

新型燃料高速炉の炉心核特性評価

1989年6月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

PNC TN9410 89-098
1989年 6月

新型燃料高速炉の炉心特性評価

技術開発部 プラント工学室
新型燃料炉心核特性検討ワーキングGr*

要 旨

金属、炭化物、窒化物などいわゆる新型燃料の高速炉燃料としての実用化の可能性を評価する一環として、新型燃料高速炉の炉心核特性を酸化物燃料炉心との比較において評価した。昭和63年度作業として以下のような結果を得た。

- (1) 新型燃料の臨界実験及び炉心設計例を調査した。新型燃料の臨界実験例は少なく、今後設計が進むにつれてその精度をつめる上でさらに詳細な実験が必要になる。一方、炉心設計は最近各国で精力的に実施されており、その設計上の特徴と問題点をまとめた。
また、新型燃料炉心の核計算で必要となる断面積のうち、 Zr , N は JENDL-2 に収納されていないので、JENDL-3 のものを用いる必要がある。
- (2) 新型燃料炉心と酸化物燃料炉心の核特性の差及びその要因を検討した。設定炉心は、2領域均質炉心で、炉心形状や出力密度を一定とする条件で検討した。主な成果は以下の通りである。
 - (i) 新型燃料炉心では、大幅な増殖性向上が得られ、燃焼反応度をほぼ0とすることができる。また増殖比は、新型燃料炉心では酸化物燃料炉心に比べ0.2程度向上できる。
 - (ii) 金属燃料炉心では、スペクトル硬化と実効核分裂断面積の減少等の要因のため、高速フルエンスは酸化物燃料炉心に比べて30%程度増大する。
 - (iii) 金属燃料炉心では、ドップラー係数の絶対値が減少し、ナトリウムボイド係数が増大し、炉心安全解析の観点からは悪くなる方向である。一方、膨張による温度係数は金属燃料でより負側となる（燃料膨張、炉心支持板膨張）。

* 本ワーキングGrは平成元年3月末まで本社動力炉研究開発本部で実施したものである。

白方敬章、三田敏男(1989年3月まで本社動力炉研究開発本部、現技術開発部 プラント工学室)、金城勝哉、原昭浩(技術開発部 プラント工学室)、山本敏久(1989年3月まで本社動力炉研究開発本部、現動力炉技術開発部 開発計画室)、竹田敏一、宇都成昭(大阪大学工学部)、山岡光明(株東芝／日本原子力事業株)、宝珠山健(三菱原子力工業株)、大橋正久(株日立製作所)、角田弘和(株三菱総合研究所)

(3) 金属燃料炉心に対して断面積感度解析と核特性量の不確かさの評価を行った。

断面積に対する感度は、酸素を除くと金属燃料炉心と酸化物燃料炉心間の差は小さいが、
100KeV～1MeVの高速領域では金属燃料炉心の方が大きいことが分った。また、断面積に起因
する不確かさについては、ほぼ金属燃料炉心は酸化物燃料と同等であるが、 k_{eff} については
0.4%程度金属燃料炉心の不確かさが大きくなっている。

(4) 金属燃料炉心の基本的炉物理特性の把握（酸化物燃料炉心との特性比較）を目的として、
FCAによる臨界実験の可能性を検討した。まず、優先度が高いクリーン・ベンチマーク実
験を検討し、80MWe～150MWe級炉心の実験体系が組めることを確認した。次に、1000MWe級金
属燃料炉心（ターゲット炉心）の模擬の可能性を検討し、ゾーン型部分模擬炉心でもその中
央領域でターゲット炉心に近いスペクトルが得られることを確認した。

PNC TN9410 89-098
June 1989

Physics Parameter Evaluation of Advanced Fuel FBR Cores

Plant Engineering Office
Technology Development Division
Advanced Fuel FBR Core Working Group*

Abstract

Physics Parameters were evaluated for FBR Cores with new fuels, i.e., metal, carbide and nitride fuels in comparison with the oxide fuel cores.

The main results in FY'88 are as follows.

(1) Some critical experiments and FBR core designs with new fuels were investigated and reviewed from the view point of nuclear characteristics of the core. For Zr and N cross sections, which are needed for new fuel cores, JENDL-3 library data must be used because these cross sections are not included in JENDL-2 library.

(2) Physics parameters were compared between new fuels and oxide fuel cores. The conventional two-zone homogeneous core was selected for the calculation. The four cores were designed to be equal to another in dimension, core configuration, specific power density and peak linear heat rate.

Comparisons are summarized as follows.

(i) The burn-up reactivity loss is decreased to be nearly zero for the new fuel cores, and the breeding ratio is raised by about 0.2 for the new fuel cores compared with the oxide core.

K.Shirakata, T.Sanda (Reactor Research and Development Project(until May 1989), Present Section : Plant Engineering Office), K.Kinjo, A.Hara (Plant Engineering Office),
T.Yamamoto (Reactor Research and Development Project (until May 1989), Present Section : Research and Development Planning Section, Reactor Technology Development Division),
T.Takeda, N.Uto (Osaka University), M.Yamaoka (Toshiba Corp./NAIG), K.Hojuyama (MAPI),
M.Ohashi (Hitachi, Ltd), and H.Tsunoda (MRI)

- (ii) The maximum fast neutron fluence of the metal fuel core is about 30% larger than the oxide core due to harder spectrum and decreased effective fission cross section.
 - (iii) The Na void reactivity and the Doppler coefficient for the metal fuel core are worse than those for the oxide core from the safety point of view, but reactivity coefficients due to fuel axial and radial expansion becomes more negative.
- (3) Cross section sensitivity analyses were conducted and uncertainties of core parameters due to cross section uncertainties were evaluated using cross section sensitivities and covariances.
- It was made clear that their total sensitivities to individual cross sections, except oxygen, were not very much different between the metal and oxide fuel core, though 100KeV ~ 1MeV sensitivities for the metal are larger than those for the oxide fuel core.
- The uncertainties of core parameters due to cross section uncertainties are almost equal for the two cores, though the total uncertainties of k_{eff} are about 0.4% larger for the metal core.
- (4) Feasibility studies of FCA critical experiments were done in order to investigate the nuclear characteristics of the metal fuel core.
- It was made clear that 80-150 MWe class FCA cores could be constructed for clean benchmark tests, and the physics parameters of selected FCA cores could simulate those of 1000MWe class metal fuel cores well, though they are zone-type partially mock-up cores.

目 次

1.はじめに	1-1
2.新型燃料炉心の調査	2-1
2.1 概要	2-1
2.2 臨界実験	2-1
2.3 設計例	2-7
2.4 実機例	2-29
2.5 核計算に必要な断面積の現状	2-32
2.6 まとめ	2-47
3.炉心核特性比較評価	3-1
3.1 概要	3-1
3.2 炉心仕様・燃料仕様の設定	3-3
3.3 解析手法	3-7
3.4 炉心核特性の比較評価	3-14
3.5 まとめ	3-59
4.感度解析及び核特性量の不確かさ評価	4-1
4.1 概要	4-1
4.2 計算手法	4-2
4.3 計算結果及び考察	4-4
4.4 まとめ	4-8
5.FCAによる臨界実験の予備解析	5-1
5.1 概要	5-1
5.2 金属燃料炉心の核特性上の特徴	5-2
5.3 予備解析結果及び考察	5-10
5.4 まとめ	5-44
6.結言	6-1
7.参考文献	7-1
付録 炉心計算のためのエネルギー群数の検討	A-1

表 リ ス ト

表2.2-1	新型燃料臨界実験概要表	- 金属燃料 F C A 炉心 -
表2.2-2	新型燃料臨界実験概要表	- 金属燃料 Z P P R 炉心 -
表2.2-3	新型燃料臨界実験概要表	- P u - U - C 炉心 -
表2.2-4	新型燃料臨界実験概要表	- U N 宇宙用原子炉 -
表2.2-5	新型燃料臨界実験概要表	- U N S P - 100 -
表2.3-1	新型燃料炉心の設計例概要表	- 金属燃料 I F P -
表2.3-2	新型燃料炉心の設計例概要表	- 金属燃料 P R I S M (1) -
表2.3-3	新型燃料炉心の設計例概要表	- 金属燃料 P R I S M (2) -
表2.3-4	新型燃料炉心の設計例概要表	- 金属燃料 P R I S M (3) -
表2.3-5	新型燃料炉心の設計例概要表	- 金属燃料 S A F R (1) -
表2.3-6	新型燃料炉心の設計例概要表	- 金属燃料 S A F R (2) -
表2.3-7	新型燃料炉心の設計例概要表	- 電中研金属燃料炉心 -
表2.3-8	新型燃料炉心の設計例概要表	- M O X → 金属燃料炉心移行 -
表2.3-9	新型燃料炉心の設計例概要表	- チューブインシェル金属燃料炉心 -
表2.3-10	新型燃料炉心の設計例概要表	- C R B R P 炭化物炉心 -
表2.3-11	新型燃料炉心の設計例概要表	- A N L 炭化物炉心 -
表2.3-12	新型燃料炉心の設計例概要表	- C . E 炭化物炉心 -
表2.3-13	新型燃料炉心の設計例概要表	- 電中研炭化物炉心 -
表2.3-14	新型燃料炉心の設計例概要表	- 炭化物と窒化物炉心 (1) -
表2.3-15	新型燃料炉心の設計例概要表	- 炭化物と窒化物炉心 (2) -
表2.3-16	新型燃料炉心の設計例概要表	- 炭化物と窒化物炉心 (3) -
表2.3-17	新型燃料炉心の設計例概要表	- U - Th 系酸化物, 炭化物, 窒化物, 金属炉心 -
表2.3-18	新型燃料炉心の設計例概要表	- U N S P - 100 -
表2.4-1	新型燃料炉心の実機例概要表	- 金属燃料 E B R - II -
表2.4-2	新型燃料炉心の実機例概要表	- インド炭化物 F B T R -
表2.5-1	J E N D - 2	収納核種
表2.5-2	J E N D - 3	General Purpose File に収納される核種
表2.5-3	N ^{at} Z r の評価手法 (ドラフト)	(1/2-2/2)
表3.1-1	設定した炉心と検討項目	
表3.2-1	共通炉心仕様	
表3.2-2	用いた燃料体の仕様	
表3.3-1	解析手法の概要	
表3.3-2	8群エネルギー群構造	

表3.4.1-1	炉心核特性のまとめ (1000MWe炉心, 平衡サイクル)
表3.4.1-2	炉心核特性のまとめ (300MWe炉心, 平衡サイクル)
表3.4.2-1	増殖比の領域ごと内訳と内部転換比 (1000MWe炉心, 平衡中期)
表3.4.2-2	増殖比の領域ごと内訳と内部転換比 (300MWe炉心, 平衡中期)
表3.4.2-3	燃料重金属装荷量・核分裂性 Pu 利益 (1000MWe炉心, 平衡サイクル)
表3.4.2-4	倍増時間の比較 (1000MWe炉心)
表3.4.2-5	倍増時間の比較 (300MWe炉心)
表3.4.2-6	核分裂性プルトニウムの増減 (1000MWe炉心, 炉心部)
表3.4.2-7	核分裂性プルトニウムの増減 (300MWe炉心, 炉心部)
表3.4.2-8	増殖親物質の増減 (1000MWe炉心, 炉心部)
表3.4.2-9	増殖親物質の増減 (300MWe炉心, 炉心部)
表3.4.3-1	各炉心の中性子スペクトル
表3.4.3-2	燃料核種の一群化実効断面積と η 値
表3.4.3-3	中性子吸収反応率の比較
表3.4.4-1	出力特性の比較 (1000MWe炉心)
表3.4.5-1	Na ポイド係数の比較
表3.4.5-2	ドップラー係数の比較
表3.4.5-3	Na ポイド係数の群ごと, 領域ごと内訳
表3.4.5-4	密度係数・形状係数の比較
表3.4.5-5	温度係数の比較
表3.4.5-6	温度係数算出に用いた物理定数
表3.5-1	新型燃料炉心核特性評価のまとめ (燃焼・増殖特性)
表3.5-2	新型燃料炉心核特性評価のまとめ (中性子スペクトル・高速フルエンス)
表3.5-3	新型燃料炉心核特性評価のまとめ (出力特性)
表3.5-4	新型燃料炉心核特性評価のまとめ (反応度係数)
Table 4.1	k_{eff} and reactivity worth at EOEC
Table 4.2	Sensitibity coefficients of k_{eff} with respect to ^{239}Pu corss section
Table 4.3	Sensitibity coefficients of k_{eff} with respect to ^{240}Pu corss section
Table 4.4	Sensitibity coefficients of k_{eff} with respect to ^{241}Pu corss section
Table 4.5	Sensitibity coefficients of k_{eff} with respect to ^{242}Pu corss section
Table 4.6	Sensitibity coefficients of k_{eff} with respect to ^{235}U corss section
Table 4.7	Sensitibity coefficients of k_{eff} with respect to ^{238}U corss section
Table 4.8	Sensitibity coefficients of k_{eff} with respect to Fe corss section
Table 4.9	Sensitibity coefficients of k_{eff} with respect to Na corss section
Table 4.10	Sensitibity coefficients of k_{eff} with respect to ^{239}Pu -FP corss section

Table 4.11	Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to ^{238}U -FP cross section
Table 4.12	Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to Oxygen cross section
Table 4.13	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{239}Pu cross section (Core center voided)
Table 4.14	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{240}Pu cross section (Core center voided)
Table 4.15	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{241}Pu cross section (Core center voided)
Table 4.16	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{242}Pu cross section (Core center voided)
Table 4.17	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{235}U cross section (Core center voided)
Table 4.18	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{238}U cross section (Core center voided)
Table 4.19	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to Fe cross section (Core center voided)
Table 4.20	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to Na cross section (Core center voided)
Table 4.21	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{239}Pu -FP cross section (Core center voided)
Table 4.22	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{238}U -FP cross section (Core center voided)
Table 4.23	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to Oxygen cross section (Core center voided)
Table 4.24	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{239}Pu cross section (Inner core + Outer core voided)
Table 4.25	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{240}Pu cross section (Inner core + Outer core voided)
Table 4.26	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{241}Pu cross section (Inner core + Outer core voided)
Table 4.27	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{242}Pu cross section (Inner core + Outer core voided)
Table 4.28	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{235}U cross section (Inner core + Outer core voided)
Table 4.29	Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{238}U cross section (Inner core + Outer core voided)

- Table 4.30 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to Fe cross section (Inner core + Outer core voided)
- Table 4.31 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to Na cross section (Inner core + Outer core voided)
- Table 4.32 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{239}Pu -FP cross section (Inner core + Outer core voided)
- Table 4.33 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{238}U -FP cross section (Inner core + Outer core voided)
- Table 4.34 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to Oxygen cross section (Inner core + Outer core voided)
- Table 4.35 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to ^{239}Pu cross section
- Table 4.36 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to ^{240}Pu cross section
- Table 4.37 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to ^{241}Pu cross section
- Table 4.38 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to ^{242}Pu cross section
- Table 4.39 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to ^{235}U cross section
- Table 4.40 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to ^{238}U cross section
- Table 4.41 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to Fe cross section
- Table 4.42 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to Na cross section
- Table 4.43 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to ^{239}Pu -FP cross section
- Table 4.44 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to ^{238}U -FP cross section
- Table 4.45 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to Oxygen cross section
- Table 4.46 Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to the number density of each nuclide at BOIC (non-CRP)

表5-1	金属燃料炉心の臨界実験必要事項のまとめ
表5-2	Z P P R -15 臨界実験の重量データ
表5-3	Z P P R -15 臨界実験の測定項目
表5-4	F C A - I 臨界実験の臨界質量例
表5-5	F C A 金属燃料臨界実験のターゲット炉心仕様（暫定）
表5-6	金属燃料仕様
表5-7	候補 F C A 燃料セルとターゲット金属炉心の原子数密度
表5-8	候補 F C A 軸方向プランケットと金属炉心プランケットの原子数密度
表5-9	F C A X II 集合体の原子数密度
表5-10	1000MWと300MW金属炉心の主要原子の原子数密度
Table A.1	Energy group structure of 70 groups
Table A.2	Collapsed energy group structures used in five methods
Table A.3	Differences of k_{eff} values between seventy energy group calculation and few energy group calculation
Table A.4	Percent errors of reaction rates obtained by 7G(1) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled large core
Table A.5	Percent errors of reaction rates obtained by 7G(2) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled large core
Table A.6	Percent errors of reaction rates obtained by 8G(1) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled large core
Table A.7	Percent errors of reaction rates obtained by 8G(2) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled large core
Table A.8	Percent errors of reaction rates obtained by 7G(1) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled small core
Table A.9	Percent errors of reaction rates obtained by 7G(2) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled small core
Table A.10	Percent errors of reaction rates obtained by 8G(1) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled small core
Table A.11	Percent errors of reaction rates obtained by 8G(2) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled small core

図 リ ス ト

- 図2.5-1 ZR NAT CAPTURE (1/3-3/3)
図2.5-2 ^{14}N (n, p) Cross Section (1/2-2/2)
図2.5-3 Na^+ ZRのDDX実験との比較
図2.5-4 NのDDX実験との比較 (1/2-2/2)
図3.2-1 1000MWe炉心の集合体配置図
図3.2-2 300MWe炉心の集合体配置図
図3.3-1 一次元縮約体系
図3.3-2 1000MWe炉心RZ計算体系図
図3.3-3 300MWe炉心RZ計算体系図
図3.4.3-1 各燃料を用いた炉心の中性子スペクトル比較 (全エネルギー範囲)
図3.4.3-2 各燃料を用いた炉心の中性子スペクトル比較 ($10^3\text{eV} \leq E \leq 10\text{MeV}$)
図3.4.4-1 径方向出力分布 (1000MWe酸化物炉心)
図3.4.4-2 径方向出力分布 (1000MWe金属炉心)
図3.4.4-3 径方向出力分布 (1000MWe炭化物炉心)
図3.4.4-4 径方向出力分布 (1000MWe窒化物炉心)
図3.4.5-1 酸化物燃料炉心の中性子スペクトル (Naボイド時, 通常時)
図3.4.5-2 金属燃料炉心の中性子スペクトル (Naボイド時, 通常時)
Fig.4.1 RZ model for calculating sensitivity coefficients of 1000MWe class cores
Fig.4.2 Comparison of neutron spectrum
Fig.4.3 Comparison of adjoint spectrum
図5-1 MOX燃料及び酸素削除時中性子スペクトルの変化例
図5-2 Pu/Uメタル燃料及びZr削除時中性子スペクトルの変化例
図5-3 ZPPR-15 臨界実験経緯
図5-4 ZPPR-15 実験体系
図5-5 ZPPR-15B (Pu-U-Zr炉心) スペクトルの測定/計算比較
図5-6 ZPPR-15D (U-Zr炉心) スペクトルの測定/計算比較
図5-7 ZPPR-15Bと15D炉心のスペクトル比較
図5-8 ZPPR-15BとZPPR-2炉心の中性子スペクトル比較 (内側炉心中央領域)
図5-9 ECA-I-1 実験体系
図5-10 FCA-I-5 炉心中央の中性子スペクトル
図5-11 FCA金属燃料臨界実験ターゲット炉心 (暫定) の炉心配置
図5-12 金属燃料炉心のFCA模擬体系の選定手順
図5-13 候補FCA燃料セル

- 図5-14 候補FCAプランケットセル
- 図5-15 仮想的フルモックアップ体系
- 図5-16 レファレンス炉心体系における金属燃料炉心と酸化物燃料炉心の中性子スペクトル
- 図5-17 大型MOX炉心と大型レファレンス金属炉心及び仮想フルモックアップ炉心の中性子スペクトル比較
- 図5-18 ゾーンタイプ模擬体系
- 図5-19 FCAでの部分模擬炉心と仮想フルモックアップ炉心の中心領域中性子スペクトル
- 図5-20 新型燃料炉心の模擬体系案
- 図5-21 1000MW級金属燃料内側炉心候補セルとPu富化度調整用セル案
- 図5-22 300MW級金属炉心の模擬体系
- 図5-23 300MW, 1000MW炉心のMOX燃料, Metal燃料における核分裂性PuとU-238の原子数密度
- 図5-24 ウラン金属燃料炉心候補セル
- 図5-25 ウラン金属燃料炉心の模擬体系
- Fig.A.1 RZ calculational model for calculating energy collapsing effect of a large metal-fueled core
- Fig.A.2 RZ calculational model for calculating energy collapsing effect of a small metal-fueled core
- Fig.A.3 Neutron spectrum of inner cores in large and small metal-fueled cores, together with collapsed energy group structures used in five methods

1. はじめに

我が国の高速増殖炉の開発は、21世紀前半に実用化を目指して進めており、軽水炉より優れた経済性を有することに重点を置いて実証炉及び実用炉に向けて努力が払われている。米国においてはクリンチリバー計画の中止以来、高速炉技術の維持という政策的な観点から、酸化物燃料を用いた高速炉の研究開発からANLのEBR-IIにおいて継続してきた金属燃料を用いた高速炉の研究開発に転換している。一方、ヨーロッパにおいては酸化物を重点的に用いることを考えているが、これに代わる次世代の燃料として窒化物に期待を持ち、10年後にはその実用性を明らかにすべく、開発研究を進めている。このため、我が国としても酸化物燃料開発路線に主力を注ぎつつ、他の燃料についてもその実用性に関する適切な技術評価が出来るように研究開発を進めることは重要である。

動燃事業団は、1988年度から「新型燃料を用いたFBRの研究開発」を開始した。その一環として、当時の本社研究開発本部 炉技術開発Gr.は、大学、メーカーの協力も得て炉物理の観点から新型燃料高速炉の炉心核特性を評価した。

本報告書は1988年度の成果をまとめたもので、以下の4項目より成っている。

第2章では、各国の新型燃料の臨界実験及び炉心設計例を調査して、その内容をまとめると共に、新型燃料炉心の核計算に必要な断面積の現状をJENDL-2と3を対象に調査した結果を述べる。

第3章では、金属、炭化物、窒化物燃料を用いた新型燃料炉心と酸化物燃料炉心の核特性を比較評価した。さらに、新型燃料の特徴を生かす設計の方向とその課題を摘出した。

第4章では、金属燃料の核特性を詳細に把握するため、各核種の反応断面積の各特性へ与える影響を検討した。各核種の反応断面積が変化した場合の核特性の変化、すなわち感度係数を計算し、これと断面積の不確かさを表わす断面積コバリアンスを用いて核特性の不確かさを評価し、さらに金属燃料炉心と酸化物燃料炉心の不確かさを比較した。

第5章では、平成元年度より3年間、日本原研との共同研究として実施することを計画しているFCAによる金属燃料炉心の臨界実験について、その予備解析の結果をまとめた。

2. 新型燃料炉心の調査

2.1 概 要

新型燃料（金属燃料、炭化物燃料及び窒化物燃料）を対象に臨界実験、炉心設計及び実機の例について調査し、各新型燃料炉心の既知の知見、実証の程度、問題点等を整理した。又新型燃料の核設計に特に必要となる核種の断面積の現状を調査し、精度上の問題、核計算を進める上での問題点を明らかにした。

2.2 臨界実験

(1) 金属燃料炉心

(a) F C A⁽²⁴⁾

F C A - I での20%濃縮ウランを用いた金属燃料臨界実験の概要を表2.2-1にまとめた。

(b) Z P P R⁽¹⁾

Z P P R - 15 での金属燃料炉心 (I F R) の臨界実験の概要を表2.2-1にまとめた。

(2) その他の実験⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾

表2.2-2～4に新型燃料を用いた他の臨界実験例をまとめたが、いずれも参考用である。

- ・表2.2-2 : P u - U - C 炉心であるが単に小型臨界集合体でのスペクトルのソフト化の為にグラファイトを用いている。
- ・表2.2-3 : UN燃料ではあるが、n L i 冷却、M O 反射の宇宙用の特殊原子炉である。
- ・表2.2-4 : これもUN燃料を想定しているが、Z P P R でNが入手できず、U金属プラスグラファイトで代用している。

(3) 結 論

現時点での新型燃料の臨界実験結果として得られるのは表2.2-1にまとめたF C A - I と表2.2-2にまとめたZ P P R - 15 での金属燃料炉心の例だけである。

表2.2-1 新型燃料臨界実験概要表 — 金属燃料FCA炉心 —

題名、著者 及び出典 (24)	STUDIES OF THE CRITICALY OF 20% ENRICHED URANIUM FAST CRITICAL ASSEMBLIES (FCA-I). JOURNAL OF NUC. SCI. AND TEC., 6(1), P.35~42, JANUARY 1969 JITSUYA, HIROTA, SHOJI, NOMOTO, NAOHIRO, HIRAKAWA, MASAFUMI, NAKANO.																																							
目的	FCA-Iは昭和42年4月29日に臨界が達成されている。FCAによる初期の実験では、20%濃縮ウランを用いた金属燃料臨界実験が行われた。																																							
概要	<p style="text-align: center;">FCA-I 臨界実験の臨界質量例</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Assembly No.</th> <th colspan="3">Core composition (%)</th> <th rowspan="2">Core height (cm)</th> <th rowspan="2">Equivalent core radius (cm)</th> <th rowspan="2">Core volume (l)</th> <th rowspan="2">Blanket thickness (cm)</th> <th rowspan="2">Loaded mass at criticality (kg)</th> </tr> <tr> <th>U (20% enriched)</th> <th>Stainless steel</th> <th>Graphite</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1-1-C</td> <td>82.7</td> <td>10.8</td> <td>—</td> <td>35.56</td> <td>16.99</td> <td>32.24</td> <td>30.9</td> <td>98.4</td> </tr> <tr> <td>1-2-B</td> <td>82.7</td> <td>10.8</td> <td>—</td> <td>35.56</td> <td>18.16</td> <td>36.84</td> <td>10.2</td> <td>110.5</td> </tr> <tr> <td>1-4-B</td> <td>62.0</td> <td>10.8</td> <td>20.7</td> <td>40.46</td> <td>21.55</td> <td>59.25</td> <td>29.2</td> <td>131.2</td> </tr> </tbody> </table> <p>炉心：20%濃縮ウラン円筒型体系 反射体：30cm厚さ天然ウラン反射体</p> <p style="text-align: center;">Core Cross Section (Fixed Half)</p>	Assembly No.	Core composition (%)			Core height (cm)	Equivalent core radius (cm)	Core volume (l)	Blanket thickness (cm)	Loaded mass at criticality (kg)	U (20% enriched)	Stainless steel	Graphite	1-1-C	82.7	10.8	—	35.56	16.99	32.24	30.9	98.4	1-2-B	82.7	10.8	—	35.56	18.16	36.84	10.2	110.5	1-4-B	62.0	10.8	20.7	40.46	21.55	59.25	29.2	131.2
Assembly No.	Core composition (%)			Core height (cm)	Equivalent core radius (cm)						Core volume (l)	Blanket thickness (cm)	Loaded mass at criticality (kg)																											
	U (20% enriched)	Stainless steel	Graphite																																					
1-1-C	82.7	10.8	—	35.56	16.99	32.24	30.9	98.4																																
1-2-B	82.7	10.8	—	35.56	18.16	36.84	10.2	110.5																																
1-4-B	62.0	10.8	20.7	40.46	21.55	59.25	29.2	131.2																																
結果																																								
備考	FCA-I-1 実験体系																																							

