式と国内の BWR の対応を示す。

表 A.1 国内の BWR の型式及び燃料・炉心の構成と核熱水力安定性の減幅比の最大値との関係⁽⁶⁾

プラント型式	燃料・炉心の構成	核熱水力安定性の減幅比 (X～Y : X 以上 Y 未満を表す)
BWR-2	ウラン燃料炉心 (9×9 燃料)	チャンネル : 0.2 ～ 0.3
		炉 心 : 0.7 ～ 0.8
		領 域 : 0.4 ～ 0.5
BWR-3	同 上	チャンネル : 0.4 ～ 0.8
		炉 心 : 0.7 ～ 0.8
		領 域 : 0.4 ～ 0.6
BWR-4	ウラン燃料炉心 (9×9 燃料)	チャンネル : 0.3 ～ 0.7
		炉 心 : 0.5 ～ 0.8
		領 域 : 0.3 ～ 0.6
	1/3 MOX 燃料炉心 (MOX …8×8 燃料) (ウラン …9×9 燃料)	チャンネル : 0.3 ～ 0.7
		炉 心 : 0.7 ～ 0.8
		領 域 : 0.6 ～ 0.7
BWR-5	ウラン燃料炉心 (9×9 燃料)	チャンネル : 0.3 ～ 0.8
		炉 心 : 0.5 ～ 0.8
		領 域 : 0.3 ～ 0.8
	1/3 MOX 燃料炉心 (MOX …8×8 燃料) (ウラン …9×9 燃料)	チャンネル : 0.4 ～ 0.7
		炉 心 : 0.6 ～ 0.7
		領 域 : 0.6 ～ 0.8
ABWR	ウラン燃料炉心 (9×9 燃料)	チャンネル : 0.2 ～ 0.5
		炉 心 : 0.3 ～ 0.5
		領 域 : 0.2 ～ 0.4
	全 MOX 燃料炉心 (8×8 燃料)	チャンネル : 0.3 ～ 0.4
		炉 心 : 0.6 ～ 0.7
		領 域 : 0.5 ～ 0.6

表 A.2 BWR 炉心・燃料設計の具体例と核熱水力安定性の減幅比との関係⁽⁶⁾

プラント	BWR-4 の例 (ウラン燃料炉心)	BWR-5 の例 1 (ウラン燃料炉心)	BWR-5 の例 2 (1/3MOX 炉心)	ABWR の例 1 (ウラン燃料炉心)	ABWR の例 2 (全 MOX 炉心)
定格熱出力(MWt)	2381	3293	同左	3926	同左
定格炉心流量(kg/s)	9.25×10^3	13.41×10^3	同左	14.50×10^3	同左
原子炉圧力 (MPa)[abs]	7.03	7.03	同左	7.17	同左
炉心入口サブクーリング (kJ/kg)	59.5	48.1	同左	54.2	同左
炉心等価直径(m)	4.03	4.75	同左	5.16	同左
炉心有効高さ(m)	3.71	同左	同左	同左	同左
燃料集合体数	548	764	同左	872	同左
チャンネルボックス内幅 (mm)	134	132	同左	134	同左
燃料格子形状 * (ウォータロッド本数)	9×9 (太径 2)	9×9 (角管 1)	MOX : 8×8 (太径 1) ウラン : 9×9 (角管 1)	9×9 (太径 2)	8×8 (太径 1)
燃料棒外径 *(cm)	1.12	1.10	MOX : 1.23 ウラン : 1.10	1.12	1.23
実効遅発中性子割合	0.0053	同左	0.0049	0.0053	0.0043
中性子寿命 (μ s)	43	同左	36	43	26
減速材ボイド係数 ** ($\Delta k/k/\%$ void)	-9.8×10^{-4}	-7.5×10^{-4}	-8.8×10^{-4}	-7.8×10^{-4}	-9.6×10^{-4}
空間高次モードの 未臨界度	0.0053	0.00371	0.00371	0.00371	0.00371
再循環系 (台数)	ジェットポンプ (20)	同左	同左	インターナル ポンプ(10)	同左
発振限界に対して安 定性の余裕が最も小 さくなる運転状態	最低ポンプ速度 最大出力運転時 68%P / 41%F (図 A.1 点 A)	同左 57%P / 39%F (図 A.2 点 A)	同左 同左 (同左)	同左 65%P / 42%F (図 A.3 点 A)	同左 62%P / 42%F (図 A.4 点 A)
チャンネル安定性 減幅比	0.37	0.68	MOX : 0.58 ウラン : 0.68	0.29	0.34
炉心安定性 減幅比	0.62	0.50	0.66	0.38	0.68
領域安定性 減幅比	0.46	0.61	0.71	0.28	0.55
判断基準	減幅比 < 1				

X%P / Y%F : X%炉心出力 / Y%炉心流量

* 燃料形状は、同じ格子数であっても、燃料加工事業者によって異なる設計が採用されている。

** 平衡サイクル末期での値 (40%ボイド率時の値) を代表値として記載した。

表 A.3 プラントの型式と国内の BWR との対応 (2018 年 10 月現在)

プラント型式	国内の BWR*
BWR-2	敦賀発電所 1 号機
BWR-3	福島第一原子力発電所 1 号機 島根原子力発電所 1 号機
BWR-4	浜岡原子力発電所 1 号機, 2 号機 福島第一原子力発電所 2 号機, 3 号機, 4 号機, 5 号機 女川原子力発電所 1 号機
BWR-5	東海第二発電所 福島第一原子力発電所 6 号機 福島第二原子力発電所 1 号機, 2 号機, 3 号機, 4 号機 柏崎刈羽原子力発電所 1 号機, 2 号機, 3 号機, 4 号機, 5 号機 浜岡原子力発電所 3 号機, 4 号機 女川原子力発電所 2 号機, 3 号機 志賀原子力発電所 1 号機 島根原子力発電所 2 号機 東北電力 東通原子力発電所 1 号機
ABWR	柏崎刈羽原子力発電所 6 号機, 7 号機 浜岡原子力発電所 5 号機 志賀原子力発電所 2 号機 島根原子力発電所 3 号機 大間原子力発電所 東京電力ホールディングス 東通原子力発電所 1 号機

* 既存炉 (建設中及び廃止又は廃止中を含む)

附属書 B

(参考)

炉心及び燃料の安全設計に適用する場合の考え方

序文

この附属書は、この標準を安全設計に適用する場合の考え方として、“実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会決定）”（以下、“**設置許可基準規則**”という。）における核熱水力安定性に関する要求事項及びチャンネル安定性の評価の必要性を示すものである。

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。

B.1 設置許可基準規則及びその解釈との関係

設置許可基準規則の第 15 条には核熱水力安定性に関する次の事項が挙げられている。また、設置許可基準規則の他の箇所に核熱水力安定性に関連する規定はない。

a) 設置許可基準規則第 15 条（炉心等）

第 15 条第 1 項

設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。

b) 設置許可基準規則第 15 条（炉心等）の解釈

第 15 条第 1 項

第 1 項に規定する“原子炉固有の出力抑制特性を有する”とは、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料の損傷を防止又は緩和するため、ドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数、圧力係数等を総合した反応度フィードバックが、急速な固有の出力抑制効果を持つことを意味する。

第 15 条第 2 項

第 1 項に規定する“反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する”とは、出力振動が発生した場合にあってもそれを容易に制御できることを含む。ここで、“容易に制御できる”とは、燃料の許容損傷限界を超える状態に至らないよう十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得ることを意味する。

“設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有する”とは、第 15 条（炉心等）の解釈にあるように、“予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料の損傷を防止又は緩和するため”，炉心が“急速な固有の出力抑制効果を持つ”ことを指している。すなわち、原子炉を設計する上で過渡変化時の出力上昇に対して、十分な

負の反応度フィードバックがあることを要求しているものであり、そもそも核熱水力的な不安定現象は負の反応度フィードバック効果に起因し、固有の出力抑制特性をもつことによって発生する現象であるため、その主旨から考えれば、この記述は核熱水力安定性に関する直接的な要求ではない。

一方、“反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する”とは、安定性に関する規則上の直接的な要求として、解釈にあるように、“出力振動が発生した場合”でも“燃料の許容損傷限界を超える状態に至らない”ように、“十分な減衰特性を持つこと”又は“出力振動を制御し得ること”を求めている。

設置許可基準規則第 15 条によって要求されるこれらの事項を整理すると、核熱水力安定性に対する要求は、“燃料の許容損傷限界を超える状態に至らない”ように“反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有すること”である。この要求に対して、炉心のみならず反応度制御系、原子炉核計装系及び必要な安全保護系と併せて機能する設計とし、さらに、選択制御棒の挿入機構及び／又は核熱水力安定性に対する運転上の制限曲線を設けることで低い炉心流量かつ高い原子炉出力の領域での運転を制限することによって核熱水力安定性の余裕を確保しており、出力振動に対して十分な減衰特性をもつ設計としている。また、たとえ出力振動が生じて、LPRM などの原子炉の核計装系で出力分布を監視し、SAFDL を超えないように反応度制御系によって調整することができる設計としている。

この標準では、4.2 に規定したようにチャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性に関して減幅比が 1 より小さいこと、又はそれぞれの減衰係数の値が 0 より大きいこと、また、4.4 に規定した実機への適用上の留意点に従った上で、4.3.2 に規定した解析コード及び 4.3.3 に規定した解析条件を使用することで評価結果の保守性を担保することを要求している。したがって、それらが満足されれば核熱水力安定性の観点から炉心が“十分な減衰特性”をもつことになる。

なお、設置許可基準規則は次のように“燃料の許容損傷限界”を定義している。

c) 設置許可基準規則第 2 条（定義）

第 2 条（定義）第 2 項第 25 号

“燃料要素の許容損傷限界”とは、燃料被覆材の損傷の程度であって、安全設計上許容される範囲内で、かつ、発電用原子炉を安全に運転することができる限界をいう。

d) 設置許可基準規則第 2 条（定義）の解釈

第 2 条第 4 項

第 2 項第 25 号に規定する“発電用原子炉を安全に運転することができる限界”とは、発電用原子炉の設計と関連して、燃料体の損傷が安全上許容される程度であり、かつ、継続して発電用原子炉を運転することができる限界をいう。ここで、“継続して発電用原子炉を運転することができる”とは、必ずしもそのままの状態から発電用原子炉を運転する

ことを意味するものではなく、故障箇所の修理及び必要な場合における燃料の検査・交換を行った後に運転を再開することを含む。

e) 設置許可基準規則第 15 条（炉心等）の解釈

第 15 条第 3 項

第 2 項について、燃料の許容損傷限界の設定は、燃料ペレットの最高温度、燃料被覆管の最高温度、最大熱流束、最小限界熱流束比、最小限界出力比、燃料ペレットの最大エンタルピ、燃料被覆管の最大変形量及び最大線出力密度(BWR)が判断の基礎となる。

B.2 チャンネル安定性の取扱い及び評価の位置付け

チャンネル安定性は、燃料集合体の外周部を取り囲むチャンネルボックスの内側を流れる冷却材中に存在する沸騰蒸気泡が上部へ移動する効果と、ボイド率の増減に伴って生じる 2 相部の圧損変化が燃料集合体の入口流量にフィードバックされる効果とによって生じる、いわゆる密度波振動と呼ばれる現象に関係した流動の安定性であり、出力及び上下のプレナム間の差圧が一定の条件の下に、純粋な熱水力的挙動の安定度を評価するものである。

国内の BWR 用の燃料は、導入当初の 7×7 燃料から現在の 9×9 燃料に至るまで種々の改良が加えられ、高燃焼度化及び経済性向上を目指して発展してきているが、燃料設計に当たっては異なる燃料との熱水力的な共存性を確保することが重要である。

異なる設計の燃料の間の熱水力的な共存性のうち特に重要なものの一つに圧損特性があり、同一の炉心内にある燃料集合体間でそれぞれの全圧損が異なる場合、全圧損の大きな集合体の冷却材流量は相対的に減少し、必要な流量が確保できなくなるおそれがある。そのため、同一の炉心内に装荷される燃料集合体は、異なる設計の燃料の間で全圧損がほぼ等しくなるように設計されている。さらに、チャンネル安定性は単相部の圧損と 2 相部の圧損との比に大きく影響を受けるため、燃料設計の段階でチャンネル安定性を評価し、燃料集合体の圧損特性を確認しておくことが重要である。

また、炉心安定性及び領域安定性には炉心全体の熱水力的な挙動が大きく影響するが、チャンネル安定性はその重要な一部をなすものであるため、燃料及び炉心の設計段階で炉心安定性及び領域安定性に加えて燃料集合体のチャンネル安定性を評価することによって、炉心の構成要素ごとの安定性を確認し、システム全体も安定であることを確認することが重要である。

さらに、過去にはチャンネル安定性が不安定になったことに起因する炉心内の局所における出力振動が発生した例もあるため、このような局所における出力振動の発生を抑制する観点からも、燃料及び炉心の基本設計の段階でチャンネル安定性を確認することが必要である。

炉心内の局所における出力振動の発生を抑制するためには、炉心に装荷された燃料集合体の種類ごとにチャンネル安定性の減幅比が最も大きい側になると想定される最も出力の

高い燃料集合体について、本来ならその熱水力的挙動と核的フィードバックとの結合を取り扱う安定性の評価が必要となる。しかし、別途実施する炉心安定性及び領域安定性に係る核熱結合安定性の評価と合わせることで、次の **a)** 及び **b)** を考慮すると、熱水力的挙動のみのチャンネル安定性を評価して炉心内の局所における安定性を確認することは妥当と判断することができる。

- a)** 単一の燃料集合体のみで密度波振動が生じる場合の核的なフィードバック効果は十分小さい。この結果、冷却材の流速が相違するために共振周波数の異なる隣接燃料集合体に波及しにくいことから、当該燃料集合体のみを対象とした熱水力的な挙動を評価することで十分である。
- b)** 仮に隣接燃料集合体も同期して振動が空間的に成長する場合には核的なフィードバック効果が徐々に大きくなり、最終的には炉心安定性又は領域安定性のどちらかの安定性の問題となると考えられるため、別途実施する核熱結合安定性の評価結果を用いることができる。

公開審査用

附属書 C

(参考)

運転上の設計基準の取扱いに関する考え方

序文

この附属書は、この標準と BWR の運転上の設計基準との関係を示すものである。
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。

C.1 運転上の設計基準について

これまでの国内 BWR の設置許可申請における核熱水力安定性に対する審査上の評価基準の一つである“限界基準”には、次に示すように、4.2 核熱水力安定性の判断基準に規定した基準と同じ基準が採用されている。

- a) チャンネル安定性 減幅比(X_2/X_0) <1 : 減衰係数(ζ_n) >0
- b) 炉心安定性 減幅比(X_2/X_0) <1 : 減衰係数(ζ_n) >0
- c) 領域安定性 減幅比(X_2/X_0) <1 : 減衰係数(ζ_n) >0

また、これらの“限界基準”以外にも核熱水力安定性に対する評価基準として、次に示す“運転上の設計基準”がプラント安定性に係る付加的な要件として適用されている。

- d) 炉心安定性 減幅比(X_2/X_0) ≤ 0.25 : 減衰係数(ζ_n) ≥ 0.22

ここで、“運転上の設計基準”は、プラント安定性を確保するために、プラント制御系による制御に対する応答に対して適用される基準である。例えば、流量制御のみによる出力制御運転、負荷追従運転などにも適用できる基準であり、自動及び目標流量制御範囲内の運転に適用される。負荷追従運転としては、原子炉は再循環流量が主蒸気圧力と負荷要求信号の偏差に応じて自動で変動するモード（自動運転モード）で運転することを想定している。

C.2 運転上の設計基準の取扱いの説明

4.3.2 に規定した解析コードを使用し、4.3.2.8 の妥当性確認規定に従って実機の核熱水力安定性の評価に適した試験結果を対象に保守側の厳しい結果となることを確認した上で、4.3.3 に規定した解析条件に対する保守性の担保要件に従った解析条件を課し、さらに必要に応じて 4.4 に規定した非保守側の結果に対する偏差分の絶対値に応じた増分を減幅比に加えることによって解析結果が十分な保守性をもつようにすることで、出力運転時において原子炉の発振限界に対する余裕が最も小さくなる運転状態（通常、最低ポンプ速度最大出力運転時）に対してチャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性の全ての核熱水力安定性の減幅比が 1 より小さいことが確認できれば、当該の炉心は、これより炉心流量の大きな運転領域内の全ての原子炉出力及び炉心流量が整定している状態の運転点において、不安定になることはない。

