JAEA-Research
2014-033

核変換物理実験施設を用いた炉物理実験による加速器駆動核変換システム炉物理パラメータの不確かさの低減効果

Effect of Experiments Using Transmutation Physics Experimental Facility on the Reduction of Uncertainties in Reactor Physics Parameters of an Accelerator-Driven System

岩元 大樹　西原 健司　方野 量太　福島 昌宏
辻本 和文

Hiroki IWAMOTO, Kenji NISHIHARA, Ryota KATANO, Masahiro FUKUSHIMA and Kazufumi TSUJIMOTO

原子力科学研究部門
原子力基礎工学研究センター
分離変換技術開発ユニット

Partitioning and Transmutation Technology Unit
Nuclear Science and Engineering Center
Sector of Nuclear Science Research

March 2015

Japan Atomic Energy Agency　日本原子力研究開発機構

JAEA-Research

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ（http://www.jaea.go.jp）
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2 番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2014

JAEA-Research 2014-033

核変換物理実験施設を用いた炉物理実験による加速器駆動核変換システム炉物理パラメータの不確かさの低減効果

日本原子力研究開発機構　原子力科学研究部門
原子力基礎工学研究センター　分離変換技術開発ユニット
岩元　大樹，西原　健司，方野　量太 *，福島　昌宏，辻本　和文

(2014 年 12 月 19 日受理)

核変換物理実験施設 (TEF-P) を用いた炉物理実験による鉛ビスマス冷却型加速器駆動核変換システム (ADS) の炉物理パラメータ（臨界性及び冷却材ボイド反応度）に対する核データに起因する不確かさの低減効果を，炉定数調整法の枠組みに基づいて評価した。核データライブラリには JENDL-4.0 を使用し，TEF-P で実施する実験には，ADS 実機燃料を模擬したマイナーアクチノイド (MA) 燃料（MA 重量：約 30 kg）を装荷した体系及び装荷していない体系のそれぞれに対して臨界性，鉛ボイド反応度，反応率比，サンプル反応度，燃料置換反応度の 5 種類の実験を想定した。

解析の結果，TEF-P で想定する実験をすべて実施することで，ADS の炉物理パラメータに対する不確かさを，臨界性に対して 1.0%から 0.4%程度に，冷却材ボイド反応度に対して 9.4%から 4.2%程度に低減できることがわかった。また，ADS 臨界性の不確かさ低減に対しては燃料置換反応度が効果的であり，冷却材ボイド反応度の不確かさ低減に対しては鉛ボイド反応度実験が効果的であることがわかった。これらの低減効果は，装荷する MA 燃料の組成と物量に大きく依存するが，目的に応じた実験を実施して，これらのデータと既存の炉物理実験データベースを組み合わせることで，炉物理パラメータの不確かさを効率的に低減できることが明らかになった。

原子力科学研究所：〒 319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4
* 名古屋大学大学院工学研究科

JAEA-Research 2014-033

Effect of Experiments Using Transmutation Physics Experimental Facility on the Reduction of Uncertainties in Reactor Physics Parameters of an Accelerator-Driven System

Hiroki IWAMOTO, Kenji NISHIHARA, Ryota KATANO*, Masahiro FUKUSHIMA and Kazufumi TSUJIMOTO

Partitioning and Transmutation Technology Unit
Nuclear Science and Engineering Center
Sector of Nuclear Science Research
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received December 19, 2014)

The effect of experiments using Transmutation Physics Experimental Facility (TEF-P) is analysed from the viewpoint of the reduction of uncertainties in reactor physics parameters (criticality and coolant void reactivity) of an accelerator-driven system (ADS). The analysis is conducted by the nuclear-data adjustment method using JENDL-4.0 on the assumption that five types of reactor physics experiments (a total of 44 experiments) are performed in TEF-P: (i) criticality experiment, (ii) lead void reactivity experiment, (iii) reaction rate ratio experiment, (iv) sample reactivity experiment, and (v) fuel replacement reactivity experiment.

As a result, 1.0% of uncertainty in criticality is found to be reduced to approximately 0.4%, and effective experiments for the reduction of uncertainty in criticality and coolant void reactivity are shown to be fuel replacement reactivity experiments and lead void reactivity experiments, respectively. Although these effects depend largely on the composition and amount of minor-actinide (MA) fuels, it is found that a combination of different types of experiments and database of existing experiments is effective in reducing the uncertainties.

Keywords: Transmutation Physics Experimental Facility (TEF-P), Minor Actinide, Accelerator-driven System, Adjustment Method, Bayes' Theorem, Uncertainty Induced by Nuclear Data, JENDL-4.0, Sensitivity Coefficient, Covariance

---

*Graduate School of Engineering, Nagoya University.

目 次

1. 緒言 1

2. 核変換物理実験施設 (TEF-P) 3
2.1 臨界集合体実験装置の概要 3

3. 解析手法 5
3.1 炉定数調整法 5
3.2 不確かさの評価法 10

4. 解析条件 12
4.1 使用した計算コードと核データライブラリ 12
4.2 不確かさ解析対象炉心 14
4.3 炉物理実験 18

5. 解析結果 30
5.1 中性子束及び炉物理パラメータ 30
5.2 感度係数 34
5.3 核データ起因不確かさ 51

6. 考察 66
6.1 装荷 MA 燃料の量 66
6.2 MA 燃料ピン構造の効果 66
6.3 MA 燃料組成 70
6.4 既存炉物理実験データとの組み合わせの効果 71

7. 結言 75
7.1 まとめ 75
7.2 今後の課題 75

謝辞 77

参考文献 78

付録 A 中心 5×5 格子管領域の組成 81
A.1 MA 燃料領域の組成 81
A.2 MA 燃料ピン端部構造を考慮したときの燃料領域端部の組成 82

Contents

1. Introduction 1

2. Transmutation Experimental Facility 3
2.1 Outline of Critical Assembly 3

3. Calculation Methods 5
3.1 Nuclear Data Adjustment Method 5
3.2 Method of Evaluating Uncertainty 10

4. Calculation Methods 12
4.1 Calculation Codes and Nuclear Data Library 12
4.2 Target Core for Uncertainty Analysis 14
4.3 Reactor Phyisics Experiments 18

5. Analytical Results 30
5.1 Neutron Fluxes and Reactor Physics Parameters 30
5.2 Sensitivity Coefficients 34
5.3 Uncertainty Induced by Nuclear Data 51

6. Discussion 66
6.1 Amount of Loaded MAs 66
6.2 Effect of Structure of MA Fuel Pin 66
6.3 Component of MA Fuel 70
6.4 Combination Effects with Data of Existing Reactor Physics Experiments . . 71

7. Conclusion 75
7.1 Summary 75
7.2 Future Challenges 75

Acknowledgment 77

References 78

Appendix A Composition of Central 5×5 Core Region 81
A.1 Composition of MA Fuel Region 81
A.2 Composition of Edge Parts of MA Fuel Region 82

List of Tables

表 4.1.1　検討に使用した計算モジュール 12
表 4.1.2　検討に使用した共分散データ 13
表 4.2.1　ADS 実機の各領域における組成 15
表 4.2.2　ADS 実機の臨界性及び冷却材ボイド反応度の解析値 16
表 4.3.1　参照炉心 A の領域の説明 19
表 4.3.2　参照炉心 B の領域の説明 19
表 4.3.3　参照炉心 A の各領域における組成 22
表 4.3.4　参照炉心 B の各領域における組成 23
表 4.3.5　想定した MA 燃料のプルトニウム同位体組成 24
表 4.3.6　想定した MA 燃料の MA 同位体組成 24
表 4.3.7　鉛ボイド反応度実験で想定した実験項目 25
表 4.3.8　鉛ボイド反応度実験で想定した実験値の不確かさと相関係数 26
表 4.3.9　反応率比実験で想定した ^{239}Pu 核分裂反応に対する反応率比実験項目 26
表 4.3.10　反応率比実験で想定した実験値の不確かさ（標準偏差）と相関係数 . . 27
表 4.3.11　サンプル反応度実験で想定した実験項目 28
表 4.3.12　サンプル反応度実験で想定した実験値の不確かさと相関係数 28
表 4.3.13　MA 燃料置換反応度実験で想定した実験項目 29
表 4.3.14　MA 燃料置換反応度実験で想定した実験値の不確かさと相関係数 . . . 29

表 5.1.1　参照炉心 A 及び参照炉心 B の炉物理パラメータ解析値（MA 燃料非装荷体系） 32
表 5.1.2　参照炉心 A 及び参照炉心 B の炉物理パラメータ解析値（MA 燃料装荷体系） 33
表 5.3.1　参照炉心 A の炉物理パラメータの調整前後における不確かさ (1/2) . . 53
表 5.3.2　参照炉心 A の炉物理パラメータの調整前後における不確かさ (2/2) . . 54
表 5.3.3　参照炉心 B の炉物理パラメータの調整前後における不確かさ (1/2) . . 55
表 5.3.4　参照炉心 B の炉物理パラメータの調整前後における不確かさ (2/2) . . 56
表 5.3.5　炉定数調整における TEF-P 実験の追加の順 58

表 6.1.1　各実験体系の装荷 MA 量と想定する実験の数 66
表 6.1.2　各実験体系における炉定数調整後の ADS 実機炉物理パラメータ不確かさの比較 67

表 6.2.1　把持構造・ガスプレナムを考慮した炉心及び考慮していない炉心（参照炉心 B）における炉定数調整後の ADS 実機炉物理パラメータ不確かさの比較　67
表 6.3.1　想定した MA 燃料 70
表 6.3.2　各燃料形態における炉定数調整後の ADS 実機炉物理パラメータ不確かさの比較 70
表 6.3.3　各燃料形態における炉定数調整後の ADS 臨界性不確かさに対する主な核種の寄与の比較 71
表 6.4.1　炉定数調整前後の ADS 実機炉物理パラメータの不確かさ 72

表 A.1.1　MA 燃料領域における組成 (1/2) 81
表 A.1.2　MA 燃料領域における組成 (2/2) 82
表 A.2.1　図 **6.2.2** 中の PinHead 及び PinEnd における組成 82

List of Figures

図 2.1.1　TEF-P の外観 3
図 2.1.2　中心 5×5 格子管領域における単位格子管の断面図 4

図 4.2.1　ADS 実機の二次元円筒 RZ モデル 14
図 4.2.2　ADS 実機の臨界性不確かさの反応別内訳（棒）及び核種別内訳（白丸）　17
図 4.2.3　ADS 実機の冷却材ボイド反応度不確かさの反応別内訳（棒）及び核種別内訳（白丸） 17
図 4.3.1　2 次元 RZ モデルにおける参照炉心 A（MA 燃料装荷炉心）の幾何形状　20
図 4.3.2　2 次元 RZ モデルにおける参照炉心 A（MA 燃料非装荷炉心）の幾何形状　20
図 4.3.3　2 次元 RZ モデルにおける参照炉心 B（MA 燃料装荷炉心）の幾何形状　21
図 4.3.4　2 次元 RZ モデルにおける参照炉心 B（MA 燃料非装荷炉心）の幾何形状　21

図 5.1.1　中性子エネルギースペクトル（積分値を 1 に規格化，y 軸：線形） . .　30
図 5.1.2　中性子エネルギースペクトル（積分値を 1 に規格化，y 軸：対数） . .　31
図 5.1.3　随伴中性子エネルギースペクトル（第 19 群を 1 に規格化） 31
図 5.2.1　MA 燃料非装荷体系の臨界性に対する感度係数 35
図 5.2.2　MA 燃料装荷体系の臨界性に対する感度係数 35
図 5.2.3　MA 燃料非装荷体系のボイド反応度に対する感度係数 36
図 5.2.4　MA 燃料装荷体系の鉛ボイド反応度に対する感度係数 37
図 5.2.5　MA 燃料非装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する捕獲反応率比に対する感度係数 38
図 5.2.6　MA 燃料非装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (1/4) 38
図 5.2.7　MA 燃料非装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (2/4) 39
図 5.2.8　MA 燃料非装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (3/4) 40
図 5.2.9　MA 燃料非装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (4/4) 41
図 5.2.10　MA 燃料装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する捕獲反応率比に対する感度係数　42
図 5.2.11　MA 燃料装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (1/4) 42

図 5.2.12　MA 燃料装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (2/4) 43
図 5.2.13　MA 燃料装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (3/4) 44
図 5.2.14　MA 燃料装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (4/4) 45
図 5.2.15　MA 燃料非装荷体系のサンプル反応度に対する感度係数 (1/2) 46
図 5.2.16　MA 燃料非装荷体系のサンプル反応度に対する感度係数 (2/2) 47
図 5.2.17　MA 燃料非装荷体系の MA 燃料置換反応度に対する感度係数 47
図 5.2.18　MA 燃料装荷体系のサンプル反応度に対する感度係数 (1/2) 48
図 5.2.19　MA 燃料装荷体系のサンプル反応度に対する感度係数 (2/2) 49
図 5.2.20　MA 燃料非装荷体系の MA 燃料置換反応度に対する感度係数 50
図 5.3.1　ADS 臨界性に対する各実験種類の不確かさ低減効果 57
図 5.3.2　ADS ボイド反応度に対する各実験種類の不確かさ低減効果 57
図 5.3.3　参照炉心 A で想定する実験をすべて行なったときの炉定数調整による ADS 臨界性不確かさの変化 59
図 5.3.4　参照炉心 A で想定する実験をすべて行なったときの炉定数調整による ADS ボイド反応度不確かさの変化 59
図 5.3.5　参照炉心 B で想定する実験をすべて行なったときの炉定数調整による ADS 臨界性不確かさの変化 60
図 5.3.6　参照炉心 B で想定する実験をすべて行なったときの炉定数調整による ADS ボイド反応度不確かさの変化 60
図 5.3.7　参照炉心 A で想定する実験をすべて行なったときの ADS 臨界性不確かさに対する物質グループの寄与の変化 61
図 5.3.8　参照炉心 A で想定する実験をすべて行なったときの ADS ボイド反応度不確かさに対する物質グループの寄与の変化 62
図 5.3.9　参照炉心 B で想定する実験をすべて行なったときの ADS 臨界性不確かさに対する物質グループの寄与の変化 63
図 5.3.10　参照炉心 B で想定する実験をすべて行なったときの ADS ボイド反応度不確かさに対する物質グループの寄与の変化 64
図 5.3.11　鉛ボイド反応度に対する各実験の ^{241}Am 核分裂スペクトルの感度係数と ADS 実機の冷却材ボイド反応度に対する ^{241}Am 核分裂スペクトルの感度係数の比較 65
図 5.3.12　鉛ボイド反応度に対する各実験の ^{241}Am 核分裂スペクトルの感度係数と ADS 実機の冷却材ボイド反応度に対する ^{241}Am 核分裂スペクトルの感度係数の比較（最大値を 1 に規格化） 65

図 6.1.1　ADS 臨界性に対する各実験種類の不確かさ低減効果 68
図 6.1.2　ADS 冷却材ボイド反応度に対する各実験種類の不確かさ低減効果 . . 68
図 6.2.1　端部構造及びガスプレナムを考慮した MA 燃料ピンの形状 69
図 6.2.2　端部構造及びガスプレナムを考慮した参照炉心 B（MA 燃料装荷炉心）の幾何形状 69
図 6.4.1　R488 を考慮して炉定数調整したときの ADS 臨界性不確かさに対する主要核種・物質グループの寄与の変化 (1/2) 73
図 6.4.2　R488 を考慮して炉定数調整したときの ADS 臨界性不確かさに対する主要核種・物質グループの寄与の変化 (2/2) 74

This is a blank page.

1. 緒言

日本原子力研究開発機構（原子力機構）は，大強度陽子加速器施設 (J-PARC: Japan Proton Accelerator Research Complex) 第 II 期計画の一環として加速器駆動システム (ADS: Accelerator-Driven System) を用いた核変換技術の研究開発を目的とした「核変換実験施設 (TEF: Transmutation Experimental Facility)」の建設を計画している。核変換実験施設は，核燃料と核破砕中性子源を用いて ADS の炉物理及び運転・制御に関する研究開発を目的とする「核変換物理実験施設 (TEF-P)[1–3]」と ADS 特有の構造であるターゲット及び陽子ビーム窓の熱構造設計及びシステム技術の確立を目的とした「ADS ターゲット試験施設 (TEF-T)[4]」の二つの主要施設で構成される。

このうち TEF-P は，原子力機構が所有する高速炉臨界実験装置 FCA (Fast Critical Assembly) の後継機と計画しており，FCA と同様，実験目的に応じて燃料や冷却材模擬物質の配置を変更でき，自由度の高い実験を行なうことが可能な臨界実験装置である。この特長に加えて，TEF-P は次の 2 つの特長を有する。

- マイナーアクチノイド (MA) 燃料の取扱いを想定した臨界集合体である。
- 炉心中心部に核破砕ターゲットを備え，400 MeV 陽子ビームを導入し，核破砕中性子による未臨界炉心の駆動を扱える。

MA 燃料を用いた実験に関連して，TEF-P による MA 燃料装荷実験の効果については，これまで参考文献 5) で炉定数調整法を基にした検討が行なわれている。その後，核データライブラリ JENDL が JENDL-3.3 から JENDL-4.0[6–8] に改訂され，それに伴って共分散データが大幅に拡張されるとともに，汎用炉心解析システム MARBLE[9–11] の開発が，現在原子力機構で精力的に行なわれている。このような背景により，核データに起因する不確かさの低減の観点から，より具体的な炉物理実験の検討を行なえる環境が整ってきた。

本検討では，原子力機構が提案している鉛ビスマス冷却型 ADS[12] を対象とし，この炉物理パラメータの JENDL-4.0 核データに起因する不確かさ（以下，核データ起因不確かさ，あるいは単に不確かさと呼ぶ）が，TEF-P の炉物理実験によってどの程度，あるいはどのように低減されるかを，炉定数調整法に基づいて定量的に把握することを目的とする。

まず第 2 章では，原子力機構が検討している TEF-P の概要を述べる。

第 3 章では，本検討で用いる炉定数調整法について，その基礎理論であるベイズの定理から出発し，炉定数調整法の重要な基礎式の導出法について解説する。次に，対象とする炉物理パラメータの核データ起因不確かさの評価手法について説明する。

第 4 章では，本検討の解析条件について述べ，TEF-P で想定する炉物理実験について説明するとともに，炉定数調整で必要となる実験の不確かさ及び相関について記述する。

第 5 章では，解析によって得られた炉物理パラメータと感度係数を整理し，各実験に対する感度係数の特徴について考察する。次に，解析によって得られた炉定数調整後の ADS 実機の炉物理

パラメータの不確かさを示し，これらの結果をもとに，想定した個々の実験による不確かさの低減効果について，不確かさを核種・反応の寄与にブレイクダウンして考察する。

第 6 章では，想定される燃料の形状及び組成に関する幾つかのケースについて、それらが不確かさの低減効果にどのように影響するか考察する。

最後に第 7 章で，本検討で得られた成果をまとめ，今後の課題を摘出して結言とする。

2. 核変換物理実験施設 (TEF-P)

2.1 臨界集合体実験装置の概要

図 **2.1.1** に TEF-P の外観を示すように，TEF-P は FCA と同じ水平 2 分割型の臨界集合体を想定している。分割された各 1/2 格子管集合体は，厚さ 1.0 mm のステンレス鋼からなる四角柱格子管（外辺寸法 55.2 mm×55.2 mm，長さ 1324 mm）を直方体状に 51 行 ×51 列に積み重ねた構造となっている。各々の 1/2 格子管集合体はテーブル上に固定されており，テーブルの一つは

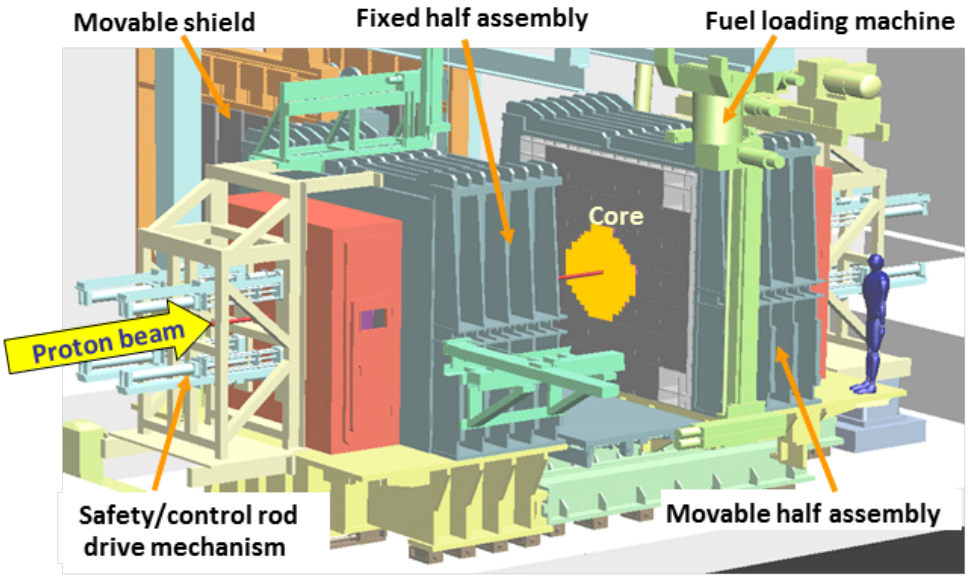

図 **2.1.1** **TEF-P** の外観

ベッドと一体構造となっているが，もう一つのテーブルはテーブル駆動機構によってベッド上を移動でき，これを固定側テーブルと密着することで目的とする炉心を形成する。また，陽子ビーム導入管を格子管集合体外側から中心格子管部に設け，炉心中心部に最大 10 W の 400 MeV 陽子ビームを導入することで，核破砕中性子を用いた未臨界度測定等の炉物理実験を行なうこともできる。

各々の格子管には，炉心を形成するための燃料板及び構造材，冷却材，減速材等の模擬物質板を任意に収められる炉心物質装填用の引出し（内辺寸法 横 50.8 mm× 縦 51.4 mm，長さ 665.4 mm，板厚 0.8 mm）が挿入されるが，中心 5 行 ×5 列，奥行 304.8 mm の領域（中心 5×5 格子管領域）には，引出しの代わりにピン状燃料を挿入できるように，1 体当たり 12 本の案内管を設けた鉛カランドリア管が片側 25 体ずつ計 50 体装荷される。すなわち，最大 600 本のピン状燃料を装荷できる構造となっている。図 **2.1.2** に中心 5×5 格子管領域における単位格子管の断面図を示す。

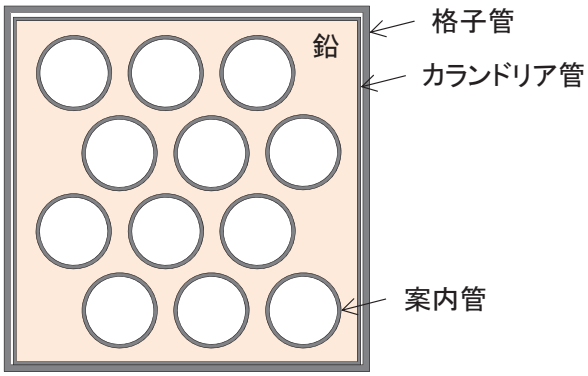

図 **2.1.2**　中心 **5**×**5** 格子管領域における単位格子管の断面図

制御安全棒は他の炉心物質装填用引出しと同様に，内部に燃料板と模擬物質板等を装填した引出し構造であり，制御棒駆動機構によって格子管内を水平方向に炉心に挿入及び引抜きされる。

燃料要素は，50.8 mm（2 インチ）正方 ×1/16 インチまたは 1/8 インチ厚の 20%濃縮ウラン金属の薄板 (LEU) 及び直径 9 mm，長さ 30.48 mm の (MA, Pu) 混合窒化物燃料ピン（以下，MA 燃料と言う。）であり，ドライバー燃料に LEU，中心 5×5 格子管領域に MA 燃料を装荷することを想定している。

3. 解析手法

3.1 炉定数調整法

炉定数調整法[13)]は，炉物理モデルを，核反応パラメータを確率変数とする統計モデルとみなし，様々な炉物理実験データを取り込んで核反応パラメータの推定値を更新するとともに炉物理パラメータの推定精度の向上を図る手法である。炉定数調整法の特徴については，文献 14,15) ですでに記述されているが，導出方法について詳しく記述された文献は少ない。ここでは，炉定数調整法の理論的基礎であるベイズの定理 (Bayes' theorem)[16)] から出発し，炉定数調整法で重要な基礎式（後述の式 (3.40) 及び式 (3.41)）を導出する。

m 個の核反応パラメータセット[1]を $\boldsymbol{\sigma} = (\sigma_1, \sigma_2, ..., \sigma_m)^t$ とし，n 個の炉物理パラメータのセット[2]は，$\boldsymbol{\sigma}$ が与えられたとき炉物理モデル $\boldsymbol{R}(\boldsymbol{\sigma}) = (R_1(\boldsymbol{\sigma}), R_2(\boldsymbol{\sigma}), ..., R_n(\boldsymbol{\sigma}))^t$ によって計算されるとする。このとき，その対象となる実験データを $\boldsymbol{z}$ とする。さらに，パラメータ $\boldsymbol{\sigma}$ の初期値を $\boldsymbol{\sigma}_0 = (\sigma_{0,1}, \sigma_{0,2}, ..., \sigma_{0,m})^t$ で表し，この $\boldsymbol{\sigma}_0$ から計算される炉物理パラメータに対する実験データとの比を $\boldsymbol{y} = (z_1/R_1(\boldsymbol{\sigma}_0), z_2/R_2(\boldsymbol{\sigma}_0), ..., z_n/R_n(\boldsymbol{\sigma}_0))^t$ で表す。これは，炉物理実験における E/C 値（C/E 値の逆数）のパラメータセットに相当する。

以下では，核反応パラメータを，その初期値に対する相対値として次のように定義する。

$$\boldsymbol{x} \equiv (\sigma_1/\sigma_{0,1}, \sigma_2/\sigma_{0,2}, ..., \sigma_m/\sigma_{0,m})^t \tag{3.1}$$

このときの核反応パラメータ $\boldsymbol{x}$ の初期値 $\boldsymbol{x}_0$ は，$\boldsymbol{x}_0 = \boldsymbol{1}\,(\in \mathbb{R}^m)$ である。炉物理モデルも同様に，初期パラメータが与えられたときに計算される炉物理パラメータに対する相対値として

$$\begin{aligned} \boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}) &\equiv (R_1(\boldsymbol{\sigma})/R_1(\boldsymbol{\sigma}_0), R_2(\boldsymbol{\sigma})/R_2(\boldsymbol{\sigma}_0), ..., R_n(\boldsymbol{\sigma})/R_n(\boldsymbol{\sigma}_0))^t \\ &\equiv (f_1(\boldsymbol{x}), f_2(\boldsymbol{x}), ..., f_n(\boldsymbol{x}))^t \end{aligned} \tag{3.2}$$

と定義する。ここで，$\boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}_0) = \boldsymbol{1}\,(\in \mathbb{R}^n)$ である。

このように定義された，ある炉物理パラメータを与える炉物理モデルは，そのパラメータを確率変数として取り扱うことで，ある確率分布を持った統計モデルとみなすことができる。この統計モデルは核反応パラメータ $\boldsymbol{x} \in \mathbb{R}^m$ が与えられたときのデータ $\boldsymbol{y} \in \mathbb{R}^n$ の振る舞いを記述し，確率密度関数 $p(\boldsymbol{y}|\boldsymbol{x})$ で表される。この確率密度関数は,「核反応パラメータ $\boldsymbol{x}$ が与えられたときの炉物理パラメータ $\boldsymbol{y}$ の尤もらしさ」とみなすことができるので，尤度関数とも呼ばれる。

事前の核反応パラメータ $\boldsymbol{x}$ の分布（事前分布）は $p(\boldsymbol{x})$ で表すことができ，事後の核反応パラメータの分布（事後分布）$p(\boldsymbol{x}|\boldsymbol{y})$ は，ベイズの定理によって次式で与えられる。

$$p(\boldsymbol{x}|\boldsymbol{y}) \quad = \quad \frac{p(\boldsymbol{y}|\boldsymbol{x})\,p(\boldsymbol{x})}{p(\boldsymbol{y})} \tag{3.3}$$

[1]例えば，核分裂断面積，捕獲断面積，ν 値等
[2]例えば，実効増倍率，置換反応度価値，反応率比等

ここで，$p(\boldsymbol{y})$ は周辺確率密度関数と呼ばれ，

$$p(\boldsymbol{y}) \quad = \quad \int_{\mathbb{R}^m} p(\boldsymbol{y}|\boldsymbol{x})\, p(\boldsymbol{x})\, \mathrm{d}\boldsymbol{x} \tag{3.4}$$

で表されることからわかるように事後分布の規格化定数でもある。

n 個の実験データ $\boldsymbol{y}$ と炉物理モデル $\boldsymbol{f}(\boldsymbol{x})$ との間の誤差ベクトルを $\boldsymbol{\varepsilon}$ とすると，両者は

$$\boldsymbol{y} = \boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}) + \boldsymbol{\varepsilon} \tag{3.5}$$

で関連付けられる。この誤差ベクトルに n 次元の正規分布を仮定すると，確率密度関数 $p(\boldsymbol{y}|\boldsymbol{x})$ は次式で表される。

$$p(\boldsymbol{y}|\boldsymbol{x}) = \frac{1}{\sqrt{(2\pi)^n \det \mathrm{V}}} \exp\left(-\frac{1}{2}(\boldsymbol{y} - \boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}))^t \mathrm{V}^{-1} (\boldsymbol{y} - \boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}))\right) \tag{3.6}$$

ここで，V は $\boldsymbol{y}$ と $\boldsymbol{f}(\boldsymbol{x})$ の間の不確かさを表す共分散であり，多次元正規分布の性質から正定値対称行列となる。

核反応パラメータセット $\boldsymbol{x}$ に対しても，$\boldsymbol{x}_0$ を期待値とする m 次元の正規分布を仮定すると，その事前分布は次式で表される。

$$p(\boldsymbol{x}) \quad = \quad \frac{1}{\sqrt{(2\pi)^m \det \mathrm{M}}} \exp\left(-\frac{1}{2}(\boldsymbol{x} - \boldsymbol{x}_0)^t \mathrm{M}^{-1} (\boldsymbol{x} - \boldsymbol{x}_0)\right) \tag{3.7}$$

ここで，M は $\boldsymbol{x}$ の共分散 $\langle (\boldsymbol{x} - \boldsymbol{x}_0), (\boldsymbol{x} - \boldsymbol{x}_0)^t \rangle$ を表す。

式 (3.6) と式 (3.7) の見通しをよくするために，$\boldsymbol{\xi} = \boldsymbol{y} - \boldsymbol{f}(\boldsymbol{x})$，$\boldsymbol{v} = \boldsymbol{x} - \boldsymbol{x}_0$ とおき，

$$p(\boldsymbol{y}|\boldsymbol{x}) \quad = \quad \frac{1}{\sqrt{(2\pi)^n \det \mathrm{V}}} \exp\left(-\frac{1}{2}\boldsymbol{\xi}^t \mathrm{V}^{-1} \boldsymbol{\xi}\right) \tag{3.8}$$

$$p(\boldsymbol{x}) \quad = \quad \frac{1}{\sqrt{(2\pi)^m \det \mathrm{M}}} \exp\left(-\frac{1}{2}\boldsymbol{v}^t \mathrm{M}^{-1} \boldsymbol{v}\right) \tag{3.9}$$

と表す。

次に，$f(\boldsymbol{x})$ をパラメータ $\boldsymbol{x}$ の期待値 $\boldsymbol{x}_0$ 近傍で，1 次のテイラー級数で展開して線形化する。

$$\boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}) \simeq \boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}_0) + \mathrm{G}(\boldsymbol{x} - \boldsymbol{x_0}) \tag{3.10}$$

ここで行列 G は感度行列であり，

$$\mathrm{G} \quad \equiv \quad \left\{ g_{ij} \,\middle|\, g_{ij} = \left(\frac{\partial f_i(\boldsymbol{x})}{\partial x_j}\right)_{\boldsymbol{x}=\boldsymbol{x}_0}, \quad 1 \le i \le n, \quad 1 \le j \le m \right\} \tag{3.11}$$

で与えられる[3]。

さらに，$\boldsymbol{w} = \boldsymbol{y} - \boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}_0)$ とおく。このとき，$\boldsymbol{w}$ は式 (3.10) より

$$\boldsymbol{w} = \boldsymbol{\xi} + \mathrm{G}\boldsymbol{v} \tag{3.12}$$

[3]これは原子炉物理で定義される感度係数の $n \times m$ 行列表示である。

の関係となるから，$\boldsymbol{y}$ の共分散 X は

$$\begin{aligned}
\mathrm{X} &= \langle \boldsymbol{w}, \boldsymbol{w}^t \rangle && (3.13)\\
&= \langle \boldsymbol{\xi} + \mathrm{G}\boldsymbol{v}, (\boldsymbol{\xi} + \mathrm{G}\boldsymbol{v})^t \rangle && (3.14)\\
&= \langle \boldsymbol{\xi}, \boldsymbol{\xi}^t \rangle + \langle \mathrm{G}\boldsymbol{v}, (\mathrm{G}\boldsymbol{v})^t \rangle && (3.15)\\
&= \langle \boldsymbol{\xi}, \boldsymbol{\xi}^t \rangle + \mathrm{G}\langle \boldsymbol{v}, \boldsymbol{v}^t \rangle \mathrm{G}^t && (3.16)\\
&= \mathrm{V} + \mathrm{GMG}^t && (3.17)
\end{aligned}$$