表2.2-2 新型燃料臨界実験概要表 — 金属燃料ZPPR炉心 —

題名、著者及び出典 ⁽¹⁾	INTERNATIONAL TOPICAL MEETING ON ADVANCES IN REACTOR PHYSICS MATHEMATICS AND COMPUTATION, CO. SPONSORED BY CED AND OECD/NEA, 27-30 AVRIL 1987, HOTEL MERIDIEN MONTPARNASSÉ PARIS-FARANCE pp140~156 BENCHMARK PHYSICS TESTS IN THE METALLIC-FUELLED ASSEMBLY ZPPR-15, H.F. McFARLANE, S.B. BRUMBACH, S.G. CARPENTER, P.J. COLLINS (ANL)-INVITED																																																																																																																																																	
目的	I FRプロジェクトをサポートし, FBR-II(金属燃料炉心)では実施されなかった炉物理実験を行い, 予想されている金属燃料炉心の優れた性能を検証することを目的としている。最終目標は, ①実験解析精度の検討と②MOX集合体の精度との比較を行うことである。																																																																																																																																																	
概要	<p>REFLECTOR OUTER CORE INNER CORE BLANKET</p> <p>ZPPR-15 REFERENCE CONFIGURATION</p> <p>SHIELD ZONE</p> <p>MODIFIED ZONES FOR ZPPR-15 MEASUREMENTS</p> <p>LEGEND</p> <ul style="list-style-type: none"> CRP # steel B4C, Na SS, Na graphite Na <p>Fig. II. RZ Diagram of ZPPR-15</p>																																																																																																																																																	
結果	<p>Table I. ZPPR-15 Core Data</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Parameter</th> <th>ZPPR-15A</th> <th>ZPPR-15B</th> <th>ZPPR-15C</th> <th>ZPPR-15D</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pu Mass</td> <td>1338 kg</td> <td>1328 kg</td> <td>651 kg</td> <td>162 kg</td> </tr> <tr> <td>^{235}U Mass</td> <td>16 kg</td> <td>16 kg</td> <td>872 kg</td> <td>1517 kg</td> </tr> <tr> <td>Core Heavy Metal</td> <td>8679 kg</td> <td>8666 kg</td> <td>8842 kg</td> <td>8999 kg</td> </tr> <tr> <td>Average Enrichment</td> <td>13.8%</td> <td>13.7%</td> <td>16.3%</td> <td>18.4%</td> </tr> <tr> <td>β_{eff}</td> <td>0.0034</td> <td>0.0034</td> <td>0.0052</td> <td>0.0066</td> </tr> <tr> <td>Zr in Inner Core Zone</td> <td>none</td> <td>409 kg</td> <td>409 kg</td> <td>409 kg</td> </tr> </tbody> </table> <p>Table II. ZPPR-15 Experiment Summary</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Measurement</th> <th>A</th> <th>B</th> <th>C</th> <th>D</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Critical Loading</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Reaction Rates:</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Fission Distributions</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>^{238}U Capture Distribution</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>In-rod Boron Capture</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Gamma Heating</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Control Rod Worths</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Central Rods of Various Designs</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Rod Banks</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Reactivity Coefficients</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Sodium Void</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Doppler</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Small Samples</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Expansion and Bowing</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Neutron Spectrum</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Kinetics</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Noise</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Oscillator</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Rod Drop</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Radial Shield Effects</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> <tr> <td>Na Manometer Reactivity</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> <td>.....</td> </tr> </tbody> </table>	Parameter	ZPPR-15A	ZPPR-15B	ZPPR-15C	ZPPR-15D	Pu Mass	1338 kg	1328 kg	651 kg	162 kg	^{235}U Mass	16 kg	16 kg	872 kg	1517 kg	Core Heavy Metal	8679 kg	8666 kg	8842 kg	8999 kg	Average Enrichment	13.8%	13.7%	16.3%	18.4%	β_{eff}	0.0034	0.0034	0.0052	0.0066	Zr in Inner Core Zone	none	409 kg	409 kg	409 kg	Measurement	A	B	C	D	Critical Loading	Reaction Rates:	Fission Distributions	^{238}U Capture Distribution	In-rod Boron Capture	Gamma Heating	Control Rod Worths	Central Rods of Various Designs	Rod Banks	Reactivity Coefficients	Sodium Void	Doppler	Small Samples	Expansion and Bowing	Neutron Spectrum	Kinetics	Noise	Oscillator	Rod Drop	Radial Shield Effects	Na Manometer Reactivity
Parameter	ZPPR-15A	ZPPR-15B	ZPPR-15C	ZPPR-15D																																																																																																																																														
Pu Mass	1338 kg	1328 kg	651 kg	162 kg																																																																																																																																														
^{235}U Mass	16 kg	16 kg	872 kg	1517 kg																																																																																																																																														
Core Heavy Metal	8679 kg	8666 kg	8842 kg	8999 kg																																																																																																																																														
Average Enrichment	13.8%	13.7%	16.3%	18.4%																																																																																																																																														
β_{eff}	0.0034	0.0034	0.0052	0.0066																																																																																																																																														
Zr in Inner Core Zone	none	409 kg	409 kg	409 kg																																																																																																																																														
Measurement	A	B	C	D																																																																																																																																														
Critical Loading																																																																																																																																														
Reaction Rates:																																																																																																																																														
Fission Distributions																																																																																																																																														
^{238}U Capture Distribution																																																																																																																																														
In-rod Boron Capture																																																																																																																																														
Gamma Heating																																																																																																																																														
Control Rod Worths																																																																																																																																														
Central Rods of Various Designs																																																																																																																																														
Rod Banks																																																																																																																																														
Reactivity Coefficients																																																																																																																																														
Sodium Void																																																																																																																																														
Doppler																																																																																																																																														
Small Samples																																																																																																																																														
Expansion and Bowing																																																																																																																																														
Neutron Spectrum																																																																																																																																														
Kinetics																																																																																																																																														
Noise																																																																																																																																														
Oscillator																																																																																																																																														
Rod Drop																																																																																																																																														
Radial Shield Effects																																																																																																																																														
Na Manometer Reactivity																																																																																																																																														
備考																																																																																																																																																		

表2.2-3 新型燃料臨界実験概要表 — Pu-U-C炉心 —

題名、著者及び出典 ⁽²⁾	TRANSACTIONS OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1970 WINTER MEETING, NOVEMBER 15-19, 1970, VOL.13, NO.2 pp710~711 MEASUREMENT AND ANALYSIS OF REACTIVITY DOPPLER EFFECTS IN ZPR-3 ASSEMBLY 53 R.E. KAISER, J.M GASIDLO (ANL-IDAH0)																									
目的	ZPR-3/53はソフトスペクトルのPu-U-C炉心でU/Pu比が1.6である。この集合体は、比較的ソフトスペクトルの高速動力炉を少ない磁界質量でシミュレートする4ヶのベンチマーク炉心シリーズの第4番目である。																									
概要	Nat UO ₂ と PuO ₂ サンプルの加熱試験により反応度効果を測定した。																									
結果	Nat UO ₂ に対する測定結果と2D-拡散振動モデルにより計算結果とを示す。 結果の一一致度は良好である。	Calculated and Measured Values for Reactivity Doppler Effect of a Natural Uranium Oxide Sample in ZPR-3 Assembly 53	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">$\Delta T(^{\circ}k)$</th> <th colspan="3">lh/kg ²³⁵U</th> </tr> <tr> <th>Calc</th> <th>Meas</th> <th>C/E</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>300-500</td> <td>-4.76</td> <td>-4.43 ± 0.04</td> <td>1.074</td> </tr> <tr> <td>300-800</td> <td>-9.72</td> <td>-9.54 ± 0.04</td> <td>1.019</td> </tr> <tr> <td>300-1100</td> <td>-14.56</td> <td>-13.62 ± 0.04</td> <td>1.069</td> </tr> <tr> <td>Total sample worth</td> <td>-63.3</td> <td>-59.1 ± 1.2</td> <td>1.144</td> </tr> </tbody> </table>	$\Delta T(^{\circ}k)$	lh/kg ²³⁵ U			Calc	Meas	C/E	300-500	-4.76	-4.43 ± 0.04	1.074	300-800	-9.72	-9.54 ± 0.04	1.019	300-1100	-14.56	-13.62 ± 0.04	1.069	Total sample worth	-63.3	-59.1 ± 1.2	1.144
$\Delta T(^{\circ}k)$	lh/kg ²³⁵ U																									
	Calc	Meas	C/E																							
300-500	-4.76	-4.43 ± 0.04	1.074																							
300-800	-9.72	-9.54 ± 0.04	1.019																							
300-1100	-14.56	-13.62 ± 0.04	1.069																							
Total sample worth	-63.3	-59.1 ± 1.2	1.144																							
備考	参考用																									

表2.2-4 新型燃料臨界実験概要表 — UN宇宙用原子炉 —

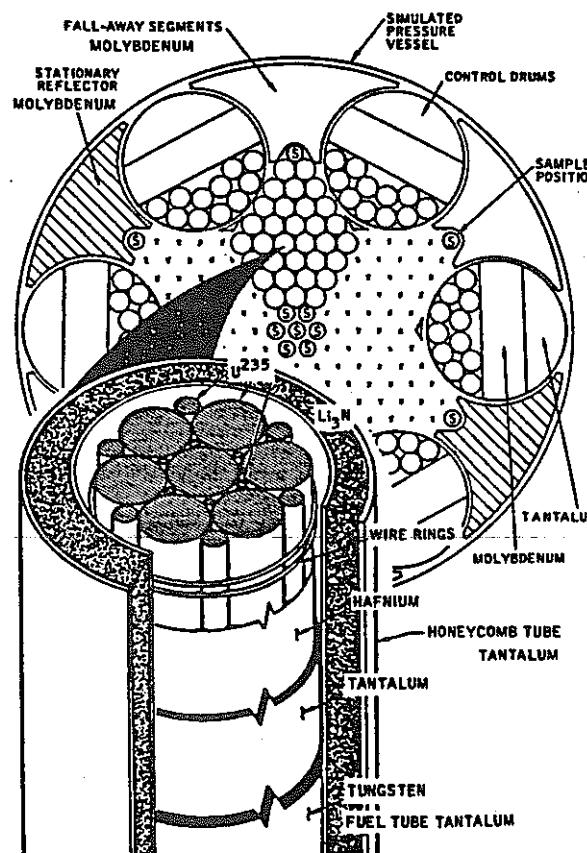
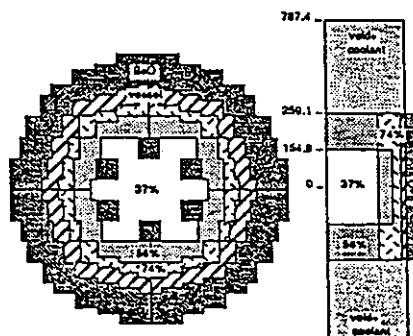
題名、著者及び出典 ⁽³⁾	<p>TRANSACTIONS OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1970 WINTER MEETING, NOVEMBER 15-19, 1970, VOL.13, NO.2 p731 PRELIMINARY ANALYSIS OF A MOYBDENUM-REFLECTED, FAST SPECTRUM CRITICAL ASSEMBLY PAUL G. KLANN, WENDELL MAYO (NASA-LEWIS), T.H. SPRINGER (AI)</p>
目的	<p>NASA-LEWISは、宇宙用電力システムの為の高温、長寿命かつコンパクトな高速炉の設計技術を開発している。その炉物理設計法をチェックするためにベンチャーランス炉心を模擬するためのUN燃料、η Li冷却、Mo反射、燃料ドラム制御) シリーズが行われている。</p>
概要	<p>23in直径×22.7in高さの円筒形臨界集合体はリフアレンス炉心を模擬している。 Fig.1に示す炉心は、星形のS/A181体が3角配列されている。</p>
結果	<p>測定項目は - 中性子スペクトル - 臨界質量 - 出力分布 - 制御特性 - 燃料変位 - 反応度値</p> 
備考	参考用

Fig. 1. Molybdenum-reflected fast spectrum critical configuration and fuel assembly.

表2.2-5 新型燃料臨界実験概要表 — UN SP-100 —

題名、著者 及び出典 ⁽⁴⁾	PROCEEDINGS OF THE 1988 INTERNATIONAL REACTOR PHYSICS CONFERENCE, SEPTEMBER 18-22, JACKSON HOLE, WYOMING pp IV-327~340 ANALYSIS OF SP-100 CRITICAL EXPERIMENTS J. SAPIR, D. BRANDON (LANL), P. COLLINS (ANL), C. COWAN (GE), C. PORTER, S. ANDRE (WESTINGHOUSE)																																																										
	米国DOE, 国防省及び航空宇宙局とで開発しているSP-100宇宙用原子炉の設計をサポートする為にZPPR-16でベンチマーク臨界実験を行う。 ◎ SP-100はUN燃料を想定しているが, ZPPRでは入手できずU+Cで代用している。																																																										
目的	ZPPR-16は小型, 高速中性子, BeO反射, 液体冷却, 宇宙用原子炉(300kWe出力)を想定している。解析は, モンテカルロとSNコードで行っている。主な結果は, k_{eff} は0.5%以内, C/Rワースは過小評価。反応率は良い一致を示している。																																																										
概要	<p>TABLE I. ZPPR-16 Experimental Program</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Parameter</th> <th>16A</th> <th>16B</th> <th>16C</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Criticality</td> <td>X</td> <td>X</td> <td>X</td> </tr> <tr> <td>Kinetics</td> <td>X</td> <td>X</td> <td>X</td> </tr> <tr> <td>Control Rod Worths</td> <td>X</td> <td>X</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Reflector Worths</td> <td>X</td> <td>X</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Power Distribution</td> <td>X</td> <td>X</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Gamma Ray Dose Distribution</td> <td>X</td> <td>X</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Neutron Spectrum</td> <td>X</td> <td>X</td> <td>X</td> </tr> <tr> <td>Material Worths</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>  <p>Fig. 6 ZPPR-16B Interface and Axial Enrichment Zones</p>	Parameter	16A	16B	16C	Criticality	X	X	X	Kinetics	X	X	X	Control Rod Worths	X	X		Reflector Worths	X	X		Power Distribution	X	X		Gamma Ray Dose Distribution	X	X		Neutron Spectrum	X	X	X	Material Worths																									
Parameter	16A	16B	16C																																																								
Criticality	X	X	X																																																								
Kinetics	X	X	X																																																								
Control Rod Worths	X	X																																																									
Reflector Worths	X	X																																																									
Power Distribution	X	X																																																									
Gamma Ray Dose Distribution	X	X																																																									
Neutron Spectrum	X	X	X																																																								
Material Worths																																																											
結果	<p>Table II - CALCULATIONAL RESULTS</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th rowspan="2">Exp'l Value</th> <th colspan="2">TWODANT</th> <th colspan="2">MCNP</th> </tr> <tr> <th>Value</th> <th>C/E</th> <th>Value</th> <th>C/E</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>EIGENVALUE</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ZPPR-16B</td> <td>1.002</td> <td>1.003</td> <td>1.002</td> <td>$1.005 \pm 0.4\%$</td> <td>1.004</td> </tr> <tr> <td>ZPPR-16C</td> <td>1.002</td> <td></td> <td></td> <td>$1.007 \pm 0.4\%$</td> <td>1.005</td> </tr> <tr> <td>CONTROL WORTH (%)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Internal rods</td> <td>25.5</td> <td>23.9†</td> <td>0.94</td> <td>$22.6 \pm 3.4\%†$</td> <td>0.89</td> </tr> <tr> <td>Radial reflector</td> <td>25.0</td> <td>24.4†</td> <td>0.98</td> <td>$22.6 \pm 3.4\%†$</td> <td>0.90</td> </tr> <tr> <td>Drums in/no gaps</td> <td>12.6</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>$0.8 \pm 8.4\%†$</td> <td>0.86</td> </tr> <tr> <td>Drums in/with gaps</td> <td>14.0</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>$1.7 \pm 7.6\%†$</td> <td>0.84</td> </tr> </tbody> </table> <p>† $(k_1 - k_2) / k_1 * k_2 * B_{eff}$ where calculated value of $B_{eff} = 0.00725$</p>		Exp'l Value	TWODANT		MCNP		Value	C/E	Value	C/E	EIGENVALUE						ZPPR-16B	1.002	1.003	1.002	$1.005 \pm 0.4\%$	1.004	ZPPR-16C	1.002			$1.007 \pm 0.4\%$	1.005	CONTROL WORTH (%)						Internal rods	25.5	23.9†	0.94	$22.6 \pm 3.4\%†$	0.89	Radial reflector	25.0	24.4†	0.98	$22.6 \pm 3.4\%†$	0.90	Drums in/no gaps	12.6	-	-	$0.8 \pm 8.4\%†$	0.86	Drums in/with gaps	14.0	-	-	$1.7 \pm 7.6\%†$	0.84
	Exp'l Value			TWODANT		MCNP																																																					
		Value	C/E	Value	C/E																																																						
EIGENVALUE																																																											
ZPPR-16B	1.002	1.003	1.002	$1.005 \pm 0.4\%$	1.004																																																						
ZPPR-16C	1.002			$1.007 \pm 0.4\%$	1.005																																																						
CONTROL WORTH (%)																																																											
Internal rods	25.5	23.9†	0.94	$22.6 \pm 3.4\%†$	0.89																																																						
Radial reflector	25.0	24.4†	0.98	$22.6 \pm 3.4\%†$	0.90																																																						
Drums in/no gaps	12.6	-	-	$0.8 \pm 8.4\%†$	0.86																																																						
Drums in/with gaps	14.0	-	-	$1.7 \pm 7.6\%†$	0.84																																																						
備考	参考用																																																										

2.3 設計例

(1) 金属燃料炉心

(a) IFR⁽⁵⁾

IFRの概念をまとめた結果を表2.3-1に示す。

本炉心はU/Pu/Zr合金燃料を用い、固有の安全性を持つことが特長である。

(b) PRISM⁽⁶⁾⁽⁷⁾⁽⁸⁾

PRISMの設計結果を表2.3-2~4にまとめた。

本炉心はIFRで提示されたU/Pu/Zr合金燃料をベースに、固有の安全性と信頼性及び商業ベースに乗るプラントとなることを目標としている。小型モジュラー型半径方向非均質炉である。

(c) SAFR⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾

SFRの設計結果を表2.3-5にまとめた。本炉心も基本的にはPRISMと同じで、IFRで提示されたU/Pu/Zr合金燃料をベースに、固有安全性、信頼性及び採算性を狙った、小型モジュラー型半径方向非均質炉心である。

尚、表2.3-6にMOXによるSAFRのバックアップ炉心設計例を要約した。

(d) 電中研の設計⁽¹¹⁾

表2.3-7に電中研と日本の3メーカーで研究した設計例を要約した。

- ・均質炉心を基準炉心とし経済性及び安全性を目標にして、出力規模をパラメータに特性を求めている。
- ・応用例として、ULLCのような革新概念も検討している。

(e) 酸化物燃料炉心から金属燃料炉心への移行⁽¹²⁾

表2.3-8に原電と東芝とで共同研究した大型LMRでのMOXから金属燃料炉心への移行検討結果を要約した。

- ・MOXから金属燃料炉心への移行を論じているのが特長である。

(f) チューブインシェル型金属燃料炉心⁽¹³⁾

原研の高増殖高速炉の設計例を表2.3-9に要約した。

本炉心はFBR本来の目的である高増殖性を極限まで追求して、従来型集合体に比べ高燃料体積比で低Na体積比を得る為にFPガスバージ/チューブインシェル型金属燃料集合体を採用している。

(2) 炭化物及び窒化物燃料炉心

(a) C R B R P の炭化物燃料代案炉心⁽¹⁴⁾

表2.3-10にC R B R P のM O Xリファレンス炉心からの炭化物燃料置換炉心の設計結果を要約した。

D O Eは、許認可性、コスト、増殖比・倍増時間及びP u インベントリの観点からC R B R P のR H C炉心と同じ構成の炉心を推奨した。他の検討炉心はN a ポイド反応度の観点から受け入れられなかった。

(b) A N L の2000MWe炭化物燃料L M F B R⁽¹⁵⁾

表2.3-11にA N Lが実施した熱出力5000MW、電気出力2000MWの炭化物燃料の大型L M F B R設計結果を要約した。

拘束炉心設計法で、燃料ピン径、線出力等を設計変数としてC S D T、経済性等について検討している。

(c) C . E の1000MWeの炭化物燃料L M F B R⁽¹⁶⁾

表2.3-12に1000MWe L M F B Rを対象にM O X燃料集合体を逐次炭化物燃料集合体に交換するという条件のもとで実施した炉心設計結果を要約した。

これも拘束炉心設計法で、C S D T及び燃料サイクル費を評価している。

(d) 電中研の大型炭化物L M F B R⁽¹⁷⁾

表2.3-13に電中研と三菱とで共同研究した1000MWe級大型炭化物燃料L M F B Rの設計結果を要約した。

本研究の狙は、(イ)コンパクト炉心 (ロ)低圧力損失 (ニ)低余剰反応度の高性能炉心を達成し、M O X型L M F B Rからのコスト低減効果を評価する。安全性 (N a ポイド係数)はM O X型と同程度とする。

(e) P N Cでの炭化物と窒化物燃料の大型L M F B R^{(18) (20) (21)}

- 表2.3-15は5000Mwt大型L M F B RでR D T最小を狙って、H e ポンド及びN a ポンドの炭化物・窒化物燃料炉心検討結果を要約している。
- 表2.3-16は炭化物・窒化物燃料のL M F B Rでの取り出し燃料燃焼度が増殖特性に与える影響をシステムティックに検討した結果を要約している。
- 表2.3-17は窒化物燃料の濃縮による増殖性能の評価を炭化物燃料との比較に於いて論じた結果を要約している。

(f) その他の⁽²²⁾⁽²³⁾

表2.3-18, 19は新型燃料を用いた他の炉心設計例をまとめたが、いずれも参考用である。

- ・表2.3-18: U-T h燃料が対象でMOX, 炭化物, 壕化物, 金属について論じている。
- ・表2.3-19: UN燃料ではあるが, n Li冷却, Mo反射の宇宙用の特殊原子炉である。

(3) 新型燃料炉心設計例のまとめ

(a) 全般

一部を除いて1970年代は炭化物燃料と壻化物燃料の炉心設計例のみであったが、最近は金属燃料炉心設計が殆どである。

(b) 金属燃料炉心の設計例比較

基本的にはどの研究もANLのPu/U/Zr3元合金燃料によるIFRコンセプトに基づいている。

- 但し、USと日本ではその狙いが異なっている。
- ・US : 小型モジュール半径方向非均質炉心で固有の安全性と経済性を狙いとしている。
 - ・日本一電中研：経済性を狙いとはするが特にモジュール化はせず又均質炉心が基準である。応用例としては高増殖性を生かしたULLCを検討している。
 - ・日本一原研 : 高増殖性を極限まで追求して全く新しい集合体概念を提唱している。

(c) 炭化物燃料・壻化物燃料炉心の設計例比較

一部を除いて高増殖性（倍増時間の短縮）を目指している。プラント設計まで結びついた例は少ない。

電中研では、炭化物燃料の物質をプラント合理化に結びつける検討をしている。

(d) 金属燃料炉心設計の問題点

中型ではあるがZPPRで臨界実験も行われており、今後FCAで臨界実験が行われることもあり、核設計上の基本的問題はないと思われる。

但し、MOX炉心と比べNaボイド反応度は大きくなるので、大型炉心を設計する時は注意が必要である。

又、これは燃料設計上の問題であるが、高速中性子のnvtが多くなるので高燃焼度を狙う場合は耐スエリング性の良い構造材が必要である。

プラント設計上は高温・高効率を狙うのが難しい。

(e) 炭化物・窒化物燃料設計の問題点

両燃料ともほぼ同じ傾向なので一所に論じる。

臨界実験が全くといって良い程行わされていないので、今後FCA等での地道な実験の積み重ねが必要である。

MOX炉心に比べNaボイド反応度は大きくなるので、大型炉心を設計する時は注意が必要である。

又、高速中性子照射量も増加の傾向にあるので、高燃焼度を狙う場合は燃料構造材に耐スエリング性の良い材料が必要となろう。

窒化物燃料に関しては、¹⁴Nの寄生的中性子吸収を除く為及び再処理施設での¹⁴Cの放散を避ける為には¹⁵Nを濃縮する必要があり、その分コストアップとなる。

表2.3-1 新型燃料炉心の設計例概要表 — 金属燃料 I F R —

題名、著者及び出典 ⁽⁵⁾	INTERNATIONAL TOPICAL MEETING ON ADVANCES IN REACTOR PHYSICS, METHEMATICS AND COMPUTATION, CO.SPONSORED BY CEC AND OECD/NEA, 27-30 AVRIL 1987, HOTEL MERIDIEN MONTPARNASSE PARIS-FRANCE pp 311~328 THE INTEGRAL FAST REACTOR (IFR) CONCEPT: PHISCS OF OPERATION AND SAFETY, D.C.WADE, Y.I. CHANG (ANL)-INVITED																																																								
目的	IFR (Integral Fast Reactor)コンセプトは、プール型、U/Pu/Zr合金燃料及びクローズ燃料サイクル（乾式再処理と射出成型）を採用している。炉心核設計としては、固有の安全性と自己充足完結的なクローズ核燃料サイクル（含む ウランスタートとアクチノイドの核変換）について検討する。																																																								
概要	$\Delta \rho = (\rho - 1)A + (P/F - 1)B + \delta T_{in}C + \Delta \rho_{ext}$ <table border="1"> <thead> <tr> <th>Desire</th> <th>Doppler</th> <th>Fuel Axial Expansion</th> <th>ΔN_a Density</th> <th>Rod Driveline</th> <th>Radial Expansion</th> <th>Coolant ΔT</th> <th>Fuel ΔT</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Small A =</td> <td>$+ \alpha_D$</td> <td>$+ \alpha_E$</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>$+ \delta T_F$</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Large B =</td> <td>$+ \alpha_D$</td> <td>$+ \alpha_E$</td> <td>$+ \alpha N_a$</td> <td>$+ 2(\alpha_R)$</td> <td>$+ 2/3\alpha_B$</td> <td>$+ \delta T_C/2$</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Large C =</td> <td>$+ \alpha_D$</td> <td>$+ \alpha_E$</td> <td>$+ \alpha N_a$</td> <td></td> <td>$+ \alpha_G$</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Metal</td> <td>-0.10</td> <td>-0.12</td> <td>+0.18</td> <td></td> <td>-0.16 -0.33</td> <td>150</td> <td>150</td> </tr> <tr> <td>Oxide</td> <td>-0.16</td> <td>-0.10</td> <td>+0.11</td> <td></td> <td>-0.12 -0.27</td> <td>150</td> <td>750</td> </tr> <tr> <td>Design Strategy</td> <td>Take As Is</td> <td>Take As Is</td> <td>Make Less</td> <td>Take As Is</td> <td>Make Large</td> <td>Take As Is</td> <td>Make Small</td> </tr> </tbody> </table> <p>Fig. 1. Core Design Strategy for Inherent Shutdown</p>	Desire	Doppler	Fuel Axial Expansion	ΔN_a Density	Rod Driveline	Radial Expansion	Coolant ΔT	Fuel ΔT	Small A =	$+ \alpha_D$	$+ \alpha_E$				$+ \delta T_F$		Large B =	$+ \alpha_D$	$+ \alpha_E$	$+ \alpha N_a$	$+ 2(\alpha_R)$	$+ 2/3\alpha_B$	$+ \delta T_C/2$		Large C =	$+ \alpha_D$	$+ \alpha_E$	$+ \alpha N_a$		$+ \alpha_G$			Metal	-0.10	-0.12	+0.18		-0.16 -0.33	150	150	Oxide	-0.16	-0.10	+0.11		-0.12 -0.27	150	750	Design Strategy	Take As Is	Take As Is	Make Less	Take As Is	Make Large	Take As Is	Make Small
Desire	Doppler	Fuel Axial Expansion	ΔN_a Density	Rod Driveline	Radial Expansion	Coolant ΔT	Fuel ΔT																																																		
Small A =	$+ \alpha_D$	$+ \alpha_E$				$+ \delta T_F$																																																			
Large B =	$+ \alpha_D$	$+ \alpha_E$	$+ \alpha N_a$	$+ 2(\alpha_R)$	$+ 2/3\alpha_B$	$+ \delta T_C/2$																																																			
Large C =	$+ \alpha_D$	$+ \alpha_E$	$+ \alpha N_a$		$+ \alpha_G$																																																				
Metal	-0.10	-0.12	+0.18		-0.16 -0.33	150	150																																																		
Oxide	-0.16	-0.10	+0.11		-0.12 -0.27	150	750																																																		
Design Strategy	Take As Is	Take As Is	Make Less	Take As Is	Make Large	Take As Is	Make Small																																																		
結果	<p>Assembly is Batch n; Batch n Discharged at End of Cycle $n+1$ ($n = 0, 4, 8, \dots$)</p> <p>Legend:</p> <ul style="list-style-type: none"> Driver Internal Blanket Radial Blanket Steel Reflector U_3C Shield Primary Control Secondary Control <p>Fig. 3. 900 MWth Modified Core Layout for High Internal Conversion Ratio</p>																																																								
備考	<p>Fig. 2. 900 MWth Core Layout and Refueling Scheme</p>																																																								