一方、運転上の設計基準が対象とするプラントレベルの何らかの外乱に対してプラント

制御系が安定に制御できることの確認に当たって、再循環流量に何らかの外乱が入ったとき、例えば、再循環流量制御系の設定点変更のように炉心流量を有意な幅で変動させたときには、核熱水力安定性の面でも十分な固有の安定性をもつことが要求されている。

ここで、BWR の炉心部では、核分裂による熱エネルギーが発生し、流入した冷却材は加熱されて相変化を伴って流出し、また、燃料集合体ごとに分離された流路内の 2 相流挙動は中性子束によって拡散結合されている。このように、炉心部全体として弱結合の並行多チャンネルからなる散逸系⁽⁷⁾⁽⁸⁾としての特徴をもつ。核熱水力不安定とは、燃料集合体ごとの冷却材の流入・流出挙動に関する 2 相熱流動の非線形な振動系が拡散結合を介して自己組織化⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾、すなわち振動数の同期がなされ、中性子束の空間基本モード、周方向 1 次モードなどの下で振動する空間的に大域的な構造が創発された状態を指すものと理解することができる。

核熱水力安定性が問題となる出力ー流量マップ上の領域は、このような自己組織化が生じる臨界条件、すなわち安定境界の近傍の状態をとる領域である。このとき、いわゆる核熱水力不安定とは、自己組織化を前提として、出力などの状態量がリミットサイクルを構成することをいう。このとき、線形安定性解析で得られる 1 より大きい減幅比は、リミットサイクルが発現するための十分条件であるため⁽¹¹⁾⁽¹²⁾、この意味で減幅比を核熱水力安定性の評価パラメータとして活用するのがよい。すなわち、炉物理における増倍係数が 1 以上と 1 未満で大きく異なるように、核熱水力安定性も安定状態と不安定状態では大きく異なるものである。ただし、減幅比が 1 より小さい領域でも、運転上の設計基準で想定しているプラントレベルの外乱抑制に限っては、炉心の条件によっては大きな振幅の外乱が印加されたときに安定でないリミットサイクルのアトラクタに分岐する可能性がある点に留意が必要である⁽¹³⁾⁽¹⁴⁾。

いずれにしても、個々の燃料集合体で異なる 2 相熱流動振動の振幅及び周期（又は位相）が、特定のリミットサイクルのアトラクタに漸近するまでに成長して核熱水力不安定が生じるためには、中性子束による拡散結合の下で、個々の燃料集合体内で独立に生じる揺らぎレベルの核的及び熱水力的な諸現象の同期を経て燃料集合体間の振動数の同期に至るまでに要する期間を含め、少なくとも複数回、実際には拡散結合が弱結合であることと相まって数十から数百回の予備振動が必要となる。このような予備振動の存在は、制御棒系の過渡に起因する核熱水力不安定現象、すなわち、炉心内の局所の制御棒が引き抜かれることによって局所に大きな中性子束の変化が生じることで、揺らぎレベルも含めて拡散結合による同期が生じやすくなるために予備振動の期間がより短くなると想定される現象においても、最適評価コードによる時間領域の解析結果の中で確認されている⁽¹⁴⁾エラー! 参照元が見つかりません。同期現象の存在はいわゆる自励振動と呼ばれる振動に共通する特徴⁽¹⁶⁾⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾⁽¹⁹⁾⁽²⁰⁾であるが、例えば、再循環流量設定点変更のように、炉心流量が燃料集合体によらずに炉心全体で一体的で、かつ、有意な幅で上記の振動周期より長い時間幅で一方向に変化するときには、状態変化の方向が一方向であるため、個々の燃料集合体内の揺らぎレベルの諸現象が燃料集合

体間で結合せずに独立した状態のまま維持されることから、自励振動の発生はおろか、仮に振動が発生してもその振動を同期させることもできない。これは、何らかの外乱が入り、それを抑制するように再循環流量制御系が動作するときには、再循環流量設定点変更と同様に有意な幅の再循環流量の変化が生じるため、これが相応に整定するまでは、炉心不安定などの核熱水力的な不安定が励起されないことを意味する。

一方で、負荷追従運転を含む運転状態に対して、プラント全体の運転特性を良好に保つために、制御特性の観点から、原子炉と再循環流量制御系等の各種制御系を含むプラント全体で構成されるフィードバック系が安定に出力制御することを確認している。

そもそも、再循環流量制御系が自動運転モードとなる領域内で再循環流量制御系による炉心流量の制御に関連して要求されるプラント安定性に係る減幅比 ≤ 0.25 との判断基準は、インパルス応答の制御性だけでなく、ステップ応答のオーバシュートを過大にしない範囲で制御対象の応答性を良好に保つとの背反する要求をバランスさせた減幅比が経験的に0.25であったことに由来する⁽²¹⁾。したがって、各種制御系を含むプラント全体で構成されるフィードバック系の減衰特性に要求される減幅比を、定常又は準静的な過程における自励的な振動であるためにステップ応答の生じない過程である炉心安定性などの核熱水力安定性に対してそのまま要求できるものではない。各種制御系を含むプラント全体で構成されるフィードバック系が安定に出力制御することを確認していること、さらに、この標準を用いて炉心の核熱水力安定性が確認されれば当該の炉心は安定であることが確認できることから、この標準では核熱水力安定性に係る要求事項として、チャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性に対して“運転上の設計基準”を考慮する必要はないと結論する。

附属書 D
(参考)
核熱水力安定性の解析手法

序文

この附属書は、**4.3**において記載した核熱水力安定性の解析手法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 核熱水力安定性の解析モデル

D.1.1 解析モデルの構成

BWR の炉心において安定性に影響を与える要因は、反応度フィードバックによる核的要因及び沸騰 2 相流の挙動に関する熱水力的要因の二つがあり、相互に干渉するものである。それぞれの要因に対応して、炉心出力から燃料温度、熱流束、ボイド率及び反応度を経て炉心出力へ戻る核的なフィードバックループと圧力損失から冷却材流量を経て圧力損失に戻る熱水力的なフィードバックループとが構成される。

チャンネル安定性は熱水力的な要因に支配される安定性であり、熱水力的なフィードバックループを介して燃料集合体の流量を始めとする冷却材内の 2 相流状態が振動する現象を対象とする。このことから、チャンネル安定性を評価するために、このような現象に適した炉心内熱水力モデルを適用することを **4.3**に規定している。一方、炉心安定性及び領域安定性は、熱水力的なフィードバックループと核的なフィードバックループとが結合して炉心の中性子束などを振動させる現象を対象とする。このことから、炉心安定性及び領域安定性を評価するために、**図 D.1**に示すように炉心内熱水力モデルに加え、核的なフィードバックループを表すため中性子動特性モデル、燃料棒熱伝達モデル及び炉心外再循環モデルを用いることを **4.3**に規定している。これらのモデルは関係する時々刻々のパラメータの計算値のやり取りを通して相互に結合されて、炉心安定性及び／又は領域安定性を評価するための全体のモデルを構成する。

D.1.2 炉心内熱水力モデル

BWR の燃料集合体は垂直な加熱流路を形成しており、下部から流入した冷却材は同流路内で沸騰を開始し、上部に行くほどボイド率が高まる軸方向ボイド率分布の沸騰 2 相流となる。このような沸騰 2 相流では、入口部の流量が増大してから上部の流量が増大するまでに遅れがある。上部では沸騰によって高いボイド率に至っており、冷却材の流速が速いことと相まって、流量の増加に応じて流動抵抗が増大する。この結果、入口から出口までの圧力損失が一定の条件の下では入口部の流量が低下することとなる。この過程で、上部の流量は、流量が増加するときと同じように、遅れて低下する。このとき、上部の 2 相流部の抵抗があ

る程度より大きい場合には、熱水力的なフィードバックによる流量変動が 1 周期前の流量変動より大きくなり、チャンネル内の熱水力状態が不安定化する。

このような入口流量の変動が上部の 2 相流部に時間遅れを伴って伝わる特性を適切に評価するためには、炉心内熱水力モデルにおいて、冷却材の流路に沿って生じる非沸騰領域、サブクール沸騰領域及び飽和沸騰領域の 3 領域のそれぞれの過渡的な変化に適用できる非均質・非平衡の保存式、例えば 2 流体モデル、ドリフトフラックスモデルなどを定式化することが重要である。また、核熱水力安定性の評価に当たっては、燃料集合体内の断面平均の軸方向 1 次元の比較的緩やかな変化の熱水力挙動を取り扱えば十分であることから、燃料集合体内の平均的な燃料棒及び流れを軸方向 1 次元で定式化した質量、運動量及びエネルギーに対する一連の偏微分方程式からなる保存式のセットを用いる。この軸方向の 1 次元保存式のセットに対しては、核熱水力安定性に関わる時間的及び空間的な変化を取り扱うことのできる平均化がなされたマクロ的な基礎式を用いる。例えば、TRAC 系の解析コードの 1 次元の基礎式と同等な基礎式、又は TRAC 系の基礎式の導出時の方法に準じた空間次元の取扱い、時空間平均のスケールの選定及び空間縮約の方法が用いられた基礎式であれば、周波数領域の核熱水力安定性の模擬に必要にして十分である。

このような 1 次元の保存式に対して、保存式に適合した信頼性の高い相関式を組み込むことが重要である。

また、核熱水力安定性の評価に当たって特に重要となる圧力損失を適切に計算するための熱水力モデルの要件として 4.3.2.3 の b) 及び c) を規定しており、具体的には次の仕様の公知かつ信頼性の実証された相関式が挙げられる。(D.2.6 参照)

- ・ 单相流の摩擦係数及び局所圧損係数、並びに 2 相流に対する摩擦圧損及び局所圧損の増倍係数を偏りなく計算できること、又は偏りがある場合にはその偏りの傾向を把握できること
- ・ 加速圧損及び位置圧損を取り扱えること
- ・ ボイド率の評価に重要な気液間の流速差を評価するための、界面せん断応力モデル、ドリフトフラックスモデルなどを有し、想定される全ての 2 相流の流動様式に適用できること
- ・ サブクール沸騰の開始条件及び壁面から気液へのエネルギー配分を評価できること

なお、炉心安定性及び領域安定性に関わる事象を解析する場合においても、次の 2 点を除けば、熱水力モデルとしての要件はチャンネル安定性と同一である。

- ・ チャンネル安定性における燃料集合体レベルの取扱いが炉心全体に広がり、多数の燃料集合体を取り扱えるモデル上の工夫又は取扱いが必要となること
- ・ 燃料棒からの熱流束の過渡的な変化の取扱いが必要となること

D.1.3 燃料棒熱伝達モデル

燃料棒熱伝達モデルは、非均質媒質中の熱伝導における時定数の効果を扱えるように、図

D.2 に示すような径方向 1 次元の体系を対象として、燃料ペレット及び燃料被覆管に対する熱伝導、並びにギャップ部及び燃料被覆管と冷却材との間の熱伝達を個々に取り扱うことのできる非定常熱伝達モデルを使用する。このとき、核熱水力安定性では、リウエット、クエンチなどの軸方向に急峻な温度変化及び熱伝導が生じる現象、及び流路閉塞などによって共役熱伝導が生じる現象を取り扱う必要がないことから、径方向の 1 次元における熱の輸送を燃料被覆管の外面上における冷却材への熱伝達と連成した偏微分方程式として解くことができれば、取り扱う現象の枠組み、空間次元及び境界条件として十分である。

なお、燃料被覆管外面の表面熱流束については、被覆管から冷却材への熱伝達係数を公知かつ信頼性が実証された各種の相関式によって与える。例えば、非沸騰領域では単相の強制対流熱伝達に対する Dittus-Boelter の式、沸騰領域では核沸騰熱伝達に対する Jens-Lottes の式が挙げられる。これらの式は共に単体で妥当性確認されているだけでなく、安定性試験などによって 2 相流に関わるほかの一連の相関式との組合せに基づく総合的な観点からも適用上の妥当性が確認されている。(D.2.6 参照)

D.1.4 中性子動特性モデル

炉心安定性及び領域安定性を解析するに当たっては、空間基本モード及び必要に応じて考慮する空間高次モードの中性子束から燃料温度、熱流束、ボイド率及び反応度フィードバックを経て中性子束へ戻る一連の機構に対する計算機能を有し、このうち対象とする空間モードの反応度変化から中性子束（出力）変化への応答評価を行うために、中性子動特性モデルを用いる。このとき、領域安定性の中性子動特性モデルには D.2.4 に示すように空間高次モードの未臨界度をパラメータとして用いる。

なお、炉心安定性は空間基本モードの核熱水力安定性、領域安定性は空間高次モードの核熱水力安定性を評価するものであり、各々に対応した中性子動特性方程式を用いる。

具体的なモデルとしては、炉心平均のボイド率及び燃料温度を用いたボイド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、並びに 6 群の遅発中性子先行核を扱った 1 点近似の中性子動特性方程式が用いられている⁽²²⁾。これは、1 点近似の中性子動特性方程式でも、炉心内の空間基本モード及び空間高次モードの中性子束の影響を 3 次元の中性子動特性方程式から空間高次モードの未臨界度、モード間の反応度などをパラメータとして取り扱えるように空間的に縮約することで、炉心安定性及び領域安定性を周波数領域で評価するのに十分であるためである。

D.2 周波数領域の解析コード

D.2.1 周波数領域の解析コードの適用の妥当性について

周波数領域の解析コードでは、炉心内熱水力モデル、燃料棒熱伝達モデル、中性子動特性モデル及び炉心外再循環モデルの基礎式をそれぞれ線形化して、ラプラス変換することによって周波数領域における変数間の伝達関数を求めた後に、それらを用いてチャンネル安

定性、炉心安定性及び領域安定性を表す伝達関数を求めて減幅比を計算する。

このような周波数領域の解析コードが適用できるのは、BWR の燃料及び炉心の安全性を対象とした核熱水力安定性の評価を実施する場合に限られ、このときには BWR の炉心の運転条件を表す原子炉の出力及び流量、炉心入口の冷却材温度、原子炉圧力などのパラメータが十分に安定している状態にあることから、当該炉心を核熱水力的に安定であることを前提とした摂動状態の安定性を評価する線形安定性に従う計算手法の適用が妥当となるためである。

なお、そもそも系の安定性を評価するということは、フィードバックを伴う系が自己平衡性をもっているかどうかを調べることである。周波数領域における核熱水力安定性の評価手法は、摂動レベルのインパルス応答を調べる手法として古典制御の分野で広く用いられている手法に従っているだけでなく、核熱水力安定性の分野においても原子炉施設の基本設計の妥当性を評価するための手法として長らく活用され認められているところである。

続いて、核熱水力安定性のそれぞれの安定性モードについて 4.3.2.7 の記載を補足して説明する。

D.2.2 チャンネル安定性

ある特定の燃料集合体の冷却材の流量が振動しても、炉心内の燃料集合体の総数が多いことから、炉心入口における流量の再配分を通して他の燃料集合体の冷却材の流量に及ぼす影響は小さい。このため、チャンネル安定性の減幅比は、単一の燃料集合体を対象に、燃料集合体を含む上下のプレナム間の差圧が一定である条件の下で、冷却材の流量の振動特性に基づいて評価する。

燃料集合体を含む上下のプレナム間の差圧が一定の条件の下では、位相遅れをもつ 2 相部の圧損変化は燃料集合体の入口部の流量の変化に対するフィードバック要素として作用するため、チャンネル安定性を表す伝達関数は、4.3.2.7 a) に記載の(1)式で与えることができる。

チャンネル安定性の評価に当たっては、図 D.3 に示すように、多数に分割された軸方向ノードの各々で炉心内熱水力モデルに定式化されたそれぞれの保存式を適用することで 4.3.2.7 a) に記載の(2)式の単相部の差圧の変動及び(3)式の 2 相部の差圧の変動を求めることができる。

D.2.3 炉心安定性

炉心安定性を評価するに当たっては、炉心内の燃料集合体の熱出力、その入口部の冷却材の流量及び温度、軸方向出力分布などの境界条件及び燃料タイプなどによる幾何学的条件又は流動上の条件の差異に起因する 2 相流の熱水力状態の相違を考慮して、熱水力特性の類似した燃料集合体をまとめた熱水力チャンネルグループに対して、炉心内の全ての燃料集合体を割り当てる。個々の熱水力チャンネルグループにおいては、当該グループに属する