となり，周辺確率密度関数 $p(\boldsymbol{y})$ は，式 (3.6) 及び式 (3.7) と同様に

$$\begin{aligned}
p(\boldsymbol{y}) &= \frac{1}{\sqrt{(2\pi)^n \det \mathrm{X}}} \exp\left(-\frac{1}{2} (\boldsymbol{y} - \boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}_0))^t \mathrm{X}^{-1} (\boldsymbol{y} - \boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}_0)) \right) && (3.18)\\
&= \frac{1}{\sqrt{(2\pi)^n \det \mathrm{X}}} \exp\left(-\frac{1}{2} \boldsymbol{w}^t \mathrm{X}^{-1} \boldsymbol{w} \right) && (3.19)
\end{aligned}$$

の正規分布によって表される。

式 (3.8)，式 (3.9) 及び式 (3.19) をベイズの定理 (3.3) に代入すると，核反応パラメータの事後分布

$$p(\boldsymbol{x}|\boldsymbol{y}) = \frac{1}{\sqrt{(2\pi)^n \det(\mathrm{VX}^{-1}) \det \mathrm{M}}} \exp\left(-\frac{1}{2} \left\{ \boldsymbol{\xi}^t \mathrm{V}^{-1} \boldsymbol{\xi} + \boldsymbol{v}^t \mathrm{M}^{-1} \boldsymbol{v} - \boldsymbol{w}^t \mathrm{X}^{-1} \boldsymbol{w} \right\} \right) \tag{3.20}$$

が得られる。

式 (3.20) において，指数部を次のように変形する。

(指数部)

$$\begin{aligned}
&= -\frac{1}{2} \left\{ (\boldsymbol{w} - \mathrm{G}\boldsymbol{v})^t \mathrm{V}^{-1} (\boldsymbol{w} - \mathrm{G}\boldsymbol{v}) + \boldsymbol{v}^t \mathrm{M}^{-1} \boldsymbol{v} - \boldsymbol{w}^t \mathrm{X}^{-1} \boldsymbol{w} \right\}\\
&= -\frac{1}{2} \left\{ \boldsymbol{w}^t \mathrm{V}^{-1} \boldsymbol{w} - \boldsymbol{v}^t \mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1} \boldsymbol{w} - \boldsymbol{w}^t \mathrm{V}^{-1} \mathrm{G}\boldsymbol{v} + \boldsymbol{v}^t \mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1} \mathrm{G}\boldsymbol{v} + \boldsymbol{v}^{-1} \mathrm{M}^{-1} \boldsymbol{v} - \boldsymbol{w}^t \mathrm{X}^{-1} \boldsymbol{w} \right\}\\
&= -\frac{1}{2} \left\{ \boldsymbol{v}^t (\mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1} \mathrm{G} + \mathrm{M}^{-1}) \boldsymbol{v} - \boldsymbol{v}^t \mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1} \boldsymbol{w} - \boldsymbol{w}^t \mathrm{V}^{-1} \mathrm{G}\boldsymbol{v} + \boldsymbol{w}^t \left(\mathrm{V}^{-1} - \mathrm{X}^{-1} \right) \boldsymbol{w} \right\}
\end{aligned} \tag{3.21}$$

ここで，正定値対称行列に対する関係式：

$$\boldsymbol{x}^t \mathrm{A} \boldsymbol{x} - \boldsymbol{x}^t \mathrm{B} \boldsymbol{y} - \boldsymbol{y}^t \mathrm{B}^t \boldsymbol{x} = (\boldsymbol{x} - \mathrm{A}^{-1}\mathrm{B}\boldsymbol{y})^t \mathrm{A} (\boldsymbol{x} - \mathrm{A}^{-1}\mathrm{B}\boldsymbol{y}) - \boldsymbol{y}^t \mathrm{B}^t \mathrm{A}^{-1} \mathrm{B} \boldsymbol{y} \tag{3.22}$$

を用いて，$\mathrm{P} \equiv (\mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1} \mathrm{G} + \mathrm{M}^{-1})^{-1}$ とおくと，式 (3.21) は

式(3.21)

$$\begin{aligned}
&= -\frac{1}{2} \Big\{ \{\boldsymbol{v} - (\mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1} \mathrm{G} + \mathrm{M}^{-1}) \mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1} \boldsymbol{w}\}^t (\mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1} \mathrm{G} + \mathrm{M}^{-1}) \{\boldsymbol{v} - (\mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1} \mathrm{G} + \mathrm{M}^{-1}) \mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1} \boldsymbol{w}\}\\
&\quad + \boldsymbol{w}^t \{\mathrm{V}^{-1} - \mathrm{X}^{-1} - (\mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1})^t (\mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1} \mathrm{G} + \mathrm{M}^{-1}) \mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1}\} \boldsymbol{w} \Big\}\\
&= -\frac{1}{2} \Big\{ \{\boldsymbol{v} - \mathrm{PG}^t \mathrm{V}^{-1} \boldsymbol{w}\}^t \mathrm{P}^{-1} \{\boldsymbol{v} - \mathrm{PG}^t \mathrm{V}^{-1} \boldsymbol{w}\} + \boldsymbol{w}^t \{\mathrm{V}^{-1} - \mathrm{X}^{-1} - (\mathrm{G}^t \mathrm{V}^{-1})^t \mathrm{PG}^t \mathrm{V}^{-1}\} \boldsymbol{w} \Big\}
\end{aligned} \tag{3.23}$$

と書ける。上式をさらに簡単にするために，次の公式を用いる[4]。

公式 I（Woodbury の公式）

正則な行列 A 及び B に対して，

$$(\mathrm{A}^{-1}+\mathrm{C}^t\mathrm{B}^{-1}\mathrm{C})^{-1}=\mathrm{A}-\mathrm{A}\mathrm{C}^t(\mathrm{C}\mathrm{A}\mathrm{C}^t+\mathrm{B})^{-1}\mathrm{C}\mathrm{A}$$

が成立する。

この式で，$\mathrm{A}=\mathrm{V}^{-1}$，$\mathrm{B}=\mathrm{M}^{-1}$，$\mathrm{C}=\mathrm{G}^t$ とおくと

$$\begin{aligned}\mathrm{X}^{-1} &= (\mathrm{V}+\mathrm{G}\mathrm{M}\mathrm{G}^t)^{-1} && (3.24)\\ &= \mathrm{V}^{-1}-\mathrm{V}^{-1}\mathrm{G}(\mathrm{G}^t\mathrm{V}^{-1}\mathrm{G}+\mathrm{M}^{-1})^{-1}\mathrm{G}^t\mathrm{V}^{-1} && (3.25)\\ &= \mathrm{V}^{-1}-\mathrm{V}^{-1}\mathrm{G}\mathrm{P}\mathrm{G}^t\mathrm{V}^{-1} && (3.26)\end{aligned}$$

となり，これを式 (3.23) に代入すると第 2 項が消え，式 (3.23) は次式で表される。

$$\begin{aligned}\text{式 (3.23)} &= -\frac{1}{2}\left\{(\boldsymbol{v}-\mathrm{P}\mathrm{G}^t\mathrm{V}^{-1}\boldsymbol{w})^t\mathrm{P}^{-1}(\boldsymbol{v}-\mathrm{P}\mathrm{G}^t\mathrm{V}^{-1})\boldsymbol{w}\right\} && (3.27)\\ &= -\frac{1}{2}(\boldsymbol{x}-\boldsymbol{x}_1)^t\mathrm{P}^{-1}(\boldsymbol{x}-\boldsymbol{x}_1) && (3.28)\end{aligned}$$

ここで，

$$\begin{aligned}\boldsymbol{x}_1 &= \boldsymbol{x}_0+\mathrm{P}\mathrm{G}^t\mathrm{V}(\boldsymbol{y}-\boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}_0)) && (3.29)\\ &= \boldsymbol{x}_0+\mathrm{M}\mathrm{G}^t\left(\mathrm{G}\mathrm{M}\mathrm{G}^t+\mathrm{V}\right)(\boldsymbol{y}-\boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}_0)) && (3.30)\end{aligned}$$

である。したがって，式 (3.28) より，事後分布の指数部は正規分布のものと同じ形となることが示された。一般に，事前分布と尤度関数に正規分布を仮定すると事後分布も同様に正規分布となることが知られている[5]が，これを示すには

$$\det\mathrm{P}=\det\mathrm{V}\mathrm{X}^{-1}\det\mathrm{M} \qquad (3.31)$$

を満たすことを示す必要がある。公式 I で，$\mathrm{A}=\mathrm{M}$，$\mathrm{B}=\mathrm{V}$，$\mathrm{C}=\mathrm{G}$ とおくと

$$\begin{aligned}\mathrm{P} &= (\mathrm{M}^{-1}+\mathrm{G}^t\mathrm{V}^{-1}\mathrm{G})^{-1}\\ &= \mathrm{M}-\mathrm{M}\mathrm{G}^t(\mathrm{G}\mathrm{M}\mathrm{G}^t+\mathrm{V})^{-1}\mathrm{G}\mathrm{M} && (3.32)\\ &= \mathrm{M}-\mathrm{M}\mathrm{G}^t\mathrm{X}^{-1}\mathrm{G}\mathrm{M} && (3.33)\end{aligned}$$

が成立するから，この行列式は

$$\begin{aligned}\det\mathrm{P} &= \det\left(\mathrm{M}-\mathrm{M}\mathrm{G}^t\mathrm{X}^{-1}\mathrm{G}\mathrm{M}\right) && (3.34)\\ &= \det\mathrm{M}\,\det\left(\mathrm{I}_n-\mathrm{G}^t\mathrm{X}^{-1}\mathrm{G}\mathrm{M}\right) && (3.35)\end{aligned}$$

[4] この公式が成り立つことは，両辺に $(\mathrm{A}^{-1}+\mathrm{C}^t\mathrm{B}^{-1}\mathrm{C})$ を乗じることで確かめられる。
[5] このような事前分布を自然共役事前分布と呼ぶ。

となる。ここで，I_n は $n \times n$ の単位行列である。さらに，

公式 II

$m \times n$ 行列 A，$n \times m$ 行列 B に対して，

$$\det(\mathrm{I}_m + \mathrm{AB}) = \det(\mathrm{I}_n + \mathrm{BA})$$

が成立する。

を用いて $\mathrm{A} = \mathrm{GM}$，$\mathrm{B} = \mathrm{G}^t\mathrm{X}$ とおくと，

$$\begin{aligned} \text{式 (3.35)} &= \det \mathrm{M} \det\left(\mathrm{I}_m - \mathrm{GMG}^t\mathrm{X}^{-1}\right) && (3.36) \\ &= \det \mathrm{M} \det\left(\mathrm{I}_m - (\mathrm{X} - \mathrm{V})\mathrm{X}^{-1}\right) && (3.37) \\ &= \det \mathrm{M} \det\left(\mathrm{I}_m - \mathrm{I}_m + \mathrm{VX}^{-1}\right) && (3.38) \\ &= \det \mathrm{M} \det \mathrm{VX}^{-1} && (3.39) \end{aligned}$$

となる。ゆえに，式 (3.31) が示され，核反応パラメータの事後分布は正規分布 $\mathcal{N}(\boldsymbol{x}|\boldsymbol{x}_1, \mathrm{P})$ となることが示された。ここで $\boldsymbol{x}_1$ は核反応パラメータ $\boldsymbol{x}$ の事後の期待値である。

以上の結果をまとめると，ベイズ更新に関する次の簡潔で重要な結論が導かれる。

ベイズ更新（炉定数調整法）

正規分布を仮定したときの核反応パラメータ $\mathcal{N}(\boldsymbol{x}|\boldsymbol{x}_0, \mathrm{M})$ は，新たに炉物理実験を経験することにより，$\mathcal{N}(\boldsymbol{x}|\boldsymbol{x}_1, \mathrm{P})$ に更新される。このとき，パラメータ $\boldsymbol{x}$ の更新後の期待値 $\boldsymbol{x}_1$ と共分散 P は次式で与えられる。

$$\begin{aligned} \boldsymbol{x}_1 &= \boldsymbol{x}_0 + \mathrm{MG}^t\left(\mathrm{GMG}^t + \mathrm{V}\right)^{-1}(\boldsymbol{y} - \boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}_0)) && (3.40) \\ \mathrm{P} &= (\mathrm{M}^{-1} + \mathrm{G}^t\mathrm{V}^{-1}\mathrm{G})^{-1} && (3.41) \end{aligned}$$

ここで，$\boldsymbol{x}_0 = \mathbf{1}$，$\boldsymbol{f}(\boldsymbol{x}_0) = \mathbf{1}$ である。

事後共分散 P は，公式 I より

$$\begin{aligned} \mathrm{P} &= (\mathrm{M}^{-1} + \mathrm{G}^t\mathrm{V}^{-1}\mathrm{G})^{-1} \\ &= \mathrm{M} - \mathrm{MG}^t(\mathrm{GMG}^t + \mathrm{V})^{-1}\mathrm{GM} && (3.42) \end{aligned}$$

と書けることから，不確かさ解析の対象とする炉物理パラメータの感度を $\mathrm{G}_{\mathrm{tar}}$ とおくと，事後の炉物理パラメータの不確かさ $\mathrm{G}_{\mathrm{tar}}\mathrm{P}\,(\mathrm{G}_{\mathrm{tar}})^t$ は，

$$\mathrm{G}_{\mathrm{tar}}\mathrm{P}\,(\mathrm{G}_{\mathrm{tar}})^t = \mathrm{G}_{\mathrm{tar}}\mathrm{M}\,(\mathrm{G}_{\mathrm{tar}})^t - \mathrm{G}_{\mathrm{tar}}\mathrm{MG}^t(\mathrm{GMG}^t + \mathrm{V})^{-1}\mathrm{GM}\,(\mathrm{G}_{\mathrm{tar}})^t \qquad (3.43)$$

となり，対象とする炉物理パラメータの不確かさがベイズ更新によって低減していることがわかる[6]。炉定数調整法は，ベイズ更新の性質を利用した手法であり，炉物理実験データを調整（更新）の対象として取り込むことによって，炉物理パラメータの予測精度の向上を図っている。

[6]ベイズ更新によって核反応パラメータの期待値は $\boldsymbol{x}_0$ から $\boldsymbol{x}_1$ に変化するが，1 次近似のもとでは，$\mathrm{G}_{\mathrm{tar}}^{\text{事前}} \simeq \mathrm{G}_{\mathrm{tar}}^{\text{事後}}$ である。

式 (3.40) 及び式 (3.41) より，炉定数調整で必要なパラメータは，評価済み核データライブラリから群構造処理によって得られる共分散行列 M と次の 3 つの実験情報である。

- 調整対象炉物理パラメータの感度行列 G
- 調整前の炉物理パラメータ解析値に対する実験値の比 $\boldsymbol{y}$ すなわち E/C 値
- 実験値と解析値の間の不確かさ V

これらの 3 つのパラメータのうち，感度行列 G は，実験の体系と燃料組成，及び実験内容が与えられれば感度解析によって求めることができる。また V は，実験に応じて綿密な評価が必要であるが，従来行なわれてきた類似の実験から推定することが可能である。一方，$\boldsymbol{y}$ すなわち E/C 値は炉物理実験を行なって実験値を得ない限り知ることのできない値であるが，式 (3.41) からわかるように，M から P への更新，すなわち炉物理実験による炉物理パラメータの不確かさの低減のみを議論するのであれば，$\boldsymbol{y}$ は必須のパラメータではない。したがって，本検討は実験によって期待される不確かさの低減のみに着目するため，本解析で必要となる実験に関するパラメータは G と V のみである。ここで，実験値と解析値の間の不確かさ V は，実験に起因する不確かさ $\mathrm{V^e}$ と解析に起因する不確かさ $\mathrm{V^c}$ に分けられる。これらの不確かさは共分散行列で与えられるので，次式のように書き表すことができる。

$$V_{i,j} \quad = \quad \sqrt{D_i}\, C_{i,j} \sqrt{D_j}, \qquad 1 \le i, j \le n \tag{3.44}$$

ここで，D_i はパラメータ i の不確かさ（分散）であり，$C_{i,j}$ はパラメータ i と j の相関係数を表す。すなわち，実験値と解析値の間の不確かさは，次の 4 つのパラメータで関連付けられる。

- 実験に起因する不確かさ $\mathrm{V^e}$
  - パラメータ i の実験に起因する不確かさ D_i^{e}
  - パラメータ i 及びパラメータ j の実験に起因する相関係数 $C_{i,j}^{\mathrm{e}}$
- 解析に起因する不確かさ $\mathrm{V^c}$
  - パラメータ i の解析に起因する不確かさ D_i^{c}
  - パラメータ i 及びパラメータ j の解析に起因する相関係数 $C_{i,j}^{\mathrm{c}}$

3.2 不確かさの評価法

評価対象の炉物理パラメータの感度ベクトルを $\mathrm{G_{tar}}$（$1 \times p$），核反応パラメータの共分散行列を M （$p \times p$）とすると，炉物理パラメータの不確かさ $\mathcal{V}$ は次式で与えられる。

$$\mathcal{V} \quad = \quad \mathrm{G_{tar}M}\left(\mathrm{G_{tar}}\right)^t \tag{3.45}$$

$$= \quad \sum_i \sum_j g_i m_{i,j} g_j \left(\equiv \sum_i \sum_j v_{i,j} \right), \quad 1 \le i, j \le p \tag{3.46}$$

ここで，p は核種を含む核反応数である。このとき，不確かさ $\mathcal{V}$ の核反応パラメータごとの寄与は u_i で定義される。

$$u_i \equiv \sum_j v_{i,j} \tag{3.47}$$

通常，感度係数 g_i 及び共分散 $m_{i,j}$ はエネルギー群構造を持つから，その最大エネルギー群数を G とおくと，不確かさの要素 $v_{i,j}$ は次式で与えられる。

$$v_{i,j} = \sum_g \sum_{g'} s_g^i c_{g,g'}^{i,j} s_{g'}^j, \quad 1 \leq g, g' \leq G \tag{3.48}$$

ここで，s_g^i はパラメータ i のエネルギー群 g における感度係数を表し，$c_{g,g'}^{i,j}$ はパラメータ i 及び j のエネルギー群 g 及び g' における共分散を表す。

式 (3.45) で表される炉物理パラメータの不確かさ $\mathcal{V}$ は分散であり，不確かさの指標はその平方根をとった標準偏差 $\sqrt{\mathcal{V}}$ で表す。これと同様に，核反応パラメータの寄与は式 (3.47) の平方根で表すが，$v_{i,j}, (i \neq j)$ は正と負の両方をとり得るため，u_i は正をとるとは限らない。そこで u_i が負のときはその絶対値の平方根に負号を乗じたもので表すこととする。

4. 解析条件

本検討では，前章で説明した炉定数調整法に基づいて TEF-P を用いた炉物理実験の効果を評価した。本章ではまず，使用した計算コードと核データライブラリについて説明したのち，不確かさ解析の対象炉心となる ADS 実機について概要を述べ，炉定数調整に必要な実験情報について述べる。

4.1 使用した計算コードと核データライブラリ

本検討で行なった格子計算，炉心計算，感度解析，炉定数調整及び不確かさ解析の一連の解析は，原子力機構が開発を進めている汎用炉心解析システム MARBLE を用いて SCHEME 上で行ない，高速炉用解析に従来から使用実績のあるモジュールを使用した。表 **4.1.1** に本検討で使用した計算モジュールを示す。

表 **4.1.1** 検討に使用した計算モジュール

項目	使用したモジュール	参考文献
格子計算	SLAROM-UF	17), 18)
炉心計算	CITATION-FBR	19)
感度解析	SAGEP	20)
炉定数調整・不確かさ解析	UNCERTAINTY	21)

核データライブラリは JENDL-4.0 を使用し，これを NJOY99[22] によって 70 群に処理された高速炉用炉定数 UFLIB.J40[23] 及びその共分散データを使用した。表 **4.1.2** に，検討に使用した共分散データを示す[7]。ここで本検討の対象とした核反応パラメータは，表 **4.1.2** に示すように次の 8 反応とした。

- 核分裂反応断面積（σ_{fis}）
- 核分裂中性子収率（ν）
- 核分裂中性子スペクトル（χ）
- 捕獲反応断面積（σ_{cap}）
- 弾性散乱断面積（σ_{el}）
- 弾性散乱平均方向余弦（$\bar{\mu}$）
- 非弾性散乱断面積（σ_{inl}）
- $(n, 2n)$ 反応断面積（σ_{n2n}）

[7]鉛同位体については，JENDL-4.0 公開後に評価された共分散データ [24] を使用した。

表 **4.1.2**　検討に使用した共分散データ

	σ_{fis}	ν	χ	σ_{cap}	σ_{el}	σ_{inl}	$\bar{\mu}$	σ_{n2n}
^{235}U	√	√	√	√	√	√	√	√
^{238}U	√	√	√	√	√	√	√	√
^{237}Np	√	√	√	√	√	√	√	√
^{238}Pu	√	√	√	√	√	√	√	√
^{239}Pu	√	√	√	√	√	√	√	√
^{240}Pu	√	√	√	√	√	√	√	√
^{241}Pu	√	√	√	√	√	√	√	√
^{242}Pu	√	√	√	√	√	√	√	√
^{241}Am	√	√	√	√	√	√	√	√
^{242m}Am	√	√	√	√	√	√	√	√
^{243}Am	√	√	√	√	√	√	√	√
^{242}Cm	√	√	√	√	√	√	√	√
^{243}Cm	√	√	√	√	√	√	√	√
^{244}Cm	√	√	√	√	√	√	√	√
^{245}Cm	√	√	√	√	√	√	√	√
^{246}Cm	√	√	√	√	√	√	√	√
^{10}B	—	—	—	√	√	N	N	N
^{11}B	—	—	—	√	√	N	N	N
^{15}N	—	—	—	N	√	N	N	N
^{52}Cr	—	—	—	√	√	√	√	√
^{53}Cr	—	—	—	√	√	√	√	√
^{55}Mn	—	—	—	√	√	√	N	√
^{56}Fe	—	—	—	√	√	√	√	√
^{58}Ni	—	—	—	√	√	√	√	√
^{60}Ni	—	—	—	√	√	√	√	√
^{90}Zr	—	—	—	N	√	N	N	N
^{204}Pb	—	—	—	√	√	√	√	√
^{206}Pb	—	—	—	√	√	√	√	√
^{207}Pb	—	—	—	√	√	√	√	√
^{208}Pb	—	—	—	√	√	√	√	√
^{209}Bi	—	—	—	N	N	√	N	N

† N: Not available.

未評価の反応が含まれているが，アクチノイドに関してはすべてを網羅しており，主要な反応パラメータはほぼ整備されている[8]。

[8]ただし，ジルコニウム同位体及びビスマスの共分散データの評価が望まれる。

4.2　不確かさ解析対象炉心

不確かさ解析の対象炉心は，原子力機構が提案している鉛ビスマス冷却型 ADS の最も基本的な構成である 1 領域炉心（以下，ADS 実機と呼ぶ）とし, 対象炉物理パラメータは臨界性と冷却材ボイド反応度とした。図 **4.2.1** に ADS 実機の二次元円筒 (RZ) 計算モデル（単位：cm）を示し，表 **4.2.1** に各領域の組成を示す。冷却材ボイド反応度については，燃料領域における鉛ビスマス冷却材をボイド化（冷却材の数密度について 100%から 0%に変化）するとして計算した。

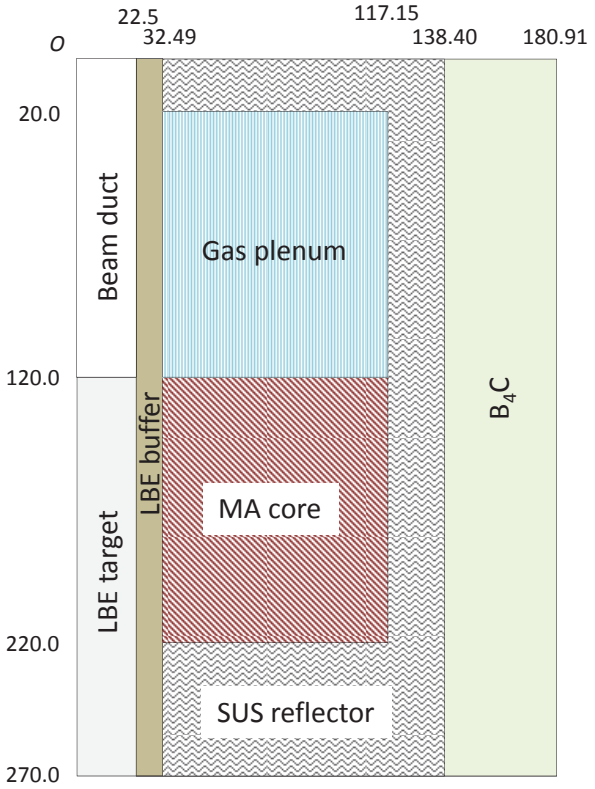

図 **4.2.1**　**ADS** 実機の二次元円筒 **RZ** モデル

表 **4.2.2** に，過去の検討 [25,26] において評価した ADS 実機の実効増倍率及び冷却材ボイド反応度の解析値を示す。ここで括弧内の数値は核データ起因不確かさを相対値で示している。表に示されているように，実効増倍率やボイド反応度等の炉物理パラメータは，核データライブラリ間で大きな差異があることがわかっているが，本検討では従来提案している体系と組成と同一のものを用いた。

表 **4.2.1　ADS** 実機の各領域における組成

核種	MA core	Gas plenum	SUS reflector	LBE buffer	LBE target	B_4C
U-234	3.91884E-07					
U-236	9.71389E-08					
Np-237	8.43325E-04					
Pu-238	2.29244E-05					
Pu-239	5.22460E-04					
Pu-240	2.36422E-04					
Pu-241	1.03205E-04					
Pu-242	6.59292E-05					
Am-241	5.46530E-04					
Am-242m	9.98022E-07					
Am-243	2.21476E-04					
Cm-243	4.96956E-07					
Cm-244	6.66487E-05					
Cm-245	6.40758E-06					
Cm-246	6.54511E-07					
N-15	8.87333E-03					
Zr-90	3.20809E-03					
Zr-91	6.99607E-04					
Zr-92	1.06936E-03					
Zr-94	1.08371E-03					
Zr-96	1.74590E-04					
B-10						1.18037E-02
B-11						4.75113E-02
C-nat.						1.48288E-02
Cr-50	6.53558E-05	7.75656E-05	4.64515E-04	1.32718E-04		1.32718E-04
Cr-52	1.26032E-03	1.49578E-03	8.95771E-03	2.55934E-03		2.55934E-03
Cr-53	1.42910E-04	1.69609E-04	1.01573E-03	2.90208E-04		2.90208E-04
Cr-54	3.55734E-05	4.22193E-05	2.52837E-04	7.22389E-05		7.22389E-05
Mn-55	8.37417E-05	9.93869E-05	5.95192E-04	1.70055E-04		1.70055E-04
Fe-54	3.22512E-04	3.82766E-04	2.29225E-03	6.54930E-04		6.54930E-04
Fe-56	5.10015E-03	6.05299E-03	3.62491E-02	1.03569E-02		1.03569E-02
Fe-57	1.22332E-04	1.45187E-04	8.69473E-04	2.48422E-04		2.48422E-04
Fe-58	1.55696E-05	1.84784E-05	1.10660E-04	3.16173E-05		3.16173E-05
Ni-58	6.40372E-04	7.60012E-04	4.55142E-03	1.30041E-03		1.30041E-03
Ni-60	2.46669E-04	2.92754E-04	1.75319E-03	5.00912E-04		5.00912E-04
Ni-61	1.07235E-05	1.27270E-05	7.62170E-05	2.17763E-05		2.17763E-05
Ni-62	3.41835E-05	4.05700E-05	2.42958E-04	6.94167E-05		6.94167E-05
Ni-64	8.71050E-06	1.03379E-05	6.19096E-05	1.76885E-05		1.76885E-05
Mo-92	1.77905E-05	2.11144E-05	1.26446E-04	3.61274E-04		3.61274E-04
Mo-94	1.10891E-05	1.31609E-05	7.88156E-05	2.25188E-05		2.25188E-05
Mo-95	1.90852E-05	2.26510E-05	1.35648E-04	3.87566E-05		3.87566E-05
Mo-96	1.99963E-05	2.37323E-05	1.42124E-04	4.06068E-05		4.06068E-05
Mo-97	1.14487E-05	1.35877E-05	8.13718E-05	2.32491E-05		2.32491E-05
Mo-98	2.89275E-05	3.43322E-05	2.05602E-04	5.87435E-05		5.87435E-05
Mo-100	1.15446E-05	1.37016E-05	8.20535E-05	2.34438E-05		2.34438E-05
Pb-204	1.10404E-04	1.09660E-04	5.58587E-05	1.48956E-05	1.84951E-04	3.72392E-05
Pb-206	1.90053E-03	1.88772E-03	9.61568E-04	2.56417E-04	3.18380E-03	6.41046E-04
Pb-207	1.74281E-03	1.73106E-03	8.81770E-04	2.35137E-04	2.91959E-03	5.87847E-04
Pb-208	4.13228E-03	4.10442E-03	2.09071E-03	5.57520E-04	6.92246E-03	1.39381E-03
Bi-209	9.75155E-03	9.68586E-03	4.93378E-03	1.31567E-02	1.63360E-02	3.28919E-03

単位：atoms/(cm·barn)

表 **4.2.2**　**ADS** 実機の臨界性及び冷却材ボイド反応度の解析値

	JENDL-4.0	JENDL-3.3
臨界性	1.000 (1.04%)	0.971
冷却材ボイド反応度 (pcm)	3876 (9.44%)	5331

図 **4.2.2** 及び図 **4.2.3** に，過去の解析 [27] で得られた ADS 実機の臨界性及び冷却材ボイド反応度不確かさの内訳を示す。臨界性では，MA が不確かさの最も主要な要因であり，次いでプルトニウムや構造材の鉄及び窒化物の成分である ^{15}N の寄与が大きい。MA については，捕獲断面積の寄与が大きい。冷却材ボイド反応度では，鉛ビスマスの非弾性散乱断面積が主要な不確かさ要因であり，MA については捕獲断面積とともに核分裂スペクトルも比較的寄与が大きい。実験では，これらのパラメータに起因する不確かさの低減が重要となってくる。