表2.3-2 新型燃料炉心の設計例概要表 — 金属燃料P R I S M(1) —

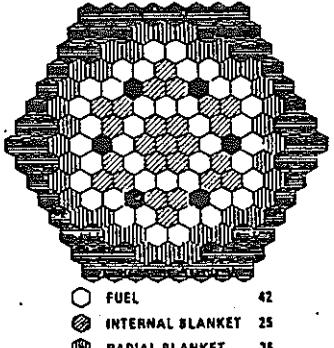
題名、著者及び出典 ⁽⁶⁾	INTERNATIONAL TOPICAL MEETING ON ADVANCES IN REACTOR PHYSICS, METHEMATICS AND COMPUTATION, CO.Sponsored BY CEC AND OECD/NEA, 27-30 AVRIL 1987, HOTEL MERIDIEN MONTPARNASSÉ PARIS-FRANCE pp 295~305 CORE DESIGN AND PERFORMANCE CHARACTERISTICS FOR POWER REACTOR INHERENTLY SAFE MODULE(PRISM), C.L. COWN (GE-NSTO)-INVITED																																
目的	DOEのLMRのイノベイティブ設計計画の一環として実施したもので、固有の安全性を持ち、信頼性のあるLMRプラントの為の進歩的概念を展開し、アメリカの将来の電力需要に実用的に応えることを目的としている。“金属燃料炉心”																																
概要	 <p>KEY CORE DESIGN PARAMETERS</p> <table> <tbody> <tr><td>Reactor thermal power</td><td>425 MWt</td></tr> <tr><td>Reactor inlet/outlet temperature</td><td>594/742 K</td></tr> <tr><td>Driver fuel material</td><td>Pu-U-10Zr</td></tr> <tr><td>Driver fuel residence time</td><td>4 years</td></tr> <tr><td>Refueling interval</td><td>1 year</td></tr> <tr><td>Plant capacity factor</td><td>0.8</td></tr> <tr><td>Core height</td><td>1 m</td></tr> <tr><td>Axial blanket thickness</td><td>0.025 m</td></tr> <tr><td>Assembly pitch</td><td>0.1596 m</td></tr> <tr><td>Fuel pins per assembly</td><td>271</td></tr> <tr><td>Fuel pin diameter</td><td>0.00726 m</td></tr> </tbody> </table> <p>REFERENCE CORE LAYOUT FOR PRISM</p>	Reactor thermal power	425 MWt	Reactor inlet/outlet temperature	594/742 K	Driver fuel material	Pu-U-10Zr	Driver fuel residence time	4 years	Refueling interval	1 year	Plant capacity factor	0.8	Core height	1 m	Axial blanket thickness	0.025 m	Assembly pitch	0.1596 m	Fuel pins per assembly	271	Fuel pin diameter	0.00726 m										
Reactor thermal power	425 MWt																																
Reactor inlet/outlet temperature	594/742 K																																
Driver fuel material	Pu-U-10Zr																																
Driver fuel residence time	4 years																																
Refueling interval	1 year																																
Plant capacity factor	0.8																																
Core height	1 m																																
Axial blanket thickness	0.025 m																																
Assembly pitch	0.1596 m																																
Fuel pins per assembly	271																																
Fuel pin diameter	0.00726 m																																
結果	<p>KEY CORE PERFORMANCE PARAMETERS</p> <table> <tbody> <tr><td>Fissile plutonium inventory - Equilibrium cycle</td><td></td></tr> <tr><td> Feed Fissile enrichment, w/o</td><td>25.75</td></tr> <tr><td> Supplied per year, kg</td><td>244.0</td></tr> <tr><td> Discharged per year, kg</td><td>267.2</td></tr> <tr><td> Beginning of cycle inventory, kg</td><td>1007.0</td></tr> <tr><td>Average breeding ratio</td><td>1.15</td></tr> <tr><td>Peak fuel burnup, MWD/kg</td><td></td></tr> <tr><td> Driver fuel</td><td>150.3</td></tr> <tr><td> Internal blankets</td><td>35.9</td></tr> <tr><td>Peak linear Power, w/cm</td><td>538.1</td></tr> <tr><td>Peak fast fluence, $10^{23} n/cm^2$</td><td>2.95</td></tr> <tr><td>Burnup reactivity swing, \$*</td><td>-2.15</td></tr> <tr><td>Sodium void reactivity-driver fuel, \$*</td><td>2.66</td></tr> <tr><td>Doppler coefficient, Tdk/dT</td><td></td></tr> <tr><td> Driver fuel</td><td>-0.0008</td></tr> <tr><td> Internal Blanket</td><td>-0.0019</td></tr> </tbody> </table>	Fissile plutonium inventory - Equilibrium cycle		Feed Fissile enrichment, w/o	25.75	Supplied per year, kg	244.0	Discharged per year, kg	267.2	Beginning of cycle inventory, kg	1007.0	Average breeding ratio	1.15	Peak fuel burnup, MWD/kg		Driver fuel	150.3	Internal blankets	35.9	Peak linear Power, w/cm	538.1	Peak fast fluence, $10^{23} n/cm^2$	2.95	Burnup reactivity swing, \$*	-2.15	Sodium void reactivity-driver fuel, \$*	2.66	Doppler coefficient, Tdk/dT		Driver fuel	-0.0008	Internal Blanket	-0.0019
Fissile plutonium inventory - Equilibrium cycle																																	
Feed Fissile enrichment, w/o	25.75																																
Supplied per year, kg	244.0																																
Discharged per year, kg	267.2																																
Beginning of cycle inventory, kg	1007.0																																
Average breeding ratio	1.15																																
Peak fuel burnup, MWD/kg																																	
Driver fuel	150.3																																
Internal blankets	35.9																																
Peak linear Power, w/cm	538.1																																
Peak fast fluence, $10^{23} n/cm^2$	2.95																																
Burnup reactivity swing, \$*	-2.15																																
Sodium void reactivity-driver fuel, \$*	2.66																																
Doppler coefficient, Tdk/dT																																	
Driver fuel	-0.0008																																
Internal Blanket	-0.0019																																
備考	<p>* 1\$ is equal to 0.0031 $\Delta k/k$</p>																																

表2.3-3 新型燃料炉心の設計例概要表 — 金属燃料PRISM(2) —

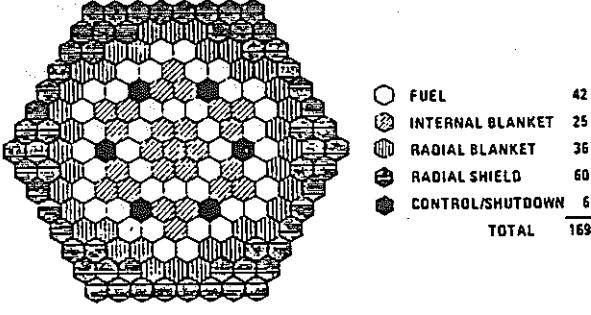
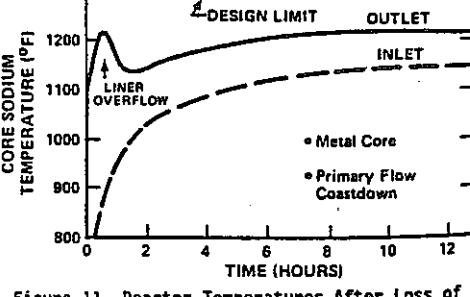
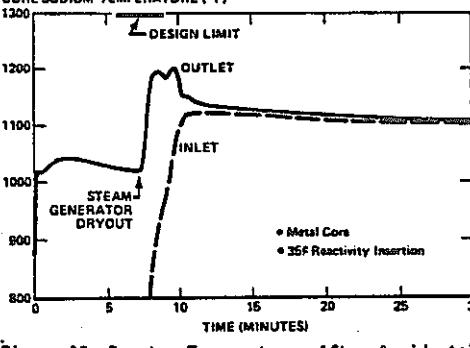
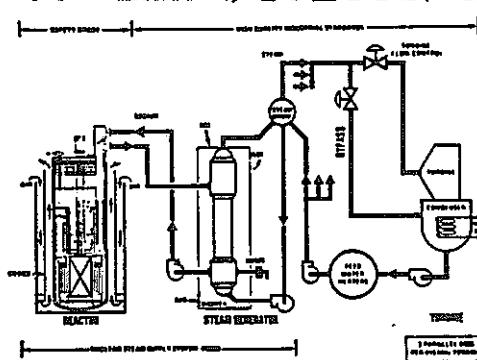
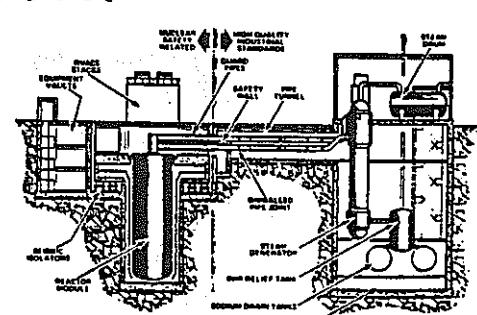
題名、著者及び出典 ⁽⁷⁾	EXPERIENCE GAINED AND PATH TO ECONOMICAL POWER GENERATION, SEPT.13-17, 1987. INTERNATIONAL CONFERENCE RICHLAND, WASHINGTON, U.S.A p8.6 PRISM REACTOR DESIGN AND DEVELOPMENT -- W. KWANT, A.E. DUBBERLEY, A. HUNSBEDT, L.J. NEMETH, E.E. OLICH, M.R. PATEL, N.L. RAMSOUR, S.K. RHOW, C. SHCATMEIER.											
	本検討の目的は、固有安全な信頼性のある商業ベースに乗る IMF R発電プラントの為の設計を展開させることである。“金属燃料”											
概要	Fig.2に原子炉モジュールを示す。炉心燃料はU-Pu-Zr合金がリファレンス、構造材はHT-9、半径方向非均質炉心(Fig.7を参照)燃交サイクルは20ヶ月。											
	 <table border="1"> <tbody> <tr> <td>FUEL</td> <td>42</td> </tr> <tr> <td>INTERNAL BLANKET</td> <td>25</td> </tr> <tr> <td>RADIAL BLANKET</td> <td>36</td> </tr> <tr> <td>RADIAL SHIELD</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td>CONTROL/SHUTDOWN</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>TOTAL</td> <td>169</td> </tr> </tbody> </table> <p>Figure 7--Core (Metal Fuel)</p>	FUEL	42	INTERNAL BLANKET	25	RADIAL BLANKET	36	RADIAL SHIELD	60	CONTROL/SHUTDOWN	6	TOTAL
FUEL	42											
INTERNAL BLANKET	25											
RADIAL BLANKET	36											
RADIAL SHIELD	60											
CONTROL/SHUTDOWN	6											
TOTAL	169											
結果	本炉心は固有安全性にも優れていて、事故時のスクラム失敗でも安全に炉停止する。Fig.11がULOFでの各部温度推移、Fig.12がUTOPでの各部温度の推移を示す。											
	 <p>Figure 11--Reactor Temperatures After Loss of All Cooling by IHTS at Full Power Without Scram</p>  <p>Figure 12--Reactor Temperatures After Accidental Withdrawal of Control Rods at Full Power Without Scram</p>											
備考												

表2.3-4 新型燃料炉心の設計例概要表 — 金属燃料PRISM(3) —

題名、著者及び出典 ⁽⁸⁾	EXPERIENCE GAINED AND PATH TO ECONOMICAL POWER GENERATION, SEPT.13-17, 1987. INTERNATIONAL CONFERENCE RICHLAND, WASHINGTON, U.S.A. p13.1 DESIGN OF PRISM, AN INHERENTLY SAFE, ECONOMIC, AND TESTABLE LIQUID METAL FAST BREEDER REACTOR PLANT R.C. BERGLUND, F.E. TIPPETS, L.N. SALERNO, P.R. PLUTA, G.W. MAY, R. NILSON.
目的	本検討の目的は固有安全な、信頼性のある、商業ベースに乗るLMFR発電プラントの為の設計を展開させることである。“金属燃料”
概要	PRISMは415MWe発電パック3個からなる1245MWe発電プラントである。発電パックは425MWeの炉心3基と1S/Gとなる。   <p>Figure 2--Main Power System</p> <p>Figure 3--Nuclear Steam Supply System</p>
結果	経済性の比較をして、建設コストはFig.14に示すようにLWRと石炭火力との中间程度であり、発電コストはLWRや石炭火力より安価となっている。
備考	

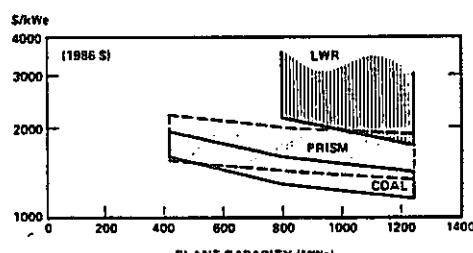


Figure 14--Capital Cost Comparison

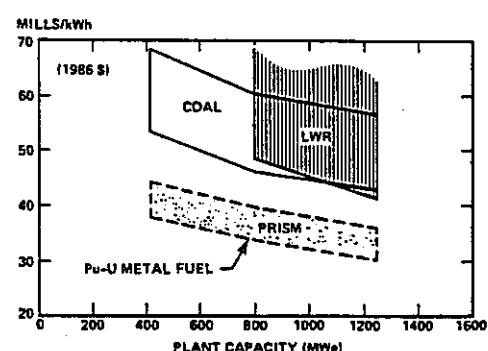


Figure 15--Busbar Cost Comparison

表2.3-5 新型燃料炉心の設計例概要表 — 金属燃料 S A F R (1) —

題名、著者及び出典 ⁽⁹⁾	EXPERIENCE GAINED AND PATH TO ECONOMICAL POWER GENERATION, SEPT. 13-17, 1987. INTERNATIONAL CONFERENCE RICHLAND, WASHINGTON, U.S.A. p13.2 THE SODIUM ADVANCED FAST REACTOR R.D. OLDENKAMP, E. GUENTHER, S. GOLAN.
目的	LMRは、USの将来のエネルギー需要にマッチして、LWRや化石燃料火力発電プラントと競合する設計が可能である。SAFRはLMR技術を用いつつ固有安全、信頼性、低コスト（他のオプションと競合できる）な革新的発電システムを提供する。“金属燃料”
概要	<ul style="list-style-type: none"> • SAFRプラントコンセプトは、350MWeプール型のLMR発電パックを基本モジュールとしている。 SAFRのモジュラー型炉は900MWtで運送万能性と崩壊熱除去の為に完全受動的な固有炉空冷システムの使用可能性から定めている。 • 燃料: 3元合金、燃料寿命: 4年、増殖比: 1以上、径方向非均質炉心、炉心高さ: 0.97m、炉心燃料: 963体、I/B = 46体、C/R 9体、271ピン、7.4φ
結果	<ul style="list-style-type: none"> • SAFRは固有安全性にも優れている。LOHS WS, LOF WS及びTOP WS事象での炉出力と各部温度の推移を図に示す。
備考	

表2.3-6 新型燃料炉心の設計例概要表 — 金属燃料 S A F R (2) —

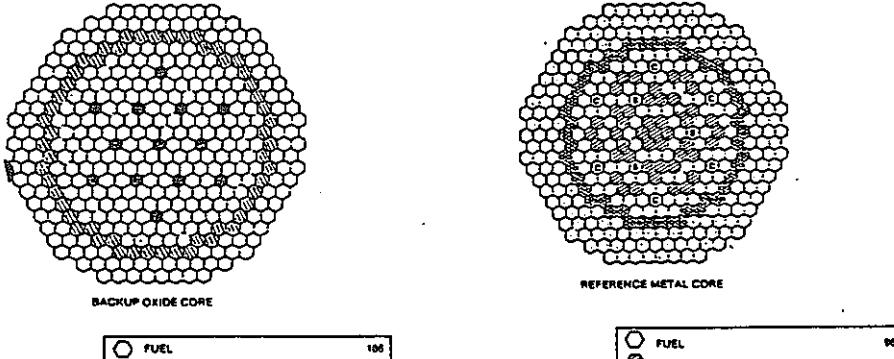
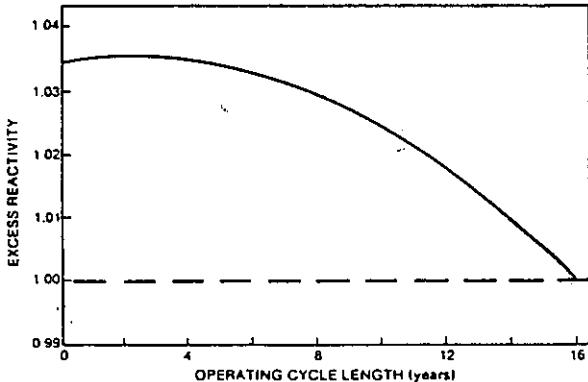
題名、著者及び出典 (10)	EXPERIENCE GAINED AND PATH TO ECONOMICAL POWER GENERATION, SEPT. 13-17, 1987. INTERNATIONAL CONFERENCE RICHLAND, WASHINGTON, U.S.A. p8.7 SAFR BACKUP OXIDE CORE DESIGN E.B. BAUMEISTER, R.A. DONCALS, L.D. FELTON, R.A. MARKLEY.																																					
目的	SAFRのリファレンス金属燃料炉心設計のバックアップのMOX燃料について、必要な固有安全性を有することを示す。																																					
概要	 <p>FIG. 1 SAFR CORE LAYOUTS FOR REFERENCE METAL AND BACKUP OXIDE FUEL DESIGN</p> <table border="1"> <tr> <td>FUEL</td> <td>106</td> </tr> <tr> <td>RADIAL BLANKET</td> <td>54</td> </tr> <tr> <td>CONTROL AND SHUTDOWN</td> <td>13</td> </tr> <tr> <td>REMOVABLE SHIELDS</td> <td>126</td> </tr> </table> <p>4576-20</p> <table border="1"> <tr> <td>FUEL</td> <td>96</td> </tr> <tr> <td>INTERNAL BLANKET</td> <td>46</td> </tr> <tr> <td>RADIAL BLANKET</td> <td>48</td> </tr> <tr> <td>CONTROL</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>BACKUP SHUTDOWN</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>REMOVABLE SHIELDS</td> <td>180</td> </tr> </table> <p>4576-19</p>	FUEL	106	RADIAL BLANKET	54	CONTROL AND SHUTDOWN	13	REMOVABLE SHIELDS	126	FUEL	96	INTERNAL BLANKET	46	RADIAL BLANKET	48	CONTROL	6	BACKUP SHUTDOWN	3	REMOVABLE SHIELDS	180																	
FUEL	106																																					
RADIAL BLANKET	54																																					
CONTROL AND SHUTDOWN	13																																					
REMOVABLE SHIELDS	126																																					
FUEL	96																																					
INTERNAL BLANKET	46																																					
RADIAL BLANKET	48																																					
CONTROL	6																																					
BACKUP SHUTDOWN	3																																					
REMOVABLE SHIELDS	180																																					
結果	<p>炉心を長尺化し従来のMOX燃料よりも線出力を半減させることで必要な固有安全性が達成できる。炉心を長寿命化(16年)することでBUが向上し、稼動率も金属燃料をやや上回った。</p> <p>TABLE I OXIDE CORE DESIGN CHARACTERISTICS</p> <table border="1"> <tr> <td>REACTOR POWER MWt</td> <td>900</td> </tr> <tr> <td>REACTOR OUTLET TEMPERATURE, K (+)</td> <td>283 (950)</td> </tr> <tr> <td>REACTOR AT. K (+)</td> <td>153 (275)</td> </tr> <tr> <td>ACTIVE FUEL LENGTH, m (in)</td> <td>1.52 (60)</td> </tr> <tr> <td>AXIAL BLANKET, EACH END, m (in)</td> <td>0.152 (6)</td> </tr> <tr> <td>ASSEMBLY LATTICE PITCH, m (in)</td> <td>0.162 (6.38)</td> </tr> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>FUEL ASSEMBLY</th> <th>BLANKET ASSEMBLY</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>U/PuO₂</td> <td>UO₂</td> </tr> <tr> <td>CLADDING AND DUCT MATERIAL</td> <td>HT-9</td> <td>HT-9</td> </tr> <tr> <td>NUMBER OF PINS</td> <td>271</td> <td>127</td> </tr> <tr> <td>PIN DIAMETER, mm (in.)</td> <td>6.4 (0.251)</td> <td>12.5 (0.49)</td> </tr> <tr> <td>CLADING THICKNESS, mm (in.)</td> <td>0.51 (0.02)</td> <td>0.51 (0.02)</td> </tr> <tr> <td>FUEL SHEAR DENSITY, % TD</td> <td>85</td> <td>93</td> </tr> <tr> <td>GAS PLENUM, TOP/BOTTOM</td> <td>SPLIT</td> <td>SPLIT</td> </tr> <tr> <td>PEAK LINEAR POWER, kW/m (kW/in.)</td> <td>18 (5.5)</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>4576-19</p>  <p>FIG. 3 EXCESS REACTIVITY OVER LIFE FOR THE SAFR BACKUP OXIDE</p> <p>4530-1</p>	REACTOR POWER MWt	900	REACTOR OUTLET TEMPERATURE, K (+)	283 (950)	REACTOR AT. K (+)	153 (275)	ACTIVE FUEL LENGTH, m (in)	1.52 (60)	AXIAL BLANKET, EACH END, m (in)	0.152 (6)	ASSEMBLY LATTICE PITCH, m (in)	0.162 (6.38)	FUEL ASSEMBLY	BLANKET ASSEMBLY	U/PuO ₂	UO ₂	CLADDING AND DUCT MATERIAL	HT-9	HT-9	NUMBER OF PINS	271	127	PIN DIAMETER, mm (in.)	6.4 (0.251)	12.5 (0.49)	CLADING THICKNESS, mm (in.)	0.51 (0.02)	0.51 (0.02)	FUEL SHEAR DENSITY, % TD	85	93	GAS PLENUM, TOP/BOTTOM	SPLIT	SPLIT	PEAK LINEAR POWER, kW/m (kW/in.)	18 (5.5)	—
REACTOR POWER MWt	900																																					
REACTOR OUTLET TEMPERATURE, K (+)	283 (950)																																					
REACTOR AT. K (+)	153 (275)																																					
ACTIVE FUEL LENGTH, m (in)	1.52 (60)																																					
AXIAL BLANKET, EACH END, m (in)	0.152 (6)																																					
ASSEMBLY LATTICE PITCH, m (in)	0.162 (6.38)																																					
FUEL ASSEMBLY	BLANKET ASSEMBLY																																					
U/PuO ₂	UO ₂																																					
CLADDING AND DUCT MATERIAL	HT-9	HT-9																																				
NUMBER OF PINS	271	127																																				
PIN DIAMETER, mm (in.)	6.4 (0.251)	12.5 (0.49)																																				
CLADING THICKNESS, mm (in.)	0.51 (0.02)	0.51 (0.02)																																				
FUEL SHEAR DENSITY, % TD	85	93																																				
GAS PLENUM, TOP/BOTTOM	SPLIT	SPLIT																																				
PEAK LINEAR POWER, kW/m (kW/in.)	18 (5.5)	—																																				
備考	参考用																																					