燃料集合体の平均の出力レベルの燃料集合体を代表的な燃料集合体とし、これが属する燃料集合体の体数分だけあるものとして取り扱う。この代表的な燃料集合体に対して当該グループの出力、流量などの境界条件を割り当てることで、一つの熱水力チャンネルグループにおける熱水力挙動の計算を1体分の仮想的な燃料集合体に対する計算で済ませる。また、熱水力チャンネルグループへの分割数については、解析の信頼性を確保する上で必要十分なグループ数を設定することを規定しているが、これは減幅比に対する感度評価から、減幅比が十分に収束する最小の分割数を設定することを要求したためである。

なお、このような要求を掲げたのは、炉心安定性に関わる核熱水力不安定が生じた米国のLaSalle-2号炉の事例⁽³²⁾から、炉心安定性解析では炉心を十分な数の熱水力チャンネルグループに分け、燃料集合体ごとの出力の相違の影響を減幅比の評価に適切に反映させることの必要性が明らかになったためである⁽²³⁾。

また、炉心安定性解析で用いられる炉心1点近似の中性子動特性モデルでは、入力として与える反応度の変化特性に従って計算した反応度を評価に用いる。出力運転時の炉心安定性に関わる反応度の成分としては、原子炉内熱水力モデルによって計算されるボイド率変化に伴うボイド反応度、及び燃料棒熱伝達モデルによって計算される燃料温度の変化に伴うドップラ反応度を取り扱う。ただし、ボイド反応度は炉心安定性に大きく影響することから、解析に当たって、解析条件の設定による必要な保守性の程度を考慮したボイド反応度の計算に反映するとともに、減幅比などの収束性観点から、必要十分な熱水力チャンネルグループの分割を実施することが重要である。

炉心内熱水力モデルなど炉心安定性を評価するために用いるモデル群をラプラス変換した結果は、図D.4のようなブロック図に表すことができる。同図から、4.3.2.7b)の2)の規定に従った伝達関数は、反応度の外乱(変化) $\delta\rho_{ex}$ に対する原子炉出力の変化 δQ_{core} の応答の閉ループ伝達関数として、4.3.2.7b)に記載の(4)式のように表せることが分かる。

なお、 G_c は反応度変化に対する炉心出力の変動の伝達関数であり、中性子動特性方程式を線形化し、ラプラス変換して整理することによって得られる。

D.2.4 領域安定性

領域安定性のブロック図は図D.4で表され、評価手法は基本的に炉心安定性の評価時のものと同様である。ただし、炉心安定性を評価する場合と比較して中性子動特性モデル、並びに熱水力チャンネルグループへの分割の方法及び燃料集合体の出力の割当ての方法が異なる。

中性子動特性モデルには、領域安定性に固有の空間高次モードの安定性を評価するために、例えば空間高次モードを考慮した炉心1点近似の中性子動特性モデルから導出した次式の伝達関数を使用する。

$$G_{R,n}(s) = \frac{\delta n_n / N_0}{\delta \rho_{n0}} = \frac{1}{s \left(\Lambda + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{s + \lambda_i} \right) + \rho_n} \quad (D.1)$$

$$\rho_n = \frac{1}{k_n} - \frac{1}{k_0} \quad (D.2)$$

ここに,

- δn_n : 空間高次モード中性子束の振幅
- $\delta \rho_{n0}$: 空間基本モードから空間高次モードへのモード間の反応度
- N_0 : 定常状態における空間基本モードの振幅
- Λ : 中性子寿命
- i : 遅発中性子先行核のグループ数
- β_i : 第*i*グループの実効遅発中性子割合
- λ_i : 第*i*グループの遅発中性子先行核の崩壊定数
- ρ_n : 空間高次モードの未臨界度
- k_0 : 臨界（空間基本モード）固有値
- k_n : 空間高次モードの固有値
- s : ラプラス変数

また、4.3.2.7 c)の2)の規定に従う熱水力チャンネルグループへの分割については次のようにして行う。

領域安定性を評価する場合においても、減幅比の収束性を指標として必要十分な数の熱水力チャンネルグループに分割することは、炉心安定性の評価の場合と同じである。ただし、領域安定性の評価においては、炉心内中性子束又は出力の分布が異なる位相で振動することを考慮して、例えば、次のように分割する。

- a) 3次元BWR模擬計算コードによって、評価対象の炉心にて生じると想定される空間基本モード及び空間高次モードの出力分布をあらかじめ計算する。空間高次モードは、多くの場合、周方向1次モードである。
- b) 同位相の振動となる空間領域と逆位相となる空間領域とを区別し、区別したそれぞれの領域内において、空間基本モード及び空間高次モードの双方の出力分布の影響を考慮した上で、領域安定性の評価のための熱水力チャンネルグループを分割する。

- c) このとき、振動の位相が異なる領域においては、異なる熱水力チャンネルグループを割り振る。

このような分割の詳細度に関する検討として、**図 D.5** に示す一例では、熱水力グループの分割数を 10 以上とすれば、領域安定性の減幅比がほぼ一定となる結果が得られている。

なお、個々の熱水力チャンネルグループを代表する仮想的な燃料集合体に割り当てる出力については、空間基本モードに対応した当該グループの燃料集合体の平均出力及び空間高次モードに対応した当該グループの燃料集合体の平均出力の両者を設定する。その上で、前者の出力を炉心内の熱水力挙動の計算に、両者の出力を中性子動特性の計算に使用する。

D.2.5 減幅比の評価手法

減幅比は、概念的には**図 D.6** に示すように、減衰する振動の 1 周期にわたる振幅の変化、すなわち隣り合う振幅の比 X_2/X_0 で表される。一方、評価の対象とする系が線形かつ 2 次系の場合には、線形安定性解析に基づく周波数領域の伝達関数を用いて、チャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性の減幅比を、開ループ伝達関数 GH の特性を解析することで評価することができる。ここで、 G 及び H は、**4.3.2.7** に記載の(1)式、(4)式及び(5)式に示される伝達関数である。また、減幅比の評価の詳細は参考文献(24)に記されている。

D.2.6 解析コードの適格性の確認、及び核熱水力安定性の評価手法の実機への適用性

実機に対する核熱水力安定性の減幅比の評価は、**4.3.2** に規定する解析コードによって、**4.3.2.8** の規定に従って各種の安定性試験データを用いた妥当性確認を十分に実施し、必要に応じてモデル及び相関式に対する妥当性確認を実施した上で実施する。その上で **4.3.3** に規定する核熱水力安定性の解析条件を用いて評価し、必要に応じて **4.4** に規定した非保守側の結果に対する偏差分の絶対値に応じた増分を減幅比に加えることで安全余裕を厳しい側に評価してその信頼性を高める。

ここで、解析コードの検証及び妥当性確認、すなわち、適格性の確認については、安定性解析コードが**図 D.1** に示すように、各種のモデルの組合せによって構成され、それぞれが更に単相流及び 2 相流の保存式並びに保存式の空間スケールより小さなスケールの現象をモデル化した数多くの階層的に下位のモデル及び相関式から構成されるものであることから、本来なら、例えばモデル $V\&V^{(1)}$ を系統的かつ漏れなく実施するために M&S ガイドに規定されたガイドラインに従って展開した広範な $V\&V$ 作業を実施する必要があることを念頭に置かなければならない。このためには、種々の階層の試験又は実験を妥当性確認のための比較対象として用意する必要がある。

しかし、周波数領域の核熱水力安定性の減幅比を解析するための技術は 1960 年代にその基盤が整備された成熟したものであり、この標準で規定する核熱水力安定性の解析手法に従う解析コードの一部は、それ以降の最適評価コードの整備とともに発展してきたモデル $V\&V$ 、特に試験又は実験との比較に基づく妥当性確認の考え方を容易に適用できるもので

はない。一方で、国内外で核熱水力安定性及び／又はこれよりも変化の大きい過渡的な事象を評価でき、モデル V&V⁽¹⁾がなされた解析コードが整備されてきていることから、これらの解析コードを用いて得た解析結果を妥当性確認のための試験又は実験を代替する材料として用いることが可能となっている。この標準では、このような解析結果を代替的な材料として活用することで、従来の解析コードだけでなく、新規に開発される解析コードを含む全ての周波数領域の核熱水力安定性の解析コードに具備されたモデル及び相関式（以下、“**相関式など**”という。）の妥当性確認を実施する方法、及び関連する形で検証の方法を定めている。

なお、核熱水力安定性の評価に当たっては、解析及び評価の実施時における解析コードの構成管理、解析者の力量管理、解析結果及び使用する入力データの品質保証などに関わる品質マネジメントが手順として組み込まれていることが必須となることから、これらの実施に当たって品質マネジメントを含む適切な管理がなされていることが前提となる点に留意する必要がある。

このような適格性の確認が要求される一方で、周波数領域の解析コードの相関式などは、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故などのように幅広い炉心及び原子炉の状態、そしてときに時間的にも空間的にも大きく変化する過渡変化を模擬する必要はなく、定常状態及び定常状態からの摂動的な変化、特に 1 次摂動を模擬できればよい。

このため、例えば、運転時の異常な過渡変化に適用可能な相関式などは、その妥当性が確認されている範囲でそのまま周波数領域の解析コードにも同様に妥当性を確認でき、適用ができるとしてよい。したがって、相関式などの妥当性確認は、信頼性が確立された 3 次元核熱結合の最適評価コード、時間領域の運転時の異常な過渡変化などの解析コードなど（以下、“**参照コード**”という。）の解析結果との比較によっても実現できる。参照コードには、TRAC 系の解析コード、RELAP5、米国などでトピカルレポートが提出され、運転時の異常な過渡変化に対して適用性が認証されている解析コードなどがある。また、理論解などの信頼できる参照解、相関式などを模擬した信頼性の高い簡易計算などとの比較も有効な方法である。

このような相関式などは、対象とする現象の重要度に応じて次の要件を満足することを要求することで検証及び妥当性確認、すなわち、適格性の確認ができる。

- ・ 現象を定式化するに当たって採用する相関式などの物理的根拠を明確に示せること
- ・ 相関式などの定式化に当たって導入された仮定が妥当であり、加えて標準の適用範囲を限定するものでないことを明確に示せること
- ・ 参照コードの文書を含む文書情報などによって判明した相関式などの適用上の制約が問題とならないこと、すなわち、解析結果に重大な影響を及ぼさないことを説明できること
- ・ 参照コードの文書を含む文書情報などによって相関式などの開発時又は改良時の妥

当性確認又は適格性の確認の範囲が確認できること、また、当該の妥当性確認又は適格性の確認の範囲が標準の適用範囲に照らして問題とならないことを説明できること

- ・ 特に核熱水力安定性が重要となる BWR の運転条件に照らして、当該の妥当性確認又は適格性の確認の範囲が対象外となっていないことを説明できること
- ・ 当該の妥当性確認又は適格性の確認の結果が、核熱水力安定性が重要となる BWR の運転条件に対してスケールアップできるか、又は過度なスケールひずみを生まないことを説明できること。ただし、スケールアップについては参照コードの結果などに関わる参照コードの文書を含む文書に記載された情報を活用できる。

一方、次の要件は、対象とする現象の重要度にかかわらずに満足する必要がある。

- ・ 標準の適用範囲で不連続な変化及び／又は非物理的な計算結果の遷移若しくは変化が有意に生じないこと。この確認には、標準の適用範囲内で相応の個数の計算点を設け、それぞれの計算点での感度解析の結果、又は個々の現象に対する相関式などを模擬した手計算の結果などを活用できる。

なお、上記において“現象の重要度に応じて”とは、次のことをいう。⁽²⁷⁾

- ・ 重要度が高い現象に対する相関式などに対しては、シミュレーションの信頼性が高いことが要求されることから、それぞれの要件に対して個別効果レベルで満足することが必要となる。
- ・ 重要度が中の現象に対する相関式などには中程度の信頼性が要求されることから、それぞれの要件に対して個別効果レベルで満足することが望ましい。また、個別効果レベルで比較材料がないときには、総合効果レベルで補完できればよい。
- ・ 重要度が低い現象に対する相関式などに対しては、解析機能に関わる相関式などの間の従属関係を維持するためにモデル化できればよいことから、個別効果レベルでなく、総合効果レベルで一連の現象若しくは事象の変化に整合しないような影響又は物理的に異常な影響を及ぼさないことを確認できればよい。

また、適格性の確認は、次のいずれか、その組合せ又は全てを必要に応じて選択して実施する。

- ・ モデル V&V に従った検証及び妥当性確認がなされていること
- ・ 参照コードなどの信頼できる解析コードによってなされた重要な諸現象に対するベンチマーク計算と比較することで、模擬性能の確認がなされていること。ただし、信頼できる解析コードとは、核熱水力安定性が生じると想定される BWR の運転条件で生じる核熱水力安定性及び／又は運転時の異常な過渡変化に対して、全面的又は部分的にシミュレーションの信頼性が確認されている解析コードのことをいう。信頼性が確認されている範囲が部分的である場合には、その範囲内で確認する。

- ・ 特定の相関式などに関わり、重要度が中以上の現象については、信頼性が高く、かつ独立した手法に基づく計算結果、例えば、理論式、理論解などの信頼できる参照解、参照コードの文書を含む文書情報に由来する評価結果などとの比較、信頼できる手計算の結果などを対象に、それらとの比較によって確認する。

なお、実機の核熱水力安定性の評価の妥当性を考える上では、実機及び実機を模擬した炉外の熱流動ループで実施された安定性試験並びに実機で確認された不安定現象のデータが多く得られており、そのようなデータと解析コードの結果とを直接比較することによって妥当性確認を実施することから、解析コードに対するスケーリング分析は不要とみなすことができる。安定性試験の例は参考文献(28)に、安定性試験データと解析コードの結果の比較例は参考文献(29)に、それぞれ示されている。

これらを踏まえ、この標準では実機の核熱水力安定性の評価に使用する核熱水力安定性の解析コードに対し、**D.4**に記載されるような品質マネジメントを含む適切な管理がなされていることを要求した上で、**4.2**に規定する核熱水力安定性の判断基準と比較するパラメータである減幅比、並びに減幅比の評価に密接に関わる重要なパラメータである共振周波数及び安定限界出力について、複数の実長の模擬燃料集合体を対象とした熱流動試験又は実機炉心を対象とした試験に対する直接の比較を実施することで基本的な妥当性確認は十分であると判断し、**4.3.2.8**の **a)**及び **b)**の規定を定め、併せて相関式などの妥当性確認及び検証に関する規定として **c)**を設けている。

また、**4.3.2.8**の **a)**及び **b)**の規定では、チャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性のそれぞれの安定性モードにおける妥当性確認において、保守側の予測結果となることを確認するための判断基準を満足することで、解析コードを実機に適用できるとしている。これは、**4.3.3**に規定したように調整用解析条件の設定を通じて、実機の核熱水力安定性の評価結果の保守性が担保できるためである。ただし、一部に非保守側の解析結果が含まれる場合には、解析コード又は同コードに含まれるモデルを改良するか、又は実機に適用するとき**4.4**に規定した非保守側の結果に対する偏差分の絶対値に応じた増分を減幅比に加えることによって実機評価の保守性を担保し、安全余裕を厳しい側に評価してその信頼性を高めることとしている。

D.3 入力パラメータの感度

D.3.1 調整用解析条件

BWRの核熱水力安定性の解析では、燃料、炉心及びプラントに関連するデータが入力パラメータとして必要となる。これら入力パラメータの中で一義的に数値を定めるのが困難なものについて、この標準では**4.3.3**で規定される調整用解析条件として取り扱い、解析の結果得られる減幅比を大きくするように同条件を設定することで、評価結果に保守性を与えることとしている。また、具体的なパラメータとして原子炉の運転点（出力及び流量）、炉心の軸方向及び径方向の出力分布、並びに炉心の反応度係数及び動特性パラメータを挙

げている。

ここでは、これらの調整用解析条件が個々に解析結果に与える影響及びこの標準における解析条件の設定の考え方について説明する。

D.3.2 原子炉の運転点

原子炉の運転点が高出力かつ低流量の側に移るに従って核熱水力安定性の発振限界に対する余裕が小さくなり、同限界と密接につながる減幅比を増加させる。その主な要因は次のとおりである。