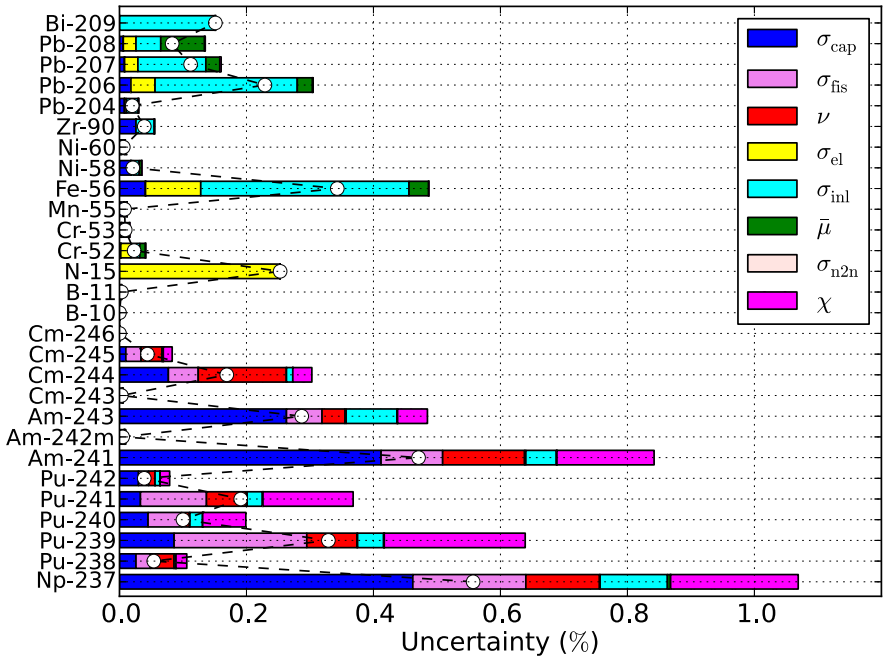

図 **4.2.2**　**ADS** 実機の臨界性不確かさの反応別内訳（棒）及び核種別内訳（白丸）

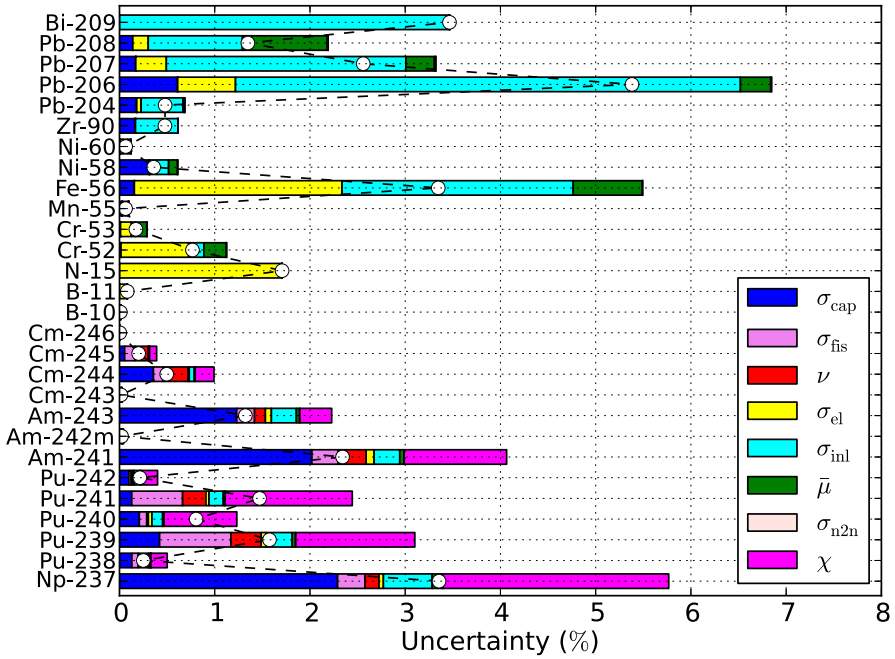

図 **4.2.3**　**ADS** 実機の冷却材ボイド反応度不確かさの反応別内訳（棒）及び核種別内訳（白丸）

4.3 炉物理実験

4.3.1 実験体系

本検討では，TEF-P を用いた炉物理実験の体系と内容をあらかじめ想定し，測定される炉物理パラメータの感度係数を感度解析コード SAGEP によって求めた。実験値と解析値の間の不確かさ V については，他の類似の実験や文献から，実験に起因する不確かさ V^e を想定した。本検討では，均質化された 2 次元円筒 RZ モデルを用いた決定論的手法による解析を行なうため，解析値には解析に起因する不確かさ V^c を伴うが，V^c については，いわゆる as built な体系を，モンテカルロ法を用いて解析すれば，解析に起因する不確かさは理想的には統計誤差に帰着し，この誤差は統計量を増やすことによって 0 に近づけることが可能である。そこで本検討では，実験による核データ起因不確かさの最大の低減効果を調査するために，解析に起因する不確かさはすべて 0 と仮定した。

実験体系については，当初の検討では FCA XVII-1 炉心をベースにした炉心を想定していた [5] が，従来検討されてきた炉心に加えて，プルトニウム及び HEU 燃料を用いずに LEU のみを用いた炉心も検討の対象とした。すなわち，本検討の解析では，参照炉心として次の 2 つの炉心を想定し，これらの炉心の相違による不確かさの低減効果の差異についても調査した。

- 参照炉心 **A**:
  FCA XVII-1 炉心をベースに，ステンレス被覆ナトリウム板のナトリウムを鉛に置換した炉心。従来検討されてきた参照炉心であり，ドライバー領域の燃料板にプルトニウム板，HEU 板，及び LEU 板が使用される。

- 参照炉心 **B**:
  ドライバー領域の燃料板に LEU のみを用いた炉心。他の領域については参照炉心 A と同様，FCA XVII-1 炉心ベース。

実験は，それぞれの参照炉心で kg 規模の MA 燃料を装荷した体系（MA 燃料装荷体系）と装荷していない体系（MA 燃料非装荷体系）の 2 つのケースを想定した。第 2 章で述べたように，MA 燃料を装荷した実験を行なうときは，中心 5×5 格子管領域に奥行 30.48 cm の鉛カランドリア管及び MA 燃料計 600 本を装荷する。MA 燃料を装荷しないときの中心 5×5 格子管領域には，周辺格子管領域と同様に燃料板とステンレス被覆鉛板を含む模擬物質を装填した引出しが装荷される。

参照炉心 A の MA 燃料装荷炉心及び MA 燃料非装荷炉心の 2 次元円筒 RZ モデル（単位：cm）をそれぞれ図 **4.3.1** 及び図 **4.3.2** に示し，参照炉心 B の MA 燃料装荷炉心及び MA 燃料非装荷炉心の 2 次元円筒 RZ モデル（単位：cm）をそれぞれ図 **4.3.3** 及び図 **4.3.4** に示す。ここで，図中の領域の説明を表 **4.3.1** 及び表 **4.3.2** に示し，参照炉心 A 及び B の組成を表 **4.3.3** 及び表 **4.3.4** に示す。

表 **4.3.1**　参照炉心 **A** の領域の説明

領域名	説明
MTX	格子管のみ
MA	ADS 実機模擬 MA 燃料
T2	テスト燃料領域
DMX	ドライバー領域＋制御安全棒
DUB	劣化ウランブロック領域
NUB	天然ウランブロック領域
SB	ブランケット領域

表 **4.3.2**　参照炉心 **B** の領域の説明

領域名	説明
MTX	格子管のみ
MA	ADS 実機模擬 MA 燃料
LEU	ドライバー領域
SCR	制御安全棒（燃料部）
DUB	劣化ウランブロック領域
SB	ブランケット領域
SCRNUB	制御安全棒（天然ウランブロック領域）

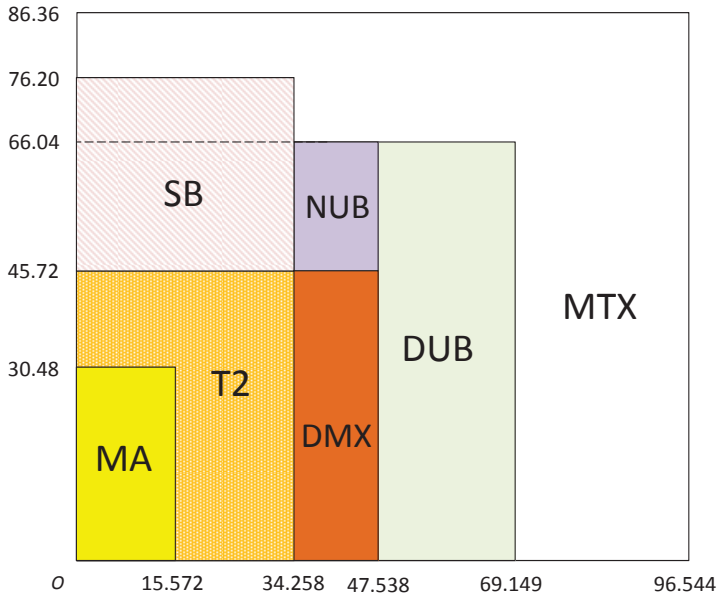

図 **4.3.1**　**2** 次元 **RZ** モデルにおける参照炉心 **A**（**MA** 燃料装荷炉心）の幾何形状

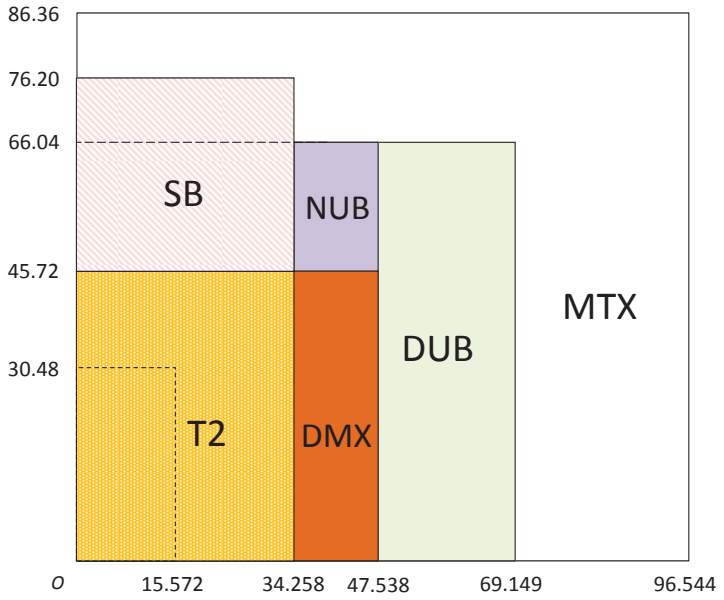

図 **4.3.2**　**2** 次元 **RZ** モデルにおける参照炉心 **A**（**MA** 燃料非装荷炉心）の幾何形状

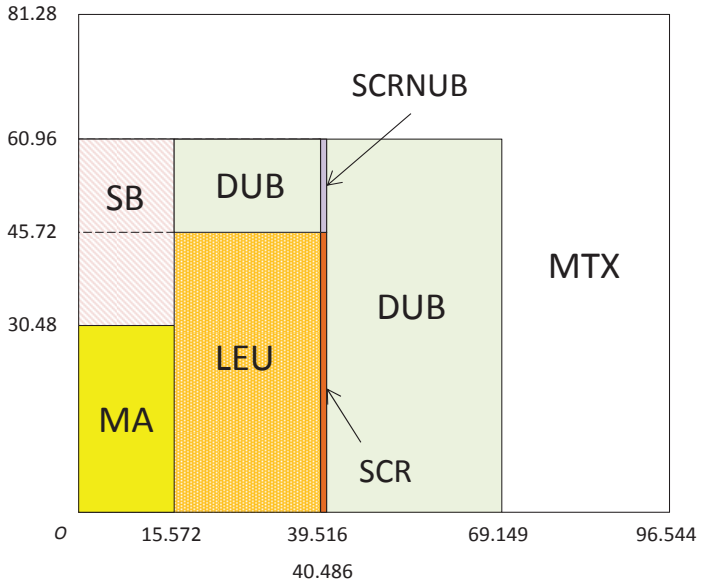

図 **4.3.3**　**2** 次元 **RZ** モデルにおける参照炉心 **B**（**MA** 燃料装荷炉心）の幾何形状

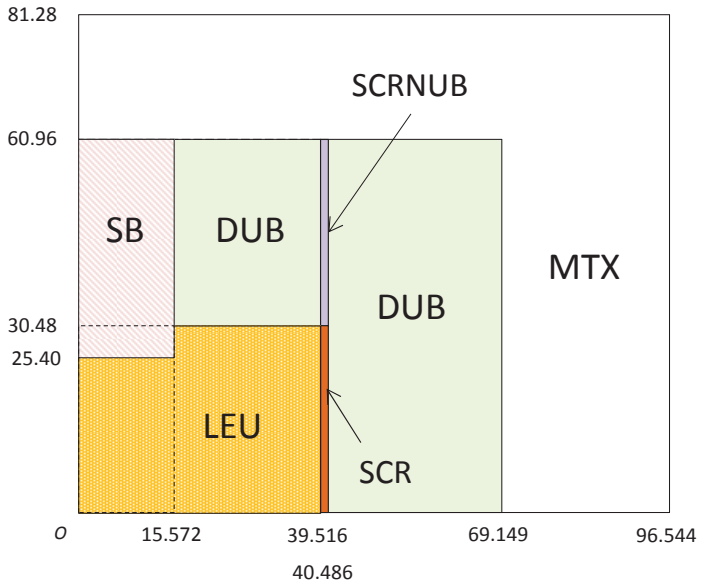

図 **4.3.4**　**2** 次元 **RZ** モデルにおける参照炉心 **B**（**MA** 燃料非装荷炉心）の幾何形状

表 **4.3.3**　参照炉心 **A** の各領域における組成

核種	T2	DMX	SB	NUB	DUB	MTX
U-235	1.39540E-05	2.63720E-03	3.16330E-05	2.89680E-04	8.44220E-05	
U-238	6.86900E-03	5.50640E-03	9.30750E-03	3.98880E-02	4.01740E-02	
Pu-239	1.04550E-03	5.70290E-04				
Pu-240	9.13480E-05	4.98260E-05				
Pu-241	3.44420E-06	1.87860E-06				
Pu-242	8.03680E-07	4.38370E-07				
Am-241	5.20710E-06	2.84020E-06				
H-1		1.06080E-04	6.61990E-05			
C-nat.		8.90320E-05	5.55600E-05			
O-16	1.70380E-02	1.22950E-02	1.70660E-02			
Al-27	2.31880E-03	9.43650E-03	2.16880E-03			
Si-28	1.81426E-05	9.85802E-06				
Si-29	9.18636E-07	5.16988E-07				
Si-30	6.09801E-07	3.54994E-07				
Cr-50	1.41279E-04	1.36939E-04	1.30111E-04	7.55480E-05	7.55480E-05	5.33857E-05
Cr-52	2.83323E-03	2.74618E-03	2.60925E-03	1.51504E-03	1.51504E-03	1.02949E-03
Cr-53	3.27451E-04	3.17391E-04	3.01565E-04	1.75102E-04	1.75102E-04	1.16736E-04
Cr-54	8.30464E-05	8.04949E-05	7.64812E-05	4.44084E-05	4.44084E-05	2.90580E-05
Mn-55	2.50070E-04	2.40910E-04	2.29390E-04	1.20010E-04	1.20010E-04	8.16713E-05
Fe-54	6.84914E-04	6.62561E-04	6.28389E-04	3.62608E-04	3.62608E-04	2.54785E-04
Fe-56	1.12317E-02	1.08652E-02	1.03048E-02	5.94632E-03	5.94632E-03	4.02912E-03
Fe-57	2.74224E-04	2.65274E-04	2.51592E-04	1.45180E-04	1.45180E-04	9.66427E-05
Fe-58	3.55129E-05	3.43539E-05	3.25821E-05	1.88013E-05	1.88013E-05	1.23000E-05
Ni-58	1.03962E-03	1.00104E-03	9.49571E-04	5.30486E-04	5.30486E-04	3.64715E-04
Ni-60	4.14249E-04	3.98880E-04	3.78369E-04	2.11379E-04	2.11379E-04	1.40487E-04
Ni-61	1.83093E-05	1.76300E-05	1.67235E-05	9.34272E-06	9.34272E-06	6.10742E-06
Ni-62	5.93203E-05	5.71194E-05	5.41824E-05	3.02694E-05	3.02694E-05	1.94688E-05
Ni-64	1.56038E-05	1.50249E-05	1.42523E-05	7.96218E-06	7.96218E-06	4.96094E-06
Pb-204	1.39325E-04	1.29193E-04	1.39325E-04			
Pb-206	2.39838E-03	2.22396E-03	2.39838E-03			
Pb-207	2.19935E-03	2.03940E-03	2.19935E-03			
Pb-208	5.21474E-03	4.83550E-03	5.21474E-03			

単位：atoms/(cm·barn)

表 **4.3.4**　参照炉心 **B** の各領域における組成

核種	LEU	SCR	SB	SCRNUB	DUB	MTX
U-235	2.93167E-03	7.57669E-03	1.86891E-05	2.76947E-04	8.41328E-05	
U-238	1.16367E-02	3.00742E-02	9.19887E-03	3.81344E-02	4.00474E-02	
H-1	1.14529E-04	2.86125E-04			6.30576E-05	
C-nat.	9.61066E-05	2.40101E-04			5.29146E-05	
N-14	5.15082E-07	1.28682E-06			2.83595E-07	
O-16	1.33878E-02	1.23920E-04	1.84302E-02		2.73101E-05	
F-19	3.79748E-05	9.48715E-05			2.09083E-05	
Al-27	2.31880E-03		2.16880E-03			
Cr-50	7.86538E-05	1.09391E-04	7.86538E-05	1.09391E-04	7.86538E-05	5.33858E-05
Cr-52	1.51676E-03	2.10949E-03	1.51676E-03	2.10949E-03	1.51676E-03	1.02949E-03
Cr-53	1.71988E-04	2.39200E-04	1.71988E-04	2.39200E-04	1.71988E-04	1.16736E-04
Cr-54	4.28116E-05	5.95418E-05	4.28116E-05	5.95418E-05	4.28116E-05	2.90581E-05
Mn-55	1.20327E-04	1.67350E-04	1.20327E-04	1.67350E-04	1.20327E-04	8.16713E-05
Fe-54	3.78291E-04	5.26122E-04	3.78291E-04	5.26122E-04	3.78291E-04	2.56762E-04
Fe-56	5.93835E-03	8.25900E-03	5.93835E-03	8.25900E-03	5.93835E-03	4.03062E-03
Fe-57	1.37143E-04	1.90736E-04	1.37143E-04	1.90736E-04	1.37143E-04	9.30846E-05
Fe-58	1.82512E-05	2.53835E-05	1.82512E-05	2.53835E-05	1.82512E-05	1.23878E-05
Ni-58	5.37338E-04	7.47324E-04	5.37338E-04	7.47324E-04	5.37338E-04	3.64715E-04
Ni-60	2.06982E-04	2.87868E-04	2.06982E-04	2.87868E-04	2.06982E-04	1.40487E-04
Ni-61	8.99735E-06	1.25134E-05	8.99735E-06	1.25134E-05	8.99735E-06	6.10689E-06
Ni-62	2.86875E-05	3.98982E-05	2.86875E-05	3.98982E-05	2.86875E-05	1.94714E-05
Ni-64	7.30586E-06	1.01609E-05	7.30586E-06	1.01609E-05	7.30586E-06	4.95880E-06
Pb-204	1.46599E-04		1.95466E-04			
Pb-206	2.52360E-03		3.36480E-03			
Pb-207	2.31418E-03		3.08557E-03			
Pb-208	5.48700E-03		7.31600E-03			

単位：atoms/(cm·barn)

4.3.2 MA 燃料組成

TEF-P で扱う MA 燃料は，ADS 実機と同様，MA とプルトニウムの混合窒化物を想定しているが，キュリウムは放射能が強く，TEF-P での取り扱いが難しいことから，キュリウムを除く MA+プルトニウム混合窒化物燃料を想定した。希釈材には ADS 実機と同じく窒化ジルコニウム ($Zr^{15}N$) を想定し，MA+プルトニウムとジルコニウムとの体積割合は 50%とした。プルトニウムと MA の同位体比は，加圧水型軽水炉使用済燃料（燃焼度 45 GWd/HMt）から回収した超ウラン元素 (TRU) を 7 年冷却したものを想定している [12)]。表 **4.3.5** 及び表 **4.3.6** に，それぞれ想定した MA 燃料のプルトニウム同位体組成及び MA 同位体組成を示す。5 × 5 中心格子管領域に MA 燃料ピンすべてを装荷したときの MA の重量は 30.8 kg（ネプツニウム：16.1 kg, アメリシウム：14.7 kg）である。

表 **4.3.5** 想定した **MA** 燃料のプルトニウム同位体組成

	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	合計
組成比	2.4%	55.2%	24.4%	10.9%	7.0%	100.0%

表 **4.3.6** 想定した **MA** 燃料の **MA** 同位体組成

	^{237}Np	^{241}Am	^{242m}Am	^{243}Am	合計
組成比	52.6%	33.5%	0.1%	13.8%	100.0%

4.3.3 実験内容

本検討では，次に示す 5 種類の実験を，参照炉心 A 及び参照炉心 B についてそれぞれ MA 燃料非装荷体系及び MA 燃料装荷体系を用いて行なうことを想定した。

- 臨界性
- 鉛ボイド反応度
- 反応率比
- サンプル反応度
- 燃料置換反応度

以下に，各種実験で想定した実験項目と実験の不確かさについて述べるように，それぞれの参照炉心に対して，MA 燃料非装荷体系について計 21 実験，MA 燃料装荷体系について計 23 実験，合計 44 実験を行なうことを想定した。

4.3.3.1　臨界性実験

臨界性実験では，参照炉心の実効増倍率が 1（$k_{\mathrm{eff}} = 1$）となる炉心を構築することを想定した。同一体系における実験値の不確かさは，FCA の実績や参考文献 14) を参考に 0.2%とし，MA 燃料非装荷体系と MA 燃料装荷体系の間の相関は 0.4 を仮定した[9]。

4.3.3.2　鉛ボイド反応度実験

鉛ボイド反応度実験については，参照炉心に対して異なる領域をボイド化した 3 ケースの鉛ボイド反応度を測定することを想定した。MA 燃料装荷体系に対しては鉛カランドリア管内の鉛をボイド化し，MA 燃料非装荷体系に対してはステンレス被覆鉛板内の鉛をボイド化した。各ケースのボイド領域は，1z = 5.08 cm を単位として，両側 (FM) 集合体（固定 (F) 側集合体＋移動 (M) 側集合体）の中心格子管 3×3 領域，炉心中心から軸方向に 2z，4z，6z の領域を仮定した。表 **4.3.7** に，鉛ボイド反応度実験の実験項目を示し，表 **4.3.8** に実験で想定した実験値の不確かさと相関係数を示す。実験の不確かさは，FCA を参考にして 1/2 格子管集合体の分離密着の機械的誤差 0.26 pcm を仮定した[10]。同一体系における実験値の不確かさと相関は文献 14) を参考に 0.4 とし[11]，それぞれの実験項目に対する MA 燃料装荷体系と MA 燃料非装荷体系の間の相関は 0.2 とした。

表 **4.3.7**　鉛ボイド反応度実験で想定した実験項目

実験項目
ボイド領域：3×3 格子管 $\times 2z$ $\times 2$(FM)
ボイド領域：3×3 格子管 $\times 4z$ $\times 2$(FM)
ボイド領域：3×3 格子管 $\times 6z$ $\times 2$(FM)

4.3.3.3　反応率比実験

反応率比実験では，MA 箔及び核分裂計数管を扱うことを想定し，それぞれ MA 核種の ^{239}Pu 核分裂反応に対する捕獲反応率比及び核分裂反応率比測定を行なうことを想定した。表 **4.3.9** に，想定した反応率比実験の実験項目を示す。ここで，捕獲反応率比実験は，照射後に MA 箔を取り

[9]体系間の相関は，炉定数調整の結果に大きく影響しないことを確認している。例えば，臨界性に対する MA 燃料装荷・非装荷体系の 2 実験の炉定数調整後の ADS 臨界性の不確かさは，相関係数が 0.0 から 1.0 の間で，0.969%と一定であった。

[10]反応度実験では，遅発中性子に関するパラメータに起因する不確かさが系統的に入る。その値は 1 ～ 2%程度と考えられるが，この不確かさを考慮したときの不確かさの低減量は，この値を無視したときの結果と大きく変わらないことを確認している。例えば，参照炉心 B の MA 燃料非装荷体系の鉛ボイド反応度 3 実験に対して，機械的誤差 0.26 pcm のみを想定したとき，炉定数調整後の ADS 冷却材ボイド反応度の不確かさは 8.698%であったのに対し，さらに 1%の実験の不確かさを考慮した場合の結果は 8.715%であった。

[11]同一体系間の実験の相関は，炉定数調整の結果に大きく影響しないことを確認している。例えば，参照炉心 B の MA 燃料非装荷体系の鉛ボイド反応度実験に対して，実験の相関を 0.2 から 0.8 まで与えて炉定数調整したとき，調整後の結果の差異は高々0.01%であった。

表 **4.3.8**　鉛ボイド反応度実験で想定した実験値の不確かさと相関係数

	実験値不確かさ	相関係数 鉛ボイド		
		2z×2	4z×2	6z×2
鉛ボイド 2z	0.26 pcm	1.0	0.4	0.4
鉛ボイド 4z	0.26 pcm		1.0	0.4
鉛ボイド 6z	0.26 pcm			1.0

出し，捕獲反応より生成した核種に起因する γ 線あるいは α 線のエネルギースペクトルを測定する必要があるが，放射能の減衰の観点から測定できる核種は ^{237}Np と ^{241}Am に限られると考えられる[12]。これらの核種のうち，^{237}Np 捕獲反応の場合，捕獲反応で生成した ^{238}Np の崩壊 γ 線（984.45 keV，$T_{1/2} = 2.117$ d）を計数することによって捕獲反応率を測定できる。一方，^{241}Am 捕獲反応では ^{242g}Am（$T_{1/2} = 16$ h）と ^{242m}Am（$T_{1/2} = 152$ y）が生成されるが，放出される γ 線バックグラウンドが大きいため γ 線の直接測定は困難と予想される。そこで ^{241}Am 捕獲反応の測定方法としては，バックグラウンドが減衰した後に ^{242}Cm を放射化学的に分離し，^{242}Cm の崩壊 α 線（$T_{1/2} = 162.8$ d）を計数する方法が考えられる。核分裂反応率測定については，FCA が保有する ^{238}Pu，^{242}Pu，^{241}Am，^{243}Am 及び ^{244}Cm とともに ^{240}Pu，^{241}Pu 及び ^{242m}Am も対象核種に加えた。

表 **4.3.9**　反応率比実験で想定した ^{239}**Pu** 核分裂反応に対する反応率比実験項目

実験項目	対象核種
捕獲反応率比実験	^{237}Np, ^{241}Am
核分裂反応率比実験	^{238}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu, ^{237}Np, ^{241}Am, ^{242m}Am,^{243}Am, ^{244}Cm

反応率比測定実験は，いずれのケースも，MA 箔または核分裂計数管を固定側集合体の炉心中心部に設置し，それぞれの反応率を測定することを想定した。MA 箔と核分裂計数管の設置方法については FCA と同じとした。表 **4.3.10** に，実験で想定した実験値の不確かさと相関係数を示す。同一体系における実験値の不確かさはすべて 3%とし，実験の相関は文献 14) を参考に 0.5 を仮定し，それぞれの実験項目に対する MA 燃料非装荷体系及び MA 燃料装荷体系の間の相関は 0.8 を仮定した。

[12]例えば，^{244}Cm の捕獲反応に伴って生じる ^{245}Cm の半減期は 8500 年ときわめて長いため不可能。^{243}Am の捕獲反応率測定は ^{244}Am の半減期が 26 分と短いため不可能。

表 **4.3.10**　反応率比実験で想定した実験値の不確かさ（標準偏差）と相関係数

	実験値	相関係数										
		捕獲反応		核分裂反応								
	不確かさ	^{237}Np	^{241}Am	^{238}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{237}Np	^{241}Am	^{242m}Am	^{243}Am	^{244}Cm
^{237}Np 捕獲/^{239}Pu 核分裂	3%	1.0	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5
^{241}Am 捕獲/^{239}Pu 核分裂	3%		1.0	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5
^{237}Np 核分裂/^{239}Pu 核分裂	3%			1.0	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5
^{238}Pu 核分裂/^{239}Pu 核分裂	3%				1.0	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5
^{240}Pu 核分裂/^{239}Pu 核分裂	3%					1.0	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5
^{241}Pu 核分裂/^{239}Pu 核分裂	3%						1.0	0.5	0.5	0.5	0.5	0.5
^{242}Pu 核分裂/^{239}Pu 核分裂	3%							1.0	0.5	0.5	0.5	0.5
^{241}Am 核分裂/^{239}Pu 核分裂	3%								1.0	0.5	0.5	0.5
^{242m}Am 核分裂/^{239}Pu 核分裂	3%									1.0	0.5	0.5
^{243}Am 核分裂/^{239}Pu 核分裂	3%										1.0	0.5
^{244}Cm 核分裂/^{239}Pu 核分裂	3%											1.0

4.3.3.4　サンプル反応度実験

サンプル反応度実験では，MA サンプルを炉心中心部に装荷したときのサンプル反応度実験を想定した。表 **4.3.11** に，サンプル反応度実験で想定した実験項目を示す。実験では，直径 13.7 mm，長さ 10.16 mm の SUS 製カプセルに封入した重量 20 g の MA サンプルを固定側集合体の炉心中心部に装荷して，MA サンプルを空のサンプル（カプセルのみ）に置換することを想定した。表 **4.3.12** に，実験で想定した実験値の不確かさと相関係数を示す。同一体系における実験値の不確かさは，鉛ボイド反応度実験と同じく，いずれのケースも絶対値で 0.26 pcm とし，実験の相関は 0.4 を仮定し，それぞれの実験項目に対する MA 燃料非装荷体系及び MA 燃料装荷体系の間の相関は 0.2 を仮定した。

表 **4.3.11**　サンプル反応度実験で想定した実験項目

実験項目	置換物質
サンプル反応度実験	^{237}Np, ^{238}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Am, ^{243}Am

表 **4.3.12**　サンプル反応度実験で想定した実験値の不確かさと相関係数

		相関係数				
	実験値不確かさ	^{237}Np	^{238}Pu	^{240}Pu	^{241}Am	^{243}Am
^{237}Np	0.26 pcm	1.0	0.4	0.4	0.4	0.4
^{238}Pu	0.26 pcm		1.0	0.4	0.4	0.4
^{240}Pu	0.26 pcm			1.0	0.4	0.4
^{241}Am	0.26 pcm				1.0	0.4
^{243}Am	0.26 pcm					1.0

4.3.3.5　MA 燃料置換反応度実験

MA 燃料置換反応度実験では，MA 燃料非装荷体系の場合，MA 燃料 1 本による置換反応度測定実験を想定した。サンプル反応度と同様，燃料 1 本を固定側集合体の炉心中心部に装荷して，MA 燃料を空の燃料（被覆管のみ）に置換することを想定した。一方 MA 燃料装荷体系のときは，中心 5×5 燃料領域の MA 燃料 600 本，360 本及び 40 本を空の燃料に置換することを想定した。表 **4.3.13** に，MA 燃料置換反応度実験で想定した実験項目を示す。

表 **4.3.14** に示すように，実験値の不確かさは，他の置換反応度実験と同じく，いずれのケースも絶対値で 0.26 pcm とし，同一体系における実験の相関は 0.4 を仮定した。それぞれの実験項目に対する MA 燃料非装荷体系の MA 燃料置換反応度実験及びサンプル反応度実験の間の実験の相関は 0.2 とした。

表 **4.3.13**　**MA** 燃料置換反応度実験で想定した実験項目

実験項目
置換領域：5 × 5 格子管 ×2(FM)，置換燃料本数：600 本
置換領域：3 × 3 格子管 ×2(FM)，置換燃料本数：360 本
置換領域：1 × 1 格子管 ×2(FM)，置換燃料本数：40 本

表 **4.3.14**　**MA** 燃料置換反応度実験で想定した実験値の不確かさと相関係数

		相関係数		
	実験値不確かさ	燃料 600 本	燃料 360 本	燃料 40 本
置換 MA 燃料 600 本	0.26 pcm	1.0	0.4	0.4
置換 MA 燃料 360 本	0.26 pcm		1.0	0.4
置換 MA 燃料 40 本	0.26 pcm			1.0

5. 解析結果

5.1 中性子束及び炉物理パラメータ

図 **5.1.1** と図 **5.1.2** に，中性子エネルギースペクトルのそれぞれ y 軸を線形及び対数でとったものを示し，図 **5.1.3** に随伴中性子束のエネルギースペクトルを示す。ここで，ADS 実機 (JAEA-ADS) は炉心領域の中性子スペクトル，その他については炉心中心のエネルギースペクトルを示している。図 **5.1.1** 及び図 **5.1.2** より，参照炉心 A 及び参照炉心 B は，装荷する模擬物質板の違いや MA 燃料の有無によって，特に keV 領域以下の低エネルギー部でスペクトルの形状に相違が見られるが，それ以外の領域では，ADS 実機の中性子スペクトルを概ね再現できていると言える。この低エネルギー領域は，模擬物質板の材料や厚さを調整することで ADS 実機の中性子スペクトルの形状に近づけることが可能である。一方，図 **5.1.3** より，参照炉心 B（ウラン炉心）は，随伴中性子束に対する ADS 実機の模擬性が悪いが，中心 5×5 格子管領域に MA 燃料を装荷することで，参照炉心 B と参照炉心 A のともに ADS 実機の随伴中性子束の形状に近づいていることがわかる。図 **5.1.3** の MA 燃料装荷炉心の随伴中性子束の高エネルギー部の立ち上がりは MA 燃料を中心 5×5 格子管領域に装荷した炉心の限界であり，随伴中性子束に対する模擬性をよくするためには，装荷する MA 燃料の量をさらに増やす必要がある。