表2.3-7 新型燃料炉心の設計例概要表 — 電中研金属燃料炉心 —

題名、著者 及び出典 (11)	PROCEEDINGS OF THE 1988 INTERNATIONAL REACTOR PHYSICS CONFERENCE, SEPTEMBER 18-22, JACKSON HOLE, WYOMING pp I-177~186 ASSESSMENT OF LMFBR CORE DESIGN CONCEPTS USING METALLIC FUELS T.NISHIMURA, Y.YOKOO, Y.TANAKA (KOMAE), K.KAWASHIMA (HITACHI), I.KAKEHI (TOSIHB), M.KAWASHIMA (NAIG), T.HOJUYAMA (MITSUBISHI)																																																																																		
目的	金属燃料の再評価気運が盛り上がっている。金属燃料の特長を経済性及び安全性に最大限発揮するような炉心概念を明確にすることを目的に炉心設計を行う。																																																																																		
概要	<p>(1) 均質炉心を基準炉心として、出力規模をパラメータとして特性を求める。</p> <p>(2) 金属燃料の応用例として、ULLCのような革新概念も検討する。</p> <table> <caption>TABLE I Main Core and Fuel Design Parameters</caption> <tbody> <tr><td>Plant Electrical Power</td><td>150 / 300 / 600 / 1000 MWe</td></tr> <tr><td>Plant Thermal Efficiency</td><td>38 %</td></tr> <tr><td>Core Concept</td><td>Homogeneous core</td></tr> <tr><td>Number of Pu Enrichment Zones</td><td>2 regions</td></tr> <tr><td>Reactor Inlet Coolant Temperature</td><td>355°C</td></tr> <tr><td>Reactor Outlet Coolant Temperature</td><td>510°C</td></tr> <tr><td>Fuel Residence Time for Core</td><td>3 cycles</td></tr> <tr><td>Cycle Length</td><td>365 EFPD</td></tr> <tr><td>Maximum Cladding Temperature</td><td>≤ 650°C</td></tr> <tr><td>Core Height</td><td>1.0 m</td></tr> <tr><td>Reactor Shutdown Systems</td><td>Primary and Backup Systems</td></tr> <tr><td>Number of Pins per Assembly</td><td>271</td></tr> <tr><td>Bundle Pressure Drop</td><td>≤ 3.5 kg/cm²</td></tr> <tr><td>Fuel Material</td><td>Uranium-Plutonium-Zirconium Alloy</td></tr> <tr><td>Fuel Smeared Density</td><td>75 ZT.D.</td></tr> <tr><td>Plutonium Loaded in Core</td><td>Reprocessed Plutonium from LWR</td></tr> <tr><td>Maximum Burnup</td><td>≤ 150 GWd/t</td></tr> <tr><td>Maximum Linear Heat Rate</td><td>≤ 500 W/cm</td></tr> <tr><td>Bond Material</td><td>Sodium</td></tr> <tr><td>Structural Material</td><td>Ferritic-Martensitic Stainless Steel</td></tr> <tr><td>Blanket</td><td>No-Axial Blanket</td></tr> </tbody> </table>	Plant Electrical Power	150 / 300 / 600 / 1000 MWe	Plant Thermal Efficiency	38 %	Core Concept	Homogeneous core	Number of Pu Enrichment Zones	2 regions	Reactor Inlet Coolant Temperature	355°C	Reactor Outlet Coolant Temperature	510°C	Fuel Residence Time for Core	3 cycles	Cycle Length	365 EFPD	Maximum Cladding Temperature	≤ 650°C	Core Height	1.0 m	Reactor Shutdown Systems	Primary and Backup Systems	Number of Pins per Assembly	271	Bundle Pressure Drop	≤ 3.5 kg/cm²	Fuel Material	Uranium-Plutonium-Zirconium Alloy	Fuel Smeared Density	75 ZT.D.	Plutonium Loaded in Core	Reprocessed Plutonium from LWR	Maximum Burnup	≤ 150 GWd/t	Maximum Linear Heat Rate	≤ 500 W/cm	Bond Material	Sodium	Structural Material	Ferritic-Martensitic Stainless Steel	Blanket	No-Axial Blanket																																								
Plant Electrical Power	150 / 300 / 600 / 1000 MWe																																																																																		
Plant Thermal Efficiency	38 %																																																																																		
Core Concept	Homogeneous core																																																																																		
Number of Pu Enrichment Zones	2 regions																																																																																		
Reactor Inlet Coolant Temperature	355°C																																																																																		
Reactor Outlet Coolant Temperature	510°C																																																																																		
Fuel Residence Time for Core	3 cycles																																																																																		
Cycle Length	365 EFPD																																																																																		
Maximum Cladding Temperature	≤ 650°C																																																																																		
Core Height	1.0 m																																																																																		
Reactor Shutdown Systems	Primary and Backup Systems																																																																																		
Number of Pins per Assembly	271																																																																																		
Bundle Pressure Drop	≤ 3.5 kg/cm²																																																																																		
Fuel Material	Uranium-Plutonium-Zirconium Alloy																																																																																		
Fuel Smeared Density	75 ZT.D.																																																																																		
Plutonium Loaded in Core	Reprocessed Plutonium from LWR																																																																																		
Maximum Burnup	≤ 150 GWd/t																																																																																		
Maximum Linear Heat Rate	≤ 500 W/cm																																																																																		
Bond Material	Sodium																																																																																		
Structural Material	Ferritic-Martensitic Stainless Steel																																																																																		
Blanket	No-Axial Blanket																																																																																		
結果	<table> <caption>TABLE II Fuel Design Parameters for the Metal Fuel Cores</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>600/1000MWe</th> <th>300MWe</th> <th>150MWe</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Fuel Pin Diameter, mm</td><td>7.2</td><td>7.0</td><td>7.4</td></tr> <tr><td>Cladding Thickness, mm</td><td>0.6</td><td>0.4</td><td>0.4</td></tr> <tr><td>Plenum Length, mm</td><td>1500</td><td>1500</td><td>1500</td></tr> <tr><td>Duct Inside Flat-to-Flat, mm</td><td>144.</td><td>141.</td><td>146.</td></tr> <tr><td>Duct Wall Thickness, mm</td><td>4.0</td><td>4.0</td><td>4.0</td></tr> <tr><td>Assembly Lattice Pitch, mm</td><td>156.</td><td>153.</td><td>158.</td></tr> <tr><td>Fuel Volume Fraction, %</td><td>36.4</td><td>40.2</td><td>42.7</td></tr> </tbody> </table> <table> <caption>TABLE III Core Performance Parameters of the Compact Cores</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>150</th> <th>300</th> <th>600</th> <th>1000MWe</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Number of Assemblies</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>Inner Core/Outer Core</td><td>24/24</td><td>54/42</td><td>108/72</td><td>174/114</td></tr> <tr><td>Radial Blanket</td><td>66</td><td>90</td><td>114</td><td>138</td></tr> <tr><td>Control Rod(Primary/Backup)</td><td>4/3</td><td>10/3</td><td>15/4</td><td>18/7</td></tr> <tr><td>Pu Enrichment(Inner/Outer Core), wt.%</td><td>16.4/22.4</td><td>15.3/21.2</td><td>14.9/21.7</td><td>14.1/19.3</td></tr> <tr><td>Burnup Reactivity Swing, % delta-k/kk'</td><td>3.81</td><td>3.88</td><td>4.14</td><td>3.73</td></tr> <tr><td>Peak Linear Heat Rate, W/cm</td><td>490</td><td>480</td><td>500</td><td>500</td></tr> <tr><td>Burnup(Pin Peak/Core Average), GWd/t</td><td>99/82</td><td>117/95</td><td>139/110</td><td>145/116</td></tr> <tr><td>Breeding Ratio</td><td>1.14</td><td>1.13</td><td>1.14</td><td>1.05</td></tr> </tbody> </table>		600/1000MWe	300MWe	150MWe	Fuel Pin Diameter, mm	7.2	7.0	7.4	Cladding Thickness, mm	0.6	0.4	0.4	Plenum Length, mm	1500	1500	1500	Duct Inside Flat-to-Flat, mm	144.	141.	146.	Duct Wall Thickness, mm	4.0	4.0	4.0	Assembly Lattice Pitch, mm	156.	153.	158.	Fuel Volume Fraction, %	36.4	40.2	42.7		150	300	600	1000MWe	Number of Assemblies					Inner Core/Outer Core	24/24	54/42	108/72	174/114	Radial Blanket	66	90	114	138	Control Rod(Primary/Backup)	4/3	10/3	15/4	18/7	Pu Enrichment(Inner/Outer Core), wt.%	16.4/22.4	15.3/21.2	14.9/21.7	14.1/19.3	Burnup Reactivity Swing, % delta-k/kk'	3.81	3.88	4.14	3.73	Peak Linear Heat Rate, W/cm	490	480	500	500	Burnup(Pin Peak/Core Average), GWd/t	99/82	117/95	139/110	145/116	Breeding Ratio	1.14	1.13	1.14	1.05
	600/1000MWe	300MWe	150MWe																																																																																
Fuel Pin Diameter, mm	7.2	7.0	7.4																																																																																
Cladding Thickness, mm	0.6	0.4	0.4																																																																																
Plenum Length, mm	1500	1500	1500																																																																																
Duct Inside Flat-to-Flat, mm	144.	141.	146.																																																																																
Duct Wall Thickness, mm	4.0	4.0	4.0																																																																																
Assembly Lattice Pitch, mm	156.	153.	158.																																																																																
Fuel Volume Fraction, %	36.4	40.2	42.7																																																																																
	150	300	600	1000MWe																																																																															
Number of Assemblies																																																																																			
Inner Core/Outer Core	24/24	54/42	108/72	174/114																																																																															
Radial Blanket	66	90	114	138																																																																															
Control Rod(Primary/Backup)	4/3	10/3	15/4	18/7																																																																															
Pu Enrichment(Inner/Outer Core), wt.%	16.4/22.4	15.3/21.2	14.9/21.7	14.1/19.3																																																																															
Burnup Reactivity Swing, % delta-k/kk'	3.81	3.88	4.14	3.73																																																																															
Peak Linear Heat Rate, W/cm	490	480	500	500																																																																															
Burnup(Pin Peak/Core Average), GWd/t	99/82	117/95	139/110	145/116																																																																															
Breeding Ratio	1.14	1.13	1.14	1.05																																																																															
備考																																																																																			

表2.3-8 新型燃料炉心の設計例概要表 — MOX→金属燃料炉心 —

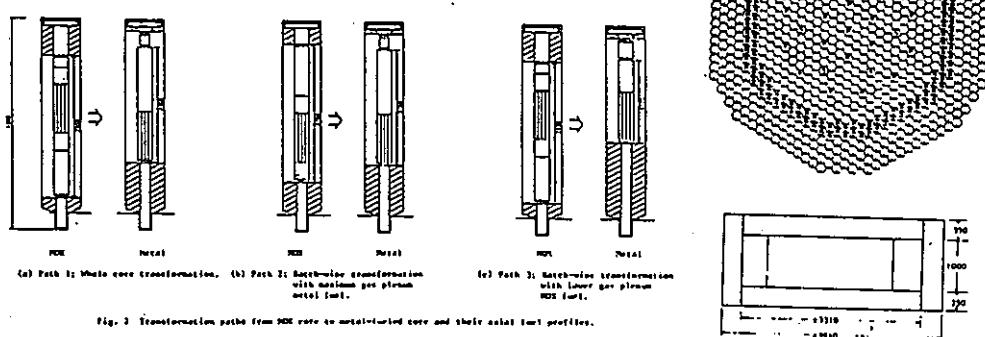
題名、著者 及び出典	PROCEEDINGS OF THE 1988 INTERNATIONAL REACTOR PHYSICS CONFERENCE, SEPTEMBER 18-22, JACKSON HOLE, WYOMING pp I-211~220 PHYSICS AND SAFETY ASPECTS OF THE TRANSFORMATION FROM MOX CORE TO METAL FUELED CORE IN A LARGE LMR																																																								
	(12) A. TACHIBANA, H. HAYASHI, H. SHIRAIKI (JAPAN ATOMIC POWER), W. SUZUKI, T. YOKOYAMA (TOSHIBA), M. KAWASHIMA (NAIG)																																																								
目的	金属燃料LMR炉心の再評価 ((1) FBR-2での10%以上のBU実績, (2) FBR-2での全出力状態での安全性の実証, (3)核燃料サイクルの為のU-Pu-10%Zr合金の開発に基づく) されてきており, 1000MWe級大型炉でMOX燃料と金属燃料とが取替え可能な炉心の炉物理及び安全性上の特質を論ずる。																																																								
概要	MOX燃料炉心から金属燃料炉心への移行につき検討する。又、MOXと金属とが混在炉心の特性を明らかにする。  <p>Fig. 2 Transformation paths from MOX core to metal-fueled core and their axial fuel profiles.</p>																																																								
結果	<ul style="list-style-type: none"> 金属燃料用構造材は高 $n \nu t$ に対応する必要あり 混在炉心は MOX 燃料炉心と金属燃料炉心の中間的特性 金属燃料炉心は $B_U \Delta k$ が小さく地震時の C/R 上下動の許容幅が大きい <table border="1" data-bbox="476 1504 762 1886"> <caption>TABLE I Major Core Parameters</caption> <thead> <tr> <th>Parameter</th> <th>Data</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Reactor Thermal Power</td> <td>1000 MWt</td> </tr> <tr> <td>Coremax Inlet/Outlet Temperature</td> <td>333/310°C</td> </tr> <tr> <td>Refuel Cycle Length</td> <td>365 days</td> </tr> <tr> <td>Refueling Hatch Number</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>(Outermost Hatch Refueling) Radial Blanket</td> <td>4/5 (Innermost/Outer)</td> </tr> <tr> <td>Core Height</td> <td>1000 m</td> </tr> <tr> <td>Axial Element Thickness</td> <td>350 m (Outer Fuel)</td> </tr> <tr> <td>Peak Linear Heat Rate</td> <td>430 W/cm</td> </tr> <tr> <td>Fuel Element No./Assembly</td> <td>221</td> </tr> <tr> <td>Fuel Element Diameter</td> <td>7.5 mm</td> </tr> <tr> <td>Assembly Pitch</td> <td>167 mm</td> </tr> <tr> <td>Fuel Power Density</td> <td>0.15 TW</td> </tr> <tr> <td>Pu Isotopic Composition</td> <td>54.23/45.76 (Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242)</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="889 1504 1302 1841"> <caption>TABLE II Comparison of Performance Parameters of MOX Core and Metal-Fueled Core</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>MOX Core</th> <th>Metal-Fueled Core</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Core up-streaming length (m)</td> <td>3.32 (V/F=1.3)</td> <td>2.42 (V/F=1.8)</td> </tr> <tr> <td>Charged fuel enrichment (%%)</td> <td>15.6/19.2</td> <td>12.4/14.9 (V/F=37.8)</td> </tr> <tr> <td>Core Doppler Constant ($\times 10^{-3} \text{ K}^{-1}$)</td> <td>MOX</td> <td>-0.15</td> <td>-0.43</td> </tr> <tr> <td></td> <td>COX</td> <td>-0.73</td> <td>-1.16</td> </tr> <tr> <td>Core Sodium Loss Reactivity (1/dm²)</td> <td>MOX</td> <td>1.09</td> <td>2.62</td> </tr> <tr> <td></td> <td>COX</td> <td>2.14</td> <td>3.11</td> </tr> <tr> <td colspan="3">Metal-fueled core volume fraction in one cell</td> </tr> </tbody> </table>	Parameter	Data	Reactor Thermal Power	1000 MWt	Coremax Inlet/Outlet Temperature	333/310°C	Refuel Cycle Length	365 days	Refueling Hatch Number	3	(Outermost Hatch Refueling) Radial Blanket	4/5 (Innermost/Outer)	Core Height	1000 m	Axial Element Thickness	350 m (Outer Fuel)	Peak Linear Heat Rate	430 W/cm	Fuel Element No./Assembly	221	Fuel Element Diameter	7.5 mm	Assembly Pitch	167 mm	Fuel Power Density	0.15 TW	Pu Isotopic Composition	54.23/45.76 (Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242)		MOX Core	Metal-Fueled Core	Core up-streaming length (m)	3.32 (V/F=1.3)	2.42 (V/F=1.8)	Charged fuel enrichment (%%)	15.6/19.2	12.4/14.9 (V/F=37.8)	Core Doppler Constant ($\times 10^{-3} \text{ K}^{-1}$)	MOX	-0.15	-0.43		COX	-0.73	-1.16	Core Sodium Loss Reactivity (1/dm ²)	MOX	1.09	2.62		COX	2.14	3.11	Metal-fueled core volume fraction in one cell		
Parameter	Data																																																								
Reactor Thermal Power	1000 MWt																																																								
Coremax Inlet/Outlet Temperature	333/310°C																																																								
Refuel Cycle Length	365 days																																																								
Refueling Hatch Number	3																																																								
(Outermost Hatch Refueling) Radial Blanket	4/5 (Innermost/Outer)																																																								
Core Height	1000 m																																																								
Axial Element Thickness	350 m (Outer Fuel)																																																								
Peak Linear Heat Rate	430 W/cm																																																								
Fuel Element No./Assembly	221																																																								
Fuel Element Diameter	7.5 mm																																																								
Assembly Pitch	167 mm																																																								
Fuel Power Density	0.15 TW																																																								
Pu Isotopic Composition	54.23/45.76 (Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242)																																																								
	MOX Core	Metal-Fueled Core																																																							
Core up-streaming length (m)	3.32 (V/F=1.3)	2.42 (V/F=1.8)																																																							
Charged fuel enrichment (%%)	15.6/19.2	12.4/14.9 (V/F=37.8)																																																							
Core Doppler Constant ($\times 10^{-3} \text{ K}^{-1}$)	MOX	-0.15	-0.43																																																						
	COX	-0.73	-1.16																																																						
Core Sodium Loss Reactivity (1/dm ²)	MOX	1.09	2.62																																																						
	COX	2.14	3.11																																																						
Metal-fueled core volume fraction in one cell																																																									
備考																																																									

表2.3-9 新型燃料炉心の設計例概要表 — チューブインシェル金属燃料炉心 —

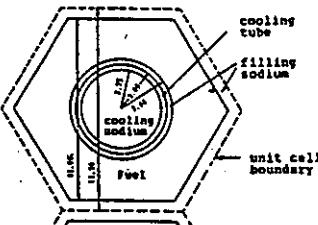
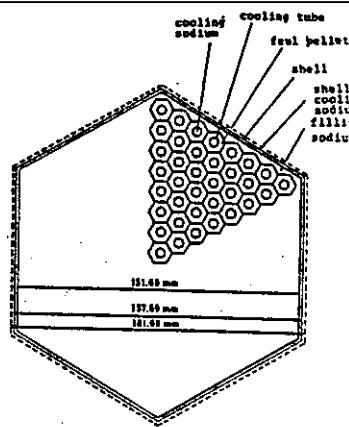
題名、著者及び出典	<p>PROCEEDINGS OF THE 1988 INTERNATIONAL REACTOR PHYSICS CONFERENCE, SEPTEMBER 18-22, JACKSON HOLE, WYOMING pp I-187~196 A HIGH BREEDING FAST REACTOR WITH A NEW CONCEPT OF METALIC FUEL ASSEMBLIES (13) T. HIRAOKA, K. SAKO, H. TAKANO, M. OSAKABE (JAERI)</p>																																																																
目的	<p>最近の大型FBRの設計傾向はFBR本来の燃料増殖を忘れて、経済性にばかり目が向いている。USでの金属燃料の開発で、FBRの燃料サイクルコストをLWRより下げられる可能性が出て来た。金属燃料の高増殖性能をできるだけ引き出す為の燃料集合体の新概念を提案する。</p>																																																																
概要	<p>金属燃料は高増殖性能があり、倍増時間を10年以下にすることが可能である。ハードスペクトルを実現する為にFPガスバージ/チューブインシェル型金属燃料集合体を採用し、従来型集合体に比べ高燃料体積比と低Na体積比を実現する。</p> <p>冷却材チューブを中心としたユニットセル断面をFig.3に集合体の断面をFig.2にそれぞれ示す。</p>   <p>Fig. 3 Unit cell of tube-in-shell type metallic fuel assembly</p> <p>Fig. 2 Cross section of fuel assembly</p>																																																																
結果	<p>標準のPu-U燃料炉心の主要目を下にまとめた。</p> <p>この型の炉心は、増殖性が高く、U金属燃料を用いても、11%程度の低濃縮度で燃料増殖が期待できる。</p> <table style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">Standard Pu Reactor</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Core Radius</td> <td style="text-align: right;">1.3 m</td> <td>k_{eff}</td> <td style="text-align: right;">1.032</td> </tr> <tr> <td>Core Height</td> <td style="text-align: right;">1.0 m</td> <td>Initial Breeding Ratio</td> <td style="text-align: right;">1.90</td> </tr> <tr> <td>Blanket Thickness</td> <td style="text-align: right;">50 cm</td> <td>Production of Pu-239,-241 per year(300 day burning), kg</td> <td style="text-align: right;">406</td> </tr> <tr> <td>Fuel Composition, %</td> <td></td> <td>Doubling Time, year (300 day burning per year)</td> <td style="text-align: right;">6.1</td> </tr> <tr> <td>Pu</td> <td style="text-align: right;">7.8</td> <td>Power</td> <td></td> </tr> <tr> <td>DU(0.2%)</td> <td style="text-align: right;">82.2</td> <td>Average Linear Power Density</td> <td style="text-align: right;">470 W/cm</td> </tr> <tr> <td>Zr</td> <td style="text-align: right;">10.0</td> <td>Average Power Density</td> <td style="text-align: right;">350 KW/m²</td> </tr> <tr> <td>Plutonium Enrichment</td> <td style="text-align: right;">7.8 %</td> <td>Thermal Power</td> <td style="text-align: right;">1,860 MWth</td> </tr> <tr> <td>No. of Fuel Unit Cell in a assembly</td> <td style="text-align: right;">169</td> <td>Electric Power</td> <td style="text-align: right;">725 MWe</td> </tr> <tr> <td>No. of Assemblies</td> <td style="text-align: right;">234</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Fuel Loading, kg</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Fuel Metal</td> <td style="text-align: right;">43,328</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Pu, DU</td> <td style="text-align: right;">39,028</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Pu</td> <td style="text-align: right;">3,416</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Pu-239,241</td> <td style="text-align: right;">2,456</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	Standard Pu Reactor				Core Radius	1.3 m	k _{eff}	1.032	Core Height	1.0 m	Initial Breeding Ratio	1.90	Blanket Thickness	50 cm	Production of Pu-239,-241 per year(300 day burning), kg	406	Fuel Composition, %		Doubling Time, year (300 day burning per year)	6.1	Pu	7.8	Power		DU(0.2%)	82.2	Average Linear Power Density	470 W/cm	Zr	10.0	Average Power Density	350 KW/m ²	Plutonium Enrichment	7.8 %	Thermal Power	1,860 MWth	No. of Fuel Unit Cell in a assembly	169	Electric Power	725 MWe	No. of Assemblies	234			Fuel Loading, kg				Fuel Metal	43,328			Pu, DU	39,028			Pu	3,416			Pu-239,241	2,456		
Standard Pu Reactor																																																																	
Core Radius	1.3 m	k _{eff}	1.032																																																														
Core Height	1.0 m	Initial Breeding Ratio	1.90																																																														
Blanket Thickness	50 cm	Production of Pu-239,-241 per year(300 day burning), kg	406																																																														
Fuel Composition, %		Doubling Time, year (300 day burning per year)	6.1																																																														
Pu	7.8	Power																																																															
DU(0.2%)	82.2	Average Linear Power Density	470 W/cm																																																														
Zr	10.0	Average Power Density	350 KW/m ²																																																														
Plutonium Enrichment	7.8 %	Thermal Power	1,860 MWth																																																														
No. of Fuel Unit Cell in a assembly	169	Electric Power	725 MWe																																																														
No. of Assemblies	234																																																																
Fuel Loading, kg																																																																	
Fuel Metal	43,328																																																																
Pu, DU	39,028																																																																
Pu	3,416																																																																
Pu-239,241	2,456																																																																
備考																																																																	

表2.3-10 新型燃料炉心の設計例概要表 — C R B R P 単管物炉心 —

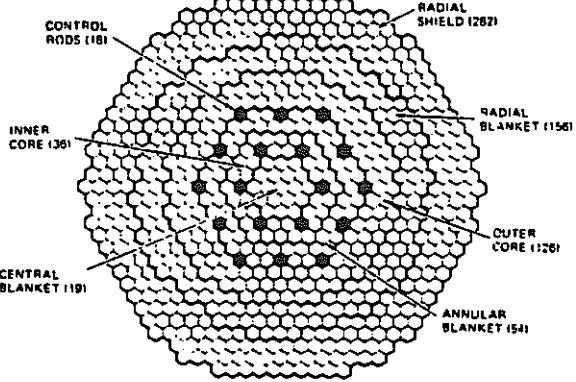
題名、著者 及び出典 (14)	<p>TRANSACTIONS OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1978 ANNUAL MEETING, VOLUME 28, JUNE 18-22, 1978. pp 565~566</p> <p>RECOMMENDED CRBRP RELOAD CORE DESINGS USING (U-Pu)C FUEL</p> <p>J.A. VITTI, N.G. GALLUZZO, J.C. BRITTINGHAM(AI)</p>																																																																																																
目的	<p>C R B R P の(U-Pu)C置換炉心設計研究が完了したので、推奨設計を提示する。作業はレベルⅠとレベルⅡに分れている。レベルⅠはC R B R P の永久構造物を変えない検討、レベルⅡは、コストと性能の観点から永久構造物の変更も考慮する。</p>																																																																																																
概要	<p>N a ポンド(U-Pu)C燃料で インコネル706構造材を選定し、 レベルⅠで2炉心、レベルⅡで 3炉心の設計を行った。R H C のC R B R P と同じ構成のA C 2Nの炉心配置をFig.1に示す。 D O E は許認可性、コスト、増殖 比・倍増時間及びPuインベント リの観点からA C 2Nを推奨し た。他の炉心はN a ポイド係数 が大きく受け入れられなかった。</p>  <p>Fig. 1. AC2N core layout.</p>																																																																																																
結果	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="8">Key Characteristics of Reference Oxide and Conceptual Carbide-Fueled CRBR Core Designs</th> </tr> <tr> <th>FUEL SYSTEM</th> <th colspan="2">(U-Pu)O₂</th> <th colspan="5">(U-Pu)C</th> </tr> <tr> <th>CORE CONFIGURATION</th> <th>RFMS</th> <th>AFMS</th> <th>RC1S</th> <th>AC1N</th> <th>RC2S</th> <th>AC2N</th> <th>AC2S</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>REACTOR THERMAL POWER, MW</td> <td>975</td> <td>975</td> <td>1170</td> <td>975</td> <td>1268</td> <td>975</td> <td>1121</td> </tr> <tr> <td>Pu FISSILE INVENTORY, kg (BOC)</td> <td>1530</td> <td>1760</td> <td>1500</td> <td>1810</td> <td>1670</td> <td>1810</td> <td>1970</td> </tr> <tr> <td>BREEDING RATIO (MOC)</td> <td>1.14</td> <td>1.25</td> <td>1.43</td> <td>1.584</td> <td>1.48</td> <td>1.582</td> <td>1.55</td> </tr> <tr> <td>COMPOUND SYSTEM DOUBLING TIME, YR</td> <td>70</td> <td>30</td> <td>13.0</td> <td>14.7</td> <td>12.1</td> <td>14.7</td> <td>14.2</td> </tr> <tr> <td>ACTIVE FUEL N a VOID WORTH^a</td> <td>2.40</td> <td>0.80</td> <td>4.47</td> <td>2.34</td> <td>5.09</td> <td>1.21</td> <td>1.51</td> </tr> <tr> <td>CORE-ONLY DOPPLER COEFFICIENT (-TΔK/ΔT)</td> <td>.0050</td> <td>.0023</td> <td>.0070</td> <td>.0037</td> <td>.0073</td> <td>.0038</td> <td>.0041</td> </tr> <tr> <td>ENERGY COST DIFFERENTIAL^b (mill/kWh)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>· AT NOMINAL POWER</td> <td>-</td> <td>BASE</td> <td>-</td> <td>-4.4</td> <td>-</td> <td>-1.5</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>· AT 115% POWER</td> <td>-</td> <td>BASE</td> <td>-2.9</td> <td>-4.4</td> <td>-2.9</td> <td>-1.5</td> <td>-1.8</td> </tr> </tbody> </table> <p>^aAs per Alsdawg def., i.e., voiding of driver assemblies only, including axial blankets, excluding gap. β_{eff} assumed to be 0.0033. Equivalent CRBR-PSAR and WARD-D-0182 void worths for the RFMS and AFMS are 2.36S and 0.90S, respectively.</p> <p>^bAll costs relative to AFMS (WARD-D-0182) design.</p>	Key Characteristics of Reference Oxide and Conceptual Carbide-Fueled CRBR Core Designs								FUEL SYSTEM	(U-Pu)O ₂		(U-Pu)C					CORE CONFIGURATION	RFMS	AFMS	RC1S	AC1N	RC2S	AC2N	AC2S	REACTOR THERMAL POWER, MW	975	975	1170	975	1268	975	1121	Pu FISSILE INVENTORY, kg (BOC)	1530	1760	1500	1810	1670	1810	1970	BREEDING RATIO (MOC)	1.14	1.25	1.43	1.584	1.48	1.582	1.55	COMPOUND SYSTEM DOUBLING TIME, YR	70	30	13.0	14.7	12.1	14.7	14.2	ACTIVE FUEL N a VOID WORTH ^a	2.40	0.80	4.47	2.34	5.09	1.21	1.51	CORE-ONLY DOPPLER COEFFICIENT (-TΔK/ΔT)	.0050	.0023	.0070	.0037	.0073	.0038	.0041	ENERGY COST DIFFERENTIAL ^b (mill/kWh)								· AT NOMINAL POWER	-	BASE	-	-4.4	-	-1.5	-	· AT 115% POWER	-	BASE	-2.9	-4.4	-2.9	-1.5	-1.8
Key Characteristics of Reference Oxide and Conceptual Carbide-Fueled CRBR Core Designs																																																																																																	
FUEL SYSTEM	(U-Pu)O ₂		(U-Pu)C																																																																																														
CORE CONFIGURATION	RFMS	AFMS	RC1S	AC1N	RC2S	AC2N	AC2S																																																																																										
REACTOR THERMAL POWER, MW	975	975	1170	975	1268	975	1121																																																																																										
Pu FISSILE INVENTORY, kg (BOC)	1530	1760	1500	1810	1670	1810	1970																																																																																										
BREEDING RATIO (MOC)	1.14	1.25	1.43	1.584	1.48	1.582	1.55																																																																																										
COMPOUND SYSTEM DOUBLING TIME, YR	70	30	13.0	14.7	12.1	14.7	14.2																																																																																										
ACTIVE FUEL N a VOID WORTH ^a	2.40	0.80	4.47	2.34	5.09	1.21	1.51																																																																																										
CORE-ONLY DOPPLER COEFFICIENT (-TΔK/ΔT)	.0050	.0023	.0070	.0037	.0073	.0038	.0041																																																																																										
ENERGY COST DIFFERENTIAL ^b (mill/kWh)																																																																																																	
· AT NOMINAL POWER	-	BASE	-	-4.4	-	-1.5	-																																																																																										
· AT 115% POWER	-	BASE	-2.9	-4.4	-2.9	-1.5	-1.8																																																																																										
備考																																																																																																	