- a) ボイド率が高くなり、かつ、沸騰蒸気泡の発生領域が上流側（下方）に広がる結果、単相部に対する 2 相部の圧損が相対的に大きくなることからチャンネル安定性の発振限界に対する余裕が小さくなる。
- b) ボイド率が高くなる結果としてボイド反応度係数の絶対値が大きくなること及び沸騰蒸気泡の発生領域が上流側（下方）に広がる結果として負のボイド反応度フィードバックが生じる領域が拡大することから、核熱結合上のフィードバックのゲインが増加して炉心安定性及び領域安定性の発振限界に対する余裕が小さくなる。
- c) 炉心流量が低下する結果、冷却材の炉心通過時間が長くなることから熱水力的な密度波振動の共振周波数が低周波側に移動する。炉心安定性及び領域安定性の解析では燃料棒内の熱伝達の応答が重要となるが、低周波側では燃料棒内の熱伝達の応答を表す伝達関数のゲインが大きいため、炉心安定性及び領域安定性の発振限界に対する余裕が小さくなる傾向となる。

なお、原子炉の運転点が高出力かつ低流量の側に移るに従って核熱水力安定性の余裕が小さくなる傾向については、**図 D.7** 及び **図 D.8** に示すとおり、実機を用いた試験においても確認されている。

核熱水力安定性を評価する原子炉の運転点については、**附属書 A** にも原子炉の出力及び流量を座標軸とした運転特性図内の点として例示している。同附属書の **図 A.1** から **図 A.4** までの各図では、運転点の合理的な設定のため、次のように設定した原子炉の出力及び流量の点を核熱水力安定性の評価を実施する運転点としている。

- d) 核熱水力安定性が厳しくなる運転点として、まず最低ポンプ速度に相当する炉心流量かつ最大の原子炉出力の点を基準点とする。
- e) さらに、定格炉心流量の条件で原子炉の設計で見込む過出力（102%又は 105%）となる制御棒パターンにおける流量制御曲線、及び定格出力に相当する制御棒パターンにおける流量制御曲線のそれぞれについて炉心流量の低い側に外挿する。これら二つの外挿線と、最低ポンプ速度条件での原子炉の出力と炉心流量との関係を表す曲線との交点を求める。
- f) 二つの交点における原子炉出力の差分を基準点の出力に加える（基準点を高出力側にする）補正を行い、評価を実施する運転点とする。

D.3.3 炉心の軸方向及び径方向の出力分布

周波数領域コードを用いた核熱水力安定性の評価に当たっては、炉心の軸方向の出力分布が入力として与えられる。また、径方向の出力分布についても熱水力チャンネルグループで取り扱う仮想的な燃料集合体の出力として考慮され、入力値で指定される。

この中で径方向出力分布については、その出力ピーキングが増大するとチャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性の発振限界に対する余裕がいずれも小さくなり、減幅比が増加する。その主な要因は次のとおりとなる。

- a) 高出力側の燃料集合体の出力がより高まることで、D.3.2 の a)に示した高出力かつ低流量の側に運転点が移るときの理由と同様に、ボイド率が高くなり、かつ、沸騰蒸気泡の発生領域が上流側（下方）に広がる結果、単相部に対する2相部の圧損が相対的に大きくなることから、チャンネル安定性の発振限界に対する余裕が小さくなる。
- b) 最も高出力の側の燃料集合体の数が多いほど、また、その出力レベルが高いほど、D.3.2 の b)及び c)に示した高出力かつ低流量の側に運転点が移るときの理由と同様に、炉心安定性及び領域安定性の発振限界に対する余裕が小さくなる燃料集合体の体数が増加することになり、それぞれの安定性モードに対する炉心の発振限界に対する余裕が小さくなる傾向となる。

特に領域安定性においては、空間高次モードの中性子束分布に従って炉心周辺の領域において出力が高まることによって熱水力的な安定度も低下する場合に、領域安定性の発振限界に対する余裕が小さくなる特徴がある。これは次のように考えられている。

- c) 出力が高くチャンネル安定性の安定度が低い燃料集合体が炉心の中心軸から離れたところに中心軸に対して互いに対称的な位置に存在するときには、領域安定性の発振限界に対する余裕が小さくなる傾向となることが、実用炉で観測された領域不安定現象に対する知見及び時間領域の3次元核熱結合解析コードを用いた解析を通じて示されている。
- d) 領域安定性を中性子束の高次モードの核熱水力安定性とする観点からは、領域振動のメカニズムとして、まず、炉心の比較的周辺部のチャンネル安定性の安定度が悪い燃料集合体で発生した流量変動によって生じた出力変動が、核的な結合効果を介して同様に安定度の悪い周囲の燃料集合体を同じ振動状態に同期させることが挙げられる。このような同期が生じた状態の下で、通常は未臨界状態にある空間高次モードの反応度が、炉心全体の冷却材流量及び圧力損失が一定又はほぼ一定との拘束条件の下で炉心入口での冷却材流量の再配分効果によって誘発される逆位相の流量振動の成分の発生と相まって増加することで、空間高次モードが励起される⁽³⁰⁾。

径方向出力分布が炉心安定性の評価結果に与える影響を整理するための指標には径方向出力分布指標（以下、“**R 値**”という。）⁽³¹⁾が用いられる。

図 D.9 に周波数領域の解析コードを用いた R 値に対する炉心安定性の減幅比の感度の例（模式図）を示す。同図には、径方向出力ピーキングが増加して R 値が大きくなると、炉心安定性の発振限界に対する余裕が小さくなる傾向が示されている。このような感度を核熱水力安定性の評価対象に応じて把握し、径方向出力分布の保守的な設定に活用することができる。

また、周波数領域の解析コードを用いた炉心安定性及び領域安定性の解析結果では、D.2.3 及び D.2.4 に示したように、減幅比の評価に径方向出力分布が与える影響を適切に反映するために、炉心全体を十分な数の熱水力チャンネルグループに分けて取り扱う必要がある。例えば、LaSalle-2 号炉などを対象とした周波数領域コードによる感度解析の結果によって、熱水力チャンネルグループへの分割数が少ない条件では R 値が小さくなり、炉心安定性の減幅比が過小評価されることが示されている⁽²³⁾。同様の傾向は領域安定性に対する解析結果にも見られる。（図 D.5 を参照。）

一方、軸方向出力分布が核熱水力安定性の評価結果に与える影響は、チャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性によって次のように異なる。

- e) チャンネル安定性に対しては、軸方向出力分布が下部ピークになると沸騰部が長くなり、2 相部の圧損が増加することから、チャンネル安定性の発振限界に対する余裕が小さくなる。
- f) 炉心安定性に対しては、感度の方向性の異なる次の 3 種の機構が競合して影響する。
 - ・ 軸方向出力分布が下部ピークになると、炉心内のボイド率及び炉心圧損が高くなり、出力変化に対するボイド率変動及び炉心圧損変動が大きくなるなど熱水力特性が悪化するため、炉心安定性の発振限界に対する余裕も小さくなる。
 - ・ 軸方向出力分布が下部ピークになると、流速が大きい 2 相部の領域が長くなることで密度波振動の共振周波数が高周波側に移動するため、低周波側でゲインが大きくなる燃料棒内の熱伝達の応答とのずれが大きくなり、炉心安定性の発振限界に対する余裕が大きくなる。
 - ・ 軸方向出力分布が平坦になると、ボイド反応度フィードバックの効果が大きな軸方向の中央から上方の領域の反応度への寄与が高まるため、炉心安定性の発振限界に対する余裕が小さくなる。

これら 3 種の機構が競合して炉心安定性に影響するが、一般に、平坦な出力分布の状態では炉心安定性の発振限界に対する余裕が最も小さくなる。周波数領域の解析コードを用いて炉心安定性減幅比に与える軸方向出力分布の感度の例（模式図）を図 D.10 に示す。このような感度を核熱水力安定性の評価対象に応じて把握し、軸方向出力分布の保守的な設定に活用することができる。

- g) 領域安定性に対しては、通常は未臨界状態にある空間高次モードが、チャンネル安定性の安定度の低下と相まって、核熱水力的な要因によって励起されて領域振動に至ることから、チャンネル安定性の安定度が低下する下部ピークの軸方向出力分布

の場合に、発振限界に対する余裕が小さくなる。

このような知見及び発振限界に対する余裕の低下が減幅比の増加につながる逆転的な関係があることに基づいて、この標準においては、評価対象となる原子炉の運転状態において想定される炉心の出力分布から、チャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性のそれぞれに基づいて、減幅比の評価結果を厳しくする径方向及び軸方向の出力分布を設定することとした。

D.3.4 反応度係数及び動特性パラメータ

この標準で評価対象となる出力運転時の BWR 炉心においては、ボイド反応度フィードバックが核熱水力間の主要な反応度フィードバックとなる。したがって、ボイド反応度係数の絶対値が増加すると、反応度の変化から原子炉の出力の変化に関わる炉心安定性及び領域安定性のフィードバックループのゲインが増加することから、それぞれの安定性の発振限界に対する余裕が小さくなる。一般的な BWR 炉心の傾向として、炉心平均の燃焼度が増加すると負のボイド反応度フィードバックの効果が増加することから、炉心平均の燃焼度の増加に基づいて炉心安定性及び領域安定性の発振限界に対する余裕が小さくなる。このため、減幅比の評価結果を厳しくする燃焼度の大きな炉心におけるボイド反応度係数を設定することとした。

また、動特性パラメータの中で特に減幅比に対する影響度の大きなものは実効遅発中性子割合である。実効遅発中性子割合は炉心平均の燃焼度の増加に基づいて減少する。実効遅発中性子割合が減少すると、炉心安定性及び領域安定性のフィードバックループのゲインが増加し、それぞれの安定性モードの発振限界に対する余裕が小さくなる。このため、減幅比の評価結果を厳しくする燃焼度の大きな炉心における実効遅発中性子割合を設定することとした。

さらに、領域安定性においては、高次モードの中性子束の空間分布の中で周方向の 1 次モードが支配的となることが知られている⁽³⁰⁾。また、炉心のサイズ、燃料集合体の配置、制御棒の挿入パターンなどの炉心状態に伴う出力分布のひずみ方によっては、軸方向の 1 次モード又は径方向の 1 次モードも出現する可能性もある⁽³³⁾。D.2.4 にて述べたように、これらの空間高次モードと空間基本モードとの固有値の間隔で定義される空間高次モードの未臨界度が小さくなると、領域安定性の反応度変化から原子炉の出力変化へのフィードバックのゲインが増加して発振限界に対する余裕が小さくなる。このとき、BWR における一般的な傾向として、炉心の外周領域の出力が大きくなると、空間基本モードと周方向 1 次モードとの出力分布上の類似性が強まり、その空間高次モードの未臨界度が小さくなる傾向のことが知られている。

このような知見に基づいて、この標準においては、評価対象となる BWR の運転範囲から、ボイド反応度係数の絶対値が大きくなると同時に実効遅発中性子割合が小さくなる炉心状態に基づいて反応度係数及び動特性パラメータを選定して炉心安定性及び領域安定性の評

価に使用することとした。領域安定性の評価においては、さらに、4.3.3.3のc)に規定したように、評価の対象とする原子炉が経験する炉心状態の範囲を含む包絡的な炉心状態の集合の中から最も小さい空間高次モードの未臨界度を選定してその評価に用いることとした。

D.4 モデルの予測性能の定量化、解析手法、入力データなどの管理

この標準で示した核熱水力安定性の解析手法及びそれを用いた解析結果については、それらの品質の維持、追跡可能性の確保、管理及び技術伝承の観点から、解析コードに係る品質マネジメント規程、解析コードに係るモデル解説書、ユーザマニュアル、妥当性確認結果、エラーの訂正処理などの文書類、実機解析に係る入力データの作成根拠書、解析結果に係る文書及びその一部としての品質記録を作成し、記録及び保管をすることが重要である。

特に、4.3.2.8に規定した解析コードの妥当性確認については、妥当性評価に必要な事項を確認するとともに、核熱水力安定性の解析手法のもつ保守性を含めたモデルの予測性能の定量化の結果が適切であることを、解析の目的及び核熱水力安定性の判断基準に従って確認し、必要に応じて4.4に規定した非保守側の結果に対する偏差分の絶対値に応じた増分を減幅比に加えることによって十分な保守性を担保し、安全余裕を厳しい側に評価してその信頼性を高めることが重要である。

また、実機の核熱水力安定性の評価に用いる解析コードは、妥当性確認に使用した解析コードと同一のバージョンのものを使用するとともに、解析実施機関における適切な構成管理及び品質マネジメントを行うことが必要となる点に留意する。さらに、妥当性確認に用いた解析コードの入力データ及び実機の安全評価に用いた入力データは、当該の解析コード、並びに必要な前処理及び後処理のツールとともに、優れた構成制御の枠組みの下で一元的に管理することが重要である。

なお、この標準では、解析コード、解析結果などに対する品質マネジメントに係る規程、これを実施する仕組みなどを既に構築した機関が、当該機関で実践されている優れた安全文化の下でこの標準を使用することを前提としている。このため、品質マネジメントシステムに対しては概要のみを記載し、詳細な規定、説明などの記載を省略している。