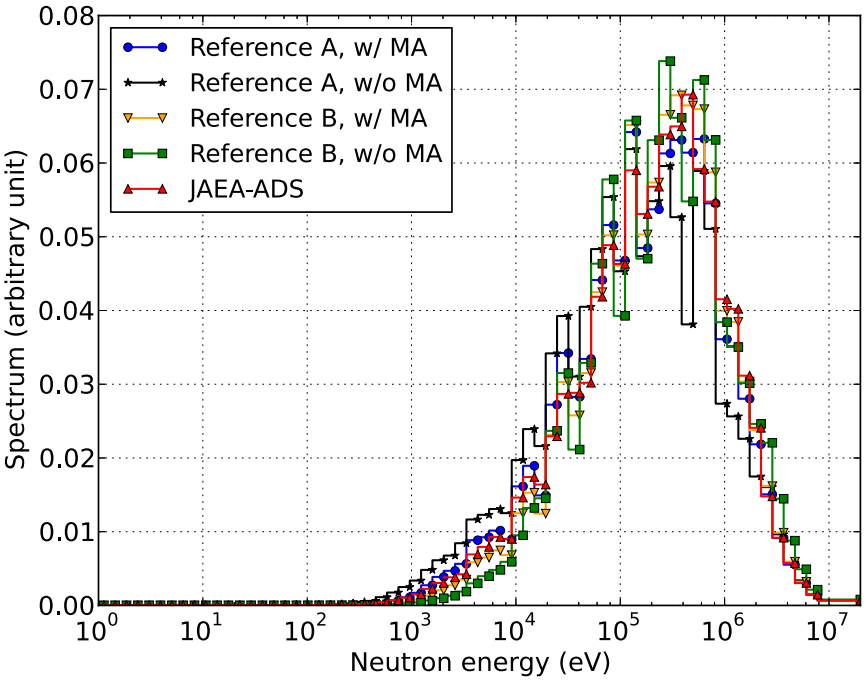

図 **5.1.1** 中性子エネルギースペクトル（積分値を **1** に規格化，y 軸：線形）

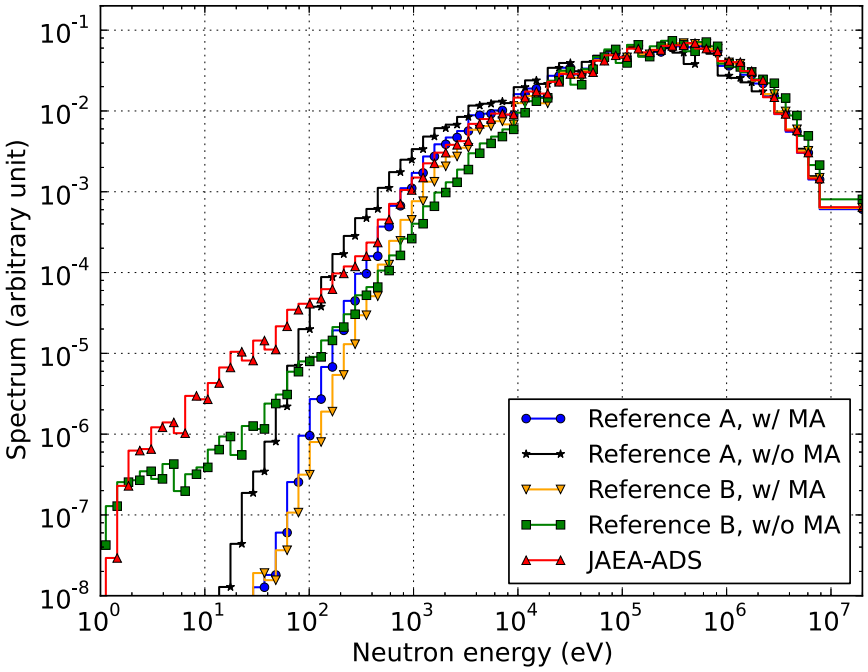

図 **5.1.2**　中性子エネルギースペクトル（積分値を **1** に規格化，y 軸：対数）

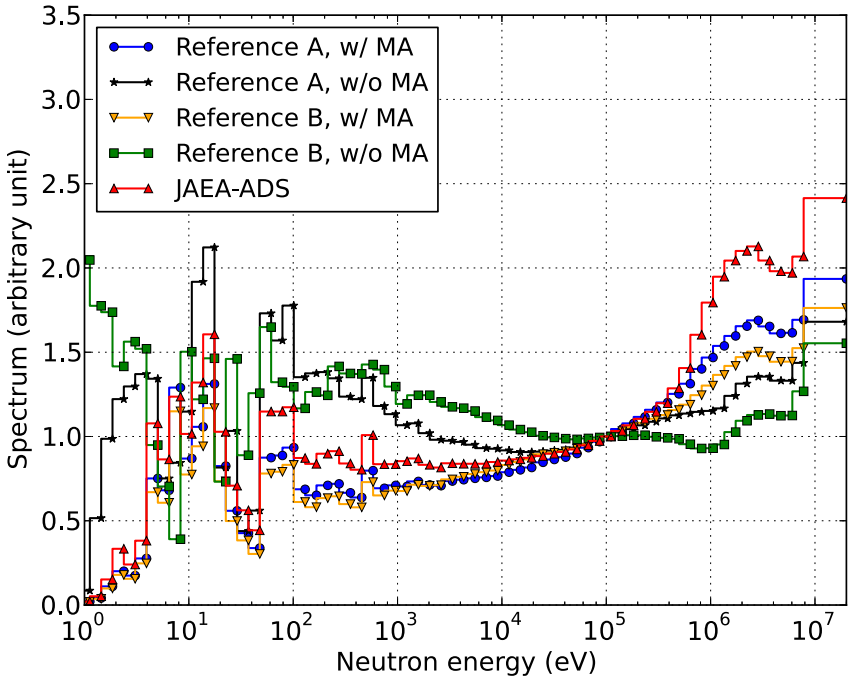

図 **5.1.3**　随伴中性子エネルギースペクトル（第 **19** 群を **1** に規格化）

表 **5.1.1** に，参照炉心炉心 A 及び参照炉心 B の炉物理パラメータの解析結果を示す。中性子束分布や随伴中性子束分布に違いが見られたように，体系や組成の違いから炉物理パラメータの値にも相違が見られる。

表 **5.1.1** 中の参照炉心 B において，鉛ボイド反応度実験（ボイド領域：3 行 3 列 × 6z ×2(FM)）で反応度が負になっているのは，体系における中性子の漏れによる影響である。

表 **5.1.1** 参照炉心 **A** 及び参照炉心 **B** の炉物理パラメータ解析値（**MA** 燃料非装荷体系）

実験項目	参照炉心 A	参照炉心 B
臨界性 (k_{eff})	1.01702	1.01171
鉛ボイド反応度 (pcm)		
ボイド領域：3 行 3 列 × 2z ×2(FM)	115.32	64.75
ボイド領域：3 行 3 列 × 4z ×2(FM)	196.94	50.91
ボイド領域：3 行 3 列 × 6z ×2(FM)	218.83	−91.08
^{239}Pu 核分裂に対する反応率比		
^{237}Np 捕獲反応率比	0.857	0.588
^{241}Am 捕獲反応率比	0.975	0.715
^{237}Np 核分裂反応率比	0.188	0.266
^{238}Pu 核分裂反応率比	0.608	0.697
^{240}Pu 核分裂反応率比	0.208	0.278
^{241}Pu 核分裂反応率比	1.383	1.229
^{242}Pu 核分裂反応率比	0.150	0.214
^{241}Am 核分裂反応率比	0.152	0.218
^{242m}Am 核分裂反応率比	1.731	1.533
^{243}Am 核分裂反応率比	0.110	0.159
^{244}Cm 核分裂反応率比	0.269	0.218
サンプル置換反応度 (pcm)		
^{237}Np サンプル	1.42	0.73
^{238}Pu サンプル	−2.45	−5.39
^{240}Pu サンプル	−0.35	−1.34
^{241}Am サンプル	1.41	1.17
^{243}Am サンプル	1.53	0.73
MA 燃料置換反応度 (pcm)		
MA 燃料 1 本	−2.50	−7.39

表 **5.1.2**　参照炉心 **A** 及び参照炉心 **B** の炉物理パラメータ解析値（**MA** 燃料装荷体系）

実験項目	参照炉心 A	参照炉心 B
臨界性 (k_{eff})	1.00010	1.01073
鉛ボイド反応度 (pcm)		
ボイド領域：3 行 3 列 × 2z ×2(FM)	370.25	88.28
ボイド領域：3 行 3 列 × 4z ×2(FM)	633.99	132.59
ボイド領域：3 行 3 列 × 6z ×2(FM)	700.86	99.12
^{239}Pu 核分裂に対する反応率比		
^{237}Np 捕獲反応率比	0.719	0.628
^{241}Am 捕獲反応率比	0.844	0.756
^{237}Np 核分裂反応率比	0.225	0.250
^{238}Pu 核分裂反応率比	0.651	0.681
^{240}Pu 核分裂反応率比	0.241	0.263
^{241}Pu 核分裂反応率比	1.306	1.255
^{242}Pu 核分裂反応率比	0.186	0.202
^{241}Am 核分裂反応率比	0.181	0.201
^{242m}Am 核分裂反応率比	1.634	1.607
^{243}Am 核分裂反応率比	0.131	0.146
^{244}Cm 核分裂反応率比	0.315	0.346
サンプル置換反応度 (pcm)		
^{237}Np サンプル	0.28	0.19
^{238}Pu サンプル	−2.62	−3.53
^{240}Pu サンプル	−0.55	−0.81
^{241}Am サンプル	0.43	0.45
^{243}Am サンプル	0.58	0.67
MA 燃料置換反応度 (pcm)		
MA 燃料 600 本（置換領域：5 行 5 列 ×2）	−1510.29	−2206.32
MA 燃料 360 本（置換領域：3 行 3 列 ×2）	−668.16	−913.64
MA 燃料 40 本（置換領域：1 行 1 列 ×2）	−88.99	−117.78

5.2 感度係数

図 **5.2.1**-図 **5.2.20** に，それぞれの実験における炉物理パラメータに対するトータルの感度係数[13]を示す。ここで，図では核種を種類別に次の物質グループ：

- MA：MA（^{237}Np, ^{241,242m,243}Am, ^{242,243,244,245,246}Cm）
- Pu：プルトニウム（^{238,239,240,241,242}Pu）
- SUS：構造材 SUS（^{56}Fe, ^{52,53}Cr, ^{55}Mn, ^{58,60}Ni）
- Pb：鉛（^{204,206,207,208}Pb）
- N-15：^{15}N
- Bi：ビスマス（^{209}Bi）

にまとめて表示している[14]。なお，これらの図では，エネルギー群構造が無視されること，及び核分裂スペクトル感度のエネルギー群に対する総和はゼロとなるため，核分裂スペクトルの感度は見かけ上現れないことに注意を要する。

ADS はウランフリーの炉心であるため，炉物理実験におけるウランの感度はなるべく低いほうが望ましいが，TEF-P は，ドライバーにウラン燃料を使用するため，少なからずウランの感度を含むことになる。

図 **5.2.1**-図 **5.2.20** から，それぞれの炉物理パラメータに対する感度について次の傾向が読み取れる。

- 臨界性
  臨界性実験では，ドライバー燃料のウラン及びプルトニウムの感度が大部分を占める。MA 燃料装荷体系でも MA の感度は低い。

- 鉛ボイド反応度
  鉛ボイド反応度実験では，他の実験に比べて鉛の感度が高い。参照炉心 A の MA 燃料非装荷体系では，異なるボイド条件の実験で感度に大きな相違は見られないが，参照炉心 B のそれでは，前述した中性子の漏洩による影響のため，感度の内訳に相違が見られる。MA 燃料装荷体系では，鉛の他に，MA，プルトニウム，SUS 及び ^{15}N の感度が高くなっている。

- 反応率比
  反応率比実験では，対象とする核種・反応にほぼ限定した感度が得られる。^{244}Cm の反応率比実験は，本検討で想定する実験で ^{244}Cm を用いる唯一の実験であり，この実験でのみ ^{244}Cm 核分裂反応の感度が得られる。MA 燃料装荷体系では，参照炉心 A と参照炉心 B の間で，感度係数に大きな相違は見られない。これは，二つの炉心の中心領域で MA 燃料による類似の中性子場が得られていることを示唆している。

[13]各エネルギー群に対する感度係数の総和
[14]プルトニウムと MA については，必要に応じて対象核種を表示している。

- サンプル置換反応度

  サンプル置換反応度実験では，対象とするサンプル核種の主に核分裂反応，核分裂中性子収率及び捕獲反応に対して比較的高い感度が得られる。

- MA 燃料置換反応度

  MA 燃料置換反応度実験では，MA 燃料に含まれる MA 及びプルトニウムの主に核分裂反応，核分裂中性子収率及び捕獲反応に対して比較的高い感度が得られる。

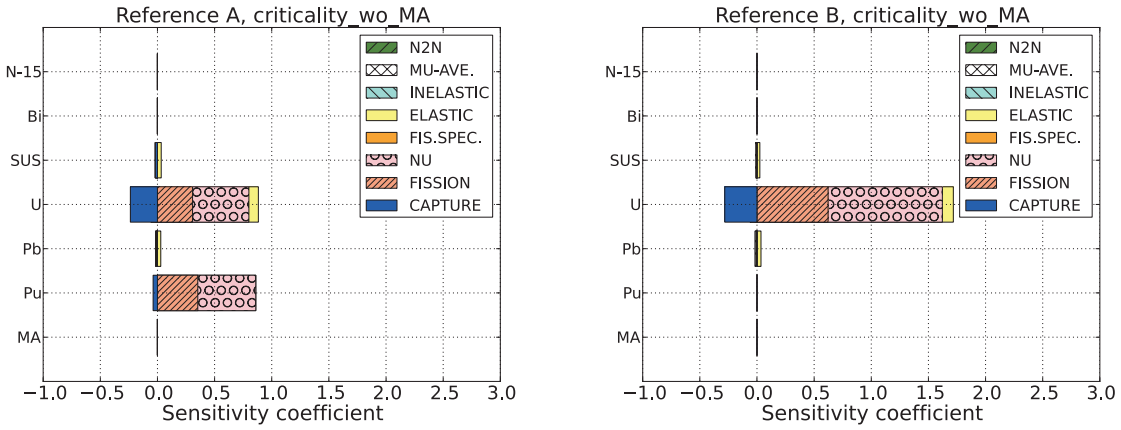

図 5.2.1　MA 燃料非装荷体系の臨界性に対する感度係数

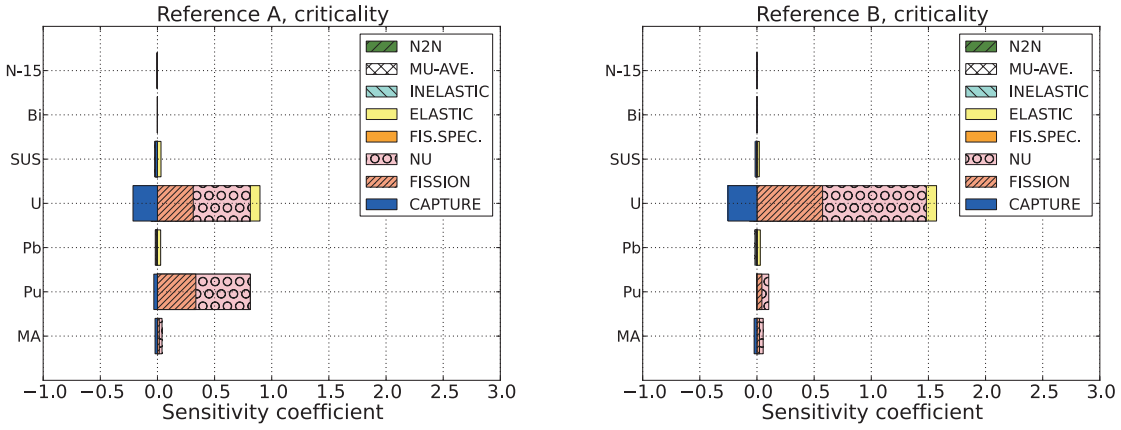

図 5.2.2　MA 燃料装荷体系の臨界性に対する感度係数

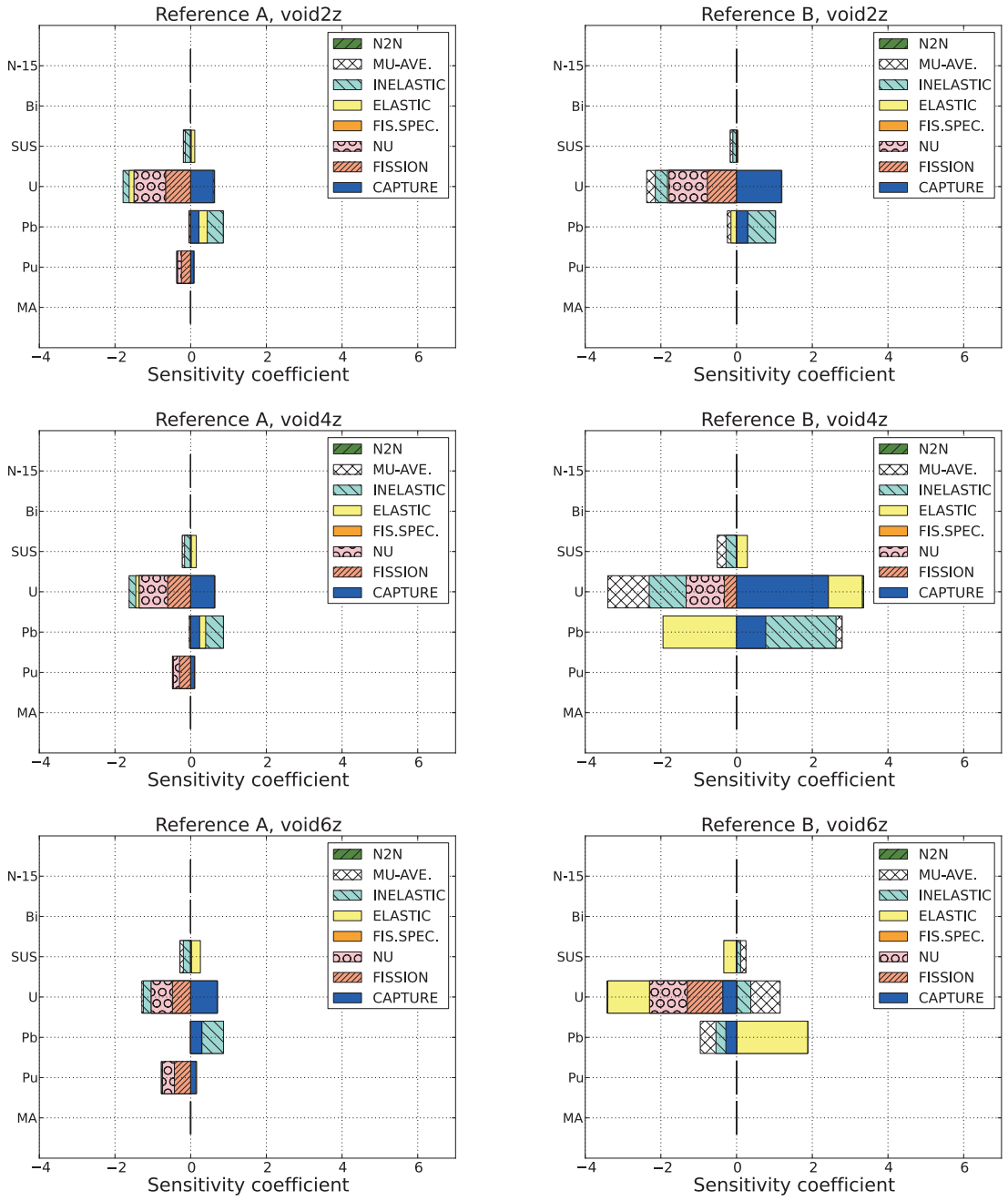

図 5.2.3　MA 燃料非装荷体系のボイド反応度に対する感度係数

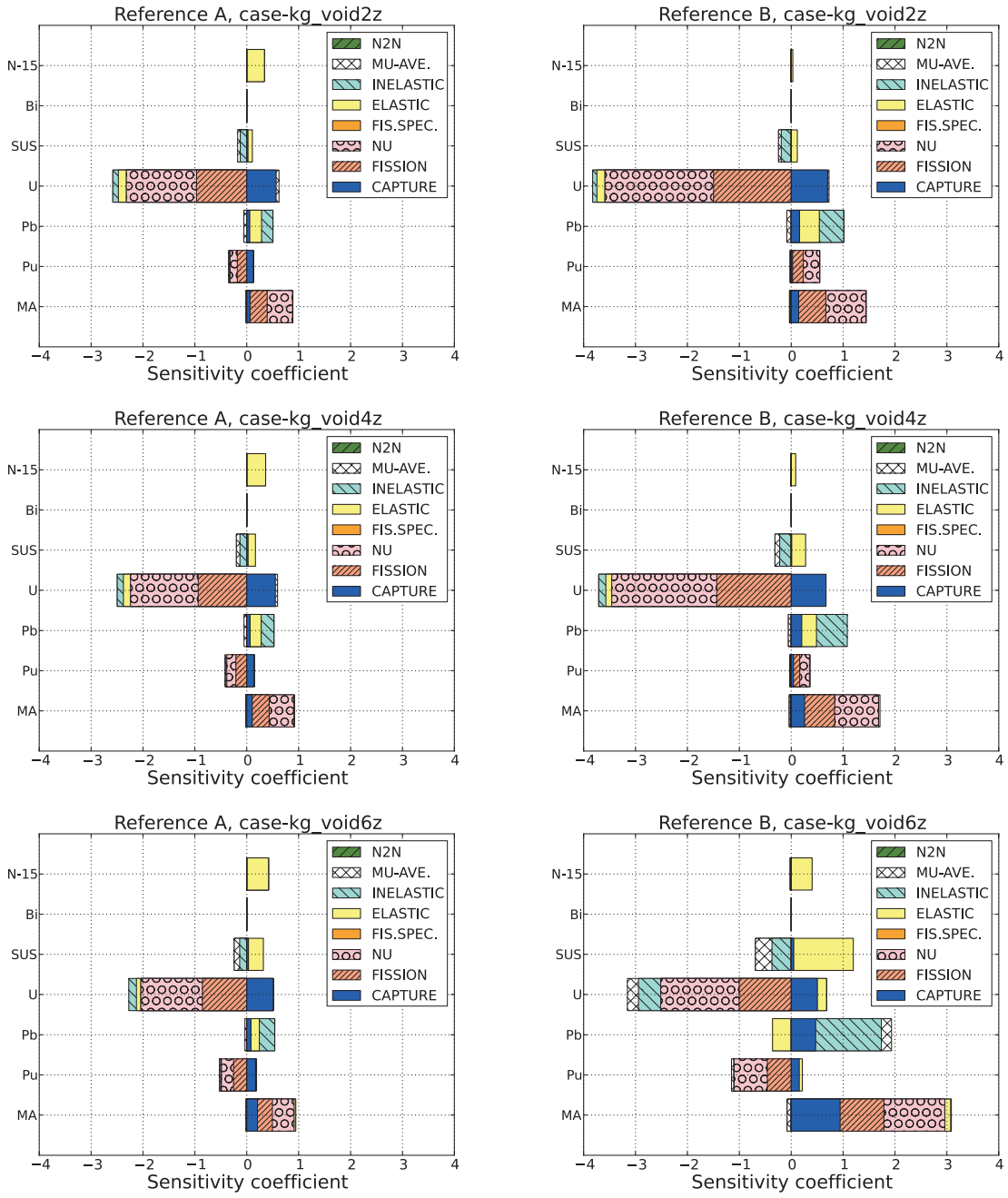

図 5.2.4　MA 燃料装荷体系の鉛ボイド反応度に対する感度係数

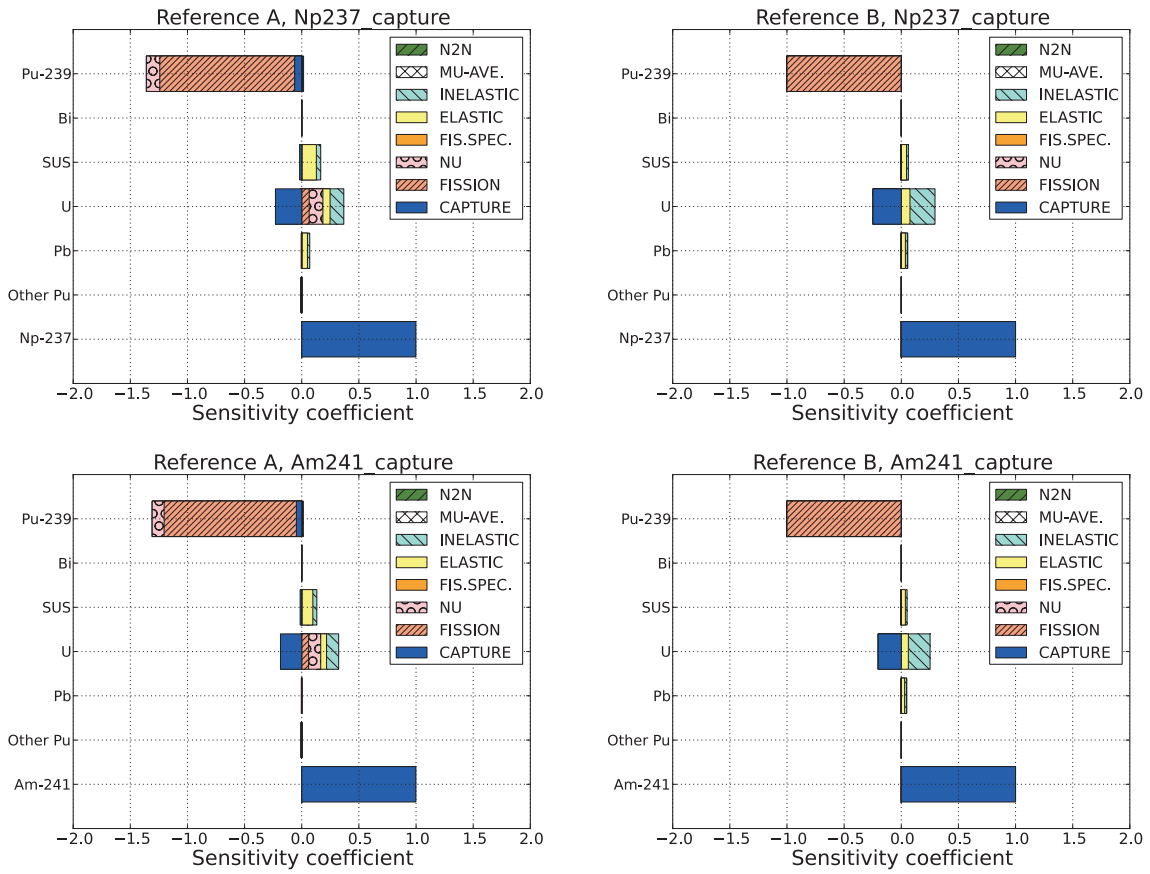

図 5.2.5　MA 燃料非装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する捕獲反応率比に対する感度係数

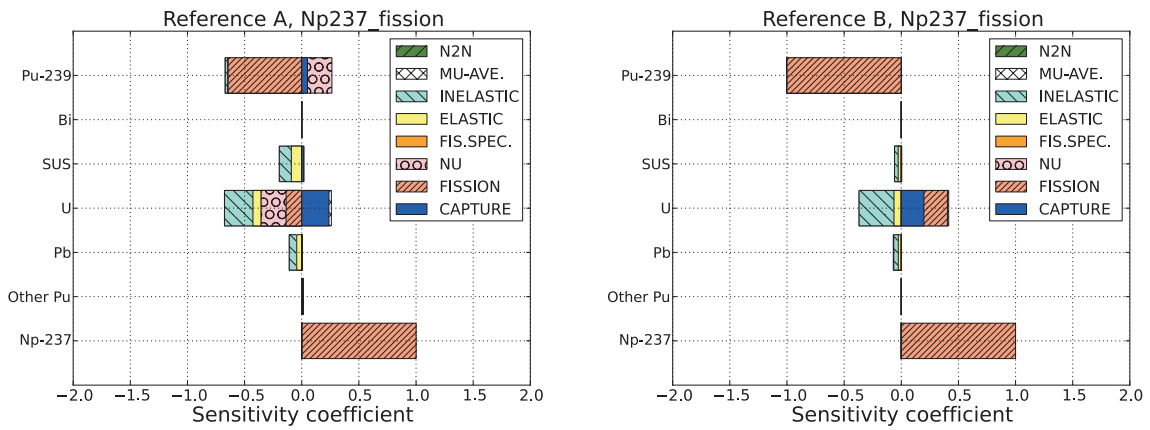

図 5.2.6　MA 燃料非装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (1/4)

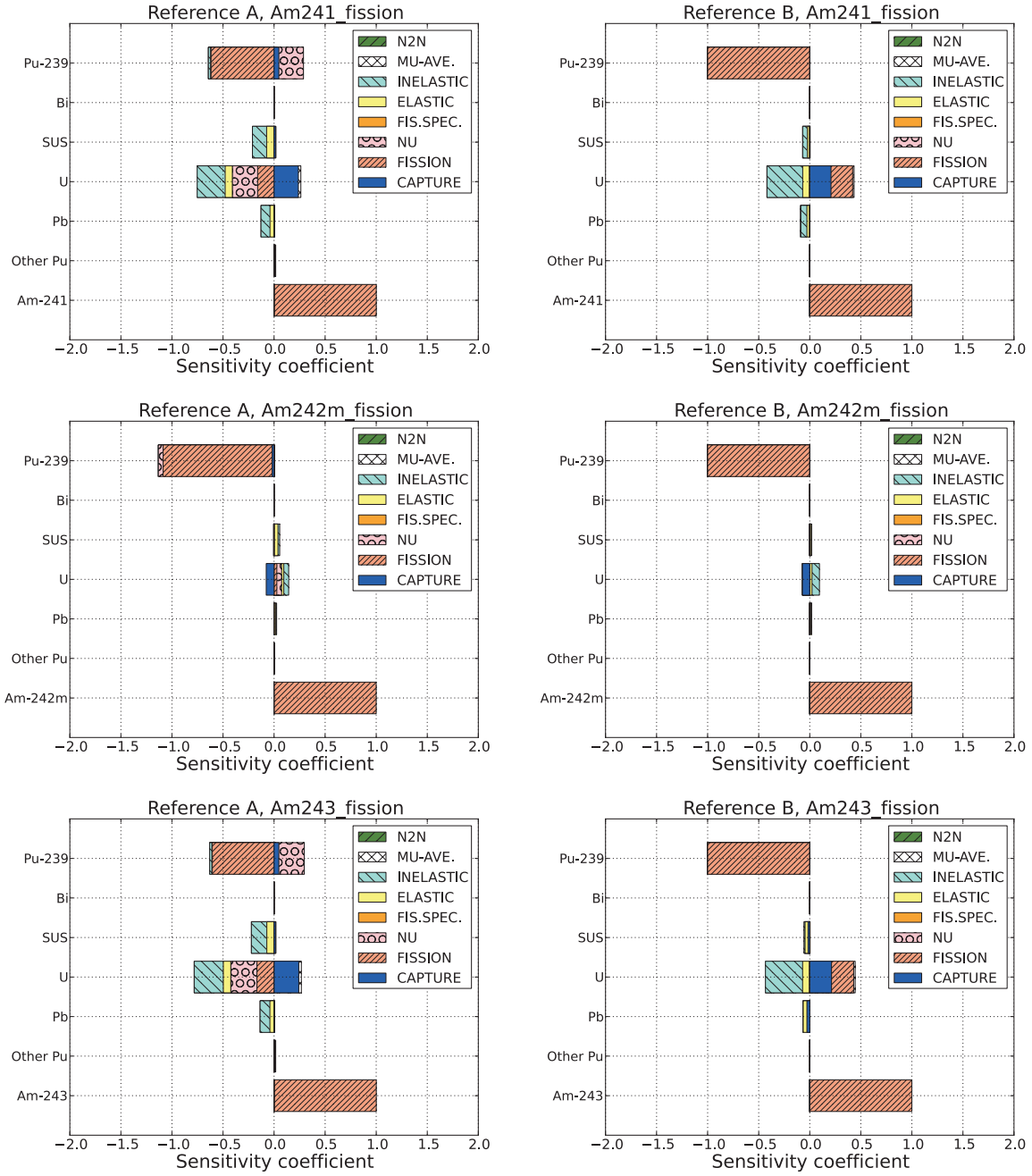

図 5.2.7　MA 燃料非装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (2/4)