表2.3-11 新型燃料炉心の設計例概要表 — ANL炭化物炉心 —

題名、著者及び出典 (15)	W.P. BARTHOLD, S.K. LAM AND Y. ORECHA, "ASSUMPTIONS, CONSTRAINTS AND METHODOLOGY OF ANL ADVANCED FUEL SYSTEM STUDIES", PROC. TOPL. MTG. ADVANCED LMFBR FUELS, p.594, TUCSON, ANS (1977).																																				
目的	熱出力5000MW, 電気出力2000MWの大型LMFBRの設計を行う。現在(1970年代)及び近い将来の技術レベルから設計条件を選定する, 燃料ピン直径, 線出力等を設計変数としてCSDT, 経済性等について検討する。“炭化物燃料炉心”																																				
概要	<p>核的な条件は右表の通り。その他熱流力的条件として炉心圧損<90 psi, Na流速<35ft/s, 及びボンド材としてHeとNaを考慮し, 炭化物炉心LMFBRの増殖能力をできるだけ引き出すよう務めている。</p> <p>検討項目は, 最適線出力, 最適ピン外径, 最適スミア密度, 最適燃焼度等である。</p>																																				
結果	<p>Table 4.1 Nuclear Design Assumptions</p> <table border="1"> <tbody> <tr><td>Total power, MWe</td><td>5000</td></tr> <tr><td>Total power peaking factor</td><td>1.65</td></tr> <tr><td>Radial power peaking factor</td><td>1.375</td></tr> <tr><td>Core height, ft.</td><td>3</td></tr> <tr><td>Axial blanket length</td><td></td></tr> <tr><td>Upper axial blanket, in.</td><td>15</td></tr> <tr><td>Lower axial blanket, in.</td><td>15</td></tr> <tr><td>Axial reflector, in.</td><td>5</td></tr> <tr><td>Rows of radial blankets</td><td>1</td></tr> <tr><td>Blanket composition</td><td>CRBR</td></tr> <tr><td>Control assembly composition</td><td>CRBR</td></tr> <tr><td>Pin array</td><td>triangular</td></tr> <tr><td>Number of pins/fuel assembly</td><td>169</td></tr> <tr><td>Cycle length, fpd</td><td>300</td></tr> <tr><td>Fuel residence time, fpd</td><td>300, 600, 900</td></tr> <tr><td>Radial blanket residence time, fpd</td><td>600, 1200, 1800</td></tr> <tr><td>Number of control rods</td><td>12-36</td></tr> <tr><td>Volume ratio inner core to outer core zone</td><td>~ 60/40</td></tr> </tbody> </table> <p>Fig. 4.1 Optimum Compound Doubling Time as a Function of Pin Diameter and Coolant Velocity for Helium-Bonded (18.5 kW/ft) and Sodium-Bonded (30 kW/ft) Carbide Cores. (External Cycle Time = 1yr; Processing Losses = 2%; Optimized Fuel Residence Times)¹⁶</p> <p>Fig. 4.3 Optimum Compound System Doubling Time vs. Specific Inventory, Sodium-Bonded Carbide, 95% of T.D. Pellet Density⁶.</p>	Total power, MWe	5000	Total power peaking factor	1.65	Radial power peaking factor	1.375	Core height, ft.	3	Axial blanket length		Upper axial blanket, in.	15	Lower axial blanket, in.	15	Axial reflector, in.	5	Rows of radial blankets	1	Blanket composition	CRBR	Control assembly composition	CRBR	Pin array	triangular	Number of pins/fuel assembly	169	Cycle length, fpd	300	Fuel residence time, fpd	300, 600, 900	Radial blanket residence time, fpd	600, 1200, 1800	Number of control rods	12-36	Volume ratio inner core to outer core zone	~ 60/40
Total power, MWe	5000																																				
Total power peaking factor	1.65																																				
Radial power peaking factor	1.375																																				
Core height, ft.	3																																				
Axial blanket length																																					
Upper axial blanket, in.	15																																				
Lower axial blanket, in.	15																																				
Axial reflector, in.	5																																				
Rows of radial blankets	1																																				
Blanket composition	CRBR																																				
Control assembly composition	CRBR																																				
Pin array	triangular																																				
Number of pins/fuel assembly	169																																				
Cycle length, fpd	300																																				
Fuel residence time, fpd	300, 600, 900																																				
Radial blanket residence time, fpd	600, 1200, 1800																																				
Number of control rods	12-36																																				
Volume ratio inner core to outer core zone	~ 60/40																																				
備考																																					

表2.3-12 新型燃料炉心の設計例概要表 — C.E.炭化物炉心 —

題名、著者 及び出典 (16)	R.C. NOUES, R.H. KLINETOB AND M.R. KULWICH, "DESIGN OF CARBIDE FUELED LMFBR CORES", PROC. TOPL. MTG. FAST BREEDER REACTOR FUEL PERFORMANCE, p.897, MONTEREY, ANE (1979).																																																																																																																
目 的	1000MWe LMFBR を対象に MOX 燃料集合体を炭化物燃料集合体に逐次交換するという条件のもとで炉心設計を行う。																																																																																																																
概 要	設計で固定したパラメータを Table. 4.10 に示す。被覆材としては、316ステンレス鋼と $3.6 \times 10^{23} \text{nvt}$ まで耐える新型合金について検討、ボンド材についても Na と He の両方を考えている。設計で変動させたパラメータ及びその範囲を Table. 4.12 に示す。検討項目としては、燃料ピン径、スミア密度、線出力、ナトリウム流速、燃焼度、比出力炉心高さで、CSDT 及び燃料サイクル費を評価している。																																																																																																																
結 果	<p>Table 4.10 Fixed Design Parameters²⁰⁾</p> <table border="1"> <tbody> <tr> <td>Driver height, ft</td> <td>3.0</td> </tr> <tr> <td>Thickness of each axial blanket, ft</td> <td>1.5</td> </tr> <tr> <td>Peak linear power including hot channel factors, kW/ft</td> <td>30.0</td> </tr> <tr> <td>Total reactor power, MW(th)</td> <td>~ 2400</td> </tr> <tr> <td>Reactor mixed mean outlet temperature, °F</td> <td>1030</td> </tr> <tr> <td>Reactor mixed mean coolant ΔT, °F</td> <td>300</td> </tr> <tr> <td>Number of pins per subassembly</td> <td>91</td> </tr> <tr> <td>Fuel swelling rate, % ΔV/V per 10 MWd/kg</td> <td>2.7</td> </tr> <tr> <td>Fuel pellet manufactured density, % of theoretical</td> <td>85~90</td> </tr> <tr> <td>Radial blanket thickness, rows</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>Radial blanket height, ft</td> <td>4</td> </tr> </tbody> </table> <p>Table 4.12 Design Parameters</p> <ul style="list-style-type: none"> a. Fuel pin diameter (6.85 to 11.60 mm). b. Peak linear power (55.0 to 98.4 kW/m). c. Peak discharge burnup (50 to 175 MWd/kg_{eff}). d. Peak damage fluence, E > 0.1 MeV (1.0 to $3.6 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$). e. Fuel pin smear density (71 to 84% theoretical density). f. Structural material (cold worked 316 stainless steel, and high strength, low swelling alloys with high and medium nickel compositions assumed to be capable of irradiation to damage fluence (E > 0.1 MeV) of 2.4 to $3.6 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$). g. Sodium velocity (6.1 to 13.7 m/sec). <p>Table 4.13 Summary of Principal Reactor Parameters for FBR/CP</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Initial Core</th> <th>Carbide Core</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Fuel in driver region subassemblies</td> <td>(U,Pu)O_{1.96}</td> <td>(U,Pu)C_{1.05}</td> </tr> <tr> <td>Fuel in radial blanket subassemblies</td> <td>UC</td> <td>UC</td> </tr> <tr> <td>Number of driver region subassemblies (includes 35 control subassemblies)</td> <td>547</td> <td>505</td> </tr> <tr> <td>Number of radial blanket subassemblies</td> <td>270</td> <td>246</td> </tr> <tr> <td>Lattice pitch, in.</td> <td>4.76</td> <td>4.75</td> </tr> <tr> <td>Number of fuel pins per driver region S/A</td> <td>169</td> <td>91</td> </tr> <tr> <td>Peak linear pin power, kW/in.</td> <td>15</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td>Driver region S/A-fuel rod clad OD, in.</td> <td>0.27</td> <td>0.37</td> </tr> <tr> <td>Number of fuel pins per radial blanket S/A</td> <td>61</td> <td>61</td> </tr> <tr> <td>Radial blanket S/A-fuel rod clad OD, in.</td> <td>0.52</td> <td>0.52</td> </tr> <tr> <td>Driver region fuel rod spacing</td> <td>wire wrap</td> <td>wire wrap</td> </tr> <tr> <td>Cladding material/thickness, mils</td> <td>CW 316SS/15</td> <td>CW 316SS/15</td> </tr> <tr> <td>Bond</td> <td>Gas</td> <td>Na</td> </tr> <tr> <td>Core pressure drop, lb/in²</td> <td>75</td> <td>75</td> </tr> <tr> <td>Maximum coolant velocity, ft/sec</td> <td>23</td> <td>26</td> </tr> <tr> <td>Length of driver region, ft</td> <td>3.0</td> <td>3.0</td> </tr> <tr> <td>Core average enrichments at midequilibrium cycle, atom percent of initial metal atom</td> <td>13.2</td> <td>10.4</td> </tr> <tr> <td>Smeared fuel density, gm/cm³</td> <td>9.3</td> <td>11.4</td> </tr> <tr> <td>Driver region</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>Average discharge burnup of driver region S/A, MWd/MT</td> <td>63,000</td> <td>48,000</td> </tr> <tr> <td>Breeding ratio, instantaneous midequilibrium cycle</td> <td>1.32</td> <td>1.48</td> </tr> <tr> <td>Peak total flux, n/cm²/sec $\times 10^{15}$</td> <td>6.9</td> <td>6.8</td> </tr> <tr> <td>Peak damage fluence driver region E > 0.1 MeV, n/cm²</td> <td>1.8×10^{23}</td> <td>1.8×10^{23}</td> </tr> <tr> <td>Isothermal doppler coefficient, T dk/dT</td> <td>0.0072</td> <td>0.008</td> </tr> <tr> <td>Reactivity change during fuel cycle %Δk</td> <td>-2.6</td> <td>0.0</td> </tr> <tr> <td>Average specific power driver regions, kW/kg HM</td> <td>115</td> <td>90</td> </tr> <tr> <td>Reactor nozzle to nozzle coolant temperature rise, F</td> <td>300</td> <td>300</td> </tr> <tr> <td>Near-term equilibrium fuel-cycle costs, mill/kWh</td> <td>1.65</td> <td>1.3</td> </tr> <tr> <td>Compound inventory doubling time, yr</td> <td>17.1</td> <td>10.9</td> </tr> </tbody> </table>	Driver height, ft	3.0	Thickness of each axial blanket, ft	1.5	Peak linear power including hot channel factors, kW/ft	30.0	Total reactor power, MW(th)	~ 2400	Reactor mixed mean outlet temperature, °F	1030	Reactor mixed mean coolant ΔT, °F	300	Number of pins per subassembly	91	Fuel swelling rate, % ΔV/V per 10 MWd/kg	2.7	Fuel pellet manufactured density, % of theoretical	85~90	Radial blanket thickness, rows	3	Radial blanket height, ft	4		Initial Core	Carbide Core	Fuel in driver region subassemblies	(U,Pu)O _{1.96}	(U,Pu)C _{1.05}	Fuel in radial blanket subassemblies	UC	UC	Number of driver region subassemblies (includes 35 control subassemblies)	547	505	Number of radial blanket subassemblies	270	246	Lattice pitch, in.	4.76	4.75	Number of fuel pins per driver region S/A	169	91	Peak linear pin power, kW/in.	15	30	Driver region S/A-fuel rod clad OD, in.	0.27	0.37	Number of fuel pins per radial blanket S/A	61	61	Radial blanket S/A-fuel rod clad OD, in.	0.52	0.52	Driver region fuel rod spacing	wire wrap	wire wrap	Cladding material/thickness, mils	CW 316SS/15	CW 316SS/15	Bond	Gas	Na	Core pressure drop, lb/in ²	75	75	Maximum coolant velocity, ft/sec	23	26	Length of driver region, ft	3.0	3.0	Core average enrichments at midequilibrium cycle, atom percent of initial metal atom	13.2	10.4	Smeared fuel density, gm/cm ³	9.3	11.4	Driver region			Average discharge burnup of driver region S/A, MWd/MT	63,000	48,000	Breeding ratio, instantaneous midequilibrium cycle	1.32	1.48	Peak total flux, n/cm ² /sec $\times 10^{15}$	6.9	6.8	Peak damage fluence driver region E > 0.1 MeV, n/cm ²	1.8×10^{23}	1.8×10^{23}	Isothermal doppler coefficient, T dk/dT	0.0072	0.008	Reactivity change during fuel cycle %Δk	-2.6	0.0	Average specific power driver regions, kW/kg HM	115	90	Reactor nozzle to nozzle coolant temperature rise, F	300	300	Near-term equilibrium fuel-cycle costs, mill/kWh	1.65	1.3	Compound inventory doubling time, yr	17.1	10.9
Driver height, ft	3.0																																																																																																																
Thickness of each axial blanket, ft	1.5																																																																																																																
Peak linear power including hot channel factors, kW/ft	30.0																																																																																																																
Total reactor power, MW(th)	~ 2400																																																																																																																
Reactor mixed mean outlet temperature, °F	1030																																																																																																																
Reactor mixed mean coolant ΔT, °F	300																																																																																																																
Number of pins per subassembly	91																																																																																																																
Fuel swelling rate, % ΔV/V per 10 MWd/kg	2.7																																																																																																																
Fuel pellet manufactured density, % of theoretical	85~90																																																																																																																
Radial blanket thickness, rows	3																																																																																																																
Radial blanket height, ft	4																																																																																																																
	Initial Core	Carbide Core																																																																																																															
Fuel in driver region subassemblies	(U,Pu)O _{1.96}	(U,Pu)C _{1.05}																																																																																																															
Fuel in radial blanket subassemblies	UC	UC																																																																																																															
Number of driver region subassemblies (includes 35 control subassemblies)	547	505																																																																																																															
Number of radial blanket subassemblies	270	246																																																																																																															
Lattice pitch, in.	4.76	4.75																																																																																																															
Number of fuel pins per driver region S/A	169	91																																																																																																															
Peak linear pin power, kW/in.	15	30																																																																																																															
Driver region S/A-fuel rod clad OD, in.	0.27	0.37																																																																																																															
Number of fuel pins per radial blanket S/A	61	61																																																																																																															
Radial blanket S/A-fuel rod clad OD, in.	0.52	0.52																																																																																																															
Driver region fuel rod spacing	wire wrap	wire wrap																																																																																																															
Cladding material/thickness, mils	CW 316SS/15	CW 316SS/15																																																																																																															
Bond	Gas	Na																																																																																																															
Core pressure drop, lb/in ²	75	75																																																																																																															
Maximum coolant velocity, ft/sec	23	26																																																																																																															
Length of driver region, ft	3.0	3.0																																																																																																															
Core average enrichments at midequilibrium cycle, atom percent of initial metal atom	13.2	10.4																																																																																																															
Smeared fuel density, gm/cm ³	9.3	11.4																																																																																																															
Driver region																																																																																																																	
Average discharge burnup of driver region S/A, MWd/MT	63,000	48,000																																																																																																															
Breeding ratio, instantaneous midequilibrium cycle	1.32	1.48																																																																																																															
Peak total flux, n/cm ² /sec $\times 10^{15}$	6.9	6.8																																																																																																															
Peak damage fluence driver region E > 0.1 MeV, n/cm ²	1.8×10^{23}	1.8×10^{23}																																																																																																															
Isothermal doppler coefficient, T dk/dT	0.0072	0.008																																																																																																															
Reactivity change during fuel cycle %Δk	-2.6	0.0																																																																																																															
Average specific power driver regions, kW/kg HM	115	90																																																																																																															
Reactor nozzle to nozzle coolant temperature rise, F	300	300																																																																																																															
Near-term equilibrium fuel-cycle costs, mill/kWh	1.65	1.3																																																																																																															
Compound inventory doubling time, yr	17.1	10.9																																																																																																															
備 考																																																																																																																	
備 考																																																																																																																	

表2.3-13 新型燃料炉心の設計例概要表 — 電中研炭化物炉心 —

題名、著者 及び出典 (17)	INTERNATIONAL TOPICAL MEETING ON ADVANCES IN REACTOR PHYSICS, MATHEMATICS AND COMPUTATION, CO. SPONSORED BY CEC AND OECD/NEA, 27-30 AVRIL 1987, HOTEL MERIDIEN MONTPARNASSE PARIS-FRANCE pp.975~986 CONCEPTUAL DESIGN STUDY OF LMFBR CORE WITH CARBIDE FUEL, S.HATTORI, T.NISHIMURA (CENT. RES. INST.), H.TEZUKA, T.HOJUYAMA, H.OSADA, T.ISHII (MITSUBISHI API)																														
目的	1000MWe級の大型LMFBRを対象として、炭化物燃料の特長である①高熱伝導度、②高増殖性を生かして、(イ)コンパクト炉心 (ロ)低圧力損失 (ハ)低余剰反応度、の高性能炉心を示し、MOX型LMFBRとプラント物量の比較を行い、コスト低減効果を評価する。																														
概要	<table border="1"> <thead> <tr> <th>MERIT OF CARBIDE-FUEL</th> <th>PURPOSE OF DESIGN STUDY</th> <th>PARAMETER</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HIGHER LINEAR HEAT RATE</td> <td>SHORER CORE HEIGHT SMALLER CORE DIAMETER LOWER CORE PRESSURE DROP</td> <td>CORE HEIGHT FUEL PIN DIAMETER FUEL PIN SPACING</td> </tr> <tr> <td>HIGHER BREEDING</td> <td>LOWER EXCESS REACTIVITY</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>FIGURE PURPOSE AND PARAMETER OF DESIGN STUDY</p>	MERIT OF CARBIDE-FUEL	PURPOSE OF DESIGN STUDY	PARAMETER	HIGHER LINEAR HEAT RATE	SHORER CORE HEIGHT SMALLER CORE DIAMETER LOWER CORE PRESSURE DROP	CORE HEIGHT FUEL PIN DIAMETER FUEL PIN SPACING	HIGHER BREEDING	LOWER EXCESS REACTIVITY																						
MERIT OF CARBIDE-FUEL	PURPOSE OF DESIGN STUDY	PARAMETER																													
HIGHER LINEAR HEAT RATE	SHORER CORE HEIGHT SMALLER CORE DIAMETER LOWER CORE PRESSURE DROP	CORE HEIGHT FUEL PIN DIAMETER FUEL PIN SPACING																													
HIGHER BREEDING	LOWER EXCESS REACTIVITY																														
結果	<p>TABLE COMPARISON OF CARBIDE AND OXIDE FUEL CORE CHARACTERISTICS</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ITEM</th> <th>CARBIDE-FUEL CORE</th> <th>OXIDE-FUEL CORE</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. MAXIMUM LINEAR HEAT RATE (W/cm)</td> <td>760</td> <td>430</td> </tr> <tr> <td>2. Pu ENRICHMENT (Pu/(Pu+U)) (w/o) INNER CORE/OUTER CORE</td> <td>14/17</td> <td>15/20</td> </tr> <tr> <td>3. FISSILE Pu INVENTORY (t)</td> <td>3</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>4. BURNUP REACTIVITY LOSS/YEAR (% $\Delta k/kk$)</td> <td>1.3</td> <td>2.9</td> </tr> <tr> <td>5. BREEDING RATIO</td> <td>1.38</td> <td>1.26</td> </tr> <tr> <td>6. DOUBLING TIME (YEAR)</td> <td>12</td> <td>26</td> </tr> <tr> <td>7. DISCHARGE SUBASSEMBLY AVERAGE BURNUP (GWd/t)</td> <td>90</td> <td>90</td> </tr> <tr> <td>8. FAST NEUTRON FLUENCE (3YEAR) (N/cm²)</td> <td>3.1×10^{23}</td> <td>2.8×10^{23}</td> </tr> <tr> <td>9. ROD BUNDLE PRESSURE DROP (kg/cm²)</td> <td>1.3</td> <td>3.6</td> </tr> </tbody> </table>	ITEM	CARBIDE-FUEL CORE	OXIDE-FUEL CORE	1. MAXIMUM LINEAR HEAT RATE (W/cm)	760	430	2. Pu ENRICHMENT (Pu/(Pu+U)) (w/o) INNER CORE/OUTER CORE	14/17	15/20	3. FISSILE Pu INVENTORY (t)	3	4	4. BURNUP REACTIVITY LOSS/YEAR (% $\Delta k/kk$)	1.3	2.9	5. BREEDING RATIO	1.38	1.26	6. DOUBLING TIME (YEAR)	12	26	7. DISCHARGE SUBASSEMBLY AVERAGE BURNUP (GWd/t)	90	90	8. FAST NEUTRON FLUENCE (3YEAR) (N/cm ²)	3.1×10^{23}	2.8×10^{23}	9. ROD BUNDLE PRESSURE DROP (kg/cm ²)	1.3	3.6
ITEM	CARBIDE-FUEL CORE	OXIDE-FUEL CORE																													
1. MAXIMUM LINEAR HEAT RATE (W/cm)	760	430																													
2. Pu ENRICHMENT (Pu/(Pu+U)) (w/o) INNER CORE/OUTER CORE	14/17	15/20																													
3. FISSILE Pu INVENTORY (t)	3	4																													
4. BURNUP REACTIVITY LOSS/YEAR (% $\Delta k/kk$)	1.3	2.9																													
5. BREEDING RATIO	1.38	1.26																													
6. DOUBLING TIME (YEAR)	12	26																													
7. DISCHARGE SUBASSEMBLY AVERAGE BURNUP (GWd/t)	90	90																													
8. FAST NEUTRON FLUENCE (3YEAR) (N/cm ²)	3.1×10^{23}	2.8×10^{23}																													
9. ROD BUNDLE PRESSURE DROP (kg/cm ²)	1.3	3.6																													
備考																															