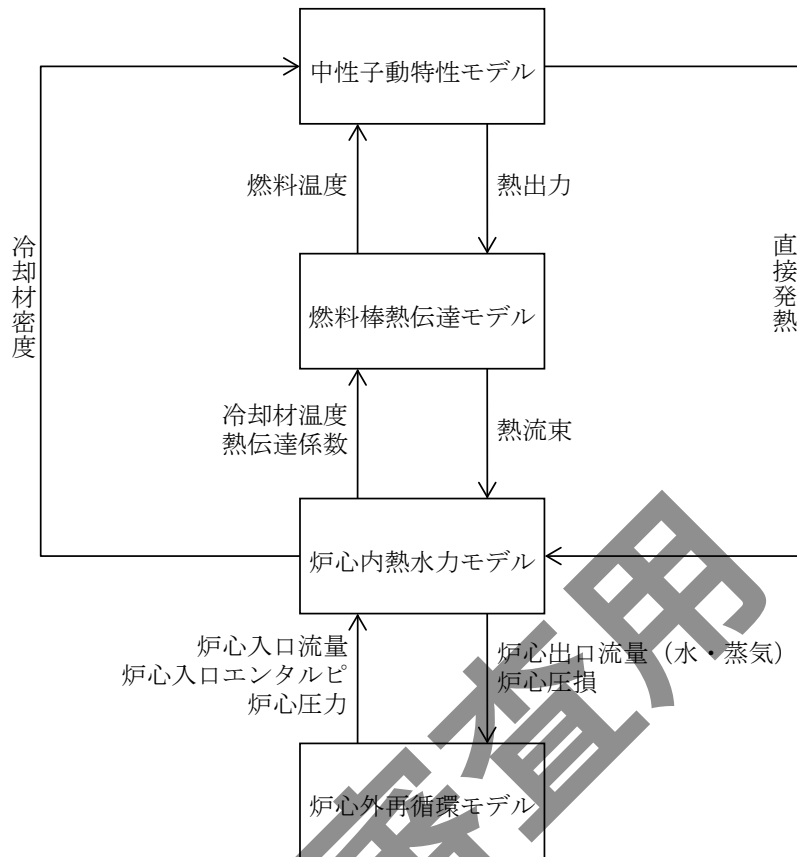


図 D.1 核熱水力安定性の解析モデル⁽²²⁾

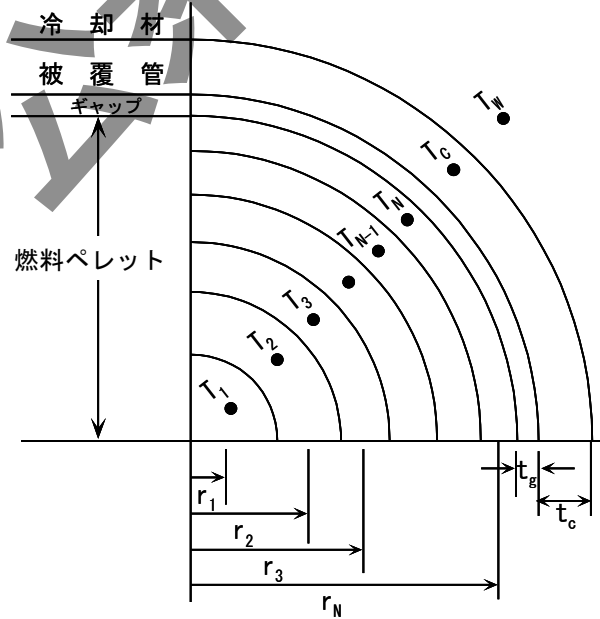


図 D.2 燃料棒熱伝達モデルにおける径方向ノード分割⁽²²⁾

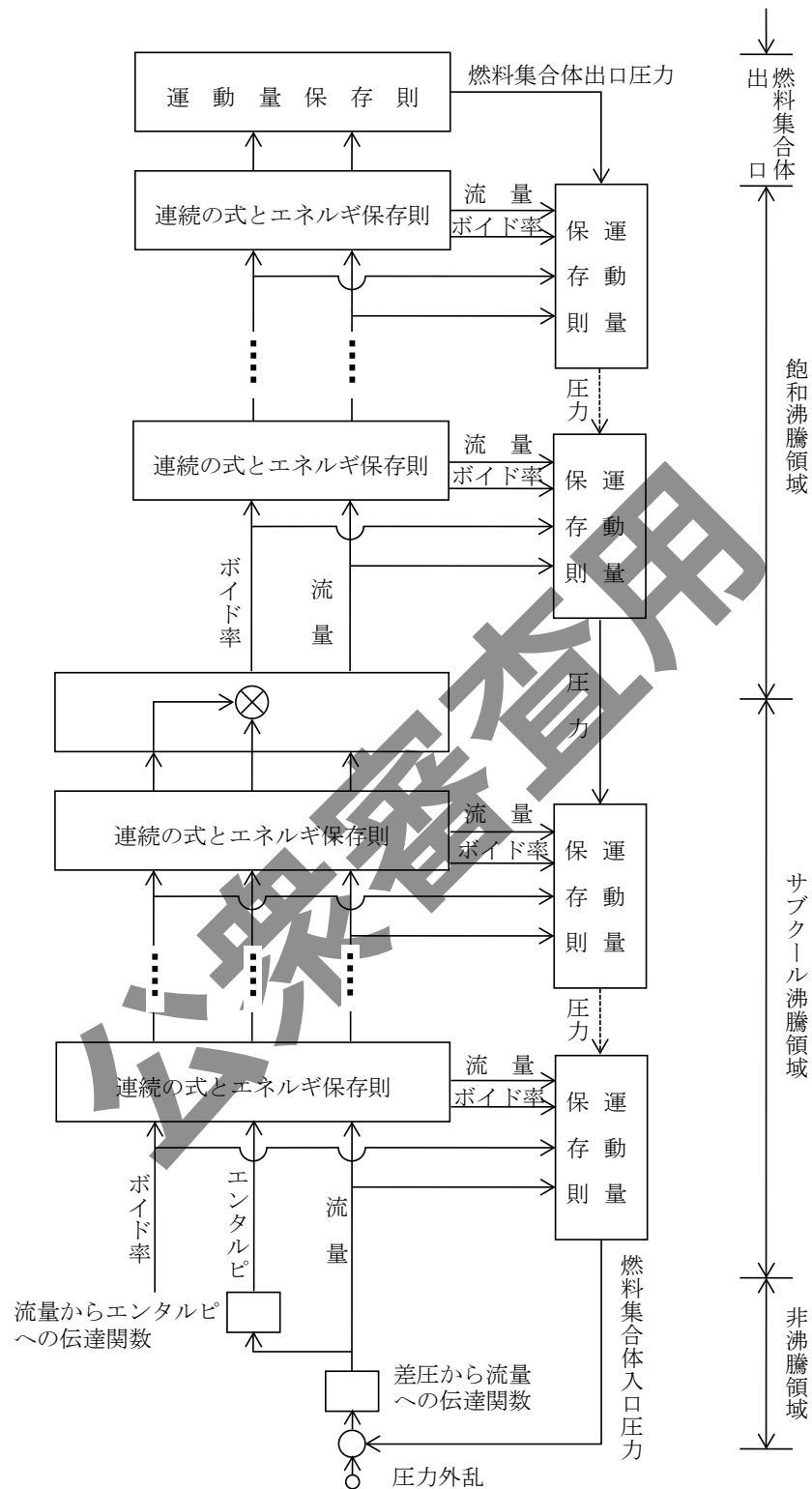


図 D.3 チャンネル安定性の模擬に関するブロック図⁽²²⁾

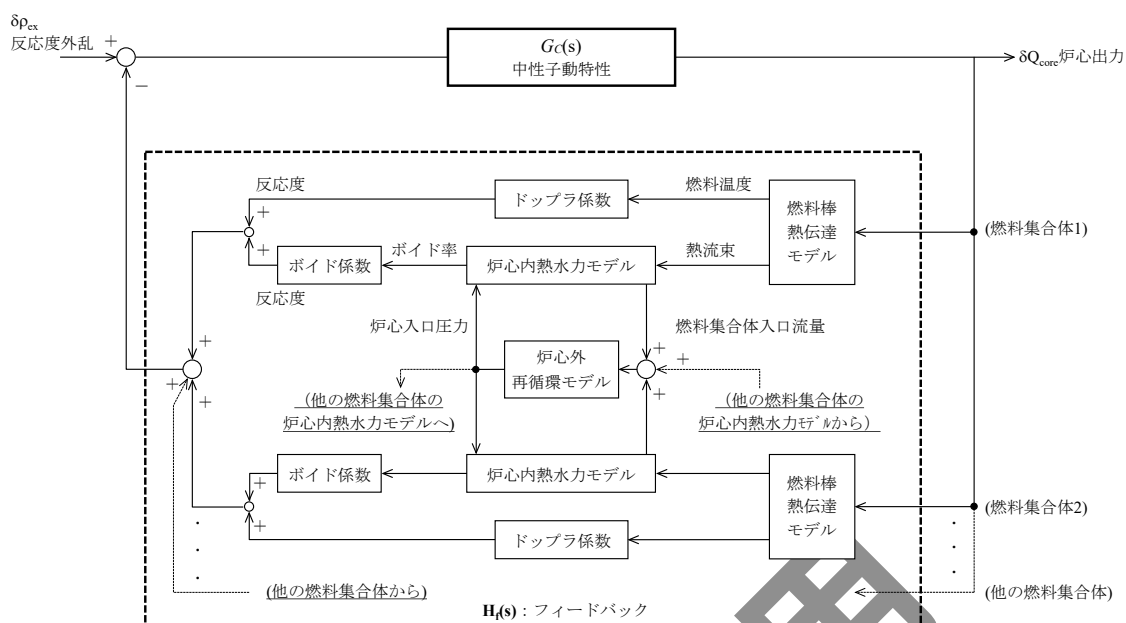


図 D.4 炉心安定性及び領域安定性の模擬に関するブロック図⁽²²⁾

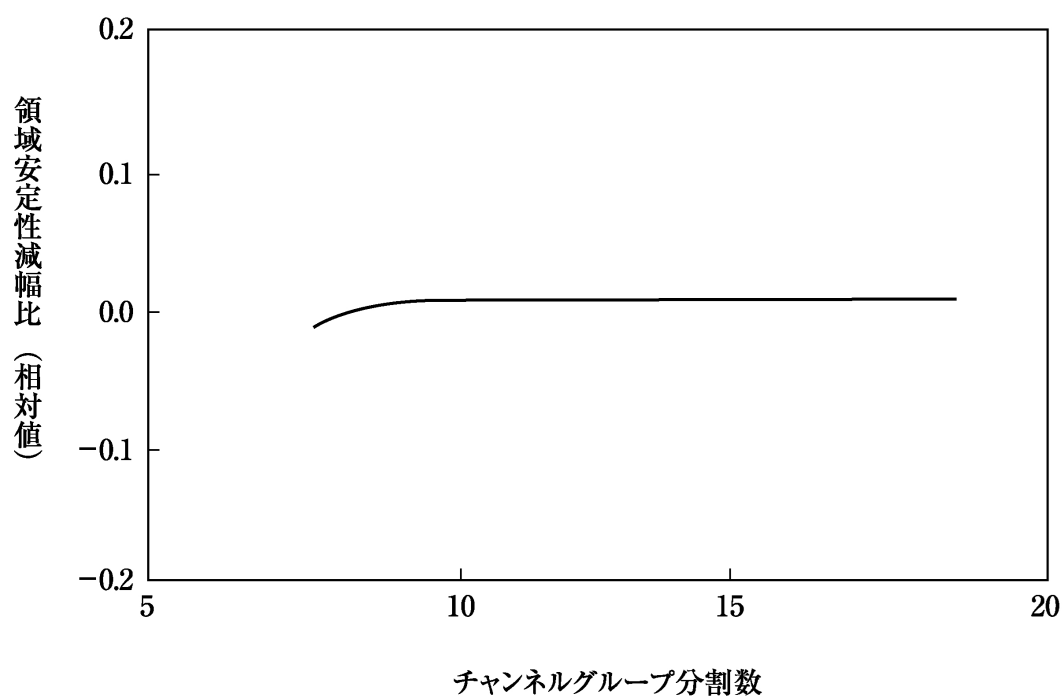


図 D.5 領域安定性の減幅比と熱水力チャンネルグループの分割数との関係 (例)⁽²⁴⁾

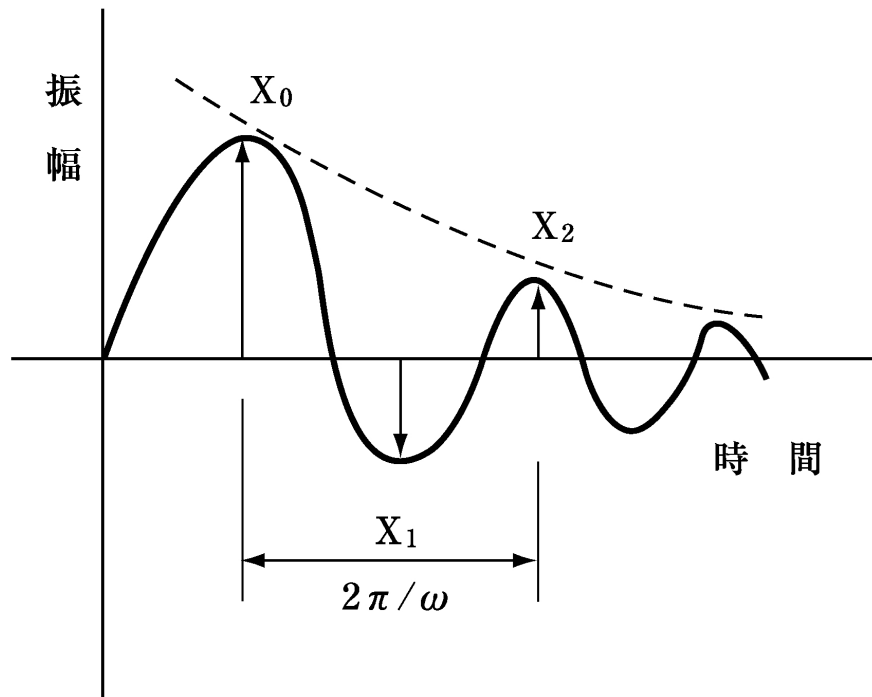


図 D.6 振幅と時間との関係⁽²²⁾

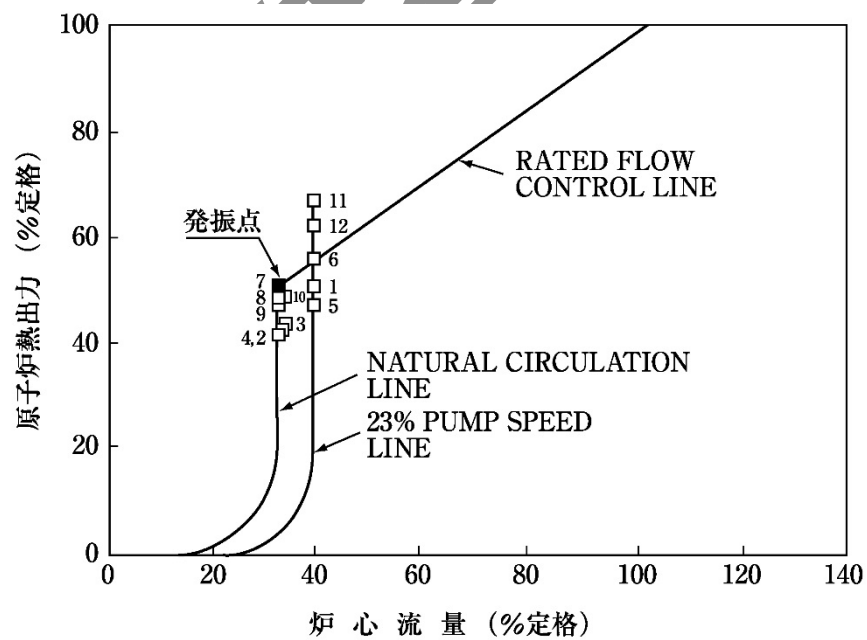


図 D.7 Vermont Yankee 炉の安定性試験における運転点及び発振点⁽²⁵⁾

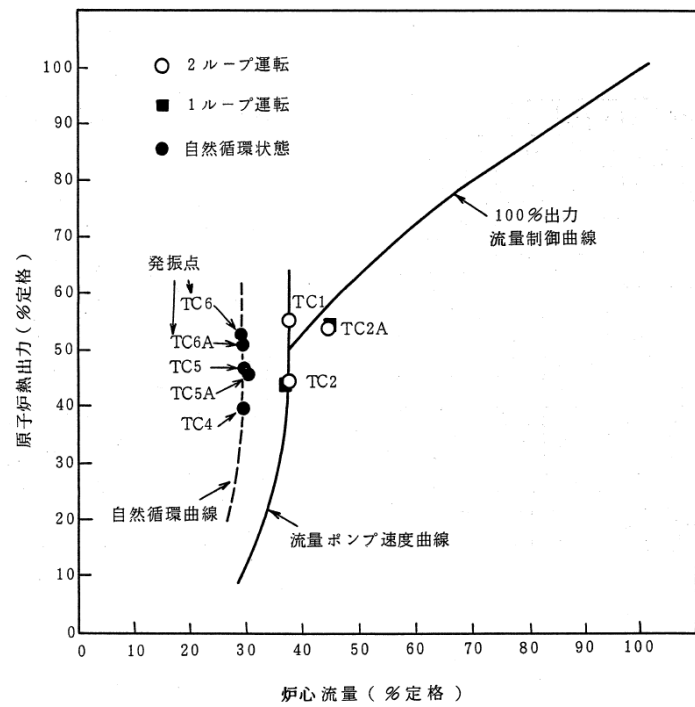


図 D.8 Caorso 炉の安定性試験時の運転点及び発振点⁽²⁶⁾

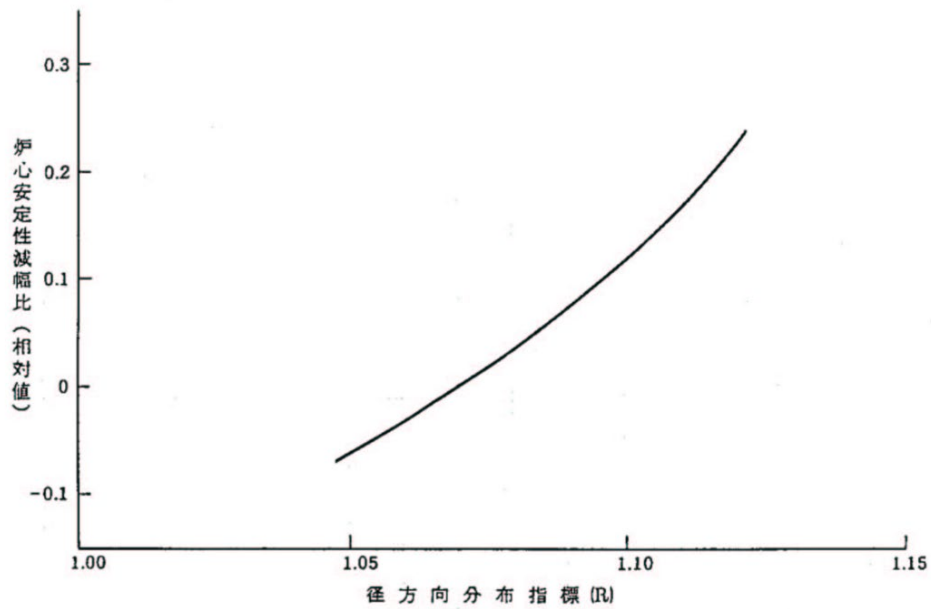


図 D.9 炉心安定性の減幅比に対する径方向出力分布の感度の例（模式図）

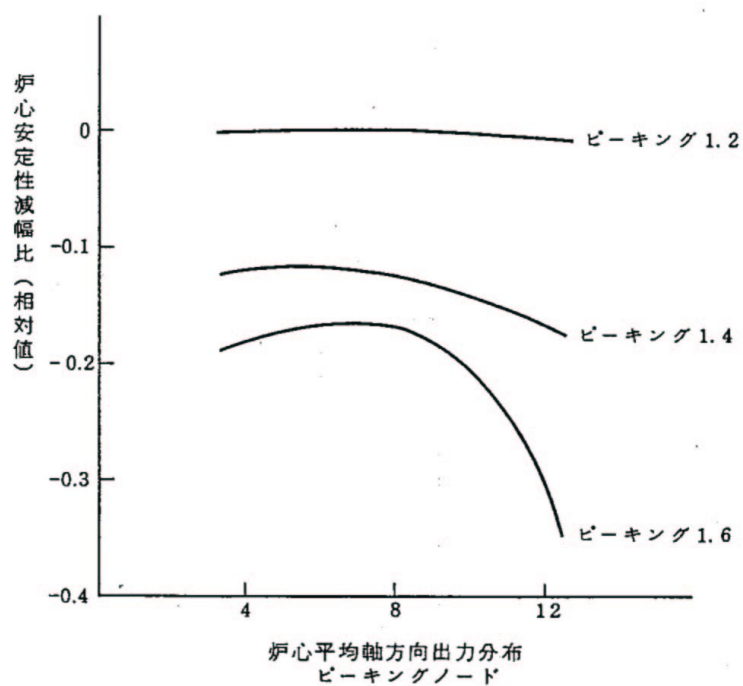


図 D.10 炉心安定性の減幅比に対する軸方向出力分布の感度の例（模式図）

附属書 E

(参考)