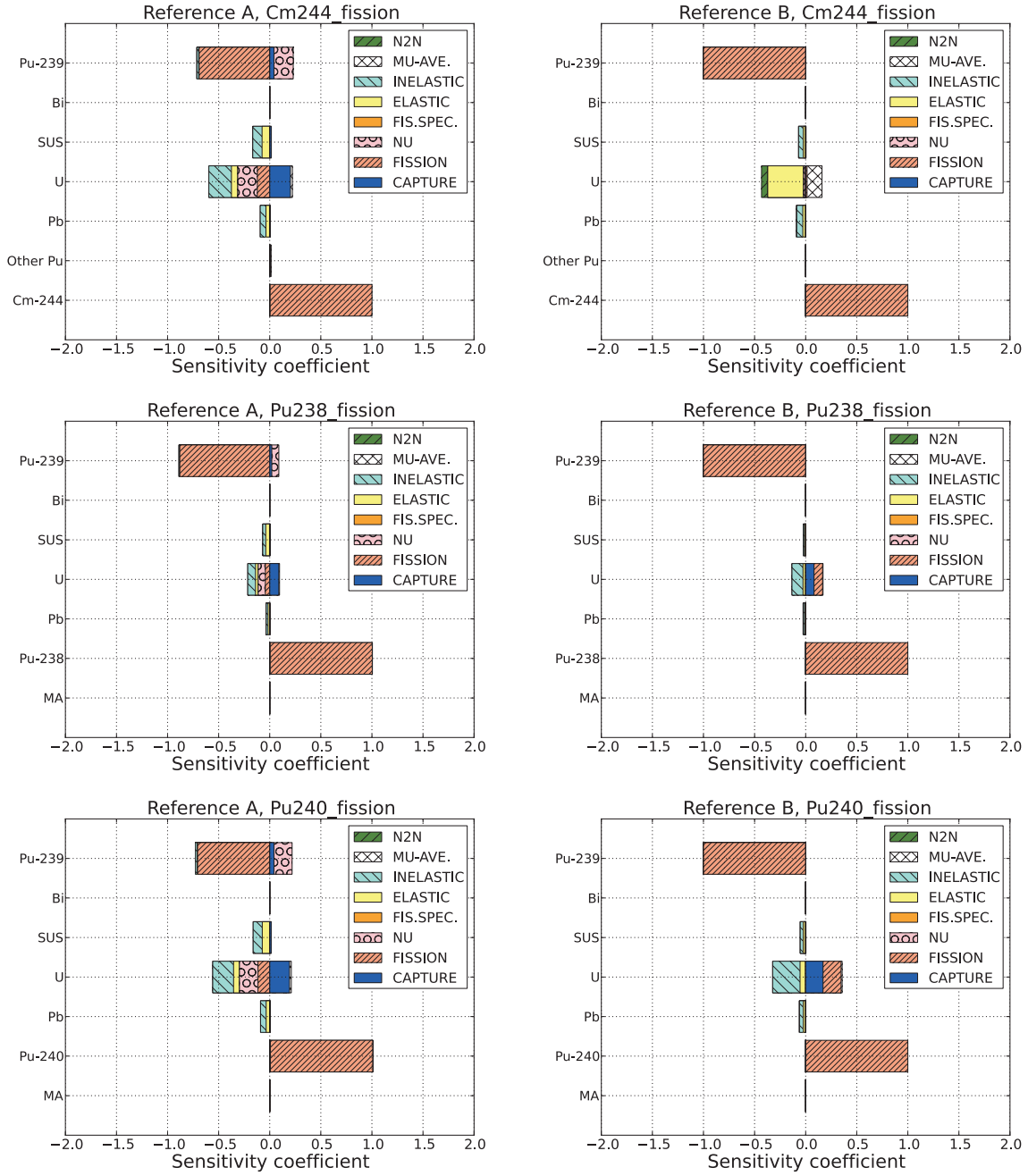

図 5.2.8　MA 燃料非装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (3/4)

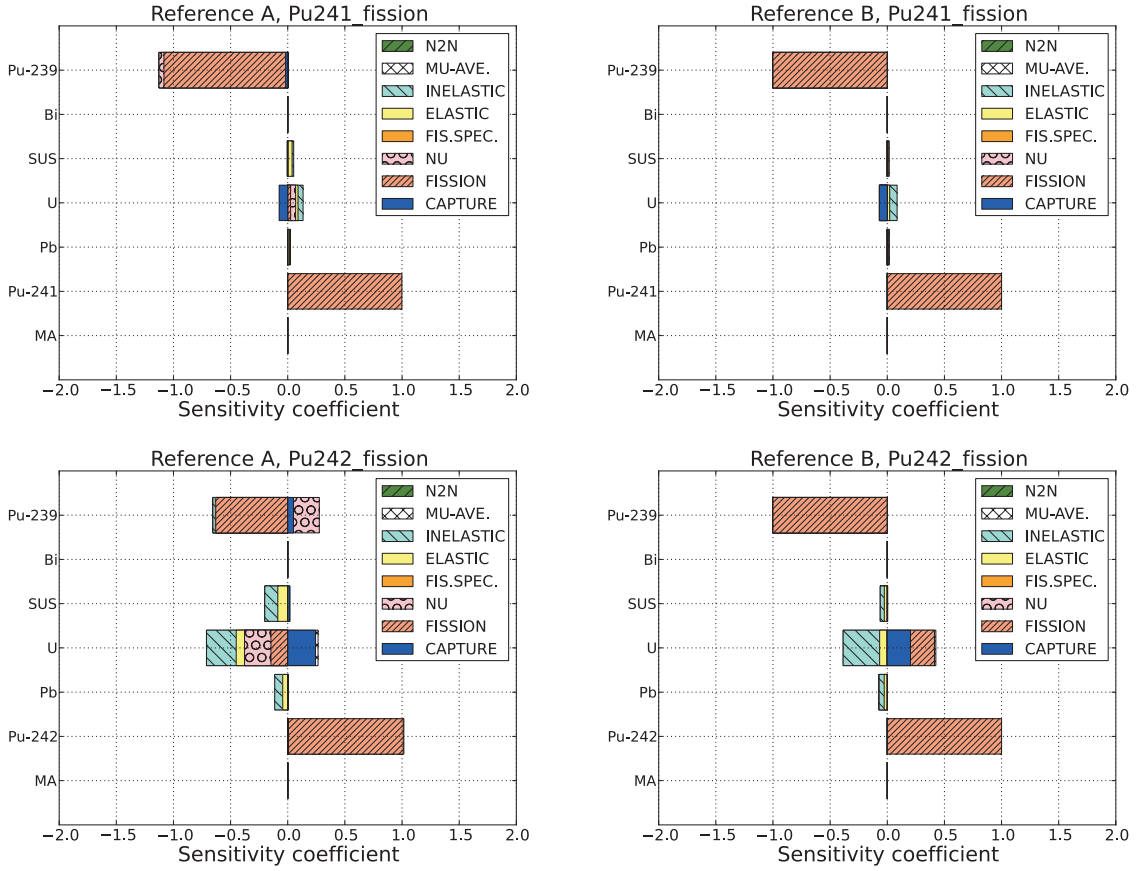

図 **5.2.9**　**MA** 燃料非装荷体系の ^{239}**Pu** 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 **(4/4)**

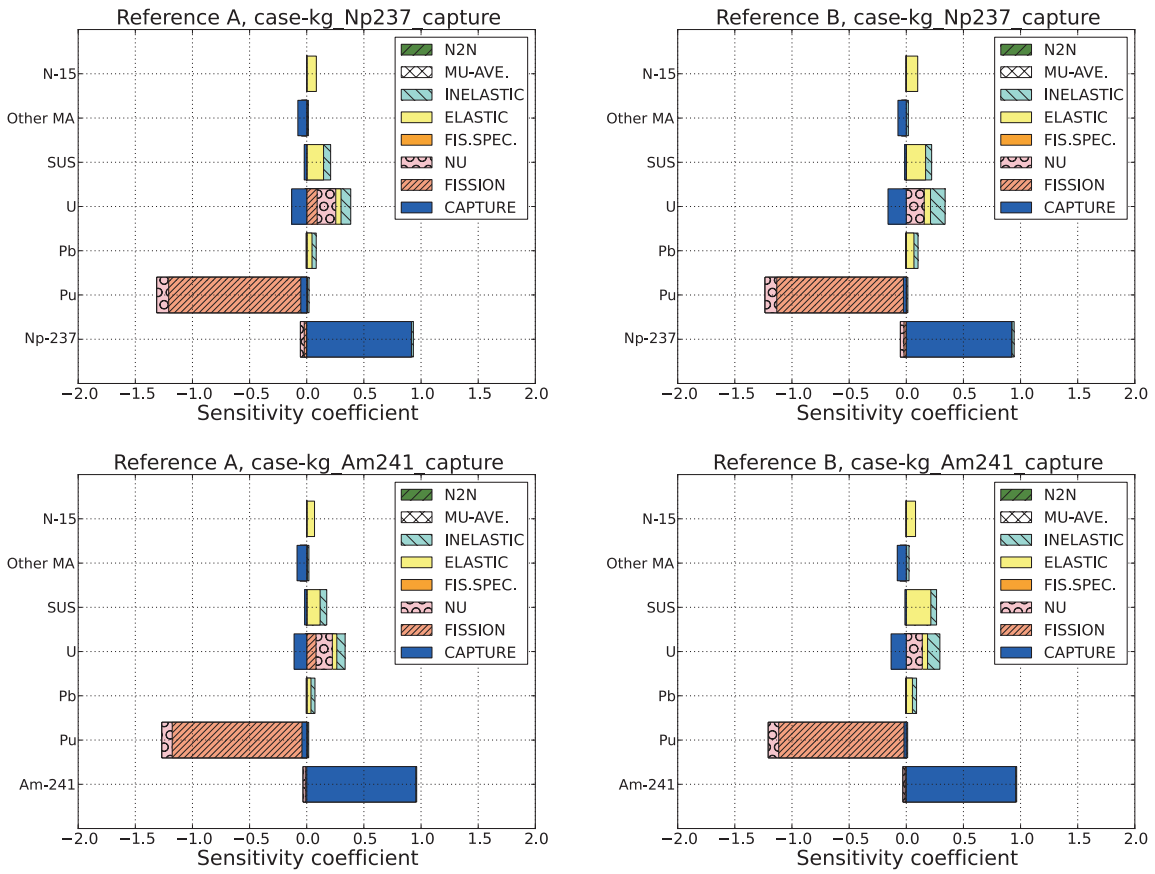

図 5.2.10　MA 燃料装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する捕獲反応率比に対する感度係数

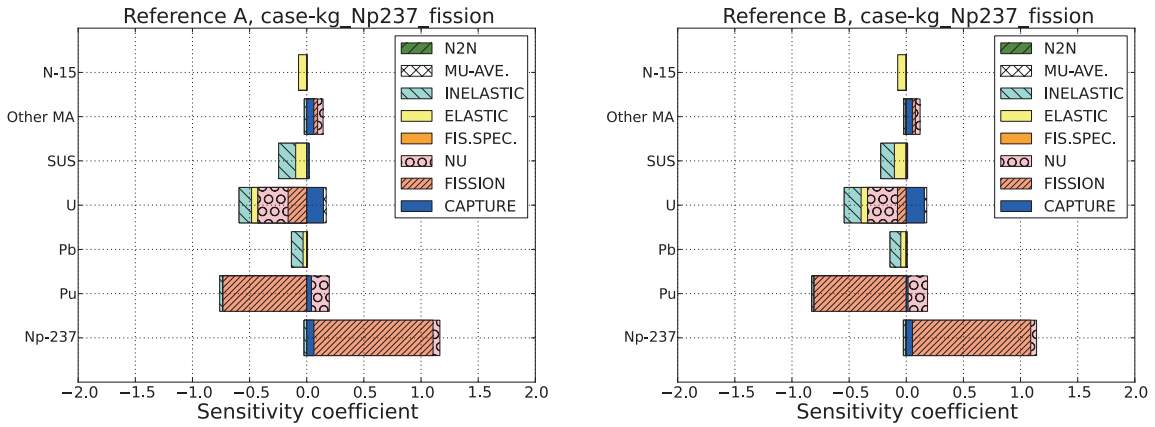

図 5.2.11　MA 燃料装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (1/4)

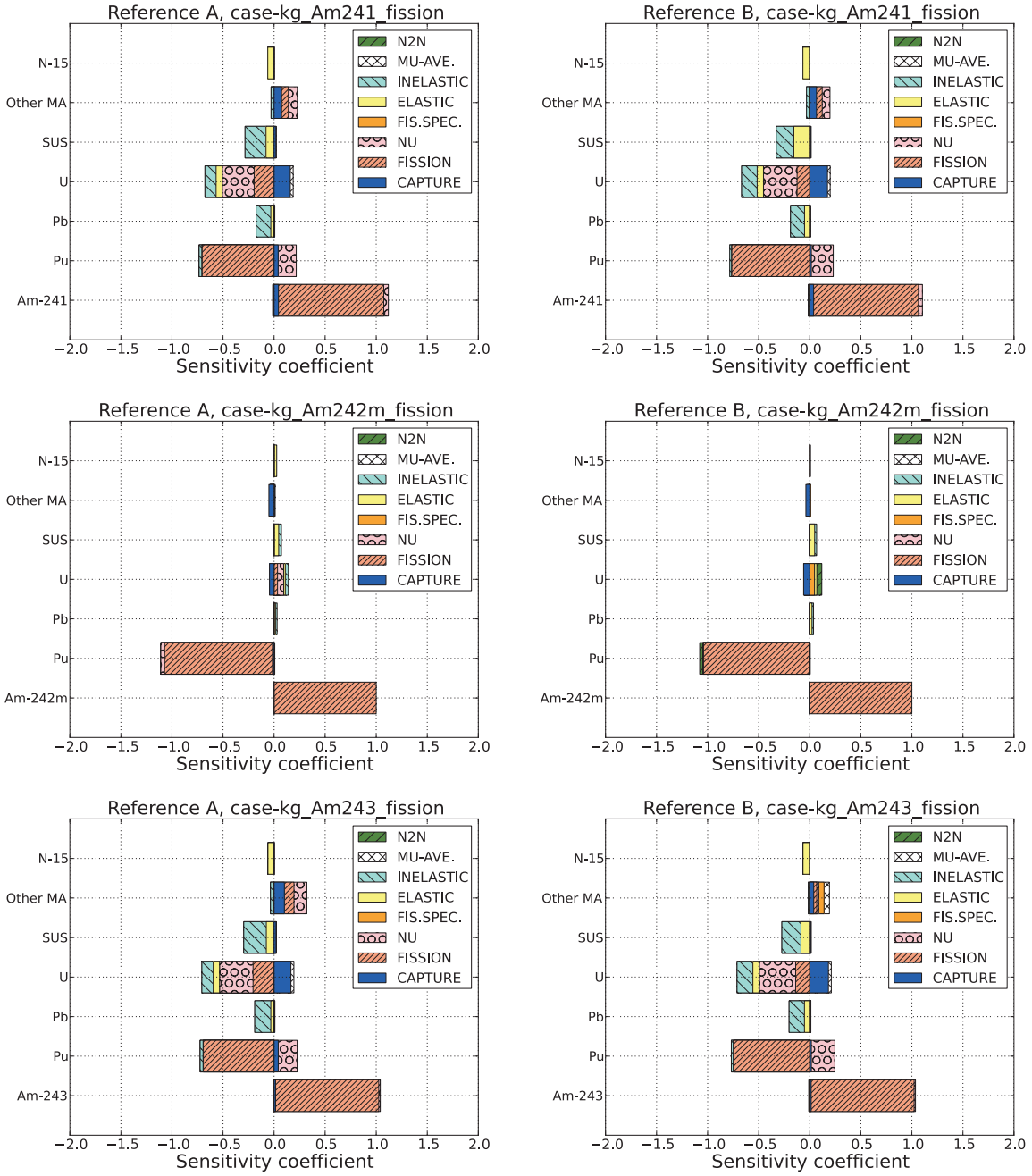

図 5.2.12　MA 燃料装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (2/4)

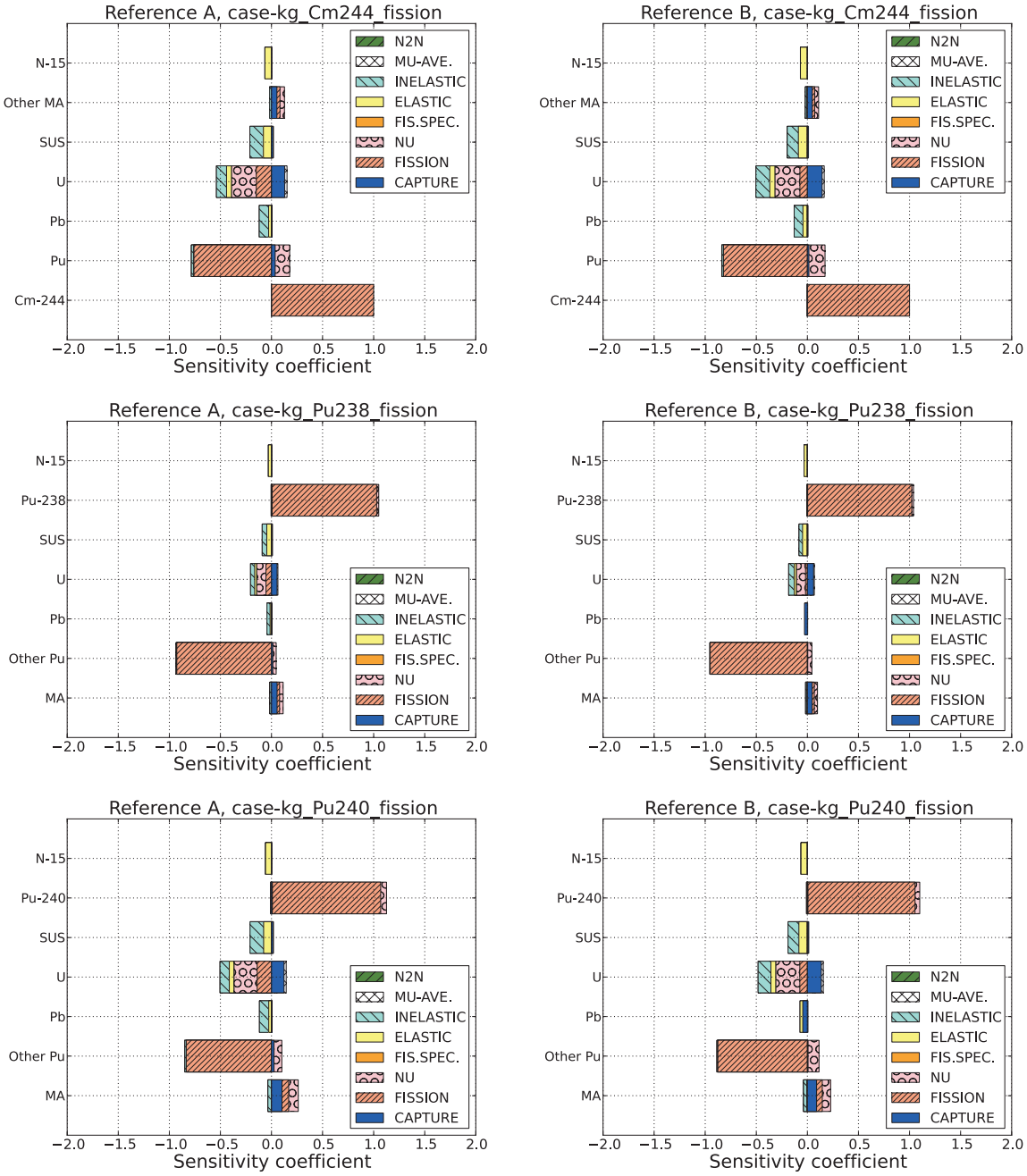

図 5.2.13　MA 燃料装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (3/4)

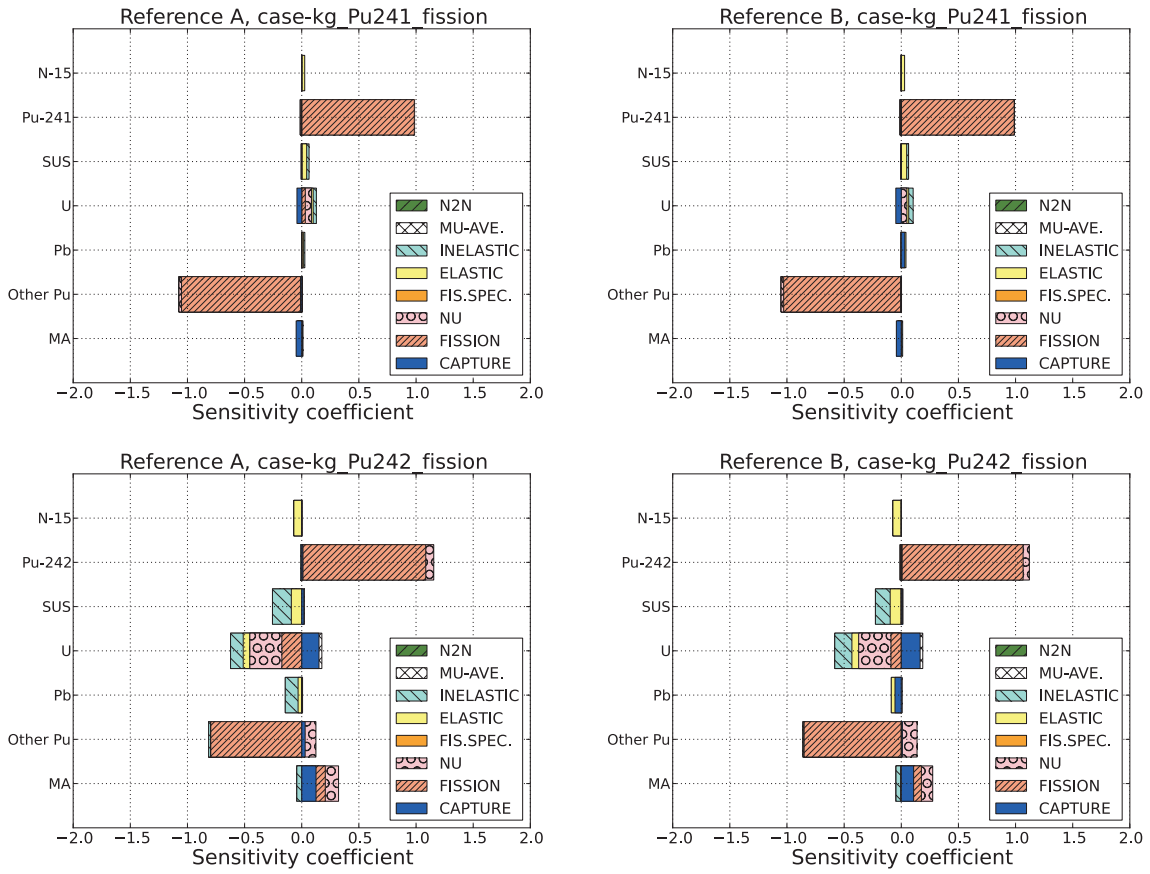

図 5.2.14　MA 燃料装荷体系の ^{239}Pu 核分裂に対する核分裂反応率比に対する感度係数 (4/4)

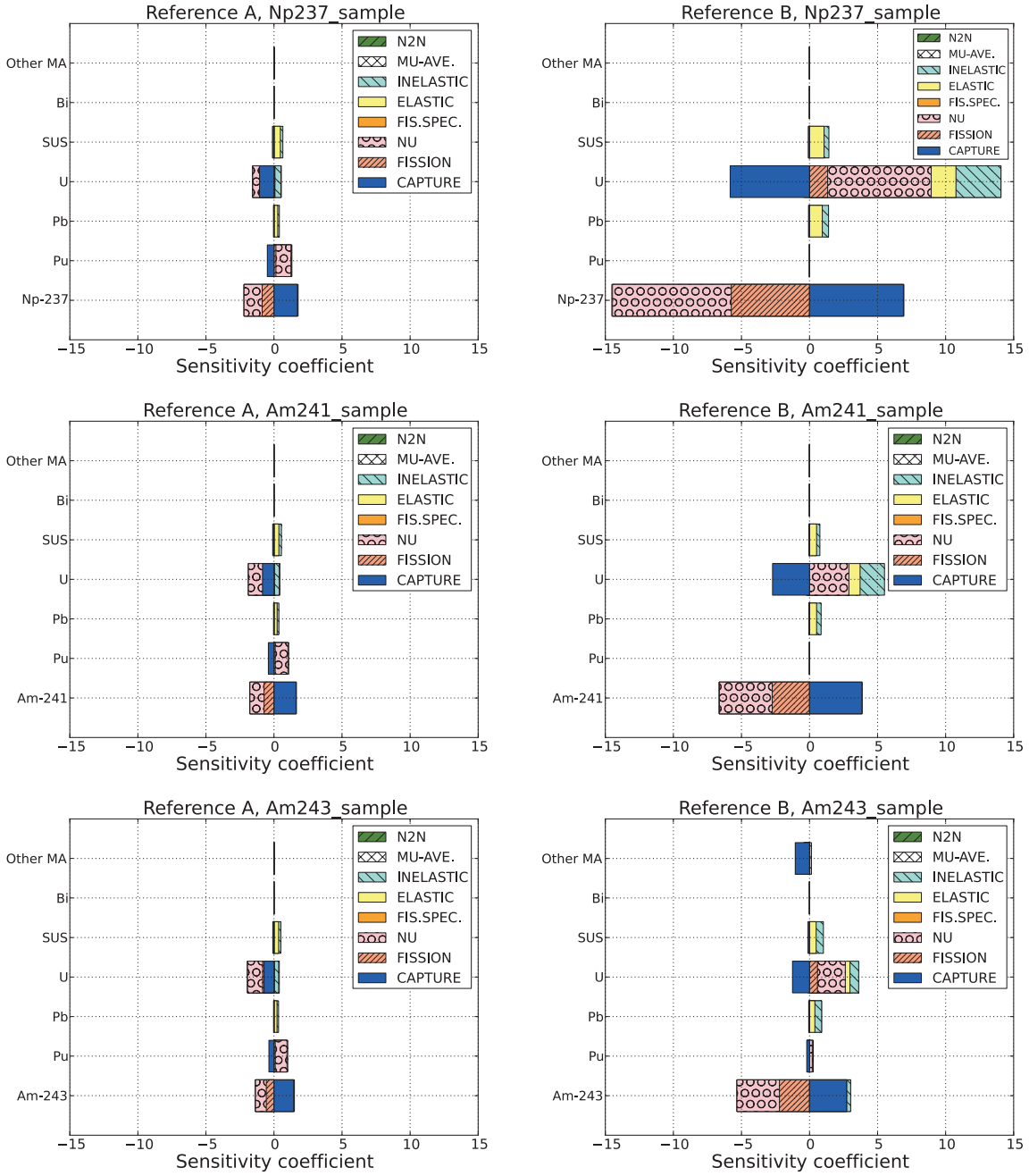

図 5.2.15　MA 燃料非装荷体系のサンプル反応度に対する感度係数 (1/2)

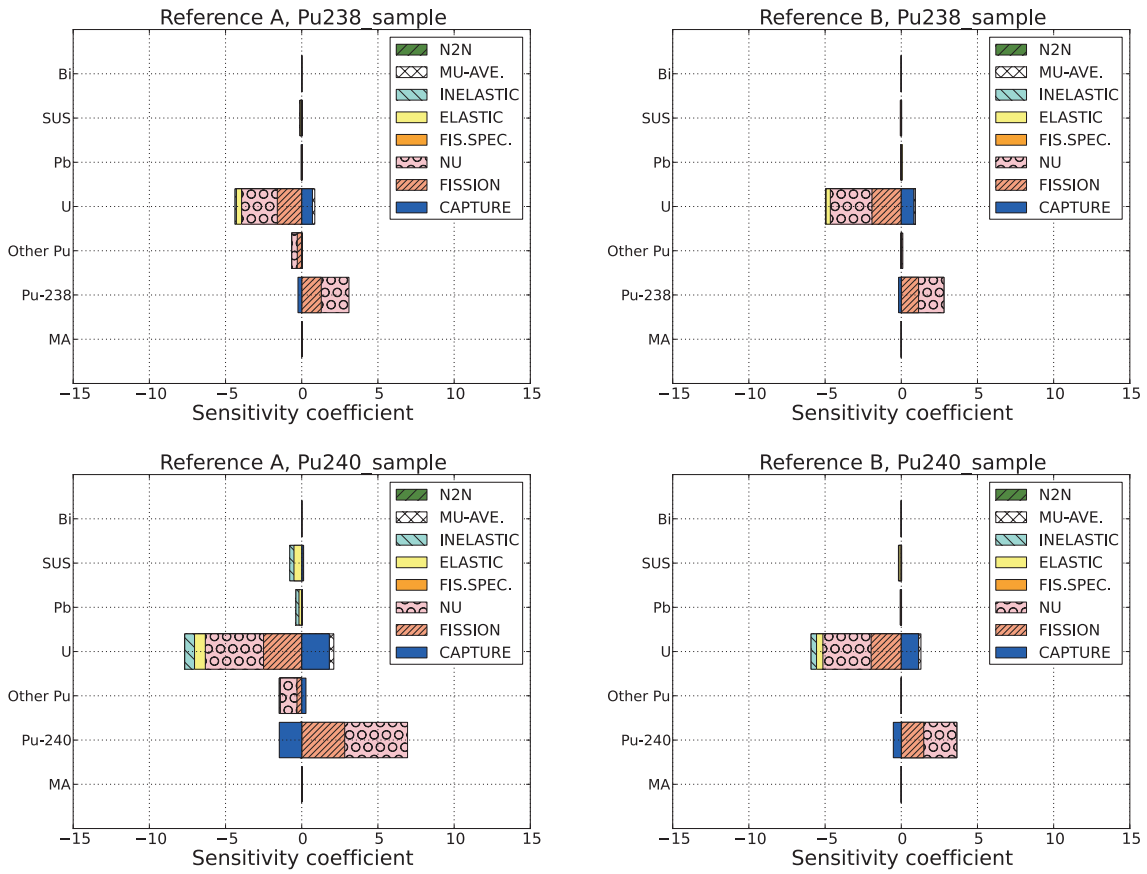

図 5.2.16　MA 燃料非装荷体系のサンプル反応度に対する感度係数 (2/2)

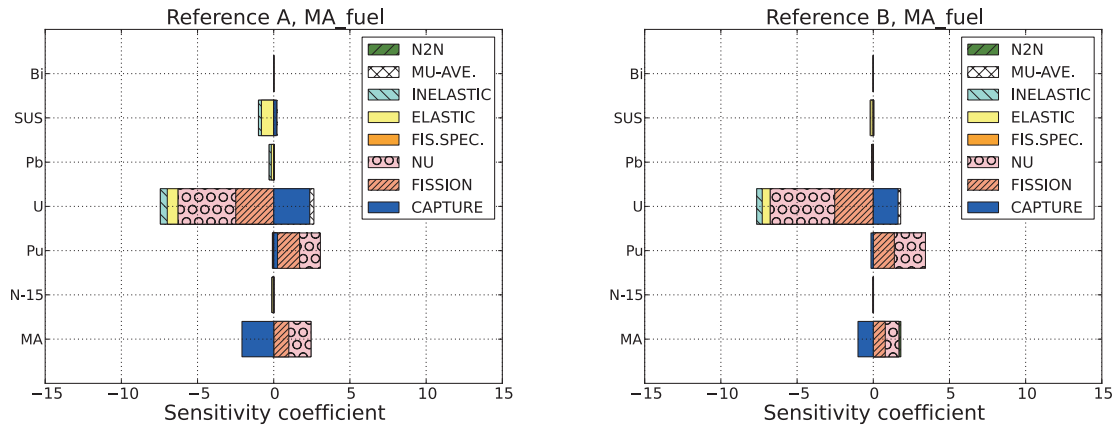

図 5.2.17　MA 燃料非装荷体系の MA 燃料置換反応度に対する感度係数

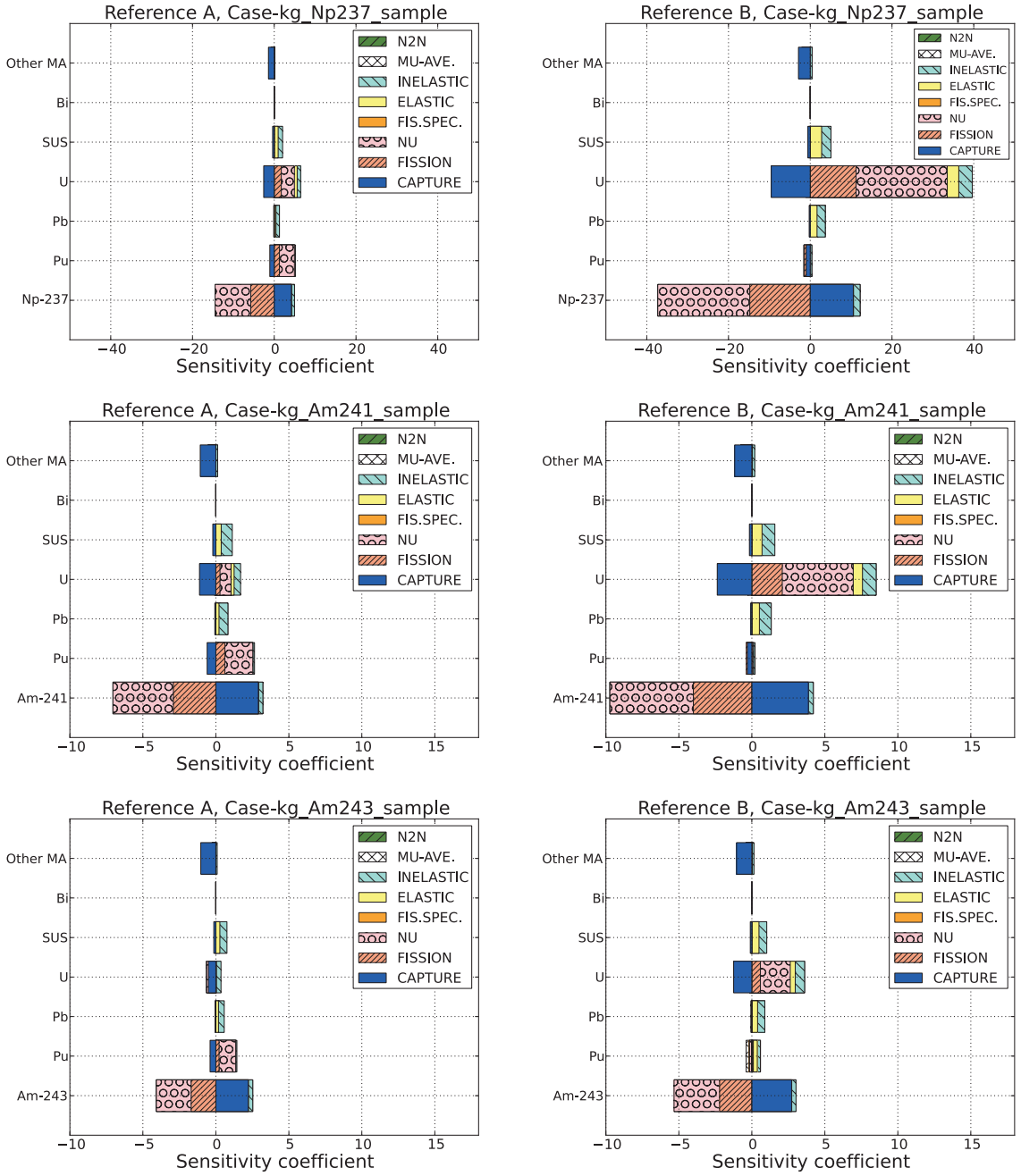

図 5.2.18　MA 燃料装荷体系のサンプル反応度に対する感度係数 (1/2)