表2.3-14 新型燃料炉心の設計例概要表 — 炭化物と窒化物炉心(1) —

題名、著者 及び出典 (19)	TRANSACTIONS OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1975 ANNUAL MEETING, JUNE 9-13, 1975, VOL.21 pp.403~404 BREEDING POTENTIAL OF 2000-MW(e) LMFBRs USING CARBIDE AND NITRIDE FUEL Y. ORECHWA, J. BEITEL, Y.I. CHANG, W.P. BARTHOLD (ANL)																																																																																																																																																																																																																												
	目的 的 概 要 概 要 結 果 備 考	5000MWeの大型LMFBRでRDTを最小にするようにHeボンド及びNaボンドで炭化物と窒化物燃料の増殖性能が、広範囲な線出力と燃料ピンサイズに対し て検討する。																																																																																																																																																																																																																											
		拘束設計法で炉心設計を行っている。主な条件は ・線出力：14.8～22.2kW/ft (Heボンド) 25～35kW/ft (Naボンド) ・最大冷却材流速：25ft/s ・冷却材の炉心での温度上昇：300°F ・炉心高さ：3ft, 軸プランケット厚さ：15in, 径プランケット：1層 ・集合体当たりピン数：169本, サイクル長さ：300日 ・燃料滞在期間：2サイクル ◎結果は下表に要約されている。																																																																																																																																																																																																																											
		<p style="text-align: center;">Reactor Performance Characteristics for Various 5000-MW(th) Carbide- and Nitride-Fueled LMFBRs</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Bond Material</th> <th rowspan="2">Linear Heat Rating (kW/ft)</th> <th rowspan="2">Pin o.d. (in.)</th> <th colspan="3">Carbide</th> <th colspan="3">Nitride</th> </tr> <tr> <th>Fuel Volume Fraction</th> <th>Breeding^a Ratio</th> <th>Reactor^b Doubling Time (years)</th> <th>Fuel Volume Fraction</th> <th>Breeding^a Ratio</th> <th>Reactor^b Doubling Time (years)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>Helium</td><td>14.8</td><td>0.30</td><td>0.342</td><td>1.342</td><td>12.9</td><td>0.342</td><td>1.241</td><td>17.9</td></tr> <tr><td>Helium</td><td>14.8</td><td>0.35</td><td>0.412</td><td>1.449</td><td>11.7</td><td>0.412</td><td>1.330</td><td>16.0</td></tr> <tr><td>Helium</td><td>14.8</td><td>0.40</td><td>0.460</td><td>1.484</td><td>13.2</td><td>0.460</td><td>1.388</td><td>15.4</td></tr> <tr><td>Helium</td><td>14.8</td><td>0.45</td><td>0.497</td><td>1.504</td><td>15.2</td><td>0.497</td><td>1.403</td><td>19.2</td></tr> <tr><td>Helium</td><td>18.5</td><td>0.30</td><td>0.303</td><td>1.265</td><td>14.7</td><td>0.303</td><td>1.179</td><td>20.9</td></tr> <tr><td>Helium</td><td>18.5</td><td>0.35</td><td>0.370</td><td>1.409</td><td>11.1</td><td>0.370</td><td>1.284</td><td>15.8</td></tr> <tr><td>Helium</td><td>18.5</td><td>0.40</td><td>0.429</td><td>1.466</td><td>11.7</td><td>0.429</td><td>1.367</td><td>14.7</td></tr> <tr><td>Helium</td><td>18.5</td><td>0.45</td><td>0.465</td><td>1.495</td><td>13.2</td><td>0.465</td><td>1.393</td><td>16.5</td></tr> <tr><td>Helium</td><td>22.2</td><td>0.40</td><td>0.396</td><td>1.444</td><td>11.0</td><td>0.396</td><td>1.350</td><td>13.6</td></tr> <tr><td>Helium</td><td>22.2</td><td>0.45</td><td>0.443</td><td>1.487</td><td>11.9</td><td>0.443</td><td>1.385</td><td>14.9</td></tr> <tr><td>Sodium</td><td>25</td><td>0.30</td><td>0.296</td><td>1.296</td><td>10.7</td><td>0.296</td><td>1.198</td><td>15.3</td></tr> <tr><td>Sodium</td><td>25</td><td>0.35</td><td>0.371</td><td>1.477</td><td>8.1</td><td>0.369</td><td>1.335</td><td>13.1</td></tr> <tr><td>Sodium</td><td>25</td><td>0.40</td><td>0.439</td><td>1.534</td><td>8.5</td><td>0.437</td><td>1.419</td><td>10.7</td></tr> <tr><td>Sodium</td><td>25</td><td>0.45</td><td>0.496</td><td>1.586</td><td>9.3</td><td>0.494</td><td>1.462</td><td>11.8</td></tr> <tr><td>Sodium</td><td>30</td><td>0.30</td><td>0.254</td><td>1.185</td><td>15.8</td><td>0.262</td><td>1.125</td><td>22.1</td></tr> <tr><td>Sodium</td><td>30</td><td>0.35</td><td>0.329</td><td>1.401</td><td>8.2</td><td>0.334</td><td>1.296</td><td>11.3</td></tr> <tr><td>Sodium</td><td>30</td><td>0.40</td><td>0.397</td><td>1.537</td><td>7.6</td><td>0.400</td><td>1.396</td><td>10.1</td></tr> <tr><td>Sodium</td><td>30</td><td>0.45</td><td>0.456</td><td>1.562</td><td>8.5</td><td>0.456</td><td>1.444</td><td>10.8</td></tr> <tr><td>Sodium</td><td>35</td><td>0.30</td><td>0.216</td><td>1.063</td><td>44.7</td><td>0.229</td><td>1.029</td><td>68.7</td></tr> <tr><td>Sodium</td><td>35</td><td>0.35</td><td>0.288</td><td>1.300</td><td>10.2</td><td>0.296</td><td>1.213</td><td>14.1</td></tr> <tr><td>Sodium</td><td>35</td><td>0.40</td><td>0.356</td><td>1.460</td><td>7.9</td><td>0.361</td><td>1.362</td><td>9.8</td></tr> <tr><td>Sodium</td><td>35</td><td>0.45</td><td>0.418</td><td>1.539</td><td>8.0</td><td>0.420</td><td>1.419</td><td>10.1</td></tr> </tbody> </table>									Bond Material	Linear Heat Rating (kW/ft)	Pin o.d. (in.)	Carbide			Nitride			Fuel Volume Fraction	Breeding ^a Ratio	Reactor ^b Doubling Time (years)	Fuel Volume Fraction	Breeding ^a Ratio	Reactor ^b Doubling Time (years)	Helium	14.8	0.30	0.342	1.342	12.9	0.342	1.241	17.9	Helium	14.8	0.35	0.412	1.449	11.7	0.412	1.330	16.0	Helium	14.8	0.40	0.460	1.484	13.2	0.460	1.388	15.4	Helium	14.8	0.45	0.497	1.504	15.2	0.497	1.403	19.2	Helium	18.5	0.30	0.303	1.265	14.7	0.303	1.179	20.9	Helium	18.5	0.35	0.370	1.409	11.1	0.370	1.284	15.8	Helium	18.5	0.40	0.429	1.466	11.7	0.429	1.367	14.7	Helium	18.5	0.45	0.465	1.495	13.2	0.465	1.393	16.5	Helium	22.2	0.40	0.396	1.444	11.0	0.396	1.350	13.6	Helium	22.2	0.45	0.443	1.487	11.9	0.443	1.385	14.9	Sodium	25	0.30	0.296	1.296	10.7	0.296	1.198	15.3	Sodium	25	0.35	0.371	1.477	8.1	0.369	1.335	13.1	Sodium	25	0.40	0.439	1.534	8.5	0.437	1.419	10.7	Sodium	25	0.45	0.496	1.586	9.3	0.494	1.462	11.8	Sodium	30	0.30	0.254	1.185	15.8	0.262	1.125	22.1	Sodium	30	0.35	0.329	1.401	8.2	0.334	1.296	11.3	Sodium	30	0.40	0.397	1.537	7.6	0.400	1.396	10.1	Sodium	30	0.45	0.456	1.562	8.5	0.456	1.444	10.8	Sodium	35	0.30	0.216	1.063	44.7	0.229	1.029	68.7	Sodium	35	0.35	0.288	1.300	10.2	0.296	1.213	14.1	Sodium	35	0.40	0.356	1.460	7.9	0.361	1.362	9.8	Sodium	35	0.45	0.418	1.539	8.0	0.420
Bond Material	Linear Heat Rating (kW/ft)	Pin o.d. (in.)	Carbide			Nitride																																																																																																																																																																																																																							
			Fuel Volume Fraction	Breeding ^a Ratio	Reactor ^b Doubling Time (years)	Fuel Volume Fraction	Breeding ^a Ratio	Reactor ^b Doubling Time (years)																																																																																																																																																																																																																					
Helium	14.8	0.30	0.342	1.342	12.9	0.342	1.241	17.9																																																																																																																																																																																																																					
Helium	14.8	0.35	0.412	1.449	11.7	0.412	1.330	16.0																																																																																																																																																																																																																					
Helium	14.8	0.40	0.460	1.484	13.2	0.460	1.388	15.4																																																																																																																																																																																																																					
Helium	14.8	0.45	0.497	1.504	15.2	0.497	1.403	19.2																																																																																																																																																																																																																					
Helium	18.5	0.30	0.303	1.265	14.7	0.303	1.179	20.9																																																																																																																																																																																																																					
Helium	18.5	0.35	0.370	1.409	11.1	0.370	1.284	15.8																																																																																																																																																																																																																					
Helium	18.5	0.40	0.429	1.466	11.7	0.429	1.367	14.7																																																																																																																																																																																																																					
Helium	18.5	0.45	0.465	1.495	13.2	0.465	1.393	16.5																																																																																																																																																																																																																					
Helium	22.2	0.40	0.396	1.444	11.0	0.396	1.350	13.6																																																																																																																																																																																																																					
Helium	22.2	0.45	0.443	1.487	11.9	0.443	1.385	14.9																																																																																																																																																																																																																					
Sodium	25	0.30	0.296	1.296	10.7	0.296	1.198	15.3																																																																																																																																																																																																																					
Sodium	25	0.35	0.371	1.477	8.1	0.369	1.335	13.1																																																																																																																																																																																																																					
Sodium	25	0.40	0.439	1.534	8.5	0.437	1.419	10.7																																																																																																																																																																																																																					
Sodium	25	0.45	0.496	1.586	9.3	0.494	1.462	11.8																																																																																																																																																																																																																					
Sodium	30	0.30	0.254	1.185	15.8	0.262	1.125	22.1																																																																																																																																																																																																																					
Sodium	30	0.35	0.329	1.401	8.2	0.334	1.296	11.3																																																																																																																																																																																																																					
Sodium	30	0.40	0.397	1.537	7.6	0.400	1.396	10.1																																																																																																																																																																																																																					
Sodium	30	0.45	0.456	1.562	8.5	0.456	1.444	10.8																																																																																																																																																																																																																					
Sodium	35	0.30	0.216	1.063	44.7	0.229	1.029	68.7																																																																																																																																																																																																																					
Sodium	35	0.35	0.288	1.300	10.2	0.296	1.213	14.1																																																																																																																																																																																																																					
Sodium	35	0.40	0.356	1.460	7.9	0.361	1.362	9.8																																																																																																																																																																																																																					
Sodium	35	0.45	0.418	1.539	8.0	0.420	1.419	10.1																																																																																																																																																																																																																					
<p>^aIntegrated over the equilibrium cycle.</p> <p>^b $\frac{\text{fissile EOC inventory}}{\text{fissile EOC-BOC inventory}}$.</p>																																																																																																																																																																																																																													

表2.3-15 新型燃料炉心の設計例概要表 — 炭化物と窒化物炉心(2) —

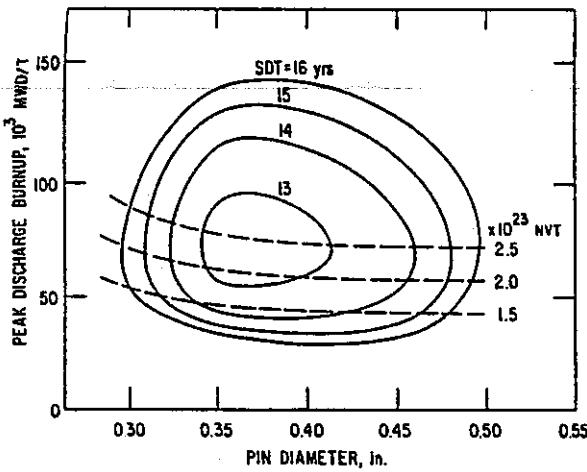
題名、著者 及び出典 (20)	<p>TRANSACTIONS OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1975 WINTER MEETING, NOVEMBER 16-21, 1975, VOL.22 pp.515~516 OPTIMUM DISCHARGE BURNUP OF ADVANCED FUELED LMFBRs Y.I. CHANG, W.P. BARTHOLD (ANL)</p>
目的	<p>炭化物と窒化物燃料のLMFBRで取り出し燃料燃焼度の増殖特性に与える影響を広範囲の炉心設計に対し系統的に検討する。</p>
概要	<p>熱流力設計と整合を探って炉心設計が実施された。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ピーク線出力 : 14.8, 18.5 & 22.2kW/ft (Heボンド) 25, 30 & 35kW/ft (Naボンド) ・ピン径 : 0.30~0.45in ・燃料滞在期間 : 1~5年 (R/Bは2倍)
結果	<p>・CDTを最小にする為の最適取り出しBUと最適照射量とが存在する。結果は設計パラメータを変えてても影響されない。</p> 
備考	

Fig. 1. The compound doubling time (CDT) dependence on pin diameter and peak discharge burnup (sodium-bonded nitride, peak linear heat rating = 25 kW/ft).

表2.3-16 新型燃料炉心の設計例概要表 — 炭化物と窒化物炉心(3) —

題名、著者及び出典 (21)	TRANSACTIONS OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1975 ANNUAL MEETING, JUNE 9-13, 1975, VOL.21 pp.404~408 IMPACT OF NITROGEN ENRICHMENT ON BREEDING PERFORMANCE OF LMFBR NITRIDE FUEL Y.I. CHANG, W.P. BARTHOLD (ANL)																																																																
目的	窒化物燃料の増殖性能は、 ^{15}N を濃縮することで更に向上が期待できる。窒化物燃料の濃縮による増殖性能の評価と濃縮コストの許容値についても検討する。																																																																
概要	2000MWeLMFBRを対象に各種サイズのNaボンド燃料について増殖性能を解析している。 各炉心は、熱出力：5000MW、炉心高さ：3ft、軸方向ブランケット厚さ：15in、 径ブランケット：1層である。最大線出力：30kW/ft、最大冷却材流速：25ft/s &炉心での冷却材温度上昇：300°Fである。 ^{15}N の断面積は ^{14}N の σ_a を除去することで模擬している。																																																																
結果	<ul style="list-style-type: none"> 100%濃縮とNat窒化物燃料並びに炭化物燃料での増殖比とRDTの各燃料ピン径での結果を右表に要約する。 窒素濃縮の効果は極めて大きい。 炉心燃料だけ濃縮と炉心+ブランケット濃縮の効果は同程度 濃縮燃焼とNat窒化物燃料とでは最適ピン径が異なる。 <p style="text-align: center;"><i>Comparison of Breeding Ratios and Reactor Doubling Times for Sodium-Bonded Enriched Nitride, Natural Nitride, and Carbide Fuel</i></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="5" style="text-align: center;">Breeding Ratio</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">Pin o.d. (in.)</th> <th colspan="2" style="text-align: center;">Enriched Nitride</th> <th rowspan="2">Natural Nitride</th> <th rowspan="2">Carbide</th> </tr> <tr> <th>Core and Blanket</th> <th>Core Only</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.30</td> <td>1.250</td> <td>1.235</td> <td>1.125</td> <td>1.185</td> </tr> <tr> <td>0.35</td> <td>1.404</td> <td>1.392</td> <td>1.296</td> <td>1.401</td> </tr> <tr> <td>0.40</td> <td>1.481</td> <td>1.471</td> <td>1.396</td> <td>1.537</td> </tr> <tr> <td>0.45</td> <td>1.540</td> <td>1.527</td> <td>1.444</td> <td>1.562</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="5" style="text-align: center;">Reactor Doubling Time (years)</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">Pin o.d. (in.)</th> <th colspan="2" style="text-align: center;">Enriched Nitride</th> <th rowspan="2">Natural Nitride</th> <th rowspan="2">Carbide</th> </tr> <tr> <th>Core and Blanket</th> <th>Core Only</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.30</td> <td>10.4</td> <td>11.1</td> <td>22.1</td> <td>15.8</td> </tr> <tr> <td>0.35</td> <td>7.7</td> <td>7.9</td> <td>11.3</td> <td>8.2</td> </tr> <tr> <td>0.40</td> <td>7.8</td> <td>7.9</td> <td>10.1</td> <td>7.6</td> </tr> <tr> <td>0.45</td> <td>8.3</td> <td>8.5</td> <td>10.8</td> <td>8.5</td> </tr> </tbody> </table>	Breeding Ratio					Pin o.d. (in.)	Enriched Nitride		Natural Nitride	Carbide	Core and Blanket	Core Only	0.30	1.250	1.235	1.125	1.185	0.35	1.404	1.392	1.296	1.401	0.40	1.481	1.471	1.396	1.537	0.45	1.540	1.527	1.444	1.562	Reactor Doubling Time (years)					Pin o.d. (in.)	Enriched Nitride		Natural Nitride	Carbide	Core and Blanket	Core Only	0.30	10.4	11.1	22.1	15.8	0.35	7.7	7.9	11.3	8.2	0.40	7.8	7.9	10.1	7.6	0.45	8.3	8.5	10.8	8.5
Breeding Ratio																																																																	
Pin o.d. (in.)	Enriched Nitride		Natural Nitride	Carbide																																																													
	Core and Blanket	Core Only																																																															
0.30	1.250	1.235	1.125	1.185																																																													
0.35	1.404	1.392	1.296	1.401																																																													
0.40	1.481	1.471	1.396	1.537																																																													
0.45	1.540	1.527	1.444	1.562																																																													
Reactor Doubling Time (years)																																																																	
Pin o.d. (in.)	Enriched Nitride		Natural Nitride	Carbide																																																													
	Core and Blanket	Core Only																																																															
0.30	10.4	11.1	22.1	15.8																																																													
0.35	7.7	7.9	11.3	8.2																																																													
0.40	7.8	7.9	10.1	7.6																																																													
0.45	8.3	8.5	10.8	8.5																																																													
備考																																																																	

表2.3-17 新型燃料炉心の設計例概要表 — U—Th系 酸化物,炭化物,窒化物,金属炉心 —

題名,著者及び出典 (22)	TRANSACTIONS OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1987 ANNUAL MEETING, VOLUME 28, JUNE 18-22, 1978 pp.563~565 BREEDING PERFORMANCE POTENTIAL FOR (U-Th) OXIDE, CARBIDE, NITRIDE, AND METAL-FUELED LMFBRs, R.B. TURSKI, P.S. LAM, W.P. BARTHOLD (ANL).																																						
目的	核不拡散の観点からU—Th燃料が着目されている。 1000MWe級の典型的LMFBRを対象に(U—Th)—O ₂ /C/N/金属の各燃料について広範囲の設計・運転条件をパラメータに性能を評価する。																																						
概要	基本的設計条件をTable.1に示す。又、結果のサマリーをFig.1に示す。																																						
結果	<p>TABLE I Design Assumptions and Constraints</p> <table border="1"> <tbody> <tr><td>Total Power, MW(e)</td><td>1000</td></tr> <tr><td>Core Height, in.</td><td>40 ~ 48</td></tr> <tr><td>Axial Blanket Thickness, in.</td><td>18</td></tr> <tr><td>Axial Reflector Thickness, in.</td><td>5</td></tr> <tr><td>Cycle Length, fpd</td><td>255</td></tr> <tr><td>Core Assembly Residence Time, cycles</td><td>2</td></tr> <tr><td>Radial Blanket Assembly Residence Time, cycles</td><td>5</td></tr> <tr><td>Inlet Temperature, °F</td><td>650</td></tr> <tr><td>Mixed Mean Outlet Temperature, °F</td><td>930</td></tr> <tr><td>Subchannel Pressure Drop, psi</td><td>90</td></tr> <tr><td>Maximum Nuclear Linear Heat Rating, kW/ft</td><td></td></tr> <tr><td> Oxide/Carbide/Nitride/Metal</td><td>20/25/25/30</td></tr> <tr><td>Core Sheared Fuel Density, Z T.D.</td><td></td></tr> <tr><td> Oxide/Carbide/Nitride/Metal</td><td>85/82/82/80</td></tr> <tr><td>Blanket Sheared Density, Z T.D.</td><td>90/85/85/85</td></tr> <tr><td>Minimum Cladding Thickness, in. (t/d set at 0.015/0.370)</td><td>0.012</td></tr> <tr><td>Minimum p/d</td><td>1.150</td></tr> <tr><td>Maximum Sodium Velocity, ft/s</td><td>35</td></tr> <tr><td>Maximum Spacer Volume Fraction, vol%</td><td>4.0</td></tr> </tbody> </table> <p>Fig. 1. Thorium - uranium - fueled 1000-MW(e) LMFBR performance.</p>	Total Power, MW(e)	1000	Core Height, in.	40 ~ 48	Axial Blanket Thickness, in.	18	Axial Reflector Thickness, in.	5	Cycle Length, fpd	255	Core Assembly Residence Time, cycles	2	Radial Blanket Assembly Residence Time, cycles	5	Inlet Temperature, °F	650	Mixed Mean Outlet Temperature, °F	930	Subchannel Pressure Drop, psi	90	Maximum Nuclear Linear Heat Rating, kW/ft		Oxide/Carbide/Nitride/Metal	20/25/25/30	Core Sheared Fuel Density, Z T.D.		Oxide/Carbide/Nitride/Metal	85/82/82/80	Blanket Sheared Density, Z T.D.	90/85/85/85	Minimum Cladding Thickness, in. (t/d set at 0.015/0.370)	0.012	Minimum p/d	1.150	Maximum Sodium Velocity, ft/s	35	Maximum Spacer Volume Fraction, vol%	4.0
Total Power, MW(e)	1000																																						
Core Height, in.	40 ~ 48																																						
Axial Blanket Thickness, in.	18																																						
Axial Reflector Thickness, in.	5																																						
Cycle Length, fpd	255																																						
Core Assembly Residence Time, cycles	2																																						
Radial Blanket Assembly Residence Time, cycles	5																																						
Inlet Temperature, °F	650																																						
Mixed Mean Outlet Temperature, °F	930																																						
Subchannel Pressure Drop, psi	90																																						
Maximum Nuclear Linear Heat Rating, kW/ft																																							
Oxide/Carbide/Nitride/Metal	20/25/25/30																																						
Core Sheared Fuel Density, Z T.D.																																							
Oxide/Carbide/Nitride/Metal	85/82/82/80																																						
Blanket Sheared Density, Z T.D.	90/85/85/85																																						
Minimum Cladding Thickness, in. (t/d set at 0.015/0.370)	0.012																																						
Minimum p/d	1.150																																						
Maximum Sodium Velocity, ft/s	35																																						
Maximum Spacer Volume Fraction, vol%	4.0																																						
備考	参考用																																						

表2.3-18 新型燃料炉心の設計例概要表 — U N S P - 1 0 0 —

題名、著者 及び出典 (23)	PROCEEDINGS OF THE 1988 INTERNATIONAL REACTOR PHYSICS CONFERENCE, SEPTEMBER 18-22, JACKSON HOLE, WYOMING pp.IV-315~326 SP-100 NUCLEAR REACTOR DESIGN C. COWAN, A. HARTMAN, G. JENSEN, D. LUNSFORD, R. PROTTSIK, D. SWITCK (GE)																														
目 的	米国DOE, 国防省及び航空宇宙局とで宇宙用原子炉S R 100を開発している。炉の主な目標は、長寿命、高比出力及び高温サイクルでその為に、UN燃料、Nbベース合金の構造材、 η Li濃縮のリチウム冷却及びレニウムのライナーで被覆管を内張りしている。又、安全性を高める為に最小質量を目指している。																														
概 要	<p>Fig. 2. Core Layout for the SP-100 Reference Flight System</p>																														
結 果	<p>Key Nuclear Performance Parameters For The SP-100 Reference Flight System</p> <table> <thead> <tr> <th></th> <th style="text-align: right;"><u>VALUES</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Power (MW_t)</td> <td style="text-align: right;">2.4</td> </tr> <tr> <td>Fissile Enrichments(a)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Core Zone 1 (%)</td> <td style="text-align: right;">89</td> </tr> <tr> <td>Core Zone 2 (%)</td> <td style="text-align: right;">97</td> </tr> <tr> <td>Peak/Average Power Distribution</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Beginning-of-Life</td> <td style="text-align: right;">1.63</td> </tr> <tr> <td>End-of-Life</td> <td style="text-align: right;">1.46</td> </tr> <tr> <td>Peak Neutron Fluence (nvt)</td> <td style="text-align: right;">4.6x10²²</td> </tr> <tr> <td>Control Worth(b)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Reflector Elements (\$)</td> <td style="text-align: right;">14.0</td> </tr> <tr> <td>Loss of Coolant(b)(\$)</td> <td style="text-align: right;">-3.3</td> </tr> <tr> <td>Doppler (Tdk/dT - Non Fuel)</td> <td style="text-align: right;">-0.0039</td> </tr> <tr> <td>Power Coefficient(c) (c/kW)</td> <td style="text-align: right;">-0.073</td> </tr> <tr> <td>Temperature Coefficient(c) (c/K)</td> <td style="text-align: right;">-0.25</td> </tr> </tbody> </table>		<u>VALUES</u>	Power (MW _t)	2.4	Fissile Enrichments(a)		Core Zone 1 (%)	89	Core Zone 2 (%)	97	Peak/Average Power Distribution		Beginning-of-Life	1.63	End-of-Life	1.46	Peak Neutron Fluence (nvt)	4.6x10 ²²	Control Worth(b)		Reflector Elements (\$)	14.0	Loss of Coolant(b)(\$)	-3.3	Doppler (Tdk/dT - Non Fuel)	-0.0039	Power Coefficient(c) (c/kW)	-0.073	Temperature Coefficient(c) (c/K)	-0.25
	<u>VALUES</u>																														
Power (MW _t)	2.4																														
Fissile Enrichments(a)																															
Core Zone 1 (%)	89																														
Core Zone 2 (%)	97																														
Peak/Average Power Distribution																															
Beginning-of-Life	1.63																														
End-of-Life	1.46																														
Peak Neutron Fluence (nvt)	4.6x10 ²²																														
Control Worth(b)																															
Reflector Elements (\$)	14.0																														
Loss of Coolant(b)(\$)	-3.3																														
Doppler (Tdk/dT - Non Fuel)	-0.0039																														
Power Coefficient(c) (c/kW)	-0.073																														
Temperature Coefficient(c) (c/K)	-0.25																														
備 考	参考用 a) see Figure 1 for the Zone Descriptions b) \$ = 0.0071 $\Delta k/k$ at the beginning-of-life c) Beginning-of-life																														

2.4 実機例

(1) 金属燃料炉心⁽²⁵⁾

表2.4-1に米国ANLにあるEBR-IIの要約を示す。本炉心はE.Fermi炉、英国のDFRが閉鎖してしまった現在、唯一の運転中の金属燃料炉心である。本炉心は順調に運転が続けられており、金属燃料及び金属燃料炉心の実証に極めて有効なデータを提供している。

(2) 炭化物燃料炉心⁽¹⁸⁾

表2.4-2に1985年10月に臨界になったインドの炭化物燃料高速増殖実験炉(FBTR)の要約を示す。

仏のRAPSOIDEをベースに燃料をMOXから炭化物に変えている。炉心設計上の特長はない。

(3) 結論

現在運転中の新型燃料炉心実機としては、表2.4-1にまとめた金属燃料炉心=EBR-IIと表2.4-2にまとめた炭化物燃料炉心=FBTRのみである。

EBR-IIについては実験データが豊富で、今後金属燃料炉心の検討を行うのに参考ができる。但し小型炉心(62.5Mwt)なので、限界はある。

一方、インドのFBTRの例は運転中の炭化物燃料炉心としては貴重であるが、設計の内容には特に参考とすべき点はない。

表2.4-1 新型燃料炉心の実機例概要表 — 金属燃料 EBR-II —

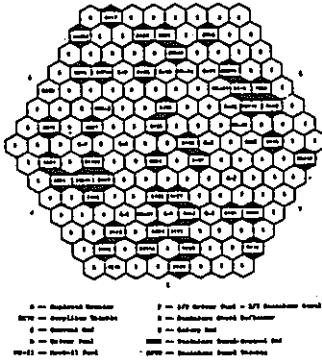
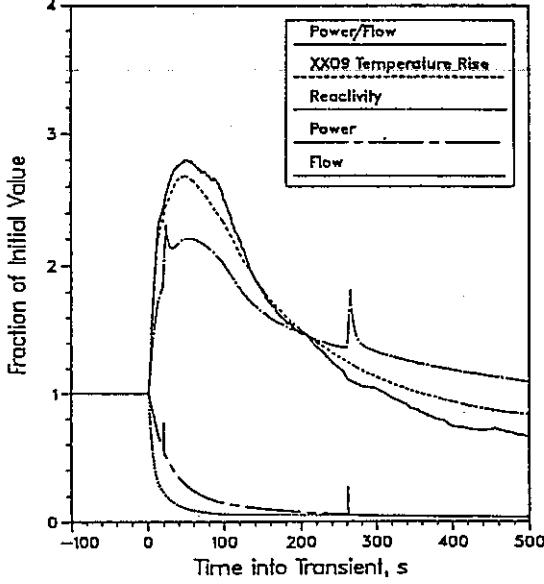
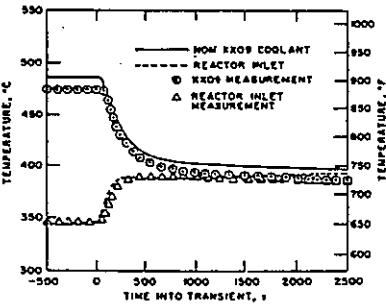
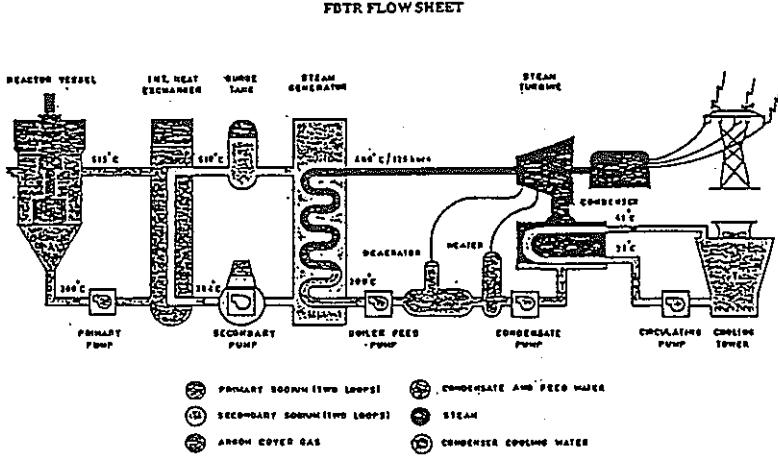
題名、著者及び出典 (25)	INTERNATIONAL TOPICAL MEETING ON ADVANCES IN REACTOR PHYSICS, MATHEMATICS AND COMPUTATION, CO. SPONSORED BY CEC AND OECD/NEA, 27-30 AVRIL 1987, HOTEL MERIDIEN MONTPARNASSE PARIS-FRANC, P.921~936 RESULTS AND IMPLICATIONS OF THE EBR-II INHERENT SAFETY DEMONSTRATION TESTS, H.P. PLANCHON JR., G.H. GOLDEN, J.I. SACHETT, R.H. SEVY (ANL)-INVITED
目的	EBR-II (Experimental Breeder Reactor II) の最初の目的は、小型のNa冷却高速増殖発電プラントを実証することであった。次に高速炉用燃料、構造材、吸収材の照射試験を行う為に改造された。最近では LMR の固有安全の能力を追求するための試験が行われている。特に、炉の冷却不足に関する事故時の自然循環での冷却能力と受動的炉停止能力が試験された。
概要	<p>炉心主要目は次の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> 材料：ウラン合金 燃料ピン径：3.302mm 被覆管：316ステンレス鋼 ボンド材：ナトリウム 集合体当たりピン数 <ul style="list-style-type: none"> ドライバ：91本 制御棒、計測用：61本 集合体ピッチ：58.93mm ドライバ領域：～6 or 7層 反射体：～10層 ブランケット：～16層  <p>Fig. 2. An EBR-II irradiation-mode heterogeneous loading configuration (Item no. 50H).</p>
結果	  <p>Loss of Heat Sink Without Scram from 100% Power. Test B302. Pretest Predictions and Measurements of Reactor Temperatures</p>
備考	Comparison of Power to Flow Ratio, Core ΔT, and Reactivity Ratio for Loss of Flow Without Scram. Test 45. Pump Stop Time 100 sec. Initial Power 100%. Auxiliary Pump on Battery Power.