核熱水力安定性の保守性の考え方

序文

この附属書は、**箇条 4** において記載した核熱水力安定性の評価における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 解析条件に課す保守性の考え方

4.2 で規定したように、この標準では、

“BWR の燃料及び炉心の安全性を対象とした核熱水力安定性の評価においては、チャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性について、それぞれの減幅比の値が 1 より小さいこと、又はそれぞれの減衰係数の値が 0 より大きいことを示さなくてはならない。”

としている。

一方、燃料及び炉心の基本設計及び詳細設計、並びに取替炉心の安全性の確認を目的として BWR の核熱水力安定性の評価を実施するに当たっては、設置許可基準規則の第 15 条の解釈 (**B.1** 参照) によって、“出力振動が発生した場合にあってもそれを容易に制御できること”が要求され、さらに“容易に制御できる”とは“燃料の許容損傷限界を超える状態に至らないよう十分な減衰特性をもち、又は出力振動を制御し得ることを意味する”とされている。

したがって、この標準が規定した減幅比が 1 より小さいこと、又は減衰係数が 0 より大きいことを示すことが“十分な減衰特性”を担保できるようにすることに対して重要であり、そのためにこの標準では解析結果が十分な保守性をもつことを要求している。具体的には、**4.3.2** に規定した解析コードを使用し、**4.3.2.8** の妥当性確認規定に従って実機の核熱水力安定性の評価に適した試験結果を対象に保守的な解析結果となることを確認した上で、**4.3.3** に規定した燃料及び炉心の基本設計及び詳細設計、並びに取替炉心の安全性の確認を目的とするときの解析条件に対する保守性の担保要件に従った解析条件を課し、さらに必要に応じて **4.4** に規定した非保守側の結果に対する偏差分の絶対値に応じた増分を減幅比に加えることによって、解析結果が十分な保守性をもつようにし、安全余裕を厳しい側に評価してその信頼性を高めている。

このような枠組みの下で、燃料及び炉心の基本設計及び詳細設計、並びに取替炉心の安全性の確認を目的とするときの解析条件に対して課す保守性を次のような考え方に基づいて設定した。

BWR の核熱水力安定性の解析では、炉心、燃料及びプラントに関連するデータが入力パ

ラメータとして必要となる。その中で、この標準では、BWR の運転条件において解析の対象として想定する炉心の予想される原子炉出力、炉心流量、出力分布、反応度係数及び動特性パラメータなどの調整用解析条件の変動範囲を考慮し、これらの入力パラメータに対する感度の分析結果（D.3 参照）に従って、減幅比をより大きい側に解析する解析条件を選択することを 4.3.3 で規定している。

さらに、4.3.3 では、燃料及び炉心の基本設計及び詳細設計、並びに取替炉心の安全性の確認の二つに核熱水力安定性の評価の目的を分類した上で、前者に対しては、様々な炉心及び燃料の構成を対象とする必要があることから、調整用解析条件の全てに対して解析結果を保守的にするための取扱いを規定した。一方、後者の取替炉心の安全性の確認に対しては、特定の構成の炉心及び燃料を評価の対象とすることから、調整用解析条件の中で出力分布及び空間高次モードの未臨界度は評価対象の原子炉の運転状態に応じて設定するものの、ほかの条件は解析結果を保守的にするための取扱いを規定した。また、4.4 では、妥当性確認結果において減幅比が比較的大きな領域で非保守側の結果が得られた場合の保守性の担保方法を規定した。

このような解析条件の設定を行うことで、核熱水力安定性の判断基準を満足させることが示された燃料及び炉心における自励的な核熱水力安定性上の振動現象の発生を防止できる。

E.2 周波数領域の解析コードの妥当性確認に関する考え方

4.3.2.8 で規定したとおり、この標準で示す核熱水力安定性の評価では、解析コードに対する妥当性確認によって解析結果が保守的な予測結果となることを確認することとしている。この確認に当たっては、その予測結果が試験及び／又は実機で観測された核熱水力安定性に関わる振動現象と比較することが重要である。

妥当性確認のための試験などのデータベースの選定の考え方は次のとおりである。

チャンネル安定性では、炉外の熱流動ループでのチャンネル安定性試験に対する解析による予測値と試験値との比較によって妥当性確認を実施する。このとき、チャンネル安定性において重要な物理現象である 2 相部の摩擦圧損及び軸方向のボイド率分布を適切に模擬できていることを実証するため、実長の模擬燃料集合体を用いた試験データを選定することが必要となる。また、局所圧損についても、実機と同等なスペーサを用いた試験データを選定することが重要である。さらに、実機での発生が想定し得る軸方向出力分布を加味した上でチャンネル安定性が厳しくなるような軸方向出力分布を用いた試験データを選定することも重要である。

炉心安定性及び領域安定性については、核熱結合特性の評価が重要であるため、BWR のプラントにおける安定性試験又は振動現象を対象として妥当性確認を実施する。このとき、国内外の BWR 試験などにおける測定データを用いた妥当性確認が必要となる。

以上に掲げた妥当性確認において使用された解析時のノード分割については、実機の核

熱水力安定性の評価においても同じ分割を使用し，また熱水力チャンネルグループへの分割についても妥当性確認時と同じ取扱いを行うことが重要である。

公衆審査用

本体及び附属書の参考文献

- (1) 日本原子力学会, “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”, AESJ-SC-A008:2015, 日本原子力学会(2016).
- (2) 東京電力, “福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉完本) 本文及び添付書類”, 東京電力, 8-14-146 (1992).
- (3) 東京電力, “柏崎刈羽原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号及び4号炉完本) 本文及び添付書類”, 東京電力, 8-3-138 (1994).
- (4) 東京電力, “柏崎刈羽原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書 (1号, 2号, 3号, 4号, 5号, 6号及び7号原子炉施設の変更) 本文及び添付書類”, 東京電力, 8(6,7)-3-119 (1998).
- (5) 電源開発, “大間原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書 本文及び添付書類”, 電源開発, 8-3-181 (2008).
- (6) 日本原子力学会, “BWR 核熱水力安定性評価の現状と課題”, 「核熱水力安定性」研究専門委員会[編], 日本原子力学会, 7-33~36, JP 番号 20346625 (2001).
- (7) 森肇, 蔵本由紀, “散逸構造とカオス”, 岩波書店, 東京, 3-21, ISBN 4-00-006750-8 (2000).
- (8) 蔵本由紀, “非線形科学”, 集英社, 東京, 79, ISBN 978-4-08-720408-7 (2007).
- (9) 十河清, “非線形物理学 —カオス・ソリトン・パターン—”, 裳華房, 東京, 78-99, ISBN 978-4-7853-2234-2 (2010).
- (10) 太田隆夫, “非平衡系の物理学”, 裳華房, 東京, 83-87, ISBN 978-4-7853-2092-8 (2000).
- (11) 郡宏, “力学系によるアプローチ —振動現象を具体例として—”, 数理科学, 572, 33-38 (2011).
- (12) 藤田宏, 今野礼二, 江沢洋, 他, “岩波講座 応用数学 14 非線形力学”, 岩波書店, 東京, 131-157, ISBN 978-4-0001-0524-8 (1995).
- (13) Charsten Lange, Dieter Hennig, Antonio Hurtado, “An advanced reduced order model for BWR stability analysis”, *Progress in Nuclear Energy*, **53**[1], (2011).
- (14) Abdelhamid Dokhane, Dieter Hennig, Rizwan-uddin, Rakesh Chawla, “BWR stability and bifurcation analysis using reduced order models and system codes: Identification of a subcritical Hopf bifurcation using RAMONA”, *Annals of Nuclear Energy*, **34**, 792-802 (2007).
- (15) C. Lange, D. Hennig, A. Hurtado et al, “Comments on local power oscillation phenomenon at BWRs”, *Progress in Nuclear Energy*, **60**, 73-88 (2007).
- (16) 森肇, 蔵本由紀, “散逸構造とカオス”, 岩波書店, 東京, 103-131, ISBN 4-00-006750-8 (2000).
- (17) 蔵本由紀, “非線形科学”, 集英社, 東京, 148-150, ISBN 978-4-08-720408-7 (2007).
- (18) 郡宏, 増田直紀, “結合振動子における集団引き込みと複雑ネットワーク”, 日本ロボ

ット学会誌, 2[1], 6-9 (2008).

- (19) 長嶺拓夫, 佐藤勇一, “同期現象とその応用”, 日本機械学会論文集(C 編), 71[704], 1113-1116 (2005).
- (20) 中尾裕也, “結合位相振動子系の安定性と同期現象”, 計測と制御, 55[4], 335-342 (2016)
- (21) 増淵正美, “改訂 自動制御基礎理論”, コロナ社, 東京, ISBN 4-339-04018-5, 178-181 (1977).
- (22) 日本原子力学会, “BWR 核熱水力安定性評価の現状と課題”, 「核熱水力安定性」研究専門委員会[編], 日本原子力学会, 3-1～33 及び 4-45～75, JP 番号 20346625 (2001).
- (23) 日本原子力学会, “BWR 核熱水力安定性評価の現状と課題”, 「核熱水力安定性」研究専門委員会[編], 日本原子力学会, 7-5～12, JP 番号 20346625 (2001).
- (24) 日立製作所, “沸騰水型原子力発電所 安定性解析手法について”, HLR-013 訂 4, 日立製作所 (2006).
- (25) S. A. Sandoz, S. F. Chen, "Vermont Yankee Stability Tests during Cycle 8", *Tran. Am. Nucl. Soc.*, **45**, 754(1983).
- (26) E. Gialdi, S. Grifoni, C. Parmeggiani, C. Tricoli, "Core Stability in Operating BWR : Operational Experience", *Prog. in Nucl. Energy*, **15**, 447-459 (1985).
- (27) 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).
- (28) 日本原子力学会, “BWR 核熱水力安定性評価の現状と課題”, 「核熱水力安定性」研究専門委員会[編], 日本原子力学会, 4-1～160 及び付-1～6, JP 番号 20346625 (2001).
- (29) 日本原子力学会, “BWR 核熱水力安定性評価の現状と課題”, 「核熱水力安定性」研究専門委員会[編], 日本原子力学会, 5-1～63, JP 番号 20346625 (2001).
- (30) 日本原子力学会, “BWR 核熱水力安定性評価の現状と課題”, 「核熱水力安定性」研究専門委員会[編], 日本原子力学会, 2-10～11, JP 番号 20346625 (2001).
- (31) 日本原子力学会, “BWR 核熱水力安定性評価の現状と課題”, 「核熱水力安定性」研究専門委員会[編], 日本原子力学会, 7-11, JP 番号 20346625 (2001).
- (32) USNRC, “AEOD Concerns Regarding the Power Oscillation Event at LaSalle-2(BWR-5)”, AEOD Special Report S803, USNRC, (1988).
- (33) USNRC, “Grand Gulf Nuclear Station, Unit 1 – Issuance Of Amendment Regarding Maximum Extended Load Line Limit Analysis Plus (TAC NO. MF2798)”, Docket No. 50-416, USNRC, Enclosure 2 A20 (2015).

BWR の核熱水力安定性評価基準 : 202X 解説

序文

この解説は、本体及び附属書に関する事柄を説明するものであり、基準の一部ではない。

1 制定及び改定の趣旨

BWR について安全性を確保し、安定した出力で運転するためには、核熱水力安定性に関連して中性子束及び／又は冷却材流れの振動が成長・持続しないように十分な減衰特性をもつか、又は核熱水力不安定に伴う振動を制御し得るように原子炉を設計することが必要になる。この基準の制定の趣旨は、炉心内で核的及び／又は熱水力的な不安定に伴う振動が発生しないように、又は振動が発生しても直ちに収束するように十分な減衰特性をもたせて原子炉を設計する場合に使用する判断基準及び適用する解析手法を定めることである。このようにして、“BWR の核熱水力安定性評価基準 : 2007” が制定され、発行された。

周波数領域における解析に限れば、核熱水力安定性の解析手法はおおむね成熟した技術であるため今回の改定に反映する必要がある新知見はないものの、次世代を担う原子力技術者へ技術伝承するため、より使いやすく、かつ、より高い信頼性を備えた基準にすることを目指すこととした。

2 制定及び改定の経緯

社団法人日本原子力学会（当時）では“BWR の核熱水力安定性評価基準 : 2007” を、原子炉を設計する場合に適用する学会基準として 2009 年 1 月に発行された。

発行後 5 年を経過した段階では、2011 年に発生した東日本大震災の影響を受けて改定が見送られていたが、その後の技術的課題と最新知見の有無などを踏まえて、システム安全専門部会において改定要否を検討する“炉心燃料・熱水力関連基準の改定要否等検討のためのタスクグループ” が 2016 年 3 月に設置され、検討が行われた。

同タスクグループによる検討の結果は次のようであった。

- ・ 核熱水力安定性の解析手法は周波数領域における解析に限ればおおむね成熟した技術であるため反映する必要がある新知見はない
- ・ 時間領域における解析については、別の基準とするのがよい

一方、成熟した技術ではあるものの、この技術分野を担う原子力技術者へ技術伝承が必要であることの指摘もあり、この分科会では若手技術者をメンバーに迎え、様々な世代の技術者との議論をとおして、より使いやすい基準となるよう、改定を進めた。

今回の改定によって、当該分野に関連する技術、考え方などが分かりやすく提供され、技術伝承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

この基準の改定に当たり、周波数領域の核熱水力安定性の解析コードの V&V に関する要

求事項について議論となった。

本体の 4.3.2 に規定される解析コードは、この標準の適用範囲とする BWR の燃料及び炉心の安全性を対象とした核熱水力安定性の評価における長年の使用実績に加えて、国外で定評のある解析コードに対してその一部の改良がなされた解析コードであって、かつ、我が国の安全規制における数多くの審査を経たものが多い。このような実績のある解析コードでは、保存式、下位のモデル及び相関式、並びに使用される数値解法の適格性の確認は実質的に完了しているとみなすことができる。このため、改定の当初は、このような実績のある解析コードに使用される個別のモデル及び相関式の妥当性確認に対して、本体の 4.3.2.8 の規定を満たすことを確認することで十分であるとしていた。一方で、新規に開発された解析コードなどの実績が十分に確認されていない解析コード（以下、“新規コード”という。）に対しては、実績のある解析コードと妥当性確認の要件を分ける必要があると考え、例えば M&S ガイドに規定されたモデル V&V を系統的かつ漏れなく実施するためのガイドラインに従って展開した V&V 作業を実施することを要求していた。

これに対し、実績のあるコードと新規コードとに対する要求を標準として区別してはならない、実績のあるコードに対してもある程度の V&V は要求すべき、新規コードの導入に大幅な手間の増加があると新技術の導入意欲をそぐおそれがある、との指摘があり、これらの指摘に対する対応を検討した。