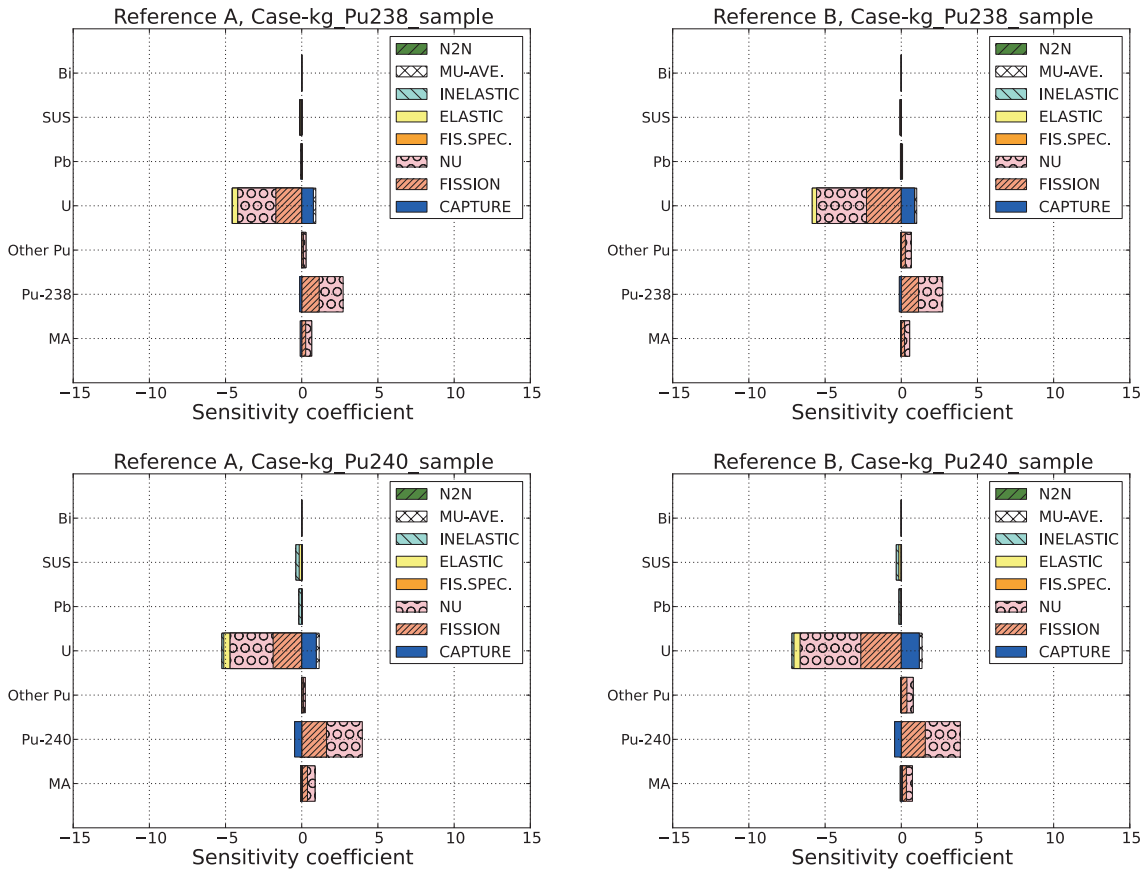

図 5.2.19　MA 燃料装荷体系のサンプル反応度に対する感度係数 (2/2)

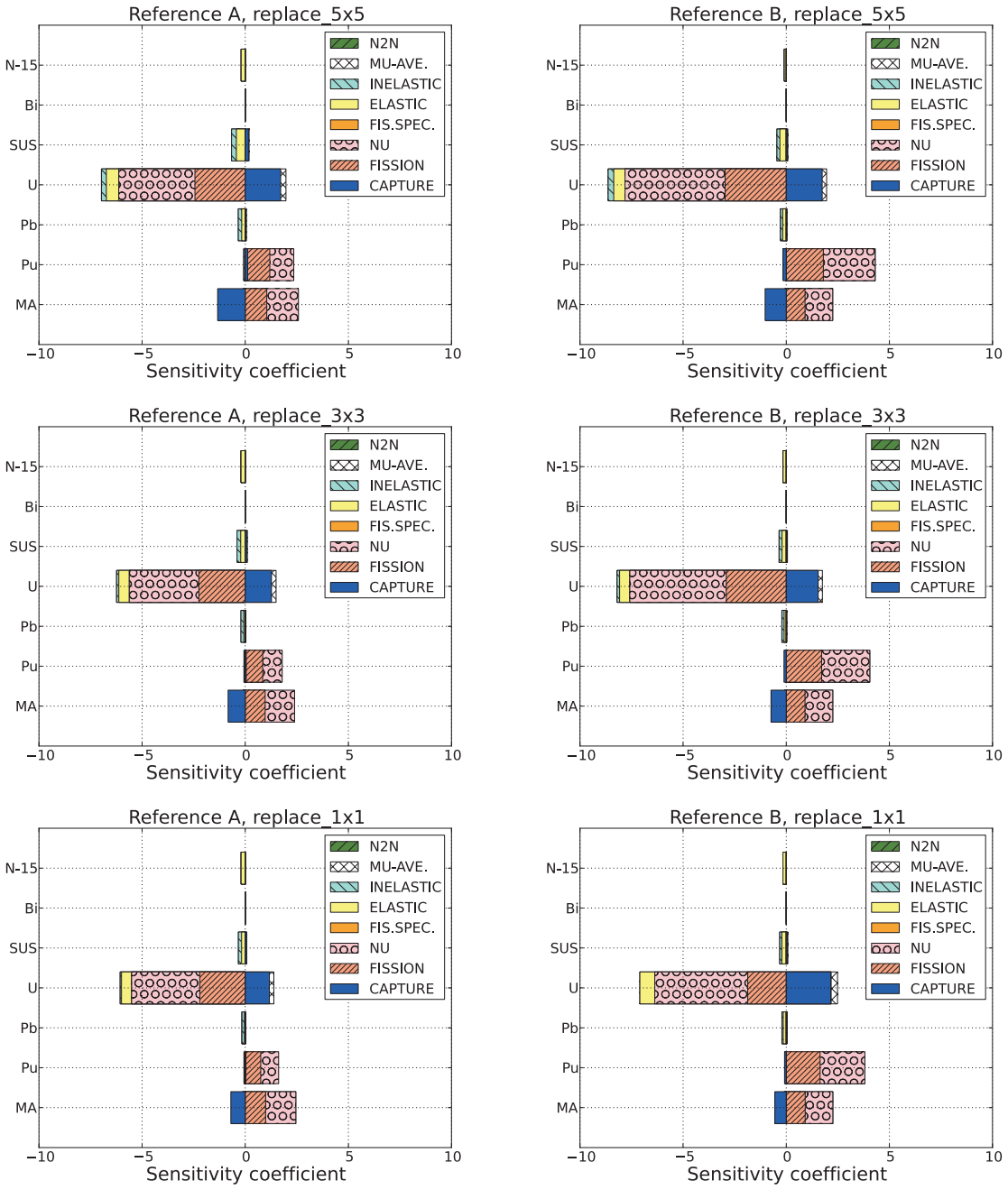

図 5.2.20　MA 燃料非装荷体系の MA 燃料置換反応度に対する感度係数

5.3 核データ起因不確かさ

表 **5.3.1** 及び表 **5.3.2** に，ADS の臨界性及び冷却材ボイド反応度に対して参照炉心 A の各実験毎の炉定数調整前後の不確かさの結果を示し，表 **5.3.3** 及び表 **5.3.4** に，参照炉心 B の実験を基にした結果を示す。炉物理パラメータの不確かさを低減するには，一つの実験だけでなく，様々な実験を組み合わせることが重要であることがわかる。

図 **5.3.1** と図 **5.3.2** は，それぞれ ADS 臨界性及び冷却材ボイド反応度に対する各実験による不確かさ低減効果をレーダーチャートで示したものである。ここで，不確かさ低減効果は，不確かさの低減量：

$$\Delta U = U^{\text{調整前}}(\%) - U^{\text{調整後}}(\%) \tag{5.1}$$

で表している。ADS 臨界性に対しては，MA 燃料装荷体系では燃料置換反応度実験が最も効果的であり，つづいて反応率比実験，サンプル反応度実験が効果的である。MA 燃料非装荷体系では扱う MA 燃料の本数が充分でないために MA 燃料置換反応度実験の効果は小さい。一方 ADS 冷却材ボイド反応度に対しては MA 燃料装荷体系及び非装荷体系の両方で鉛ボイド反応度実験が最も効果的であり，その他の実験による効果は限定的であることがわかる。

参照炉心 B においては MA 燃料装荷体系と MA 燃料非装荷体系で炉心の体系が変わるものの，参照炉心 A 及び参照炉心 B の両方の炉心において，MA 燃料装荷体系で実験を行なった方が MA 燃料非装荷体系よりも概して低減効果が高い。これは，MA 燃料を装荷することで，MA 燃料に関連する核種も調整の対象として取り込まれ，これらがトータルの不確かさの低減に寄与しているためと考えられる。

トータルの不確かさの値を比較すると，ADS 臨界性では参照炉心 A の方が低減効果がやや高く，ADS 冷却材ボイド反応度では参照炉心 B の方が低減効果がやや高い結果となった。臨界性で参照炉心 A の方が低減効果がやや高いのは，参照炉心 B には含まれていないプルトニウム同位体の影響と考えられる。冷却材ボイド反応度の不確かさの低減効果の差異については，炉心の体系が参照炉心 A と参照炉心 B で大きく異なるためにその理由を議論することができない[15]。しかしながらいずれのパラメータについても，参照炉心 A と参照炉心 B でその不確かさの低減効果の差は小さく，ドライバー燃料の組成の違いによる不確かさの低減効果への影響は限定的と言える。

図 **5.3.3**-図 **5.3.6** は，扱う MA 量の少ない実験から表 **5.3.5** に示す順に実験を行なって炉定数調整の対象として追加していき，ADS 実機の臨界性及びボイド反応度の不確かさがどのように低減していくかを示したものである。ここでこれらの図では，核種を種類別に 6 個の物質グループ：

- MA：MA（^{237}Np, ^{241,242m,243}Am, ^{242,243,244,245,246}Cm）
- Pu：プルトニウム（^{238,239,240,241,242}Pu）
- T91：構造材 T91（^{56}Fe, ^{52,53}Cr, ^{55}Mn, ^{58,60}Ni）
- Pb：鉛（^{204,206,207,208}Pb）

[15] ドライバー燃料の相違でボイド反応度の低減効果の差異を検証するには，異なるドライバー燃料で類似の炉心体系を構築し，同一のボイド条件で比較する必要がある。

- N-15：^{15}N
- Bi：ビスマス（^{209}Bi）

に分けて，それらの不確かさに対する寄与の変化も示している。実験を重ねることによってトータルの不確かさが着実に低減していることがわかる。ただし，物質グループ及び反応の寄与は炉物理実験によって減少する傾向にあるが，必ず減少するとは限らないことに留意する必要がある。

図 **5.3.7**-図 **5.3.10** は，物質グループの反応別の寄与の変化を示したものである。これらの図より，全体的に次のような傾向が読み取れる。

- MA 及びプルトニウムに対して，中性子捕獲反応の寄与の減少が顕著である。炉定数調整後は核分裂スペクトルが主要なパラメータとなる。ADS ボイド反応度に対する核分裂スペクトルの寄与の低減には，MA 燃料装荷体系での鉛ボイド反応度実験が効果的である。
- 鉛及び構造材に対しては非弾性散乱が不確かさの主な要因であり，鉛の寄与は鉛ボイド反応度実験を行なうことで減少し，構造材の寄与は，MA 燃料装荷体系を用いた実験でより大きく減少する。
- 本検討ではビスマスを用いた実験を想定していないため，ビスマスの寄与は実験を通して変化していない。
- 反応率比実験は，扱う MA の重量対低減効果が高い。

ADS ボイド反応度に対する核分裂スペクトルの寄与の低減に MA 燃料装荷体系での鉛ボイド反応度が効果的なことは図 **5.3.11** と図 **5.3.12** を用いて説明できると考えられる。ここで，図 **5.3.11** は MA 燃料装荷体系での各実験の ^{241}Am 核分裂スペクトルの感度係数と ADS 実機の冷却材ボイド反応度に対する ^{241}Am 核分裂スペクトルの感度係数の比較を示したもので，図 **5.3.12** は感度係数の最大値を 1 に規格化して比較したものである。これらの図からわかるように，鉛ボイド反応度実験が最も ADS 実機の感度の形状を再現し，かつその値も大きい。臨界性については，形状は ADS 実機のものと類似しているが，感度の値が非常に小さい。またその他の実験の感度は形状が異なっている。このように，鉛ボイド反応度実験で MA の核分裂スペクトルが低減しているのは，感度係数の相似性にも起因していると考えられる。これは，個々の核反応パラメータの不確かさの寄与を低減するには，感度係数の絶対値とともにその相似性も考慮する必要があることを示唆している。

表 **5.3.1**　参照炉心 **A** の炉物理パラメータの調整前後における不確かさ **(1/2)**

	臨界性	冷却材ボイド反応度
調整前	1.041	9.436
調整後		
MA 燃料非装荷体系		
臨界性	1.021	9.433
鉛ボイド反応度		
3 行 3 列 × 2z ×2(FM)	1.037	8.120
3 行 3 列 × 4z ×2(FM)	1.037	8.069
3 行 3 列 × 6z ×2(FM)	1.036	8.017
鉛ボイド反応度計 3 実験	1.036	7.998
^{239}Pu 核分裂に対する反応率比		
^{237}Np 捕獲反応率比	0.948	9.305
^{241}Am 捕獲反応率比	0.958	9.255
^{237}Np 核分裂反応率比	1.021	9.433
^{238}Pu 核分裂反応率比	1.040	9.436
^{240}Pu 核分裂反応率比	1.031	9.435
^{241}Pu 核分裂反応率比	1.041	9.436
^{242}Pu 核分裂反応率比	1.030	9.434
^{241}Am 核分裂反応率比	1.021	9.433
^{242m}Am 核分裂反応率比	1.040	9.436
^{243}Am 核分裂反応率比	1.022	9.433
^{244}Cm 核分裂反応率比	1.033	9.435
反応率比計 11 実験	0.826	9.047
サンプル置換反応度		
^{237}Np サンプル	1.012	9.397
^{238}Pu サンプル	1.040	9.436
^{240}Pu サンプル	1.040	9.436
^{241}Am サンプル	1.007	9.390
^{243}Am サンプル	1.019	9.405
サンプル置換反応度計 5 実験	0.940	9.316
MA 燃料置換反応度		
MA 燃料 1 本	0.990	9.363
MA 燃料非装荷体系計 21 実験	0.706	6.960

単位：%

表 **5.3.2**　参照炉心 **A** の炉物理パラメータの調整前後における不確かさ **(2/2)**

	臨界性	冷却材ボイド反応度
調整前	1.041	9.436
調整後		
MA 燃料装荷体系		
臨界性	0.993	9.421
鉛ボイド反応度		
3 行 3 列 × 2z ×2(FM)	1.039	7.804
3 行 3 列 × 4z ×2(FM)	1.036	7.521
3 行 3 列 × 6z ×2(FM)	1.024	7.104
鉛ボイド反応度計 3 実験	0.918	6.233
^{239}Pu 核分裂に対する反応率比		
^{237}Np 捕獲反応率比	0.944	9.261
^{241}Am 捕獲反応率比	0.957	9.280
^{237}Np 核分裂反応率比	1.014	9.426
^{238}Pu 核分裂反応率比	1.040	9.434
^{240}Pu 核分裂反応率比	1.024	9.431
^{241}Pu 核分裂反応率比	1.041	9.434
^{242}Pu 核分裂反応率比	1.023	9.429
^{241}Am 核分裂反応率比	1.003	9.428
^{242m}Am 核分裂反応率比	1.040	9.436
^{243}Am 核分裂反応率比	1.005	9.428
^{244}Cm 核分裂反応率比	1.029	9.431
反応率比計 11 実験	0.721	9.047
サンプル置換反応度		
^{237}Np サンプル	1.024	9.435
^{238}Pu サンプル	1.037	9.435
^{240}Pu サンプル	1.040	9.436
^{241}Am サンプル	1.026	9.432
^{243}Am サンプル	1.029	9.430
サンプル置換反応度計 5 実験	0.948	9.413
MA 燃料置換反応度		
MA 燃料 600 本（5 行 5 列 ×2）	0.810	9.201
MA 燃料 360 本（3 行 3 列 ×2）	0.780	9.308
MA 燃料 40 本（1 行 1 列 ×2）	0.782	9.346
MA 燃料置換反応度計 3 実験	0.780	8.984
MA 燃料装荷体系計 23 実験	0.360	5.250
参照炉心 A 計 44 実験	0.335	5.143

単位：%

表 **5.3.3**　参照炉心 **B** の炉物理パラメータの調整前後における不確かさ **(1/2)**

	臨界性	冷却材ボイド反応度
調整前	1.041	9.436
調整後		
MA 燃料非装荷体系		
臨界性	1.037	9.427
鉛ボイド反応度		
3 行 3 列 × 2z ×2(FM)	1.032	8.715
3 行 3 列 × 4z ×2(FM)	1.033	8.742
3 行 3 列 × 6z ×2(FM)	1.035	8.944
鉛ボイド反応度計 3 実験	1.032	8.698
^{239}Pu 核分裂に対する反応率比		
^{237}Np 捕獲反応率比	0.949	9.204
^{241}Am 捕獲反応率比	0.969	9.258
^{237}Np 核分裂反応率比	1.037	9.436
^{238}Pu 核分裂反応率比	1.041	9.433
^{240}Pu 核分裂反応率比	1.040	9.436
^{241}Pu 核分裂反応率比	1.041	9.434
^{242}Pu 核分裂反応率比	1.040	9.434
^{241}Am 核分裂反応率比	1.039	9.432
^{242m}Am 核分裂反応率比	1.040	9.435
^{243}Am 核分裂反応率比	1.039	9.433
^{244}Cm 核分裂反応率比	1.039	9.432
反応率比計 11 実験	0.869	9.022
サンプル置換反応度		
^{237}Np サンプル	0.968	9.347
^{238}Pu サンプル	1.040	9.436
^{240}Pu サンプル	1.041	9.436
^{241}Am サンプル	0.992	9.320
^{243}Am サンプル	1.011	9.343
サンプル置換反応度計 5 実験	0.891	9.206
MA 燃料置換反応度		
MA 燃料 1 本	1.026	9.416
MA 燃料非装荷体系計 21 実験	0.727	7.781

単位：%

表 **5.3.4**　参照炉心 **B** の炉物理パラメータの調整前後における不確かさ **(2/2)**

	臨界性	冷却材ボイド反応度
調整前	1.041	9.436
調整後		
MA 燃料装荷体系		
臨界性	1.019	9.405
鉛ボイド反応度		
3 行 3 列 × 2z ×2(FM)	1.039	6.710
3 行 3 列 × 4z ×2(FM)	1.032	6.090
3 行 3 列 × 6z ×2(FM)	1.003	5.597
鉛ボイド反応度計 3 実験	0.959	5.557
^{239}Pu 核分裂に対する反応率比		
^{237}Np 捕獲反応率比	0.944	9.231
^{241}Am 捕獲反応率比	0.962	9.275
^{237}Np 核分裂反応率比	1.022	9.435
^{238}Pu 核分裂反応率比	1.041	9.436
^{240}Pu 核分裂反応率比	1.030	9.436
^{241}Pu 核分裂反応率比	1.041	9.436
^{242}Pu 核分裂反応率比	1.030	9.436
^{241}Am 核分裂反応率比	1.014	9.436
^{242m}Am 核分裂反応率比	1.040	9.436
^{243}Am 核分裂反応率比	1.015	9.436
^{244}Cm 核分裂反応率比	1.033	9.436
反応率比計 11 実験	0.752	9.023
サンプル置換反応度		
^{237}Np サンプル	1.041	9.423
^{238}Pu サンプル	1.037	9.436
^{240}Pu サンプル	1.040	9.436
^{241}Am サンプル	1.018	9.424
^{243}Am サンプル	1.022	9.419
サンプル置換反応度計 5 実験	0.902	9.386
MA 燃料置換反応度		
MA 燃料 600 本（5 行 5 列 ×2）	0.868	9.133
MA 燃料 360 本（3 行 3 列 ×2）	0.839	9.341
MA 燃料 40 本（1 行 1 列 ×2）	1.026	9.436
MA 燃料置換反応度計 3 実験	0.800	8.713
MA 燃料装荷体系計 23 実験	0.403	4.587
参照炉心 B 計 44 実験	0.373	4.249

単位：%

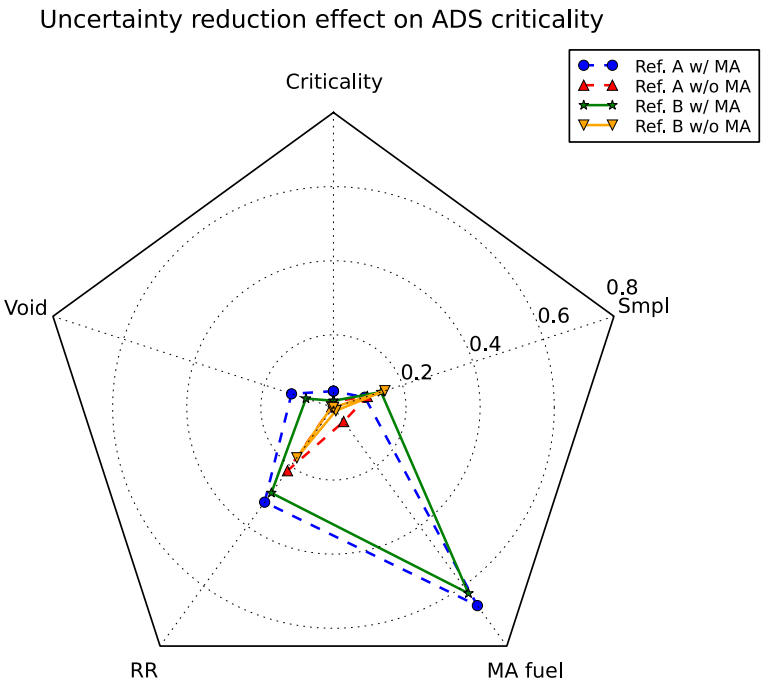

図 **5.3.1**　**ADS** 臨界性に対する各実験種類の不確かさ低減効果

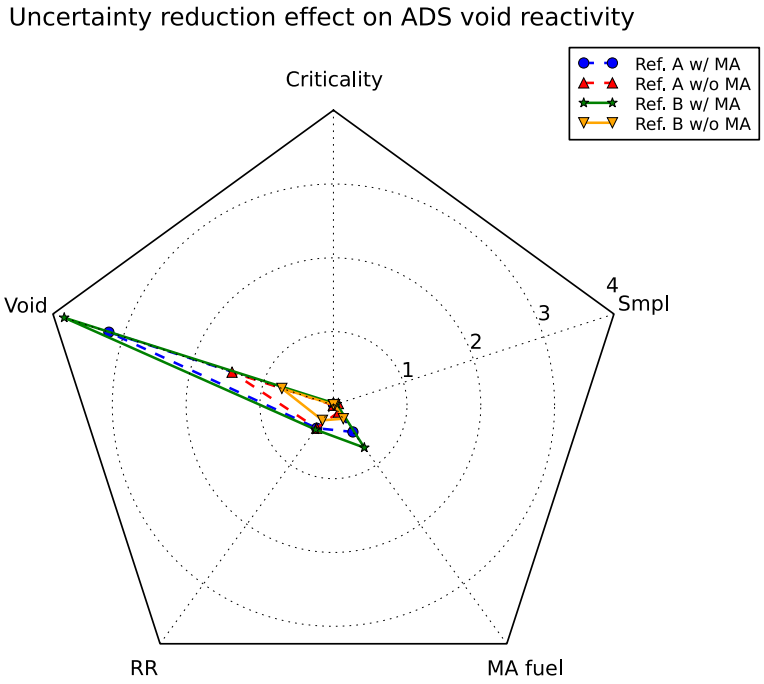

図 **5.3.2**　**ADS** ボイド反応度に対する各実験種類の不確かさ低減効果

表 **5.3.5**　炉定数調整における **TEF-P** 実験の追加の順

順	実験内容	図の表示
1	Case-0：鉛ボイド反応度実験	+ zero
2	Case-mg：反応率比実験	+ mg
3	Case-g：サンプル反応度，燃料置換反応度実験	+ g
4	Case-kg：臨界性実験	+ kg-K
5	Case-kg：燃料置換反応度実験	+ kg-R
6	Case-kg：鉛ボイド反応度実験	+ kg-V
7	Case-kg：反応率比実験	+ kg-RR