表2.4-2 新型燃料炉心の実機例概要表 — インド炭化物F B T R —

題名、著者 及び出典 (18)	社団法人 日本原子力学会 昭和63年秋の大会、1988年10月8日(土)～10日(月)(神戸商船大学) F会場 海外原子力調査研究連絡会・講演 「インドにおける原子力開発の状況ーとくに炭化物燃料高速増殖炉」 (インディラガンジー原子力研究セ) S.M.L.E.E																																																																														
目的	炭化物燃料高速増殖実験炉(F B T R)は1985年10月に臨界になった。F B T Rプロジェクトの目的は、－インドでのLMFR(S/G, タービン)の建設と運転のフィージビリティを実施すること、－LMFBR用燃料、材料の照射ベッドを提供すること、－Na 機器技術と液体Naの使用の経験を積むこと、－再処理や再構造経験の為の使用済燃料を供給すること、－Th 利用に関する情報入手、－今後のFBRの為の中核的イオンの育成。																																																																														
概要	 <p>FBTR FLOW SHEET</p> <p>Legend:</p> <ul style="list-style-type: none"> PRIMARY LOOP (TWO LOOPS) SECONDARY LOOP (TWO LOOPS) ARSENIC COATED GAS CONDENSATE AND FEED WATER STEAM CONDENSER COOLING WATER 																																																																														
結果	<p><u>Main Characteristics of FBTR</u></p> <table border="0"> <thead> <tr> <th colspan="3"><u>Core</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Nominal Thermal Power</td> <td>MWt</td> <td>40</td> </tr> <tr> <td>Nominal Electric Power</td> <td>MWe</td> <td>13</td> </tr> <tr> <td>Core Size Diameter x Height</td> <td>cm</td> <td>46 x 32</td> </tr> <tr> <td>Fuel Material</td> <td></td> <td>(Pu-U)C</td> </tr> <tr> <td>Fuel Inventory</td> <td>kg</td> <td>200</td> </tr> <tr> <td>Pins per Fuel Subassembly</td> <td></td> <td>61</td> </tr> <tr> <td>Pin Outer Diameter</td> <td>mm</td> <td>5.1</td> </tr> <tr> <td>Maximum Neutron Flux</td> <td>n/cm²s</td> <td>3.6 x 10¹⁵</td> </tr> <tr> <td>Clad Material</td> <td></td> <td>316 SS</td> </tr> <tr> <td>Control Material</td> <td></td> <td>90% enriched B₄C</td> </tr> </tbody> </table> <table border="0"> <thead> <tr> <th colspan="3"><u>Primary Circuit</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Number of Loops</td> <td></td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>Sodium Inventory</td> <td>T_e</td> <td>26.7</td> </tr> <tr> <td>Flow Rate per Loop</td> <td>kg/s</td> <td>115</td> </tr> <tr> <td>Sodium Temperature</td> <td>°C</td> <td>380-510</td> </tr> </tbody> </table> <table border="0"> <thead> <tr> <th colspan="3"><u>Secondary Circuit</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Number of Loops</td> <td></td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>Sodium Inventory</td> <td>T_e</td> <td>44</td> </tr> <tr> <td>Flow Rate per Loop</td> <td>kg/s</td> <td>91</td> </tr> <tr> <td>Sodium Temperature</td> <td>°C</td> <td>300-510</td> </tr> </tbody> </table> <table border="0"> <thead> <tr> <th colspan="3"><u>Steam Water Circuit</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Feed Water Temperature</td> <td>°C</td> <td>200</td> </tr> <tr> <td>Steam Pressure</td> <td>kg/cm²</td> <td>125</td> </tr> <tr> <td>Steam Flow</td> <td>kg/s</td> <td>16.5</td> </tr> <tr> <td>Steam Temperature</td> <td>°C</td> <td>480</td> </tr> </tbody> </table>	<u>Core</u>			Nominal Thermal Power	MWt	40	Nominal Electric Power	MWe	13	Core Size Diameter x Height	cm	46 x 32	Fuel Material		(Pu-U)C	Fuel Inventory	kg	200	Pins per Fuel Subassembly		61	Pin Outer Diameter	mm	5.1	Maximum Neutron Flux	n/cm ² s	3.6 x 10 ¹⁵	Clad Material		316 SS	Control Material		90% enriched B ₄ C	<u>Primary Circuit</u>			Number of Loops		2	Sodium Inventory	T _e	26.7	Flow Rate per Loop	kg/s	115	Sodium Temperature	°C	380-510	<u>Secondary Circuit</u>			Number of Loops		2	Sodium Inventory	T _e	44	Flow Rate per Loop	kg/s	91	Sodium Temperature	°C	300-510	<u>Steam Water Circuit</u>			Feed Water Temperature	°C	200	Steam Pressure	kg/cm ²	125	Steam Flow	kg/s	16.5	Steam Temperature	°C	480
<u>Core</u>																																																																															
Nominal Thermal Power	MWt	40																																																																													
Nominal Electric Power	MWe	13																																																																													
Core Size Diameter x Height	cm	46 x 32																																																																													
Fuel Material		(Pu-U)C																																																																													
Fuel Inventory	kg	200																																																																													
Pins per Fuel Subassembly		61																																																																													
Pin Outer Diameter	mm	5.1																																																																													
Maximum Neutron Flux	n/cm ² s	3.6 x 10 ¹⁵																																																																													
Clad Material		316 SS																																																																													
Control Material		90% enriched B ₄ C																																																																													
<u>Primary Circuit</u>																																																																															
Number of Loops		2																																																																													
Sodium Inventory	T _e	26.7																																																																													
Flow Rate per Loop	kg/s	115																																																																													
Sodium Temperature	°C	380-510																																																																													
<u>Secondary Circuit</u>																																																																															
Number of Loops		2																																																																													
Sodium Inventory	T _e	44																																																																													
Flow Rate per Loop	kg/s	91																																																																													
Sodium Temperature	°C	300-510																																																																													
<u>Steam Water Circuit</u>																																																																															
Feed Water Temperature	°C	200																																																																													
Steam Pressure	kg/cm ²	125																																																																													
Steam Flow	kg/s	16.5																																																																													
Steam Temperature	°C	480																																																																													
備考																																																																															

2.5 核計算に必要な断面積の現状

新型燃料にのみ含まれるZr, N断面積の現状について、JENDL-2⁽²⁶⁾と3⁽²⁷⁾を対象に調査した。

(1) 断面積のファイル化状況

表2.5-1～2に示す、JENDL-2と3の収納核種リスト参照のこと。

JENDL-2には、Zr, N共に収納されていない。

JENDL-3には、^{Nat}Zr, とその天然アイソトープ (⁹⁰Zr, ⁹¹Zr, ⁹²Zr, ⁹⁴Zr, ⁹⁶Zr) が収納されている。同ライブラリーには、¹⁴N, ¹⁵Nと共に、^{Nat}Nが収納される。

なお、Zr, N共に、現在評価データ見直し中であり、公開版JENDL-3に格納される微分データ値は、JENDL-3T Rev.0と若干異なる。

(2) 反応のファイル化状況

JENDL-2に収納されている全反応を、付録3に、JENDL-3に収納されている全反応を付録4に示した。これ等の表中では反応をMT番号でまた収納タイプをMFで示している。これ等の記号の意味はENDF/B-V formatに準じている。

なお、JENDL-3に収納される反応は、JENDL-3T Rev.0と同じである。

(3) 断面積の評価手法

Zr, N共に現在データの見直し作業中であり、かつ評価手法等を示すレポートも作成中である。

なお、Zr, N共JENDL-3T Rev.0のENDF/B formatデータリスト入手済であるので、使用している共鳴パラメータ等一部のデータは参照できる。また、ZrのJENDL-3用コメントファイルの原稿を表2.5-3に示す。

(4) 断面積の実験値との比較

^{Nat}Zr, ¹⁴NのJENDL-3T Rev.0評価値と測定データを比較のため、プロット図に示した。これ等の比較プロット図は図2.5-1～2にそれぞれまとめている。

なお、ZrのOPM（光学模型ポテンシャル）は、^{Nat}Zrの全断面積測定データに合わせるようフィットして決めた資料の図と、本プロット図での全体面積の値に不一致が見られる（高々4%程度）。又、⁹²Zr, ⁹⁴Zrの150keV以上の捕獲断面積の規格化が処理の過程での間違えが原因である。この点は、現在再処理中であり、再処理後は、測定データと評価データの一貫性は非常に良くなる。

(5) 断面積の積分実験との比較

Z_r^{nat} に対しても、14MeVでのDDX実験との比較が成されているのみである。これを図2.5-3に示す。 Z_r 断面積評価では、変形核効果をとり入れていないため、DOX実験と比較すると、評価値と実験値の不一致が大きい。しかし、角度依存性を消した（角度積分後）通常の1重微分断面積の測定データとの一致度は、図2.5-1に示した通りである。

Nに対しても同様のDDX実験との比較がなされている。図2.5-4に比較の例（抜粋）を示しているが、DDX実験としては、

- a) 東北大 14.2MeV
- b) 阪大 13.74~14.8MeV オクタビアン実験

の二例がある。

(6) 断面積の群定数化状況

① FBR用群定数

JENDL-2, 3T Rev.0共に、FCA, JUPITER実験解析に対応した核種について、JFS-3-J2⁽²⁸⁾タイプの群定数化が原研システム研にて実施されている。しかし、これ等の中には、 Z_r , N共に収納されていない。これ等2核種が、上記実験解析に不用であったことに起因する。

JENDL-3公開版の炉定数は1989年夏頃迄に、システム研にて作成予定であるが、同様の理由で Z_r , Nが群定数化される可能性が小さい。従って、これ等核種の群定数化を行う必要がある。

② 遮蔽用群定数

遮蔽用群定数として、JFS-3T Rev.0に基づく、JSSTD/L/J3T-295(295群)及びJSSTD/L/J3T-100(100群)が、原研遮蔽研にて作成されている*が、 Z_r^{nat} , N共に収納されていない。

③ 核融合用群定数

MCMNP断面積編集SWGにより、連続モンテカルロコード(MCMNP)用に群定数を作成する計画がある**。フォーマットは、JSD1000をベースとしており、この中には Z_r^{nat} , ^{14}N 共収納予定である。編集温度は300°Kのみである。

* JENDL速報第9号 (1987年10月8日発行)

** JENDL速報第11号 (1987年11月10日発行)

(7) 断面積の状況まとめ

以上述べた結果を下にまとめる。

内 容	調 査 結 果
① 収 納 状 況	Zr, N共, JENDL-3*のみに収納されている。
② 反 応	閾反応を含む中性子断面積と γ 線生成反応断面積
③ 評 値 手 法	Zr, N共現在レポート作成中につき、詳細は不詳
④ 実験値との比較	添付プロット図参照
⑤ 積分実験との比較	高エネルギー ($\sim 14\text{MeV}$) でのDDX実験**のみであり、評価データの精度評価には不十分である。
⑥ 群 定 数	JENDL-3T Rev.0のFBR用群定数は非公開 今後作成されるJENDL-3FBR用群定数は、JENDL-2群定数と同じ核種のみが対象。

故に ^{23}Na Zr並びに ^{14}N , ^{15}N 及び ^{23}Na について、JENDL-3からの群定数化 (JS-3-J2型) を行う必要がある。

** 二重微分断面積。散乱中性子の角度依存性断面積のこと。

表2.5-1 JENDL-2 収納核種

NO	NUCLIDES	MAT NO	NO	NUCLIDES	MAT NO
1	1-H - 1	2011	61	82-PB-207	2823
2	1-H - 2	2012	62	82-PB-208	2824
3	3-LI- 6	2031	63	90-TH-228	2901
4	3-LI- 7	2032	64	90-TH-230	2902
5	4-BE- 9	2041	65	90-TH-232	2903
6	5-B - 10	2051	66	90-TH-233	2904
7	6-C - 12	2061	67	90-TH-234	2905
8	9-F - 19	2091	68	91-PA-233	2911
9	11-NA-23	2111	69	92-U -233	2921
10	13-Al- 27	2131	70	92-U -234	2922
11	14-SI- 0	2140	71	92-U -235	2923
12	20-CA- 0	2200	72	92-U -236	2924
13	20-CA- 40	2201	73	92-U -238	2925
14	20-CA- 42	2202	74	93-NP-237	2931
15	20-CA- 43	2203	75	93-NP-239	2932
16	20-CA- 44	2204	76	94-PU-236	2941
17	20-CA- 46	2205	77	94-PU-238	2942
18	20-CA- 48	2206	78	94-PU-239	2943
19	21-SC- 45	2211	79	94-PU-240	2944
20	23-V - 51	2231	80	94-PU-241	2945
21	24-CR- 0	2240	81	94-PU-242	2946
22	24-CR- 50	2241	82	95-AM-241	2951
23	24-CR- 52	2242	83	95-AM-242	2952
24	24-CR- 53	2243	84	95-AM-242	2953
25	24-CR- 54	2244	85	95-AM-243	2954
26	25-MN- 55	2251	86	96-CM-242	2961
27	26-FE- 0	2260	87	96-CM-243	2962
28	26-FE- 54	2261	88	96-CM-244	2963
29	26-FE- 56	2262	89	96-CM-245	2964
30	26-FE- 57	2263			
31	26-FE- 58	2264			
32	27-CO- 59	2271			
33	28-NI- 0	2280			
34	28-NI- 58	2281			
35	28-NI- 60	2282			
36	28-NI- 61	2283			
37	28-NI- 62	2284			
38	28-NI- 64	2285			
39	29-CU- 0	2290			
40	29-CU- 63	2291			
41	29-CU- 65	2292			
42	41-NB- 93	2411			
43	42-MO- 0	2420			
44	42-MO- 92	2421			
45	42-MO- 94	2422			
46	42-MO- 95	2423			
47	42-MO- 96	2424			
48	42-MO- 97	2425			
49	42-MO- 98	2426			
50	42-MO-100	2427			
51	72-HF-174	2721			
52	72-HF-176	2722			
53	72-HF-177	2723			
54	72-HF-178	2724			
55	72-HF-179	2725			
56	72-HF-180	2726			
57	73-TA-181	2731			
58	82-PB- 0	2820			
59	82-PB-204	2821			
60	82-PB-206	2822			

表2.5-2 JENDL-3 General Purpose Fileに収納される核種

Z	Nuclide	Z	Nuclide
1	H-1,-2	40	Zr-0,-90,-91,-92,-94,-96
2	He-3,-4	41	Nb-93
3	Li-6,-7	42	Mo-0,-92,-94,-95,-96,-97,
4	Be-9		-98,-100
5	B-10,-11	47	Ag-0,-107,-109
6	C-12	48	Cd-0
7	N-14,15	51	Sb-0,-121,-123
8	O-16	63	Eu-0,-151,-153
9	F-19	72	Hf-0,-174,-176,-177,-178
11	Na-23		-179,-180
12	Mg-0,-24,-25,-26	73	Ta-181
13	Al-27	74	W-0,-182,-183,-184,-186
14	Si-0,-28,-29,-30	82	Pb-0,-204,-206,-207,-208
15	P-31	83	Bi-209
16	S-0,-32,-33,-34,-36	88	Ra-223,-224,-225,-226
17	Cl-0,-35,-37	89	Ac-225,-226,-227
18	Ar-40	90	Th-227,-228,-229,-230,
19	K-0,-39,-40,-41		-232,-233,-234
20	Ca-0,-40,-42,-43,-44, -46;48	91	Pa-231,-232,-233
21	Sc-45	92	U-232,-233,-234,-235, -236,-238
22	Ti-0,-46,-47,-48,-49, -50	93	Np-237,-239
23	V-51	94	Pu-236,-238,-239,-240, -241,-242
24	Cr-0,-50,-52,-53,-54	95	Am-241,-242g,-242m,-243, -244g,-244m
25	Mn-55		
26	Fe-0,-54,-56,-57,-58	96	Cm-241,-242,-243,-244,-245, -246,-247,-248,-249,-250
27	Co-59		
28	Ni-0,-58,-60,-61,-62, -64	97	Bk-249,-250
29	Cu-0,-63,-65	98	Cf-249,-250,-251,-252,-254
		99	Es-254,-255
		100	Fm-255

*) The nuclide with 0 stands for a natural element.

表2.5-3 Zr の評価手法 (ドラフト) (1/2)

** T40000 **

40-ZR-000 MAT NUMBER=3400

40-ZR-000 EVALUATION : M.SASAKI(MAPI)
COMPILED: T.ASAMI(NEDAC)

HISTORY

MF=1 GENERAL INFORMATION
MT=451 DESCRIPTIVE DATA AND DICTIONARY

MF=2 RESONANCE PARAMETERS

MT=151 RESOLVED RESONANCE PARAMETERS
RESOLVED PARAMETERS FOR MLBW FORMULA WERE GIVEN IN
THE ENERGY REGION FROM 1.0E-5 EV TO 100 KEV.
PARAMETERS WERE CONSTRUCTED FROM THE EVALUATED ONES FOR ZR
ISOTOPES OF ZR-90, -91, -92, -94 AND -96, CONSIDERING THEIR
ABUNDANCES IN THE ZR ELEMENT. THE ABUNDANCE DATA WERE TAKEN
FROM REF./1/ TO BE 0.5145, 0.1122, 0.1715, 0.1738 AND 0.0280
FOR ZR-90, -91, -92, -94 AND -96, RESPECTIVELY.

2200 M/S CROSS SECTION(B) RES. INTEGRAL(B-EV)

ELASTIC

CAPTURE

TOTAL

MF=3 NEUTRON CROSS SECTIONS

BELLOW 100 KEV, NO BACKGROUND CROSS SECTION WAS GIVEN.
ABOVE 100 KEV, TOTAL AND THE PARTIAL CROSS SECTIONS WERE GIVEN
POINTWISE.

ALL THE CROSS-SECTION DATA WERE DEDUCED FROM THE EVALUATED
ONES FOR FIVE STABLE ISOTOPES OF ZR CONSIDERING THEIR
ABUNDANCES, EXCEPT FOR THE TOTAL CROSS SECT-
IONS IN THE ENERGIES ABOVE 100 KEV.

MT=1 TOTAL

THE DATA WERE CONSTRUCTED FROM THE EVALUATED ONES OF FIVE STABLE
ISOTOPES OF ZR FOR JENDL-3.

MT=2 ELASTIC SCATTERING

OBTAINED BY SUBTRACTING THE SUM OF THE PARTIAL CROSS SECTIONS
FROM THE TOTAL CROSS SECTION.

MT=4, 51-89, 91 INELASTIC SCATTERING

THE DATA WERE CONSTRUCTED FROM THE EVALUATED ONES FOR EACH ZR
ISOTOPE. THE DATA FOR SOME LEVELS WERE LUMPED AS FOLLOWS:

MT	LEVEL ENERGY(MEV)	ZR-90	ZR-91	ZR-92	ZR-94	ZR-96
G.S.	0.0					
51	0.918					51
52	0.935					
53	1.205			51		
54	1.300					
55	1.382				52	
56	1.467			52		
57	1.469					53
58	1.496				53	
59	1.590					51
60	1.671					54
61	1.760					52
62	1.761		51			
63	1.847				54	
64	1.882			53		
65	1.900					53
66	2.042			54		
67	2.057					55
68	2.066				55	
69	2.131			55-56		
70	2.150					56
71	2.186		52			
72	2.189				57-58	
73	2.210					
74	2.259				59-60	54
75	2.319		53			

表2.5-3 $\text{^{Nat}Zr}$ の評価手法 (ドラフト) (2/2)

76	2.339	56-57
77	2.486	58
78	2.739	54
79	2.740	59
80	2.748	55
81	2.820	60-62
82	2.900	63
83	2.958	64
84	3.077	56
85	3.309	57
86	3.448	58
87	3.589	59
88	3.843	60
89	3.970	61

THE THRESHOLD FOR THE INELASTIC SCATTERING TO THE CONTINUUM WAS SET TO BE 2.329 MEV FOR CONVENIENCE OF THE FILE MAKING.

MT=16 (N,2N)
 CONSTRUCTED FROM THE EVALUATED DATA FOR THE ZR ISOTOPES.
 MT=22 (N,NA)
 CONSTRUCTED FROM THE EVALUATED DATA FOR THE ZR ISOTOPES.
 MT=28 (N,NP)
 CONSTRUCTED FROM THE EVALUATED DATA FOR THE ZR ISOTOPES.
 MT=102 CAPTURE
 CONSTRUCTED WITH THE EVALUATED DATA FOR THE ZR ISOTOPES.
 MT=103 (N,P)
 CONSTRUCTED FROM THE EVALUATED DATA FOR THE ZR ISOTOPES.
 MT=107 (N,A)
 CONSTRUCTED FROM THE EVALUATED DATA FOR THE ZR ISOTOPES.
 MT=251 MU-BAR
 CALCULATED BASED ON OPTICAL MODEL

MF=4 ANGULAR DISTRIBUTIONS OF SECONDARY NEUTRONS
 MT=2 ELASTIC SCATTERING
 CONSTRUCTED FROM THE DATA FOR THE ZR ISOTOPES CALCULATED WITH THE TNG CODE/2/.
 MT=51-89, 91 INELASTIC SCATTERING
 ASSUMED TO BE ISOTROPIC IN THE CENTER-OF-MASS SYSTEM
 MT=16, 22, 28 INELASTIC SCATTERING
 ASSUMED TO BE ISOTROPIC IN THE LABORATORY SYSTEM

MF=5 ENERGY DISTRIBUTIONS OF SECONDARY NEUTRONS
 MT=16, 22, 28 INELASTIC SCATTERING
 CONSTRUCTED FROM THE DATA FOR THE ZR ISOTOPES CALCULATED WITH THE TNG CODE/X/.

MF=12 PHOTON PRODUCTION MULTIPLICITIES
 MT=102
 CONSTRUCTED FROM THE DATA FOR THE ZR ISOTOPES CALCULATED WITH THE TNG CODE/X/.

MF=13 PHOTON PRODUCTION CROSS SECTIONS
 MT=3
 CONSTRUCTED WITH THE DATA FOR THE ZR ISOTOPES CALCULATED WITH THE TNG CODE/X/.

MF=14 PHOTON ANGULAR DISTRIBUTIONS
 MT=3, 102
 ASSUMED TO BE ISOTROPIC IN THE LABORATORY SYSTEM.

MF=15 CONTINUOUS PHOTON ENERGY SPECTRA
 MT=3, 102
 CONSTRUCTED WITH THE DATA FOR THE ZR ISOTOPES CALCULATED WITH THE TNG CODE/X/.