検討に当たっては、実績のあるコードと新規コードとに対する要求を区別しないことに留意しつつ、周波数領域の核熱水力安定性の解析コード及びモデルに対してどのレベルの V&V を要求するかについて議論した。主な論点は、解析コードが科学的・合理的な根拠をもってこの標準の適用範囲の全体に対して必要なレベルの適用性を期待できることを、当該コードのこれまでの実績とは独立に担保する必要があること、及び、実績のある解析コードは 1960 年代に開発された技術に基づくものであり、最新の最適評価コードのようにモデル V&V の考え方を容易に適用できるものではないこと、であった。

前者の論点に対しては、本体の 4.3.2.3, 4.3.2.4, 及び 4.3.2.6 に示すモデル及び相関式が“物理的根拠、並びに仮定及び制約が確認できる”ことを規定した上で、この規定を満たすことを示すためのモデル及び相関式の適格性の確認に関する具体的な要求事項を示した。また、後者の論点に対しては、上記のモデル及び相関式の適格性の具体的な確認方法として、国内外で整備されたモデル V&V に従う適格性確認が広範になされ、解析結果の信頼性が確認された解析コードを参照コードと位置づけ、これらの参照コードの解析結果をモデル V&V の妥当性確認における試験又は実験を代替する妥当性確認の材料として用いることなどを選択肢として追加した。（D.2.6 参照）

このようにすることで、この標準では、実績のあるコードと新規コードとに対する適格性確認上の要求の区別はなくなり、共通の適格性確認のための規定を適用するものとした。

審議中に、標準委員会の委員及びシステム安全専門部会の委員から用語及び定義の長さについて、1 行程度の短い句で定義をまとめ、説明的な内容を定義に続けてまとめて記述す

るのがよいとの意見があった。この標準の次の改定において検討事項としたい。

“BWR の核熱水力安定性評価基準：2007” の解説に掲載されていた不安定事象に関する図は、出力振動が発生し、それが成長した後に初めて生じる燃料健全性への影響に関するものであり、この標準で取り扱う範囲を超えた場合に問題となる事項に関連する図であったことに加えて、出典を確認できなかったため削除した。図の削除によって、同図を参照していた項の記載が一般的な内容にとどまるものとなるため、この項全体を削除した。

これに対してシステム安全専門部会の委員から、標準の利用者にとって、必要な知見及び情報が失われて、不親切な対応となっていないかとの意見があったが、次の理由により当該の項を削除することに問題はないと判断した。

- ・ この標準は、BWR の設計上考慮すべき運転状態で生じ得る全ての核熱水力安定性上の変動に対して“十分な減衰特性をもたせる”ための実施内容を規定していること。
- ・ この標準の範囲では、出力振動を速やかに抑制できるため、出力振動が発生し、それが成長した後に初めて生じる燃料健全性への影響について、この標準に記載する必要性はないこと。
- ・ 当該の項を削除しても、標準の使用者が必要とする情報の不足につながるものではなく、不親切とはならないこと。

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 適用範囲について

4.1 適用範囲の説明

この原子力学会標準の適用範囲としては、**解説付図 4-1** の曲線 A から G で囲まれた斜線部分に示すような、起動時、停止時及び自然循環状態を含む BWR の炉心及び燃料が運転時に取り得るあらゆる運転状態を含む設計上考慮すべき運転状態であって、原子炉出力及び炉心流量が安定しており、過渡的な変動がないものを対象とした。すなわち、原子炉が設備設計、並びに炉心及び燃料の設計上、取り得る運転状態の全てに核熱水力安定性の観点から取り扱う必要が生じる運転状態の範囲を加えた運転状態が適用対象である。

また、核熱水力安定性に関わる不安定現象は原子炉の状態が急激な変化を起している場合には発生しないため、原子炉の出力及び流量は安定している必要がある。このため、この標準に従って評価される原子炉は安定した状態にあり、その下で原子炉の出力及び／又は流量に微小な振動が加わった状況を想定して、その振動の成長の有無を取り扱うこととした。これは、この標準によって核熱水力安定性の評価を行う目的が、出力運転時などにおける炉心の安定性を評価すること及び異常状態において事象収束後の速やかな起動を実現するために原子炉の核熱水力安定性を評価することであるためである。また、現象としては BWR における炉心内のボイド率及び／又は燃料温度の変化を介した核的な反応度フィード

バック系に再循環流路の動特性が絡み合ったフィードバック系による中性子束の振動を特徴とする炉心安定性及び領域安定性、並びに核的なフィードバックはないものの、慣用的にこれらの安定性を評価する指標と位置付けられているチャンネル安定性の評価を対象とし、これら 3 種の安定性を総称して核熱水力安定性とした。

また、評価対象となる炉心及び燃料については、この標準では燃料設計及び炉心構成に依存する評価手法を用いておらず、むしろ、その特徴について核熱水力安定性の評価時に十分考慮することが定められているため、特に炉心の型式及び燃料のタイプを限定しない。

さらに、BWR を設計する場合に考慮する必要のある動特性に関わる現象としては、この標準が対象としている核熱水力安定性のほかに、プラント安定性及びキセノン空間振動の安定性がある。しかし、これらの安定性はその発現メカニズムの違いから、核熱水力安定性とは評価する現象、注目するパラメータ、判断基準などが異なり、三つの安定性を統一した標準的な評価手法を規定することは不可能であるため、プラント安定性及びキセノン空間振動の安定性を適用対象外としている。

この標準の適用範囲は、基本的に今回の規定の策定に当たって、判断の根拠として利用できた知見に基づいている。今後、適用の必要性及び／又は新たな知見の蓄積に応じて、適宜見直しがなされるべきものである。

4.2 適用範囲の補足

解説付図 4-1 の斜線部には原子炉の昇温昇圧過程、同減圧過程などの定格圧力に満たない原子炉圧力の下での起動・停止過程が含まれる。また、定格圧力に達していてもタービンの起動・停止、発電機の併入・解列などの起動・停止過程における原子炉出力と炉心流量との組合せが低／低の運転状態のほかに、高／高及び低／高の運転状態も含まれている。因みに、核熱水力安定性が厳しくなるのは、原子炉出力と炉心流量との組合せが高／低の運転状態である。

これらの運転状態のうち定格圧力に達している三つの状態（低／低、高／高及び低／高）に対しては、実機における安定性試験のデータが乏しく、解析コードの妥当性確認を十分に実施できるものではない。しかし、国内外の BWR における長年にわたる運転経験、炉外の熱水力試験ループにおける核熱水力安定性の試験結果などにも裏付けられるように、これらの運転状態では核熱水力安定性が極めて良好であることが判明している。このため、これらの運転状態に対しては妥当性確認が十分でなくても、本体の 4.3.2 の解析モデル及び安定性減幅比解析手法に係る規定を満足する解析コードは適用性があると考えられる。したがって、これらの三つの運転状態についても原子炉出力と炉心流量との組合せが高／低の場合と同様に解析コードの適用範囲に含めることができる。

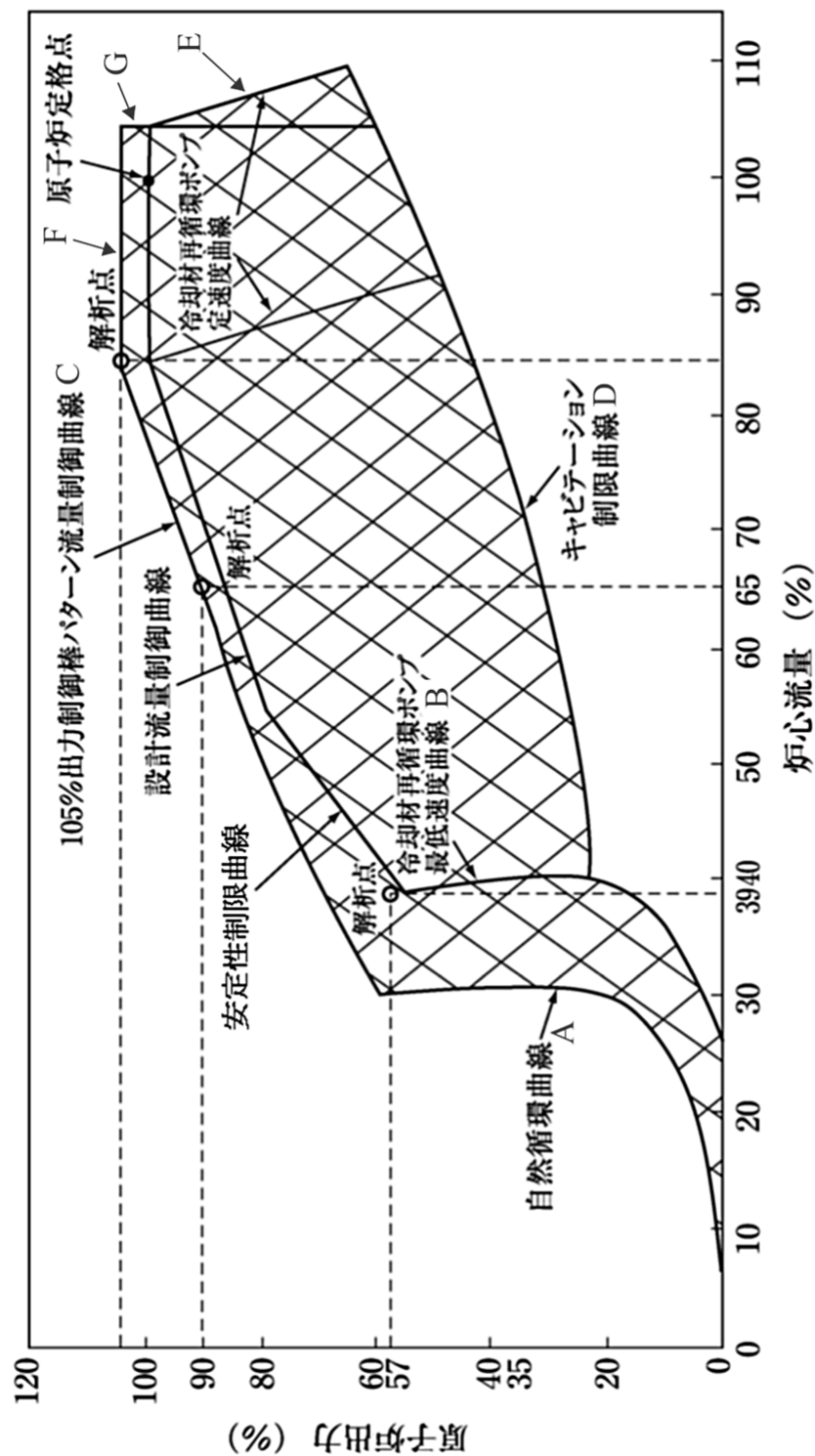
また、本体の 4.3.2 の解析モデル及び安定性減幅比解析手法に係る規定を満足する解析コードは定格圧力などの高圧条件を主な適用対象としており、原子炉圧力が定格圧力に満たない運転状態、特に低圧条件で構成式の適用性が必ずしも十分でない可能性がある。しかし、

当該の解析コードで用いられる主要なモデルは汎用的なものであり、最も重要なボイドモデル、圧力損失モデル、ペレットから燃料被覆管までの熱伝達モデルなどは低圧条件への相応の適用性を期待できる。このため、低圧時における妥当性確認が十分でなくとも、当該の解析コードに対し一定の適用性は期待できる。さらに、このような運転状態では原子炉出力は極めて小さい。例えば、起動時の昇圧過程は中性子計装の中間領域レンジに相当し、原子炉出力は定格出力の 1%と比較して格段に小さい。また、停止時の減圧過程においても、前述のモデルの適用性が課題となる可能性が生じる定格圧力よりも有意に原子炉圧力が低下した状態では、原子炉出力は定格出力の 1%より小さい出力レベルにある。一方、起動時及び停止時では再循環ポンプが最低速度で運転されることから、炉心入口に少なくとも約 0.3m/s の流速をもつ液単相流が供給される条件の下で、炉心は強制対流冷却がなされる。構成式の適用性が必ずしも十分でない可能性が想定される低圧の炉心を対象とするとき、このような低出力レベルの下では、原子炉圧力容器内で水面（原子炉水位）より数 m 下方に位置するための水頭差及び強制循環であるための動圧の寄与に応じて飽和温度が高くなる炉心内では沸騰が生じることはなく、飽和温度の低い水面（原子炉水位）から表面沸騰が生じると考えられる。くわえて、起動時又は停止時には、原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のため冷却材温度の変化率が 55°C/h に制限され、炉心内の熱水力状態の変化が非常に緩慢であることから、フラッシングが発生することもない。このように、密度波振動を誘発するに十分な量のボイドが炉心内で発生しないことから、この標準で取り扱う核熱水力的な不安定振動が発生しないことは明らかである。（解説 5.1 参照）また、国内外の BWR における長年にわたる起動時及び停止時の運転経験においても核熱水力安定性が問題となった事例はない。

さらに、このような状況があるにもかかわらず、仮に核熱水力的な不安定による原子炉出力の振動が発生し、それが検知されずに対策もなされないまま振幅が発生時の数十倍に成長したとしても、SAFDL に影響を及ぼす原子炉出力には到底至らないこともいえる。したがって、原子炉圧力が定格圧力に満たない運転状態に対しては、前述したように一定の適用性が期待できれば、例えば専門家の判断に基づいて減幅比の評価結果に付加的なバイアスを加えるなどして厳しい側の減幅比評価値を得るようにすれば安全評価上は十分である。このように対処することで、同解析コードの評価によって得られた減幅比を安全評価上の目的に利用でき、解析コードの適用範囲に、定格圧力に満たない起動時及び停止時の通常運転状態を含めることができると考えられる。

ここまで示したように、この標準に規定される解析コードの適用範囲を解説付図 4-1 の斜線部とすることができる。一方、この標準に規定される判断基準及び解析条件に係る保守性の設定の考え方は、解析コードの適用範囲に限定されない一般性をもつものである。したがってこの標準の適用範囲を上述の斜線部とすることができる。

なお、上述した場合でも減幅比の計算結果が異常値ではなく、当該の解析コードの適用によって得られる正当なものであることを確認する必要がある。



解説付図 4-1 この標準の適用範囲（斜線部分）（BWR-5 に対する例）

5 本体, 附属書の解説

5.1 密度波振動現象に関する補足

密度波振動(density wave oscillation)とは流路内の流量の変化に対しボイド率の変化, 圧力損失の変化などが遅れることから生じる振動であり, ボイド率が大きく変化することから密度波型と呼ばれる⁽¹⁾。振動周期は2相流が流路を通過する時間に相当し, 最もよく知られた2相流の不安定流動である。

密度波振動は Type-I, Type-II 及びフラッシング誘起密度波振動の三つに分類される。Type-I の密度波振動は自然循環力を増大させるために炉心上部に円筒管(チムニ)を設置した自然循環 BWR の体系で発生する可能性がある。炉心で発生した気泡がチムニに移動して自然循環力を変化させるまでの時間遅れに起因する密度波振動である。Type-II の密度波振動は発生した気泡が下流側に移動して摩擦損失を変化させるまでの時間遅れに起因する密度波振動である。一般に BWR が高出力かつ低流量の状態において発生する可能性が高くなる。フラッシング誘起密度波振動は炉心で加熱された冷却材が下流のチムニなどでフラッシングして自然循環力を発生させるまでの時間遅れに起因する密度波振動である。圧力が低い自然循環 BWR で発生しやすい。

この標準ではチムニが設置されていない国内 BWR における核熱水力安定性の規定を定めることから, この標準で取り扱う密度波振動は Type-II 密度波振動のみを対象とする。また, この標準においては Type-II を省略して記述する。

5.2 時間領域安定性について

時間領域安定性とは, BWR の炉心, 圧力容器の内外の機器などで生じる熱流動, 核熱結合, 燃料棒内熱伝達などの現象の時間応答を取り扱うことができるいわゆるプラント動特性解析コードを用いて, 炉心内で生じる核熱水力安定性に関わる過渡的な振動現象の時間発展を計算して解くことで, その安定性を評価するものであり, 国内においては, その評価の目的, 判断基準, 解析手法などが未整備である。

また, このためのプラント動特性解析コードには, 時間領域安定性の評価が必要となる出力運転又は過渡的な事象の中で生じる重要な現象, 特に炉心内の多次元的な核熱結合特性, BWR 内の種々の領域の単相及び2相の熱流動現象の時間的な変化に関わる非線形効果及びその空間依存性, 並びに燃料棒内の熱伝達特性を現実的に取り扱うことができる基礎方程式系, 忠実度の高い数値解法, 十分な構成式及び柔軟な制御ロジックが具備されている必要があり, 併せて相応のモデル V&V が実施されていることが重要である。