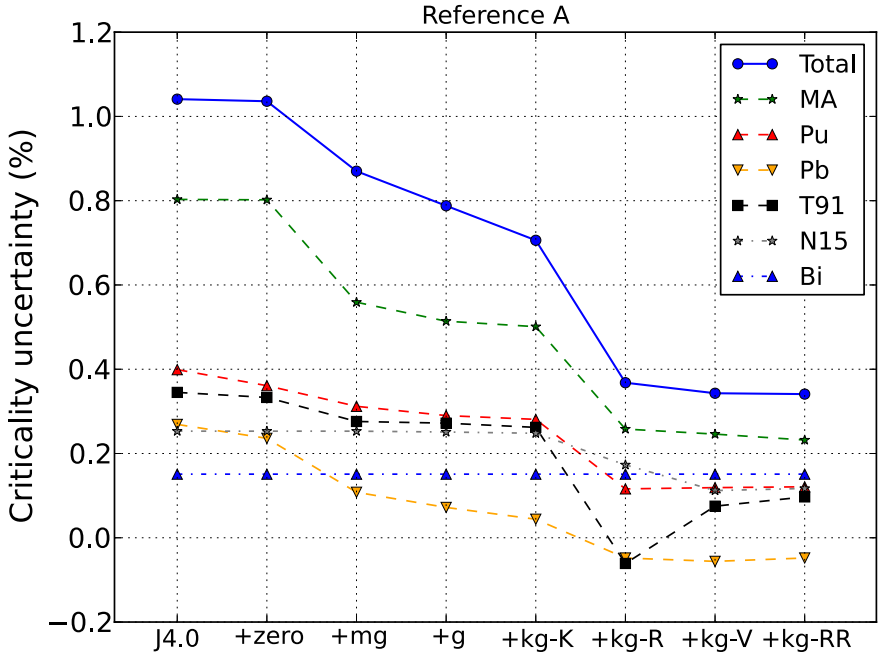

図 **5.3.3**　参照炉心 **A** で想定する実験をすべて行なったときの炉定数調整による **ADS** 臨界性不確かさの変化

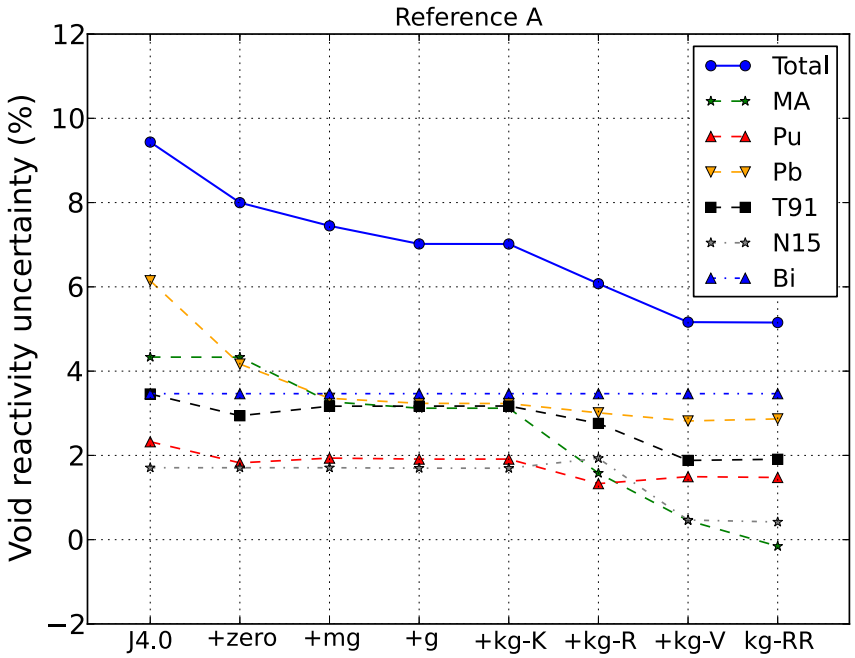

図 **5.3.4**　参照炉心 **A** で想定する実験をすべて行なったときの炉定数調整による **ADS** ボイド反応度不確かさの変化

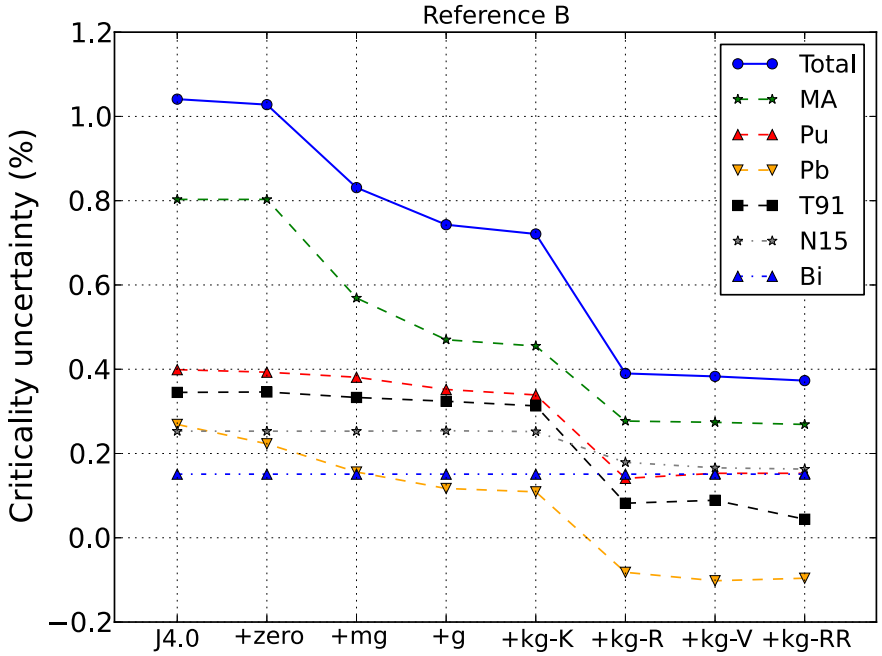

図 **5.3.5**　参照炉心 **B** で想定する実験をすべて行なったときの炉定数調整による **ADS** 臨界性不確かさの変化

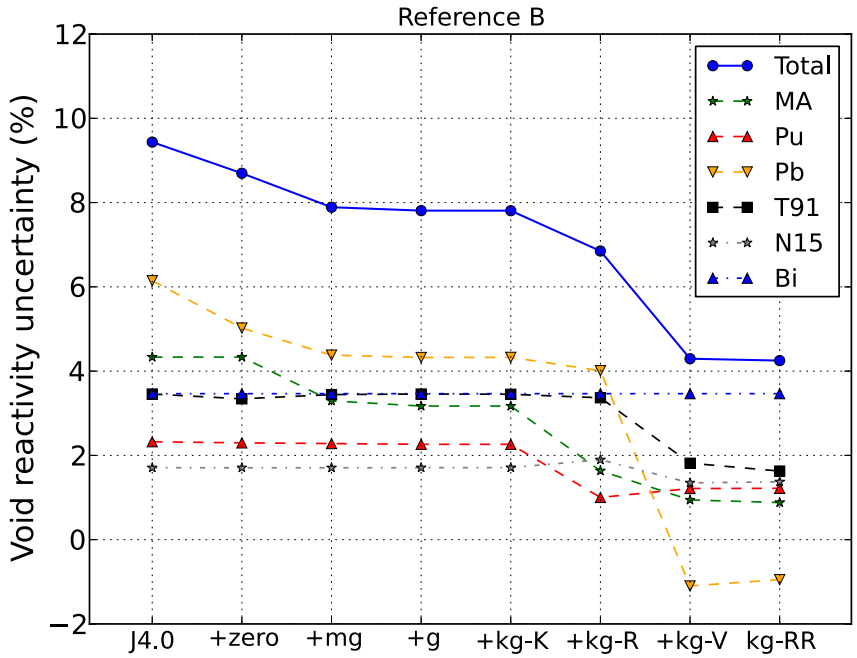

図 **5.3.6**　参照炉心 **B** で想定する実験をすべて行なったときの炉定数調整による **ADS** ボイド反応度不確かさの変化

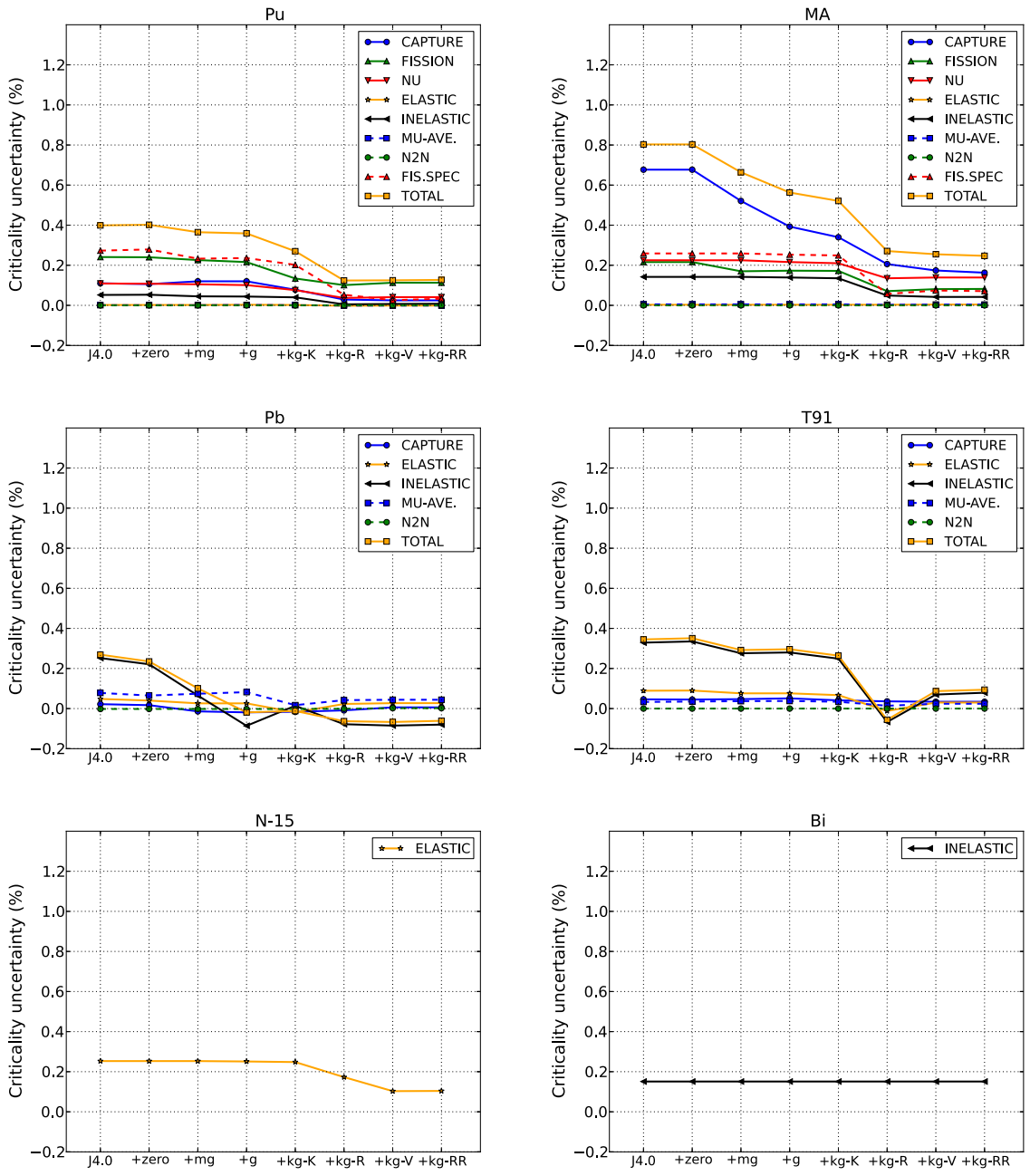

図 **5.3.7**　参照炉心 **A** で想定する実験をすべて行なったときの **ADS** 臨界性不確かさに対する物質グループの寄与の変化

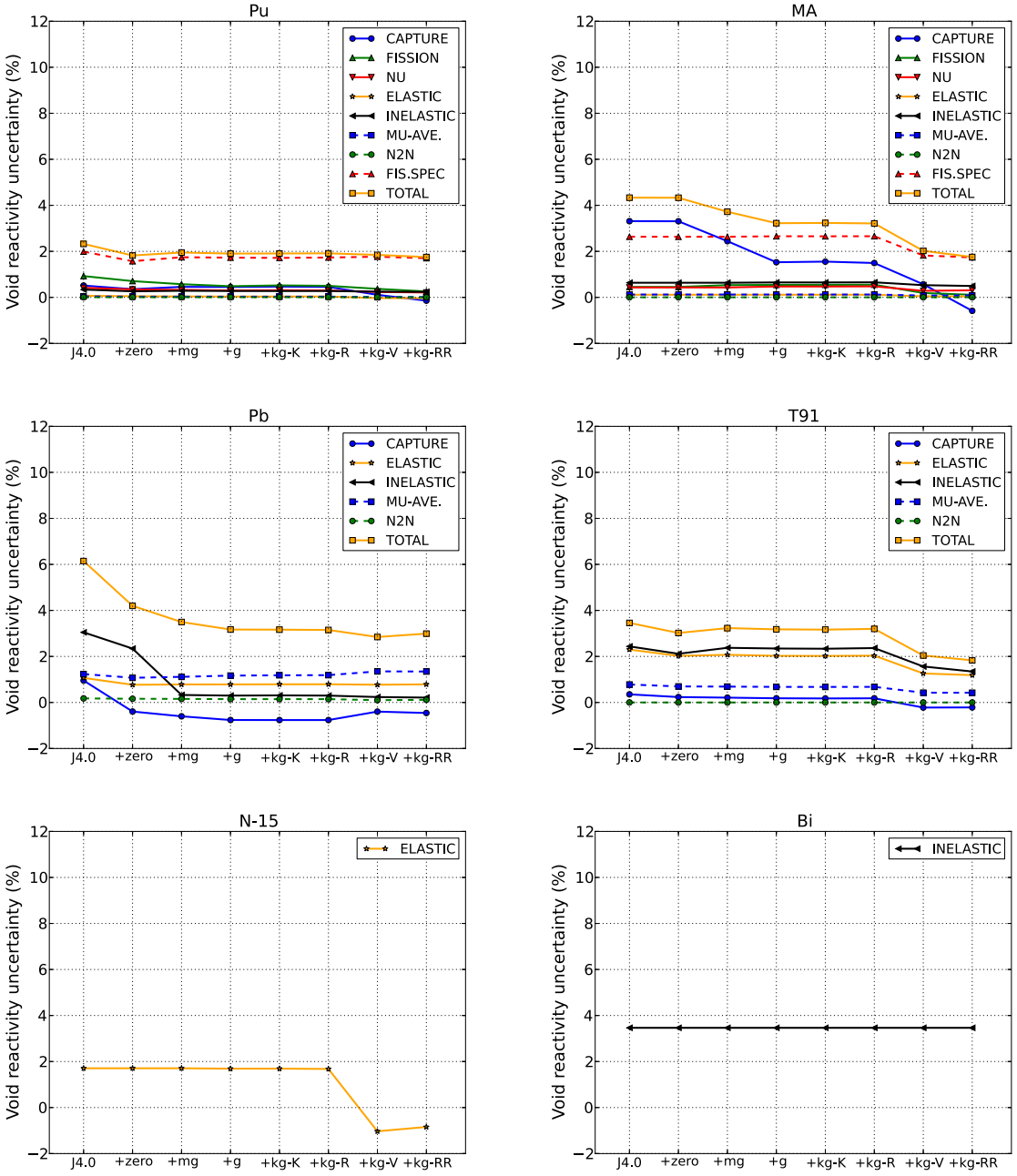

図 **5.3.8**　参照炉心 **A** で想定する実験をすべて行なったときの **ADS** ボイド反応度不確かさに対する物質グループの寄与の変化

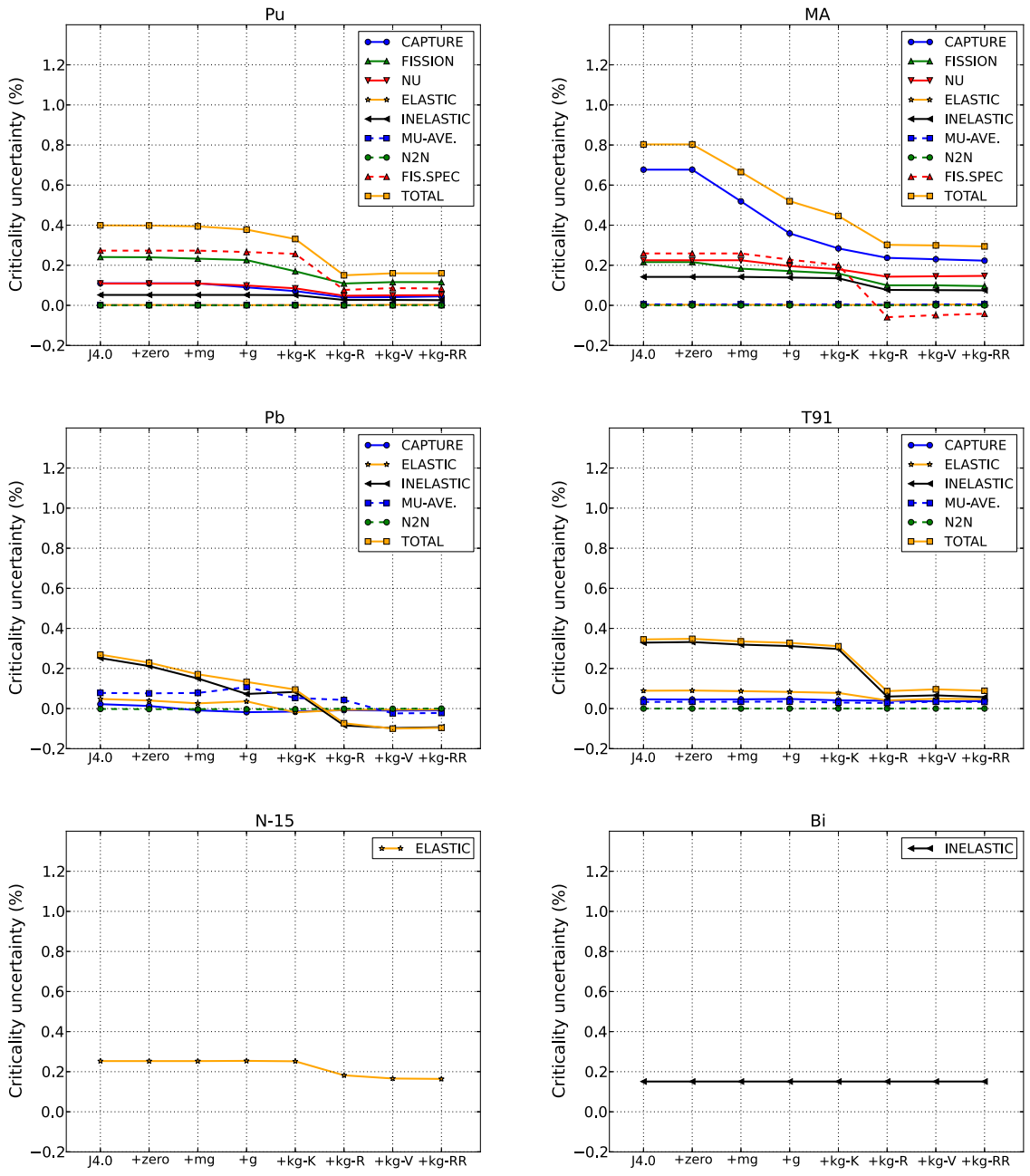

図 **5.3.9**　参照炉心 **B** で想定する実験をすべて行なったときの **ADS** 臨界性不確かさに対する物質グループの寄与の変化

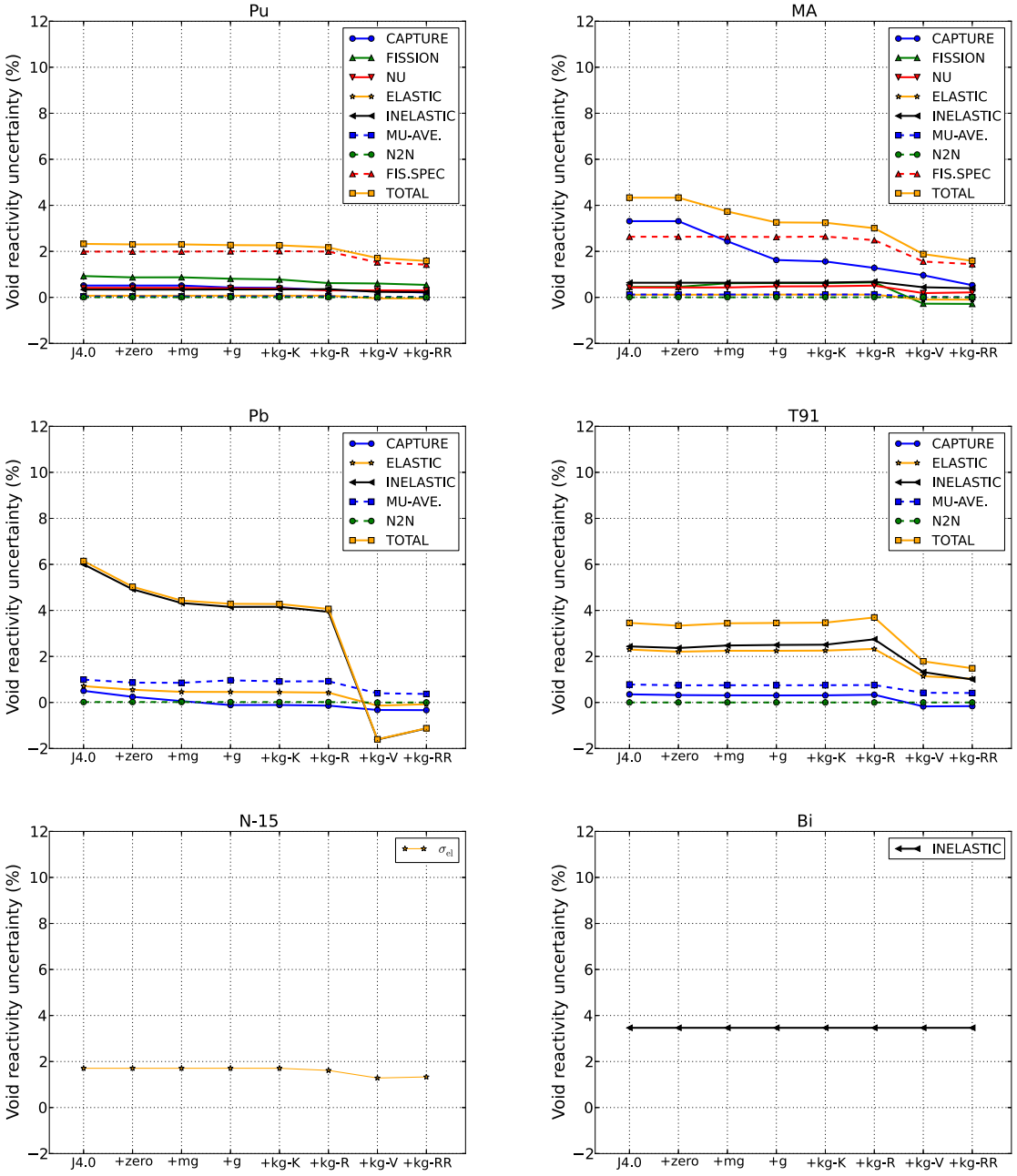

図 **5.3.10**　参照炉心 **B** で想定する実験をすべて行なったときの **ADS** ボイド反応度不確かさに対する物質グループの寄与の変化

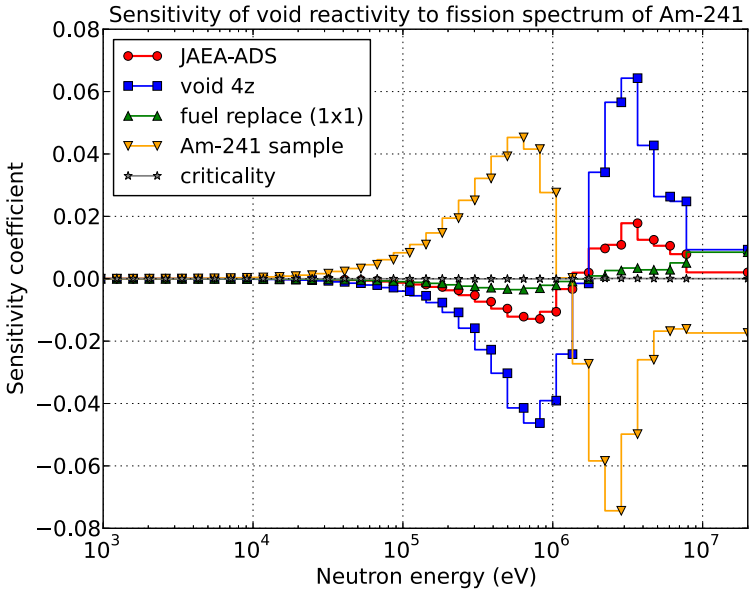

図 **5.3.11**　鉛ボイド反応度に対する各実験の ^{241}**Am** 核分裂スペクトルの感度係数と **ADS** 実機の冷却材ボイド反応度に対する ^{241}**Am** 核分裂スペクトルの感度係数の比較

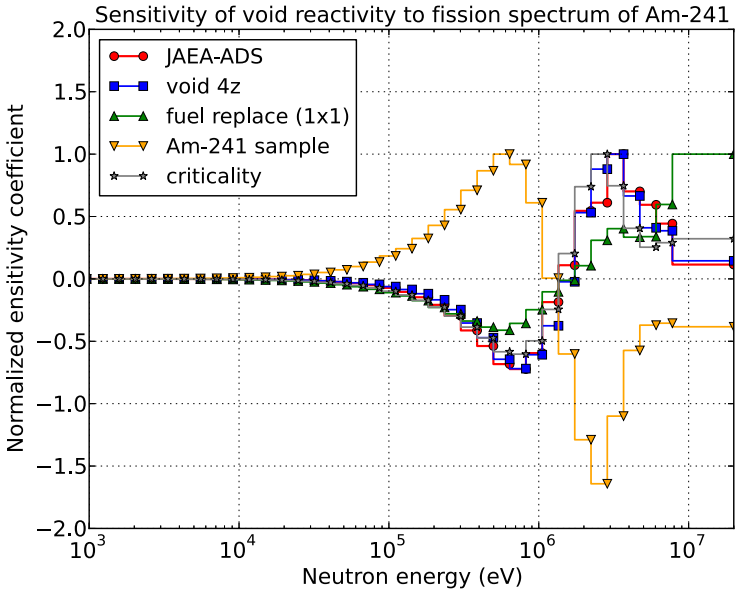

図 **5.3.12**　鉛ボイド反応度に対する各実験の ^{241}**Am** 核分裂スペクトルの感度係数と **ADS** 実機の冷却材ボイド反応度に対する ^{241}**Am** 核分裂スペクトルの感度係数の比較（最大値を **1** に規格化）

6. 考察

6.1 装荷 MA 燃料の量

ここでは，MA 燃料ピンの組成と形状及びカランドリア管 1 体当たりに装荷する MA 燃料ピンの本数は前章までの想定と同じと仮定したうえで，装荷 MA 燃料の量による影響を調査する。具体的には，表 **6.1.1** に示すように参照炉心 B をベースにした 3 種類の体系に対して，ADS 実機の臨界性及びボイド反応度に対する不確かさの低減効果を調査する。ここで，中心 3×3 格子管領域に MA 燃料を装荷した体系の実験項目は，第 4 章で説明した中心 5×5 格子管領域に MA 燃料を装荷した体系のものと同じとするが，中心 5×5 格子管領域の燃料置換反応度実験は実施できないため，この実験を除いた 43 実験を実施することを想定した。

表 **6.1.1** 各実験体系の装荷 **MA** 量と想定する実験の数

実験体系	装荷/使用 MA 燃料ピン本数	装荷 MA 重量 (kg)	実験数
MA 燃料非装荷体系	1	0	21
MA 燃料装荷体系 (中心 3×3 格子管)	216	11.1	43
MA 燃料装荷体系 (中心 5×5 格子管)	600	30.8	44

6.1.1 解析結果

図 **6.1.1** 及び図 **6.1.2** に，それぞれ ADS 臨界性及び冷却材ボイド反応度に対する各実験種類の不確かさ低減効果を，MA 燃料非装荷体系，中心 3×3 格子管領域に MA 燃料を装荷した体系，及び中心 5×5 格子管領域に MA 燃料を装荷した体系に対して示す。また，各実験体系における炉定数調整後の ADS 実機炉物理パラメータ不確かさの比較を表 **6.1.2** に示す。ここで，表の括弧内の数値は，MA 燃料装荷体系のみで実験を行なったときの炉定数調整後の不確かさを表している。容易に推察されることだが，MA 燃料非装荷体系よりも MA 燃料を装荷した体系の方がより効果的であり，装荷する MA 燃料の本数が多いほど低減効果が高い。10 kg 程度の MA 燃料でも低減効果があるものの，不確かさの大幅な低減を図るには数十 kg 規模の MA が必要である。

6.2 MA 燃料ピン構造の効果

前章までの検討では，MA 燃料ピンの形状に直径 9 mm，長さ 30.48 cm の円柱形状の簡易モデルを想定していたが，実際は，図 **6.2.1** に MA 燃料ピンの形状（単位：mm）を示すように，自動

表 **6.1.2**　各実験体系における炉定数調整後の **ADS** 実機炉物理パラメータ不確かさの比較

	調整後（単位：%）		
	MA 燃料非装荷	MA 燃料装荷（3×3）	MA 燃料装荷（5×5）
実験数	21	43 (22)	44 (23)
臨界性	0.743	0.581 (0.652)	0.373 (0.415)
ボイド反応度	7.809	4.754 (6.041)	4.249 (4.600)

遠隔操作で MA 燃料ピンを把持できるように[16]その端部に把持孔が設けられる。また，被覆管内部には主に ^{241}Am の α 崩壊から生成されるヘリウムを留めるためのガスプレナムが設けられる。すなわち実際の実験体系では，MA 燃料領域にボイド空間が存在し，これが不確かさの低減に影響してくることが予想される。そこでここでは，これらの構造が不確かさの低減にどの程度影響するかを調査する。

図 **6.2.2** に，解析で用いた把持構造及びガスプレナムを考慮した参照炉心 B（MA 燃料装荷炉心）の幾何形状（2 次元円筒 RZ モデル，単位：cm）を示す。ここで，MA 燃料 1 本当りのプルトニウムと MA の原子数が簡易モデルのものと一致するようにプルトニウム+MA と希釈材の体積比を調整した。このときのトータルに対するプルトニウム+MA の体積比は 57%であった。解析では第 4 章で示した計 44 実験の感度係数を求め，炉物理パラメータの解析結果をもとに実験の不確かさを設定した。ここで実験の不確かさの設定条件及び実験の相関は参照炉心 B と同じとした。

6.2.1　解析結果

上記構造を考慮した炉心及び考慮していない炉心（参照炉心 B）の計 44 実験による炉定数調整後の ADS 臨界性及び冷却材ボイド反応度の不確かさを表 **6.2.1** に示す。この表からわかるように，MA 燃料ピンの構造は不確かさの低減に大きく影響していない。この結果は，燃料ピンの構造に多少の変更があっても，MA 燃料ピンの MA 量を保存していれば，その変更は不確かさの低減に大きく影響しないことを示している。

表 **6.2.1**　把持構造・ガスプレナムを考慮した炉心及び考慮していない炉心（参照炉心 **B**）における炉定数調整後の **ADS** 実機炉物理パラメータ不確かさの比較

	調整後（44 実験，単位：%）	
	詳細構造考慮	簡易形状（参照炉心 B）
臨界性	0.370	0.373
冷却材ボイド反応度	4.204	4.249

[16]作業者の被ばくを防止するために，カランドリア管への MA 燃料ピンの挿入及び引き出しは自動遠隔操作で行なう。

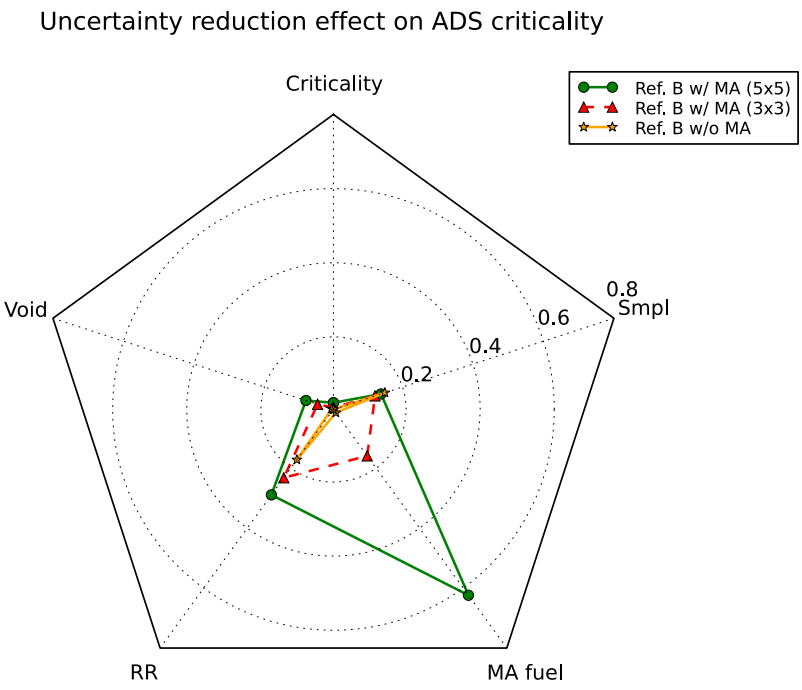

図 **6.1.1**　**ADS** 臨界性に対する各実験種類の不確かさ低減効果

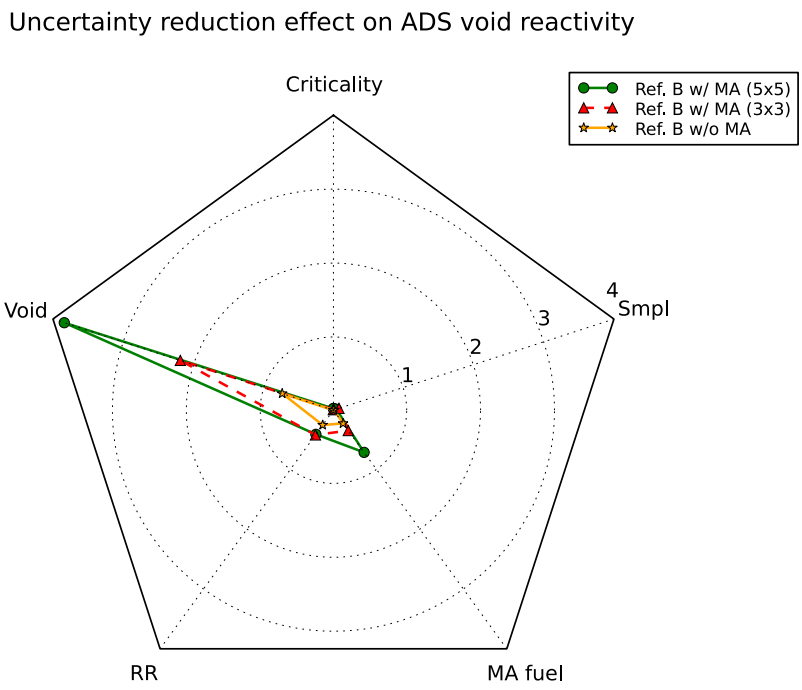

図 **6.1.2**　**ADS** 冷却材ボイド反応度に対する各実験種類の不確かさ低減効果

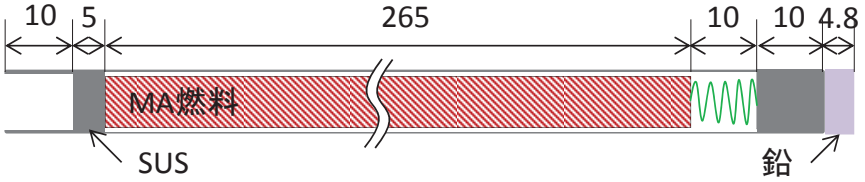

図 **6.2.1**　端部構造及びガスプレナムを考慮した **MA** 燃料ピンの形状

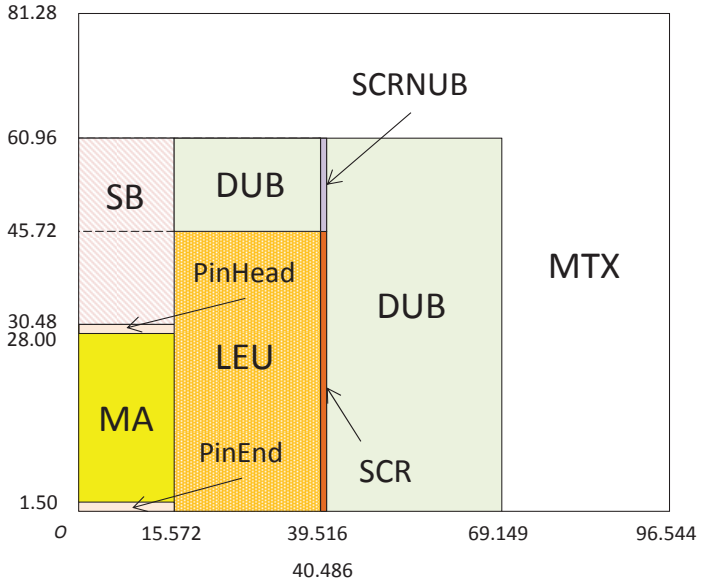

図 **6.2.2**　端部構造及びガスプレナムを考慮した参照炉心 **B**（**MA** 燃料装荷炉心）の幾何形状

6.3 MA 燃料組成

前章までの検討では，扱う MA 燃料の形態として，ADS 実機 MA 燃料に近い (MA,Pu) 混合窒化物を想定していたが，MA 燃料の製造コスト及び製造実績を考慮すると窒化物燃料よりも酸化物燃料，アメリシウムとネプツニウムの混合物よりも ^{241}Am 単体の方が現実的である。模擬性の観点からは，取り扱う燃料は ADS 実機のものと同じ組成及び形状であることが望ましいが，上記の理由から，TEF-P で取り扱う MA 燃料は，製造が比較的容易な (^{241}Am,Pu) 混合酸化物燃料に希釈材として MgO（酸化マグネシウム）を混合したものを第 1 候補としている。そこでここでは，表 **6.3.1** に示した 3 種類の形態のものを MA 燃料として使用した場合，これらの燃料形態の相違が不確かさの低減にどのように影響するかを調査する。

表 **6.3.1**　想定した **MA** 燃料

燃料組成	希釈材	備考
(Np,Am,Pu)^{15}N	Zr^{15}N（窒化ジルコニウム）	参照炉心 B
(Np,Am,Pu)O_2	MgO（酸化マグネシウム）	参照炉心 B ベース
(^{241}Am,Pu)O_2	MgO（酸化マグネシウム）	参照炉心 B ベース

解析では，第 4 章で示した計 44 実験の感度係数を求め，炉物理パラメータの解析結果をもとに実験の不確かさを設定した。ここで実験の不確かさの設定条件及び実験の相関は参照炉心 B と同じとした。MA 燃料ピンの形状は参照炉心 B と同じ簡易モデルとした。

6.3.1 解析結果

上記燃料形態を用いた炉心の計 44 実験による炉定数調整後の ADS 臨界性及び冷却材ボイド反応度の不確かさを表 **6.3.2** に示す。この表からわかるように，ADS 実機燃料組成に近い燃料の方が低減効果は高いが，MA 燃料ピンを窒化物から酸化物に変更することによる不確かさの低減への影響は比較的小さい。一方，アメリシウムとネプツニウムの混合物から ^{241}Am に変更することによる影響は比較的大きく，トータルとしての不確かさの低減効果は低くなっている。

表 **6.3.2**　各燃料形態における炉定数調整後の **ADS** 実機炉物理パラメータ不確かさの比較

	調整後（44 実験，単位：%）		
燃料組成	(Np,Am,Pu)N	(Np,Am,Pu)O_2	(^{241}Am,Pu)O_2
希釈材	Zr^{15}N	MgO	MgO
臨界性	0.373	0.421	0.562
冷却材ボイド反応度	4.249	4.503	5.562