時間領域安定性の評価を実施する場合, 線形安定性に基づく周波数領域の核熱水力安定性の評価手法とは異なり, 安定度の評価指標, 例えば減幅比の算出が難しくなるなどの課題が生じるが, リミットサイクルなど, 有意な振幅をもって振動現象が持続又は時間発展するときにおいても, 振幅の時間的な変化, 並びにその炉心特性及びプラント挙動への影響を捉えることができるようになるとともに, SAFDL に関わる評価指標を算出してその安全余裕

を評価できるようになる利点がある。

このような利点をもつ時間領域安定性の評価においても、周波数領域の安定性評価を前提としたチャンネル安定性、炉心安定性及び領域安定性の減幅比を 1 未満とする核熱水力安定性の判断基準と同様な判断基準の下で、振動の急速な減衰を設計及び取替炉心の安全性の確認に当たっての目標とすることは、長らく発振の検知及び抑制のために時間領域安定性の評価を実施し、実績を積み重ねている米国などの安定性評価の先行例の蓄積を踏まえると合理的な方向性ではない。このため、時間領域安定性の評価を国内で導入するに当たっては、出力運転時の特定の運転点における減幅比が 1 以上となる場合、過渡事象中の振動現象の場合などを含め、時間領域安定性の評価に適したプラント動特性解析コードを用いて、発振の検知及び抑制を考慮した安定性の評価を行うことが望ましい。

このように減幅比が 1 を超える状態を想定した場合、この標準で規定した核熱水力安定性の判断基準を変更又は拡張する必要が生じる。例えば、出力運転時の運転領域を拡大することで定常的又は過渡的に減幅比が 1 を超え、これを検知し抑制することを想定する場合、SAFDL に関わる評価指標に対する評価が必要となる。さらに、圧力上昇過渡の場合、原子炉スクラム失敗を仮定した多重故障事故による給水加熱喪失後に炉心入口サブクーリングの過度な増加に伴い出力が上昇して核熱水力不安定が生じるような場合などのように、低い炉心流量及び高い炉心出力の状態がかつ逃し安全弁などの開閉に伴って中性子束の振動現象が生じる事象、ポンプトリップなどによって過渡的に低い炉心流量及び高い炉心出力の状態に至る事象などでは、この標準の適用対象である炉心などの特定の系の安定性だけでは取り扱うことができないばかりか、発振の検知及び抑制が奏功しない事象シナリオが想定される場合もあり、SAFDL に係る安全余裕だけでなく、炉心損傷に係る安全余裕を評価する必要も生じる。

なお、発振の検知及び抑制を通じて、SAFDL に係る安全余裕の確保を安定性評価の目的とする場合においても、前述したように既に海外では、過渡的に減幅比 1 以上の状態に至ることを許容し、出力などの振動の抑制によって熱的制限値が満たされればよいとの判断基準を採用し、実績を積み上げている国がある。また、その評価に当たっては、プラント動特性解析コードとして TRAC 系の解析コードのような 3 次元核熱結合を取り扱える最適評価コードが用いられている。

例えば、米国では一般設計指針の指針 12 に適合するため、1988 年 3 月に発生した LaSalle-2 号炉の核熱水力不安定が生じた事象⁽²⁾の後、BWR オーナーズグループ (BWROG) が、個々の BWR 及び核熱水力安定性の特徴を踏まえて、出力振動の“防止”又は“検知及び抑制”に関する安定性対策オプションを検討し、NRC (Nuclear Regulatory Commission, 米国原子力規制委員会) の承認を得ている⁽³⁾⁽⁴⁾。米国で採用されている核熱水力安定性に対する対策のオプション項目を次に示す。

a) Enhanced Option I-A (E1A)

不安定振動発生の可能性がある高出力／低流量領域をあらかじめ運転領域から除外しておき、この除外領域(Exclusion Region)に入った場合にはスクラムによって自動的に出力を低下させる ASF (Automatic Suppression Function, 自動抑制機能) をもつ。ASF の作動には流量バイアス信号を考慮した APRM (Average Power Range Monitor, 平均出力領域モニタ) 中性子束スクラム信号を用いる。あらかじめ定めた制限領域(Restricted Region)に入った場合には、流量バイアス制御棒引抜阻止信号によって制御棒引抜を阻止する。

また、制御棒の引抜阻止をバイパスして制限領域内で運転をする場合には、核熱水力不安定による振動の発生を回避するために出力分布が下部ピークにならないよう制御を行う。さらに、監視領域(Monitored Region)を設けて、安定性モニタによる監視及び手動操作で核熱水力不安定の発生を回避することで監視領域及び制限領域内の運転が可能となる。

各領域の範囲は周波数領域の解析コードによって評価する。このオプションを適用する場合は、EPU (Extended Power Uprate) と称される 20% の出力向上まで適用し得る。

b) Option I-D

領域不安定が発生しにくく炉心不安定が支配的と考えられる、小さな炉心及び高圧損型の炉心入口オリフィスをもつプラントに適用する。

あらかじめ炉心不安定を想定した除外領域を設定しておき、この領域に入った場合には管理上定められた手順に沿って速やかに領域外に出なければならない。

除外領域内での運転中に炉心一体振動が発生しても流量バイアス信号を考慮した APRM 中性子束スクラム信号を用いるシステムによって振動を検知し、MCPR (Minimum Critical Power Ratio, 最小限界出力比) に関する SAFDL である SLMCPR (= Safety Limit MCPR) を下回る前に振動を抑制できる。除外領域の設定方法は E1A と同様であるが、取替炉心ごとに評価を行わなければならない。このオプションを適用する場合は、EPU まで適用し得る。

c) Option II

炉心の象限ごとに LPRM 信号を APRM チャンネルに割り付けるシステムをもつ BWR-2 のみに適用でき、炉心不安定と領域不安定のどちらも検知できる。流量バイアス信号を考慮した APRM 中性子束スクラム信号を用いるシステムによって振動を検知し、SLMCPR を下回ることがないように迅速に原子炉をスクラムできる。このオプションを適用する場合にはプラント改造の必要はないが、EPU などの出力向上には適用できない。

d) Option III

炉心不安定と領域不安定のどちらも検知できるように LPRM 信号をグループ化した OPRM (Oscillation Power Range Monitor, 出力振動モニタ) を用いるオプションであり、運転領域は制限されない。

熱水力的な不安定に起因する中性子束振動が発生し、その振幅がある程度大きくなった場合には、ASF の OPRM トリップによってスクラム又は選択制御棒挿入 (SRI) を作動させることで、SLMCPR を下回ることなく自動的に出力を低下させ振動を抑制する。

ASF の誤作動を避けるために、高い炉心流量又は低い炉心出力の運転状態では自動的にバイパスされる。また、核熱水力不安定に起因する振動が発生した場合にのみトリップするように設計されており、ノイズレベルの振動では OPRM トリップは作動しない。このオプションを適用する場合は、EPU まで適用し得る。

e) Detect and Suppress Solution – Confirmation Density (DSS-CD)

DSS-CD は MELLLA+ (Maximum Load Line Limit Analysis Plus) を実現するために導入された最新の安定性対策オプションである。OPRM を監視し、出力振動がノイズレベルを大幅に上回る前に制御棒の挿入を開始させる振動密度確認アルゴリズム (CDA: Confirmation Density Algorithm) を基盤としている。DSS-CD は深層防護として、CDA に加えて Option III に採用されている次の核熱水力安定性の監視アルゴリズムも備えている。

- ・ペリオド検知アルゴリズム (PBDA: Period Based Detection Algorithm)
- ・振幅アルゴリズム (ABA: Amplitude Based Algorithm)
- ・増幅率アルゴリズム (GRA: Growth Rate Algorithm)

解析は時間領域の解析コードを用いた BEPU (Best-Estimate Plus Uncertainty, 不確かさを定量化した最適評価) に基づいて行われており、スクラム設定点には 95% 信頼水準 / 95% 累積確率値で SLMCPR 逸脱を回避できる値が採用されている。

5.3 核熱水力安定性の判断基準に関する補足

5.3.1 海外の核熱水力安定性の判断基準について

この標準が規定する核熱水力安定性の判断基準に対する補足として、BWR をもつ主要国である米国、ドイツ及びスウェーデンの核熱水力安定性の判断基準について整理する。

5.3.2 米国における核熱水力安定性の判断基準

NRC は SRP (Standard Review Plan, 米国標準審査指針) 15 章の 9 項 (SRP15.9 Initial Issuance 03/2007) に、BWR 安定性の具体的な容認基準をまとめている。この容認基準は、機能要求に当たる次に示す GDC の該当要件を満たすことを基本としている。

なお、GDC 及び SRP 15.9 に示される LTS (Long Term Solution, 長期的な対策) は、これらの要求及び基準の長期の運用を経て、実プラントの多くに既に導入されており、核熱水力安定性の容認基準も LTS の導入に従って変わることから、ここでは LTS の導入に関わる事項も含めて記載する。

- a) GDC10 (原子炉の設計) - 通常運転状態 (出力振動状態でも原子炉スクラムが機能する状態も含む) にて SAFDL を超えないこと

- b) GDC12 (原子炉出力振動の抑制) - 出力振動が起こりえないか又は出力振動を確実に容易に検知及び抑制できること
- c) GDC13 (計装制御) - 安定性 LTS としてのハードウェアを備えること
- d) GDC20 (安全保護系の機能) - 出力振動が生じた場合に、原子炉保護系が自動的に起動して、SAFDL を超えないようにすること
- e) GDC29 (運転時の異常な過渡変化に対する防護) - 安定性 LTS の安全機能が非常に高い確率で作動する設計であること

これら 5 項目の機能要求を満たすための性能水準要求に当たる容認基準の概容を次に示す。ただし、我が国で未導入の安定性 LTS に係る詳細な容認基準については記載を省略している。

- f) 原子炉及び関連設備は、定常の運転状態及び運転時の異常な過渡変化において、出力振動及びほかの熱水力不安定が生じないように、十分な余裕をもって設計すること
- g) 出力振動の可能性を除外できない場合には、出力振動を確実に検知して容易に抑制できる設計とすること
- h) 炉心、領域及びチャンネルの三つの核熱水力安定性について、それぞれの減幅比 (DR) の評価結果が、 $DR < (1 - \sigma)$ を満たすこと。ここで、 σ は解析コードの不確かさ及び入力データの変動の程度に依存するが、例えば 0.2 が代表的な値となる。ただし、領域安定性については、チャンネル安定性及び炉心安定性の減幅比に基づく承認された相関関係を用いて安定性を判別してもよい。
- i) GDC12 を満たす容認可能な LTS は、核熱水力安定性の判断基準を満たさないため原子炉の運転が許容されない運転除外領域を自動的に定めるものであること、また、この LTS は、運転除外領域に加えて、管理制御によって強化されたより広い緩衝領域を定義し、この緩衝領域によって原子炉保護系の作動を最小限に抑えること
- j) GDC12 を満たす容認可能な代替 LTS は、出力振動が生じても容易に検知し、原子炉をスクラムさせることで振動を抑制し、SAFDL を逸脱させないものであること
- k) 安定性 LTS においては、認可された安定性対策が機能しないことが判明した場合に備えて、予備の選択肢を備えること
- l) GDC13 の要求を満たすための安定性関連の計装系の機能は解析によって実証されること
- m) 密度波振動については、機器の起動、制御系の動作などによる不安定によって SAFDL を逸脱することから免れるものであることを示すこと

我が国の設置許可申請における“運転上の設計基準”相当に係る過去の状況及び今日の動向を次に示す。

米国では、1970 年代後期までは“運転上の設計基準”と同様な“Operational Design Guide”が適用されていた。しかし、燃料健全性に対する余裕確保の観点からは、我が国の設置許可申請における“限界基準”と同じ減幅比 1 未満を基準とする“Ultimate Performance Limit”

が十分な保守性を有しているとして、現在は“Operational Design Guide”は適用していない。

このことについては、General Electric (GE) 社が提出したトピカルレポート“Generic Reload Fuel Application”（以下、“GESTAR II Rev.0”という。）に対する NRC の SER (Safety Evaluation Report, 安全評価書) において、次の GE 社の主張が 1978 年に認められたことで確認できる。

- ・ “Operational Design Guide” は単なるガイドであり、安全上の重要性はないため、削除する。

SRP 15.9 においても、“Operational Design Guide”に相当するものは規定されていない。

さらに、GESTAR II Rev.0 ではプラント安定性と核熱水力安定性との関係について次のように取り扱われている。

- ・ 取替炉心において炉心及びチャンネル安定性のみが変化するため、制御システム応答をみるプラント安定性については、取替炉心ごとに再評価する必要はない。

なお、米国では、解説 5.4.5.2 に記載のとおり“検知及び抑制”を安定性対策オプションとして採用しているが、当該オプションは“運転上の設計基準”相当の撤廃後に NRC に承認されている。

5.3.3 ドイツにおける核熱水力安定性の判断基準

連邦制をとるドイツでは、原子力施設の許認可及び監督の責任は州政府にある。ドイツ連邦としては原子力指針標準委員会 KTA (Kerntechnische Ausschuss) が核熱水力安定性に対する性能水準要求レベルに当たる判断基準として次に示す 3 項目を要求している。また、チャンネル安定性についての判断基準はない。

- a) 振動が減衰しない領域から十分に距離を置いて運転すること
- b) 減衰しない出力振動が検知された場合の対処のための適切なハード対策を講じること
- c) 適切かつ妥当性が確認されたコードで運転条件を解析すること

これらに従ってサイクルごとに保守的な運転点の解析がなされ、安定性が確認されている。解析評価に当たっては過去に実施された安定性試験データに基づき、妥当性が確認された解析コードが用いられる。

また、運転中の BWR にはオンライン安定性モニタを設置しており、発振を検知し、運転員に警報を出すとともに、中性子束振動を検知した場合、複数本のあらかじめ選択された制御棒を自動挿入するシステムを導入している。

5.3.4 スウェーデンにおける核熱水力安定性の判断基準

スウェーデンでは、規制当局である放射線安全機関 (SSM : Strålsäkerhetsmyndigheten) が、原子炉の設計上の安全性の確保に関する詳細を定めた“原子炉の設計及び建設に関する規則”において、核熱水力安定性に対する性能水準要求レベルに当たる判断基準として次に示す 4 項目を要求している。

- a) 設計上の対策に加え，核熱水力不安定が生じたときに講じる対策の手順を準備すること
- b) この手順には，核熱水力不安定の特徴，どのように検出され，どのように緩和されるかを含めること
- c) 運転員は当該の手順を熟知し，核熱水力不安定を統御するために訓練されていること
- d) 炉心の新しい配置ごとに安定性の余裕を計算すること

公衆審査用

6 懸案事項

この標準によって核熱水力安定性の評価を行う目的は、出力運転時などにおける炉心の安定性を評価すること及び異常状態において事象収束後の速やかな起動を実現するために原子炉の安定性を評価することである。また、核熱水力安定性に関わる不安定現象は原子炉の状態が急激な変化を起している場合には発生しないため、評価の対象となる運転状態の原子炉の出力及び流量は安定している必要がある。このため、この標準に従って評価される原子炉は安定した状態にあり、その下で原子炉の出力及び／又は流量に微小な振動が加わった状況を想定して、その振動の成長の有無を周波数領域で取り扱う。

このように、この標準の規定する核熱水力安定性の評価手法は、定常状態にある系の自己平衡性を調べるものであるため、ポンプトリップなどによって過渡的に低炉心流量及び高炉心出力の状態に至る事象中の核熱水力安定性を評価することはできない。

このような状態の核熱水力安定性は時間領域で取り扱う必要があるため、**解説 5.2** に時間領域安定性について述べる。

解説の参考文献

- (1) 日本機械学会, “機械工学便覧 基礎編 α 2 機械力学”, 日本機械学会, α 2-125, ISBN 978-4-88898-116-3 (2004).
- (2) USNRC, “*AEOD Concerns Regarding the Power Oscillation Event at LaSalle-2(BWR-5)*”, AEOD Special Report S803, (1988).
- (3) GE Nuclear Energy, “*Licensing Topical Report BWR Owners' Group Long-Term Stability Solutions Licensing Methodology*”, NEDO-31960-A, (1991).
- (4) GE Nuclear Energy, “*Licensing Topical Report BWR Owners' Group Long-Term Stability Solutions Licensing Methodology Supplement 1*”, NEDO-31960-A Supplement 1, (1992).

公衆審査用