表 **6.3.3** は，表 **6.3.2** の臨界性の不確かさを主な核種毎にブレークダウンしたものである。上述したように，トータルで見ると ADS 実機燃料に近い (Np,Am,Pu)N 燃料が低減効果が最も高い

が，^{241}Am の寄与の低減のみに着目すると，想定した燃料のうち，(^{241}Am,Pu)O_2 燃料が最も効果的である[17]。これは，これまでに見てきたように，装荷する ^{241}Am の物量が多いことに起因している。

表 **6.3.3**　各燃料形態における炉定数調整後の **ADS** 臨界性不確かさに対する主な核種の寄与の比較

	調整前	調整後（44 実験，単位：%）		
燃料組成		(Np,Am,Pu)N	(Np,Am,Pu)O_2	(^{241}Am,Pu)O_2
希釈材		$Zr^{15}N$	MgO	MgO
臨界性				
^{241}Am	0.228	0.070	0.074	−0.128
^{237}Np	0.312	0.059	0.051	0.124
^{238,239,240,241,242}Pu	0.573	0.193	0.176	0.147
^{15}N	0.253	0.164	0.253	0.253

6.4　既存炉物理実験データとの組み合わせの効果

本節では，高速炉用統合炉定数 ADJ2010[14)] の開発に用いられた炉物理実験データベースと，前章までに述べた TEF-P で想定する炉物理実験を用いて，ADS 炉物理パラメータの核データに起因する不確かさがどのように低減するか考察する。このデータベースには，次の 8 つの臨界実験装置及び実機プラントの炉物理実験及び照射試験にかかわる感度係数と，解析及び実験の不確かさ，及び C/E 値に関する計 488 の実験データが含まれている（以下，R488 と呼ぶ）。なお，実験の詳細は文献 14) に述べられている。

- 臨界実験装置：ZPPR（米国），ZEBRA（英国），BFS（ロシア），MASURCA（仏国），LANL 小型炉心（米国）
- 実機プラント：SEFOR（米国），常陽（日本），もんじゅ（日本）

6.4.1　解析結果

表 **6.4.1** に，炉定数調整前後の ADS 実機の臨界性及びボイド反応度の不確かさを示す。ここで，表中の括弧内の数値は，R488 の解析の不確かさを 0 と仮定して炉定数調整したときの結果である。JENDL-4.0 に R488 を考慮して炉定数調整すると，トータルの臨界性の不確かさは 1.041%から 0.727% (0.724%) に低減する。これに TEF-P の炉物理実験を炉定数調整の対象として加えることで，不確かさはさらに 0.326% (0.314%) まで低減する。R488 には鉛または鉛ビスマスを用いた実験が含まれていないので，ADS 冷却材ボイド反応度に対する不確かさ低減効果は低いが，

[17]表 **6.3.3** で ^{241}Am の寄与が負になっているのは，炉定数調整によって ^{241}Am と他の核種に負の相関が付き，その和が負となったことを示している。

表 **6.4.1**　炉定数調整前後の **ADS** 実機炉物理パラメータの不確かさ

	調整前	調整後（単位：%）	
	JENDL-4.0	+R488（ADJ2010）	+TEF-P（参照炉心 B）
臨界性	1.041	0.727 (0.724)	0.326 (0.314)
ボイド反応度	9.436	8.394 (8.314)	4.054 (3.973)

TEF-P を用いた実験を炉定数調整の対象に加えることで，ADS 冷却材ボイド反応度の不確かさが大きく低減している。

図 **6.4.1** 及び図 **6.4.2** は、R488 を考慮して炉定数調整したときの ADS 臨界性不確かさに対する主要核種・物質グループの寄与の変化を示したものである。R488 では常陽や BFS で MA を用いた実験データが含まれているため，R488 を考慮することで MA の寄与も低減している。これに TEF-P の実験データを加えることで，その寄与がさらに大きく低減していることがわかる。

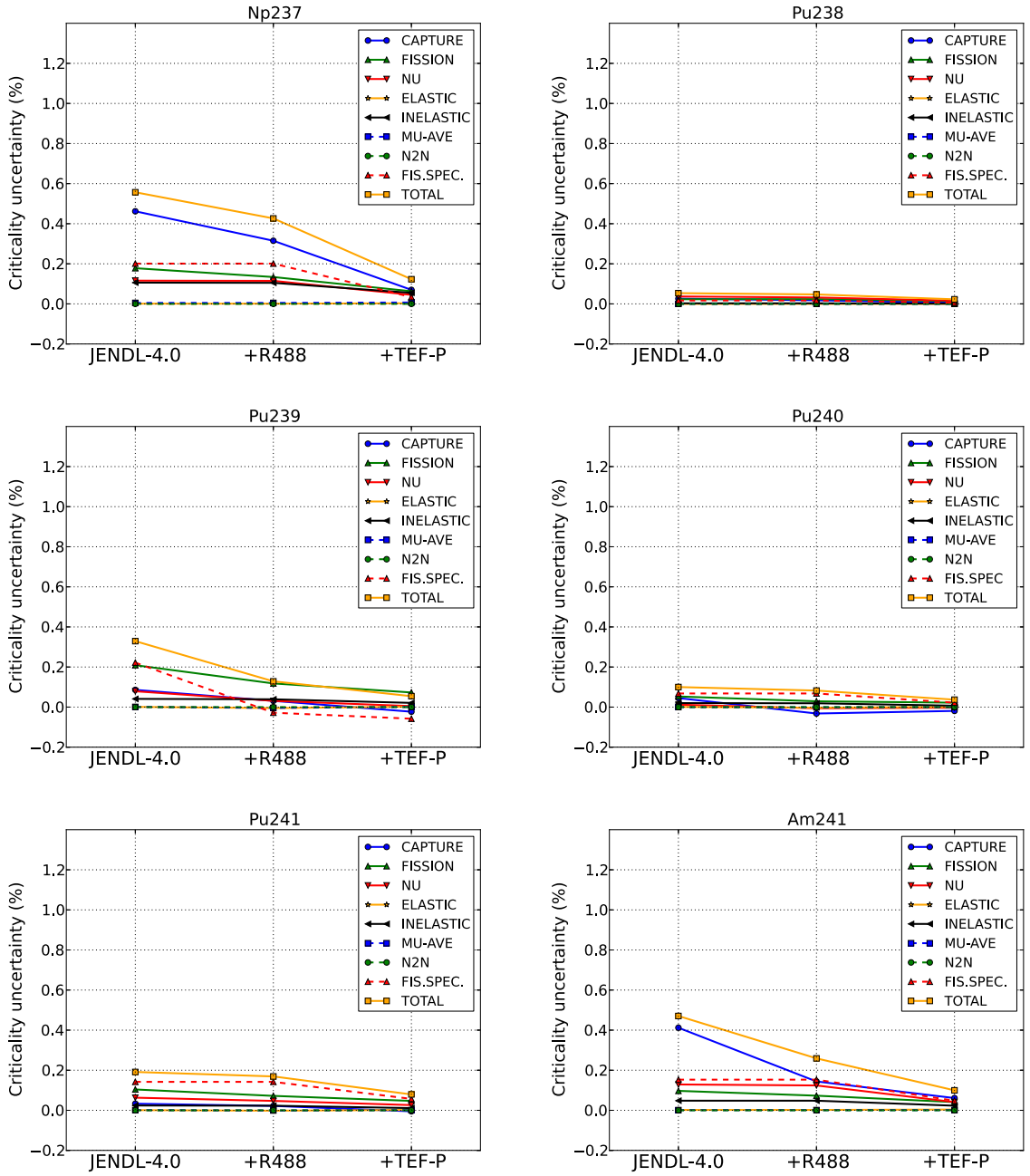

図 **6.4.1**　**R488** を考慮して炉定数調整したときの **ADS** 臨界性不確かさに対する主要核種・物質グループの寄与の変化 **(1/2)**

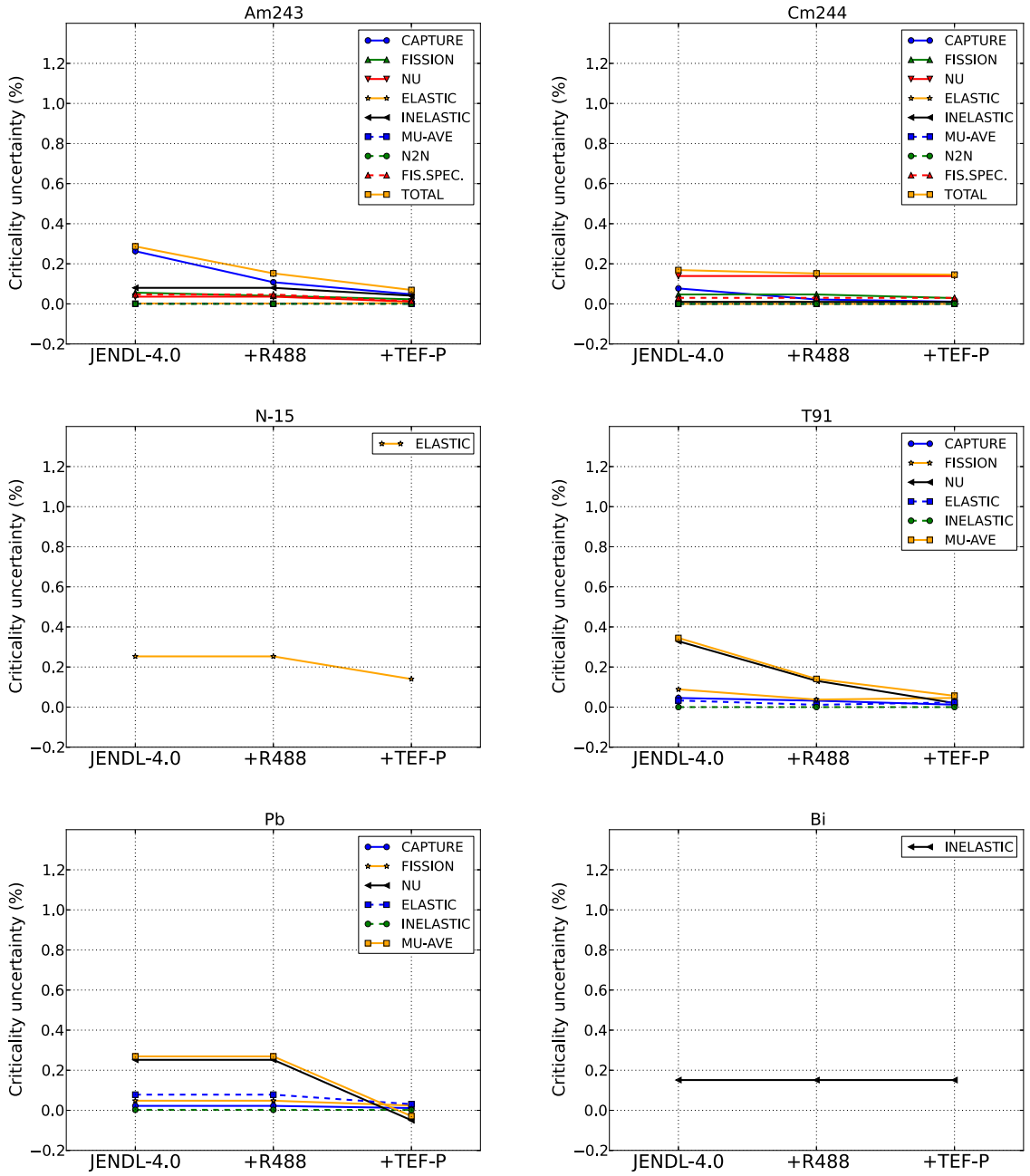

図 **6.4.2**　**R488** を考慮して炉定数調整したときの **ADS** 臨界性不確かさに対する主要核種・物質グループの寄与の変化 **(2/2)**

7. 結言

7.1 まとめ

本検討では，原子力機構が提案している鉛ビスマス冷却型 ADS を対象とし，この炉物理パラメータの JENDL-4.0 核データに起因する不確かさが，TEF-P の炉物理実験によってどの程度低減されるかを，炉定数調整法に基づいて評価した。

まず第 1 章で緒言を述べ，第 2 章で TEF-P の概要について説明した。第 3 章では，本検討で用いた炉定数調整法について，その理論的基礎であるベイズの定理から出発して炉定数調整法の基礎式の導出法について解説した。

第 4 章では，解析で使用した計算コード及び核データライブラリについて説明し，本検討で想定した実験体系，実験項目，実験の不確かさについてまとめた。TEF-P で実施する実験には，臨界性実験，鉛ボイド反応度実験，反応率比実験，サンプル置換反応度実験，燃料置換反応度実験の 5 種類の実験（計 44 実験）を想定した。

第 5 章では，それぞれの実験項目に対する炉物理パラメータ及び感度解析で得られた感度係数について，実験の種類毎にその特徴を整理し，これらのデータと，設定した実験の不確かさと相関，及び JENDL-4.0 共分散データを用いて炉定数調整した後の ADS 実機の炉物理パラメータの不確かさを評価し，その結果に対して考察した。装荷する MA 燃料の形態に依存するが，ADS 実機に近い (MA,Pu) 混合窒化物燃料を用いて TEF-P で想定する実験をすべて実施することで，ADS の炉物理パラメータに対する不確かさを，臨界性に対して 1.0%から 0.4%程度に，冷却材ボイド反応度に対して 9.4%から 4.2%程度に低減できることがわかった。また，不確かさの低減効果は，ドライバー燃料の種類には大きく依存しないことがわかった。さらに，ADS 臨界性の不確かさ低減には燃料置換反応度が効果的であり，冷却材ボイド反応度の不確かさ低減に対しては鉛ボイド反応度実験が効果的であることがわかった。

第 6 章では，MA 燃料に関して想定される数種類のケースについて不確かさの低減効果を解析し，その結果に対して考察した。装荷する MA 燃料は，ADS 実機燃料の組成に近く，装荷する量が多いほど低減効果は高い傾向にあるが，目的に応じた実験を実施して，これらのデータと既存の炉物理実験データベースを組み合わせることで，不確かさの要因となる核種の寄与を効率的に低減できることが明らかになった。

7.2 今後の課題

今後は，本検討で明らかになったことを，TEF-P で想定する炉物理実験に反映していくことが重要である。例えば本検討では，鉛ビスマスを用いた実験は想定していない。不確かさに対するビスマスの寄与を低減するためには，鉛ビスマスを用いた炉物理実験を検討していくことも必要

であろう。また，核分裂スペクトル等，本検討で想定した炉物理実験だけでは比較的低減しにくい核反応パラメータがあることが明らかになった。これらのパラメータに対しては，様々な中性子場を用いた炉物理実験を想定して低減効果の最大化を図っていく必要があるとともに，断面積測定も活用してそのパラメータ自身の不確かさの低減を図ることも肝要である。さらに，TEF-Pを用いた炉物理実験だけでなく，過去の炉物理実験データベース，あるいは他の実験施設の炉物理実験を積極的に活用することも，炉物理パラメータの不確かさの低減を図るには極めて重要である。

本検討では，実験の不確かさと相関については，文献やFCAの実績等を参考に設定したが，これらのパラメータを客観的に評価する手法の確立が望まれる。共分散データについては，核データライブラリ間で共分散の評価値が異なるため，炉定数調整によって得られる炉物理パラメータの不確かさにもライブラリ間で差異が現れることが予想される。ライブラリ間の低減効果の相違について今後比較する必要があるだろう。

謝辞

本研究の成果をまとめるにあたり、原子力基礎工学研究センターの石川眞氏には、有益なご助言をいただきました。ここに謹んでお礼申し上げます。

参考文献

1) 大井川宏之，池田裕二郎，佐々敏信，明午伸一郎，高野秀樹，辻本和文，西原健司,「核変換実験施設の概念検討 (1) 核変換物理実験施設の概要」，JAERI-Tech 2000-062 (2000), 64p.

2) 大井川宏之，前川藤夫，明午伸一郎，春日井好己，辻本和文，西原健司，佐々敏信，今野力，甲斐哲也，池田裕二郎,「核変換実験施設の概念検討 (3) 核変換物理実験施設の検討」，JAERI-Tech 2002-037 (2002), 220p.

3) 辻本和文，田澤勇次郎，大井川宏之，佐々敏信，高野秀樹,「核変換実験施設の概念検討 (4) 核変換物理実験施設の安全性検討」，JAERI-Tech 2003-085 (2003), 158p.

4) 佐々敏信，梅野誠，水林博，森恵次郎，二川正敏，斉藤滋，甲斐哲也，中井公一，雑候章，笠原芳幸，岩田東，北野照明，小野幹訓，林克己，田山隆一，辻本和文，西原健司，倉田有司，菊地賢司，大井川宏之，池田裕二郎，高野秀樹,「核変換実験施設の概念検討 (2)ADS ターゲット試験施設の概念検討」，JAERI-Tech 2005-021 (2005), 114p.

5) 菅原隆徳，佐々敏信，大井川宏之，辻本和文，西原健司,「核変換システムの核設計と MA 装荷実験の効果」，JAEA-Research 2009-033 (2009), 102p.

6) K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada and J. Katakura, “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” *J. Nucl. Sci. Technol.* 48(1), pp.1–30 (2011).

7) K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, N. Otuka and J. Katakura, “JENDL-4.0: A New Library for Innovative Nuclear Energy Systems,” Proc. the 2010 International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (ND2010), *J. Korean Phys. Soc.*, 59(23), pp.1046–1051 (2011).

8) O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Otuka and S. Chiba: “Covariance Evaluation for Actinide Nuclear Data in JENDL-4,” Proc. the 2010 International Conference on Nuclear Data for Science and Technology (ND2010), *J. Korean Phys. Soc.*, 59(23), pp.1224–1229 (2011).

9) K. Yokoyama, Y. Hirai, M. Tatsumi, H. Hyoudou, G. Chiba, T. Hazama, Y. Nagaya and M. Ishikawa, “MARBLE; A Next generation neutronics analysis code system for fast reactors,” Proceedings of International Conference on the Physics of Reactors (PHYSOR2008) (CD-ROM), Interlaken, Switzerland (2008).

10) 横山賢治，巽雅洋，平井康志，兵頭秀昭，沼田一幸，岩井武彦，神智之，羽様平，長家康展，千葉豪，久語輝彦，石川眞,「次世代炉心解析システムMARBLEの開発」，JAEA-Data/Code 2010-030 (2011), 148p.

11) K. Yokoyama, T. Hazama, K. Numata and T. Jin,“Development of comprehensive and versatile framework for reactor analysis, MARBLE,” *Ann. Nucl. Energy*, 66, pp.51–60 (2014).

12) K. Nishihara, K. Iwanaga, K. Tsujimoto, Y. Kurata, H. Oigawa and T. Iwasaki, “Neutronics Design of Accelerator-Driven System for Power Flattening and Beam Current Reduction,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, 45(8), pp.812–822 (2008).

13) J. B. Dragt, J. W. Dekker, H. Gruppelaar and A. J. Janssen, “Method of Adjustment and Error Evaluation of Neutron Capture Cross Sections; Application to Fission Product Nuclides,” *Nucl. Sci. and Eng.* 62, p.117 (1977).

14) 杉野和輝，石川眞，沼田一幸，岩井武彦，神智之，長家康展，羽様平，千葉豪，横山賢治，久語輝彦,「核設計基本データベースの整備 (XIV) – JENDL-4.0 に基づく高速炉核特性解析の総合評価 – 」，JAEA-Research 2012-013 (2011), 411p.

15) A report by the Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation of the NEA Nuclear Science Committee, “Methods and Issues for the Combined Use of Integral Experiments and Covariance Data,” NEA/NSC/WPEC/DOC(2013)445 (2013).

16) Rev. Mr. Bayes, “An Essay towards Solving a Problem in the Doctrine of Chances,” Phil. Trans. 53, 370 (1763).

17) T. Hazama, G. Chiba, W. Sato and K. Numata, “SLAROM-UF: Ultra Fine Group Cell Calculation Code for Fast Reactor - Version 20090113 - (Translated Document),” JAEA-Review 2009-003 (2009), 59p.

18) T. Hazama, G. Chiba and K. Sugino, “Development of Fine and Ultra-Fine Group Cell Calculation Code SLAROM-UF for Fast Reactor Analysis” *J. Nucl. Sci. Technol.*, 43 (8), pp.908–918 (2006).

19) T. B. Fowler *et al.*, “Nuclear reactor core analysis code : Citation,” ORNL-TM-2496, Rev. 2 (1969).

20) 原昭浩，竹田敏一，菊池康之，“SAGEP：一般化摂動論に基づく二次元感度解析コード,” JAERI-M 84-027 (1984), 31p.

21) 横山賢治,「工学系モデリング言語としての次世代解析システムの開発（VI）– 炉定数調整・核設計精度評価ソルバーの開発 –」，JAEA-Data/Code 2007-023 (2008), 39p.

22) S. Kahler, “NJOY 99: Nuclear Data Processing System,” `http://t2.lanl.gov/codes/njoy99/`, Los Alamos National Laboratory (2011).

23) 杉野和輝，神智之，沼田一幸,「JENDL-4.0 に基づく高速炉用炉定数 UFLIB.J40 及び JFS-3-J4.0 の作成」，JAEA-Data/Code 2011-017 (2011), 44p.

24) 岩本修,「JENDL-4.0 の共分散評価, 1; 鉛同位体」，日本原子力学会 2013 年春の年会予稿集, 東大阪 (2013).

25) 岩元大樹，西原健司，菅原隆徳，辻本和文,「JENDL-4.0 を用いた核変換システムの解析」, JAEA-Research 2011-036 (2011).

26) H. Iwamoto, K. Nishihara, T. Sugawara and K. Tsujimoto, “Sensitivity and uncertainty analysis for an accelerator-driven system with JENDL-4.0,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, 50 (8), pp.856–862 (2013).

27) H. Iwamoto, K. Nishihara, T. Sugawara and K. Tsujimoto, “Sensitivity and Uncertainty Analysis for a Minor-actinide Transmuter with JENDL-4.0,” *Nucl. Data Sheets*, 118, pp.519–522 (2014).

付録 A　中心 5×5 格子管領域の組成

A.1　MA 燃料領域の組成

MA 燃料領域における組成を以下にまとめる。

表 **A.1.1　MA 燃料領域における組成 (1/2)**

	(Np,Am,Pu)N+ZrN	(Np,Am,Pu)O_2+MgO	(^{241}Am,Pu)O_2+MgO
Np-237	8.79883E-04	8.85807E-04	
Pu-238	2.17792E-05	2.20758E-05	2.20758E-05
Pu-239	4.96360E-04	5.03120E-04	5.03120E-04
Pu-240	2.19571E-04	2.22502E-04	2.22502E-04
Pu-241	9.80489E-05	9.93841E-05	9.93841E-05
Pu-242	6.26355E-05	6.34885E-05	6.34885E-05
Am-241	5.59407E-04	5.63173E-04	1.68266E-03
Am-242m	1.04129E-06	1.04830E-06	
Am-243	2.31078E-04	2.32633E-04	
N-14	5.06012E-06	5.06012E-06	5.06012E-06
N-15	5.61688E-03		
O-16	1.34991E-06	8.26960E-03	8.26960E-03
Ar-40	3.02161E-08	3.02161E-08	3.02161E-08
Mg-24		2.43430E-03	2.43430E-03
Mg-25		3.08179E-04	3.08179E-04
Mg-26		3.39305E-04	3.39305E-04
Cr-50	1.58320E-04	1.58320E-04	1.58320E-04
Cr-52	3.05304E-03	3.05304E-03	3.05304E-03
Cr-53	3.46191E-04	3.46191E-04	3.46191E-04
Cr-54	8.61742E-05	8.61742E-05	8.61742E-05
Mn-55	2.02859E-04	2.02859E-04	2.02859E-04
Fe-54	7.87356E-04	7.87356E-04	7.87356E-04
Fe-56	1.23598E-02	1.23598E-02	1.23598E-02
Fe-57	2.85442E-04	2.85442E-04	2.85442E-04
Fe-58	3.79870E-05	3.79870E-05	3.79870E-05
Ni-58	1.55118E-03	1.55118E-03	1.55118E-03
Ni-60	5.97507E-04	5.97507E-04	5.97507E-04
Ni-61	2.59756E-05	2.59756E-05	2.59756E-05
Ni-62	8.28029E-05	8.28029E-05	8.28029E-05
Ni-64	2.10995E-05	2.10995E-05	2.10995E-05
Zr-90	1.56772E-03		
Zr-91	3.41882E-04		
Zr-92	5.22574E-04		
Zr-94	5.29582E-04		
Zr-96	8.53182E-05		
Mo-92	4.31004E-05	4.31004E-05	4.31004E-05
Mo-94	2.68652E-05	2.68652E-05	2.68652E-05
Mo-95	4.62371E-05	4.62371E-05	4.62371E-05
Mo-96	4.84444E-05	4.84444E-05	4.84444E-05

単位：atoms/(cm·barn)

表 **A.1.2　MA** 燃料領域における組成 **(2/2)**

	(Np,Am,Pu)N+ZrN	(Np,Am,Pu)O_2+MgO	(^{241}Am,Pu)O_2+MgO
Mo-97	2.77365E-05	2.77365E-05	2.77365E-05
Mo-98	7.00818E-05	7.00818E-05	7.00818E-05
Mo-100	2.79688E-05	2.79688E-05	2.79688E-05
Pb-204	2.13941E-04	2.13941E-04	2.13941E-04
Pb-206	3.68283E-03	3.68283E-03	3.68283E-03
Pb-207	3.37720E-03	3.37720E-03	3.37720E-03
Pb-208	8.00749E-03	8.00749E-03	8.00749E-03

単位：atoms/(cm·barn)

A.2　MA 燃料ピン端部構造を考慮したときの燃料領域端部の組成

第 6 章 6.2 節で MA 燃料ピンの端部構造を考慮したときの燃料領域端部（図 **6.2.2** の PinHead 及び PinEnd）における組成を示す。

表 **A.2.1**　図 **6.2.2** 中の **PinHead** 及び **PinEnd** における組成

	PinHead	PinEnd
N-14	6.44613E-06	9.06900E-06
O-16	1.71967E-06	2.41939E-06
Ar-40	3.84926E-08	5.41549E-08
Cr-50	1.94895E-04	2.02125E-04
Cr-52	3.75835E-03	3.89778E-03
Cr-53	4.26166E-04	4.41976E-04
Cr-54	1.06082E-04	1.10017E-04
Mn-55	2.49723E-04	2.58987E-04
Fe-54	9.69248E-04	1.00521E-03
Fe-56	1.52151E-02	1.57796E-02
Fe-57	3.51383E-04	3.64419E-04
Fe-58	4.67627E-05	4.84975E-05
Ni-58	1.90952E-03	1.98036E-03
Ni-60	7.35541E-04	7.62828E-04
Ni-61	3.19764E-05	3.31626E-05
Ni-62	1.01932E-04	1.05713E-04
Ni-64	2.59738E-05	2.69374E-05
Mo-92	5.30574E-05	5.50257E-05
Mo-94	3.30715E-05	3.42984E-05
Mo-95	5.69187E-05	5.90303E-05
Mo-96	5.96359E-05	6.18483E-05
Mo-97	3.41441E-05	3.54107E-05
Mo-98	8.62718E-05	8.94724E-05
Mo-100	3.44301E-05	3.57074E-05
Pb-204	2.49900E-04	2.13941E-04
Pb-206	4.30185E-03	3.68283E-03
Pb-207	3.94485E-03	3.37720E-03
Pb-208	9.35339E-03	8.00749E-03

単位：atoms/(cm·barn)

国際単位系（SI）

表１．SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表２．基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立法メートル	m^3
速さ，速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	毎メートル	m^{-1}
密度，質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m^2
比体積	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度[a]，濃度	モル毎立方メートル	mol/m^3
質量濃度	キログラム毎立法メートル	kg/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率[b]	（数字の）　1	1
比透磁率[b]	（数字の）　1	1

(a) 量濃度（amount concentration）は臨床化学の分野では物質濃度（substance concentration）ともよばれる。
(b) これらは無次元量あるいは次元１をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の１は通常は表記しない。

表３．固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン[b]	rad	1 [b]	m/m
立体角	ステラジアン[b]	sr[c]	1 [b]	m^2/m^2
周波数	ヘルツ[d]	Hz		s^{-1}
力	ニュートン	N		$m\ kg\ s^{-2}$
圧力，応力	パスカル	Pa	N/m^2	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
エネルギー，仕事，熱量	ジュール	J	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
仕事率，工率，放射束	ワット	W	J/s	$m^2\ kg\ s^{-3}$
電荷，電気量	クーロン	C		s A
電位差（電圧），起電力	ボルト	V	W/A	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
静電容量	ファラド	F	C/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-2}$
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^3\ A^2$
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2	$kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
セルシウス温度	セルシウス度[e]	℃		K
光束	ルーメン	lm	cd sr[c]	cd
照度	ルクス	lx	lm/m^2	$m^{-2}\ cd$
放射性核種の放射能[f]	ベクレル[d]	Bq		s^{-1}
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト[g]	Sv	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
酸素活性	カタール	kat		$s^{-1}\ mol$

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
(b)ラジアンとステラジアンは数字の１に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の１は明示されない。
(c)測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
(d)ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
(e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
(f)放射性核種の放射能（activity referred to a radionuclide）は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
(g)単位シーベルト（PV,2002,70,205）についてはCIPM勧告2（CI-2002）を参照。

表４．単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	$m^{-1}\ kg\ s^{-1}$
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	$kg\ s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m\ m^{-1}\ s^{-1}=s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	$m\ m^{-1}\ s^{-2}=s^{-2}$
熱流密度，放射照度	ワット毎平方メートル	W/m^2	$kg\ s^{-3}$
熱容量，エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}$
比熱容量，比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2\ s^{-2}\ K^{-1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	$m\ kg\ s^{-3}\ K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m^3	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	$m\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m^3	$m^{-3}\ sA$
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m^2	$m^{-2}\ sA$
電束密度，電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m^2	$m^{-2}\ sA$
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	$m\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2\ kg\ s^{-2}\ mol^{-1}$
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}\ mol^{-1}$
照射線量（X 線及びγ線）	クーロン毎キログラム	C/kg	$kg^{-1}\ sA$
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^2\ s^{-3}$
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=m^2\ kg\ s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2\ sr)$	$m^2\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=kg\ s^{-3}$
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m^3	$m^{-3}\ s^{-1}\ mol$

表５．SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨタ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^{-9}	ナノ	n
10^{9}	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^{6}	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^{3}	キロ	k	10^{-18}	アト	a
10^{2}	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z
10^{1}	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	y

表６．SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	’	1’=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	”	1”=(1/60)’=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	$1ha=1hm^2=10^4m^2$
リットル	L, l	$1L=11=1dm^3=10^3cm^3=10^{-3}m^3$
トン	t	$1t=10^3$ kg

表７．SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	$1eV=1.602\ 176\ 53(14)\times10^{-19}J$
ダルトン	Da	$1Da=1.660\ 538\ 86(28)\times10^{-27}kg$
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	$1ua=1.495\ 978\ 706\ 91(6)\times10^{11}m$

表８．SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	$1\ bar=0.1MPa=100kPa=10^5Pa$
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	$1\ Å=0.1nm=100pm=10^{-10}m$
海里	M	1 M=1852m
バーン	b	$1\ b=100fm^2=(10^{-12}cm)2=10^{-28}m^2$
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベル	B	
デジベル	dB	

表９．固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	$1\ erg=10^{-7}\ J$
ダイン	dyn	$1\ dyn=10^{-5}N$
ポアズ	P	$1\ P=1\ dyn\ s\ cm^{-2}=0.1Pa\ s$
ストークス	St	$1\ St\ =1cm^2\ s^{-1}=10^{-4}m^2\ s^{-1}$
スチルブ	sb	$1\ sb\ =1cd\ cm^{-2}=10^4cd\ m^{-2}$
フォト	ph	$1\ ph=1cd\ sr\ cm^{-2}\ 10^4lx$
ガル	Gal	$1\ Gal\ =1cm\ s^{-2}=10^{-2}ms^{-2}$
マクスウェル	Mx	$1\ Mx\ = 1G\ cm^2=10^{-8}Wb$
ガウス	G	$1\ G\ =1Mx\ cm^{-2}\ =10^{-4}T$
エルステッド[c]	Oe	$1\ Oe \triangleq (10^3/4\pi)A\ m^{-1}$

(c) ３元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ≙ 」は対応関係を示すものである。

表10．SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	$1\ Ci=3.7\times10^{10}Bq$
レントゲン	R	$1\ R = 2.58\times10^{-4}C/kg$
ラド	rad	$1\ rad=1cGy=10^{-2}Gy$
レム	rem	$1\ rem=1\ cSv=10^{-2}Sv$
ガンマ	γ	1 γ =1 nT=10-9T
フェルミ		1フェルミ=1 fm=10-15m
メートル系カラット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10-4kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1cal=4.1858J（「15℃」カロリー），4.1868J（「IT」カロリー）4.184J（「熱化学」カロリー）
ミクロン	μ	$1\ \mu\ =1\mu m=10^{-6}m$

（第8版，2006年改訂）