REFERENCES

- 1) HOLDEN, N.E., MARTIN, R.L. AND BARNES, I.L. : PURE & APPL. CHEM. 56, 675 (1984).
- 2)
- 3)
- 4)
- 5) ENSDF
- 6)

図2.5-1 ZR NAT CAPTURE (1/3)

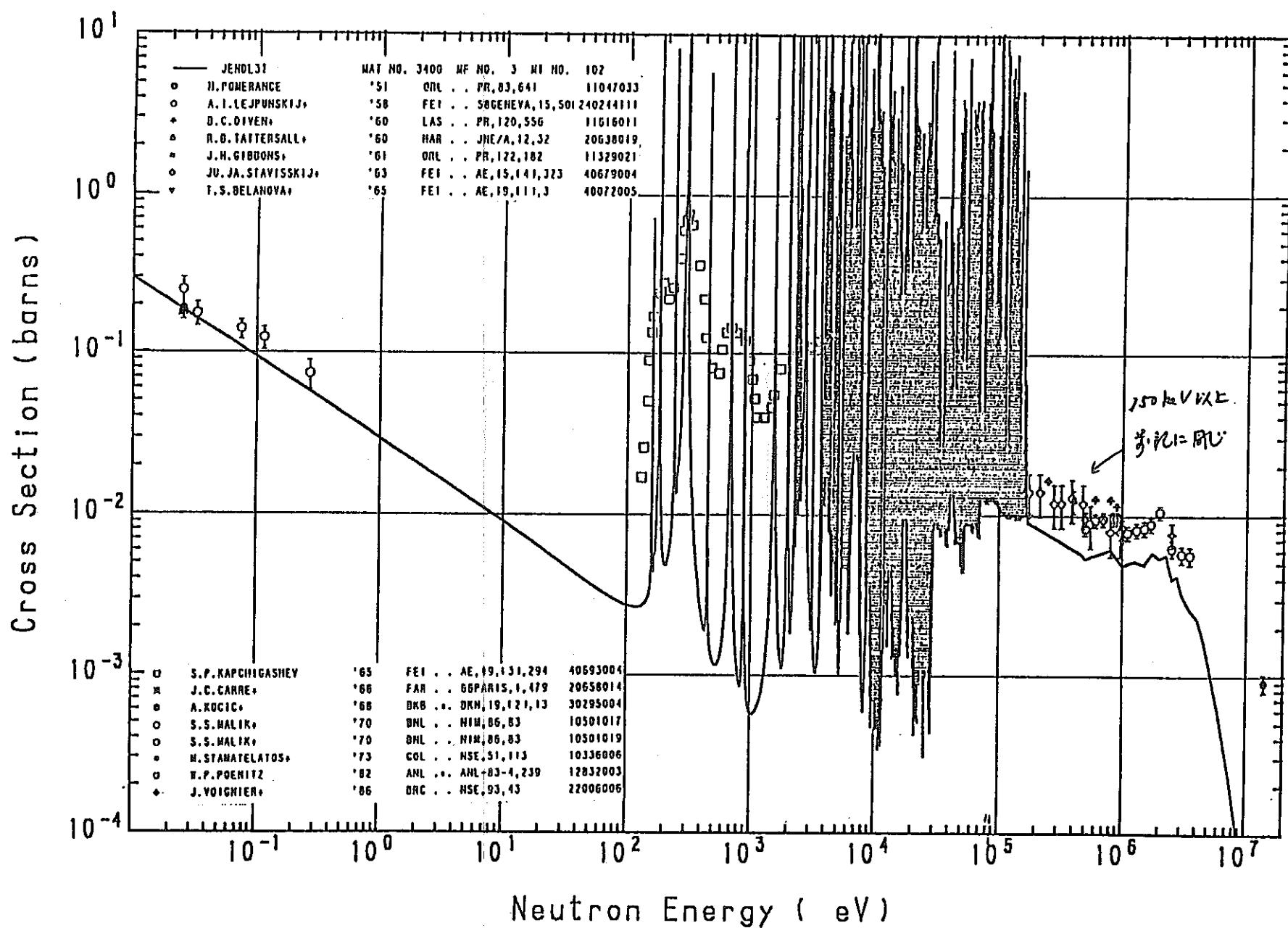


図2.5-1 ZR NAT CAPTURE (2/3)

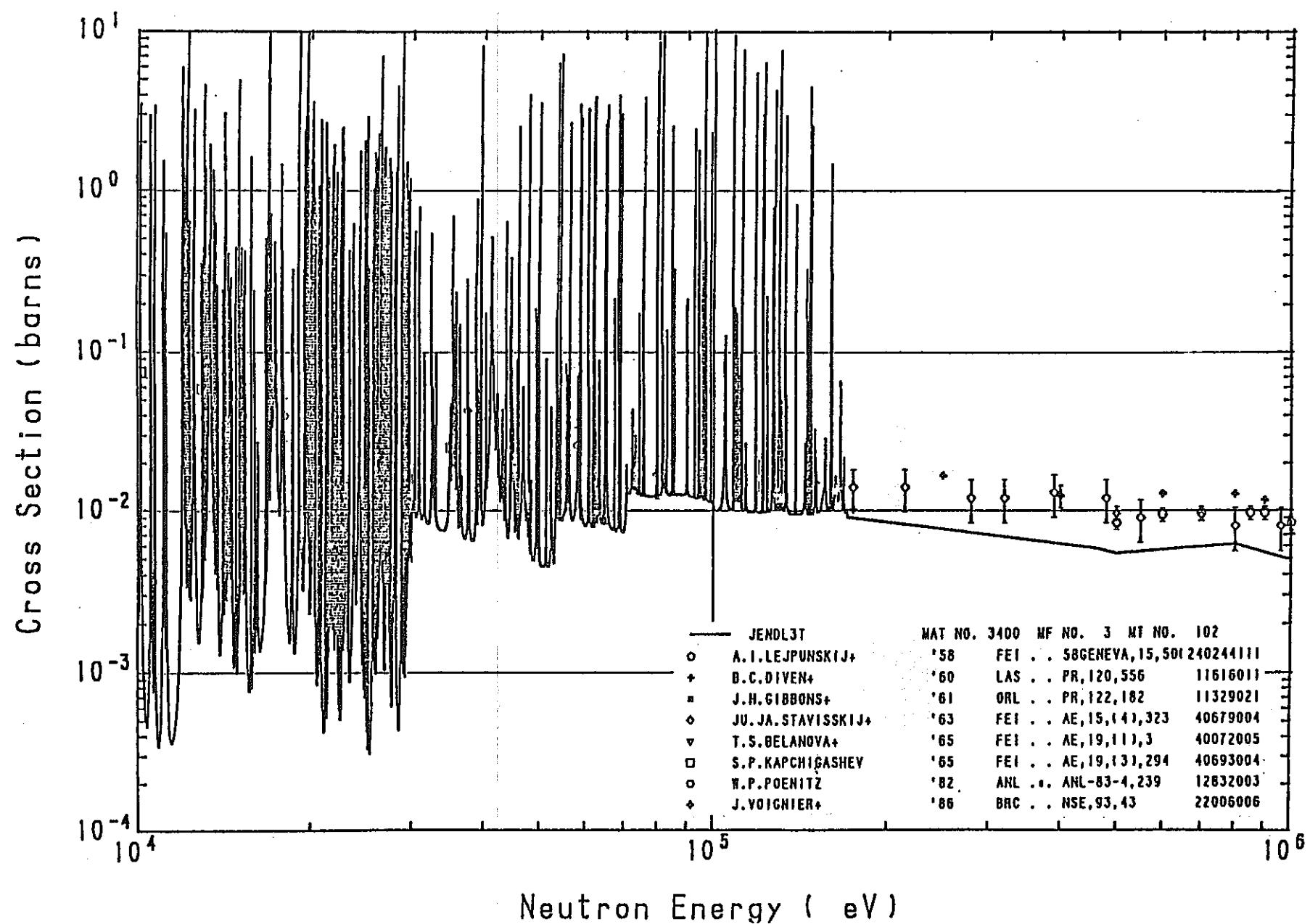


図2.5-1 ZR NAT CAPTURE (3/3)

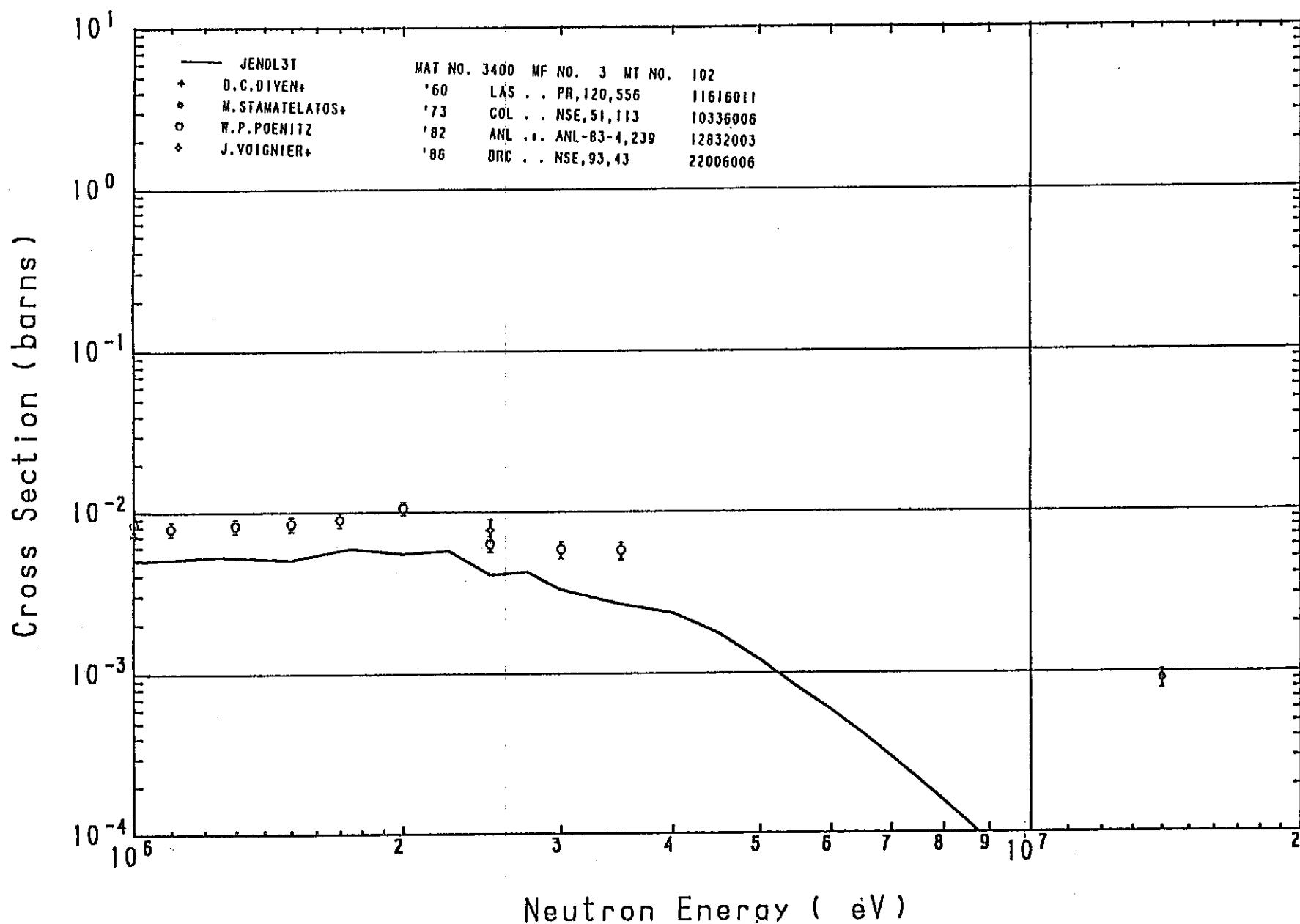


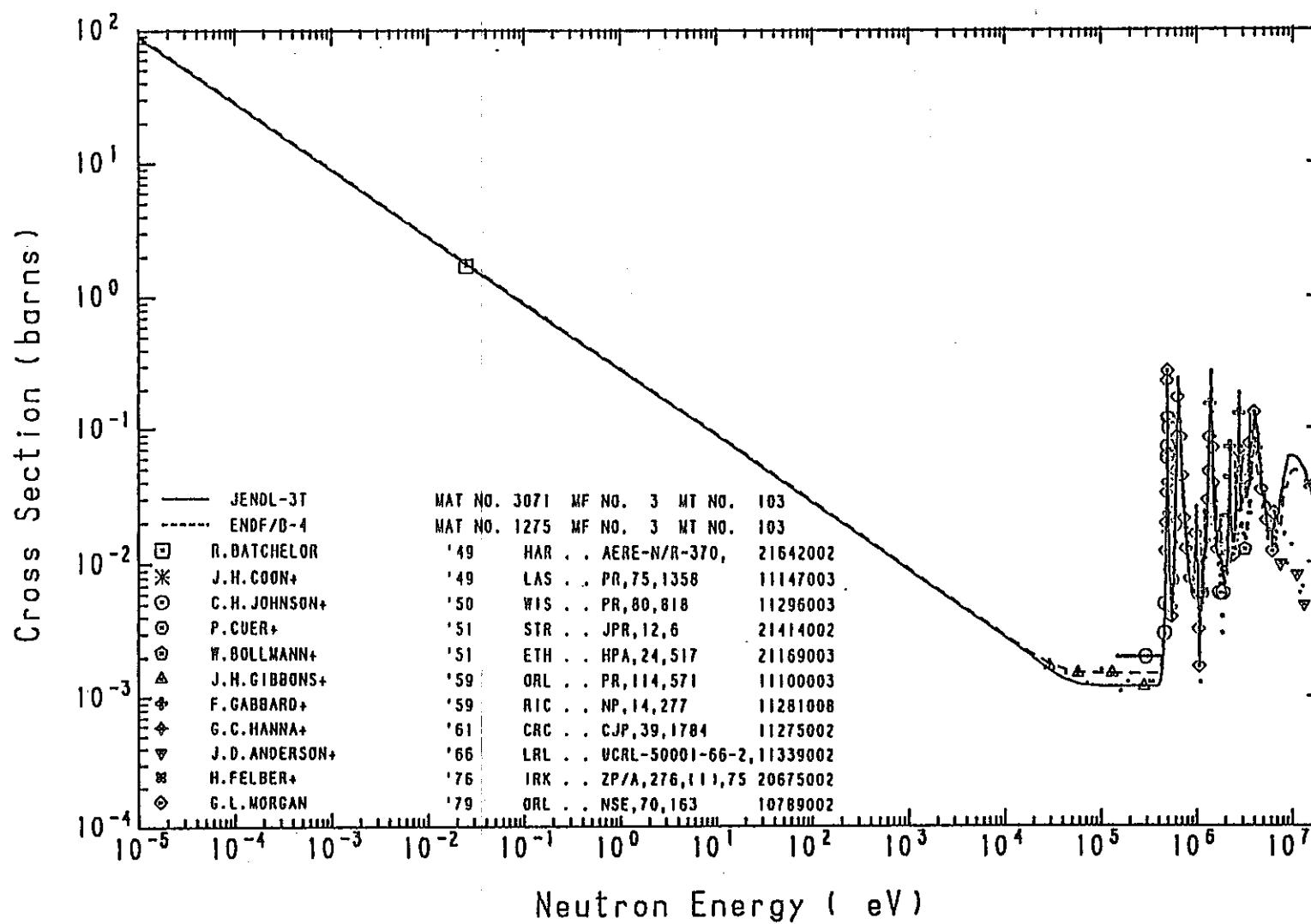
図2.5-2 ^{14}N (n, p) Cross Section (1/2)

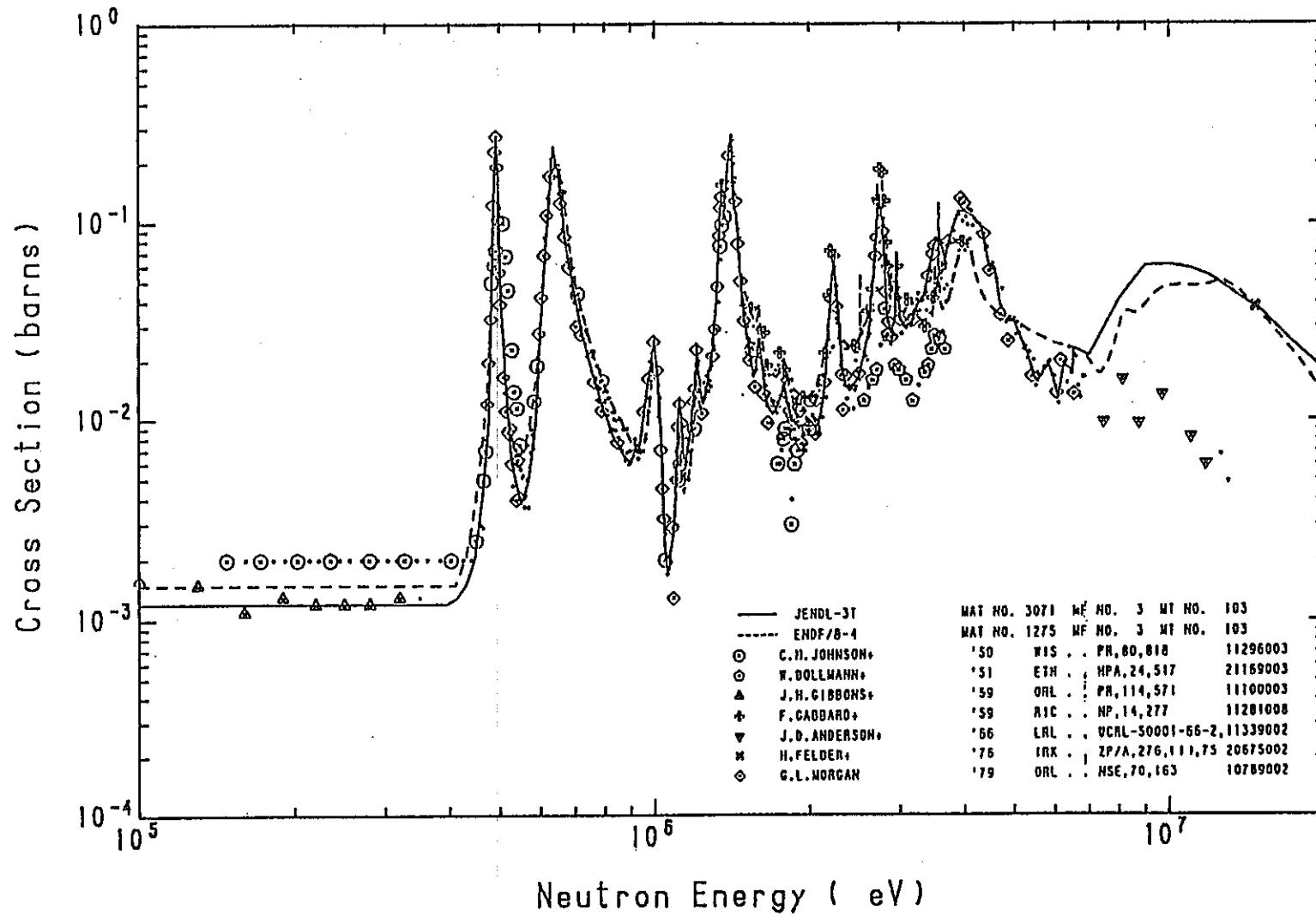
図2.5-2 ^{14}N (n, p) Cross Section (2/2)

図2.5-3 ^{90}Zr のDDX実験との比較

(Ref) Nuclear Data for Science and Technology(1988 MITO), 291- 294, Copyright © 1988 JAERI.

DOUBLE-DIFFERENTIAL NEUTRON EMISSION SPECTRA
FOR Al, Ti, V, Cr, Mn, Fe, Ni, Cu, and Zr

(抜粋)

M.Baba, M.Ishikawa, N.Yabuta, T.Kikuchi, H.Wakabayashi and N.Hirakawa

Department of Nuclear Engineering, Tohoku University, Sendai 980, Japan

Abstract: The angle-dependent neutron emission spectra have been measured for nuclides cited above at the incident neutron energy of 14.1 MeV. For aluminum, iron, nickel, copper and zirconium, the measurements were performed as well at 18 MeV incident energy. The data were obtained at 7-12 laboratory angles for secondary neutrons down to 0.6 MeV. The emission neutrons show systematic angle dependence and their angular distribution were compared favorably with the calculation based on the Kalbach-Mann systematics.

(neutron, emission spectra, Al, Ti, V, Cr, Mn, Fe, Ni, Cu, Zr, 14.1 MeV, 18 MeV)

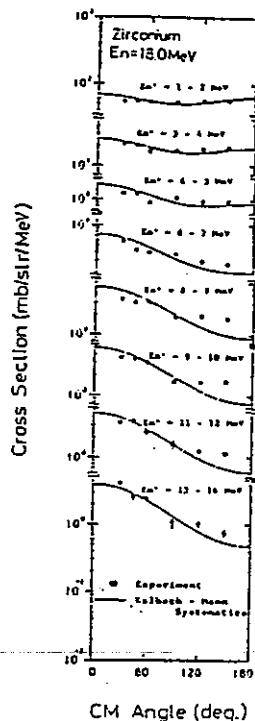
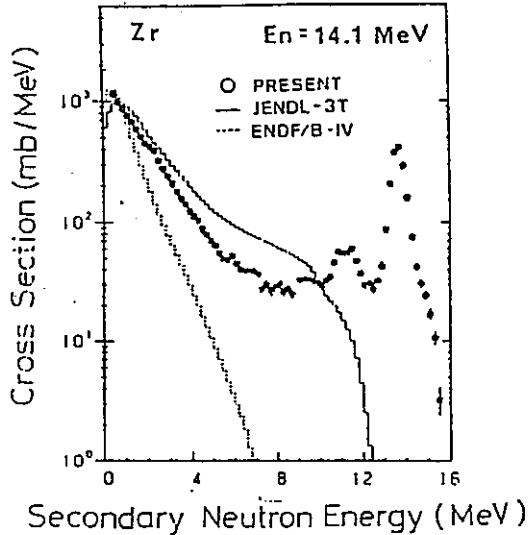


図2.5-4 N の D D X 実験との比較 (1/2)

¹⁴N D D X D A T A
Evaluated Data : JENDL-3T.
Experimental Data : Tohoku Univ.
 $E_n = 14.2 \text{ MeV}$
25.0, 30.0, 45.0, 60.0, 75.0, 80.0, 105.0,
120.0, 135.0, 150.0

(Ref) JAERI-memo 62-453

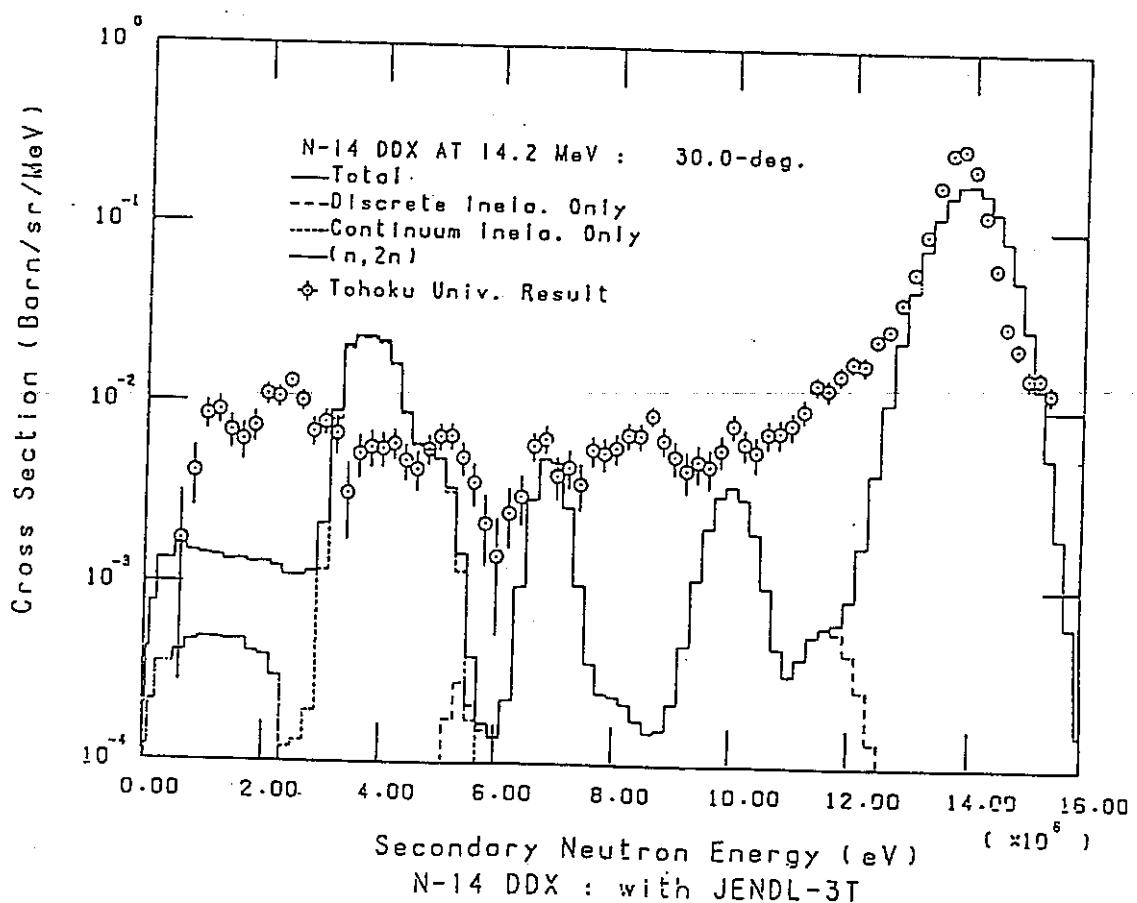


図2.5-4 N の D D X 実験との比較 (2/2)

N D D X DATA

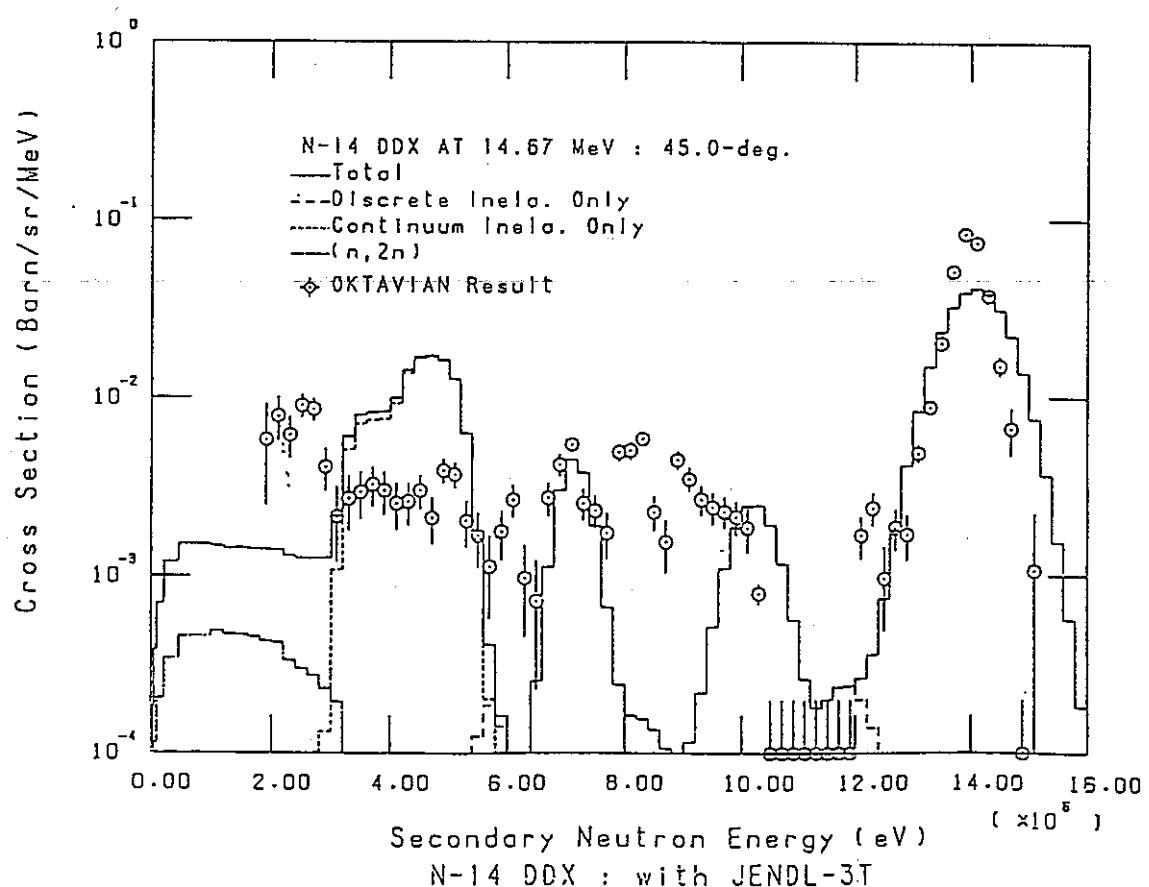
Evaluated Data : JENDL-3T

Experimental Data : OKTAVIAN

$E_n = 14.80$ MeV	30.0
$E_n = 14.67$ MeV	45.0
$E_n = 14.53$ MeV	60.0
$E_n = 14.25$ MeV	80.0
$E_n = 13.95$ MeV	105.0
$E_n = 13.74$ MeV	120.0

(Ref) JAERI-memo 62-453

(抜粋)



2.6 まとめ

新型燃料炉心の調査結果をまとめると次の通りである。

(1) 臨界実験

- ・臨界実験例は初期のFCA-IとZPPRのIFRサポート用の中小型金属燃料炉心臨界実験だけである。
- ・金属燃料炉心設計に当っては今後行われるFCAでの臨界実験結果を反映させる必要がある。
- ・炭化物・窒化物燃料については、臨界実験が全くといって良い程行われておらず、今後FCA等での地道な実験の積み重ねが必要である。

(2) 炉心設計例

- ・1970年代は炭化物・窒化物燃料の炉心例が多くたが最近は金属燃料の設計例が大部分である。
- ・金属燃料炉心は、どの設計も基本的にはANLのIFRコンセプトに依っている。但し設計上の狙いは米国と日本とで異なっており、米国は固有安全性と経済性を追求した小型モジュール半径方向非均質炉心である。一方、日本は経済性（コンパクト化）を追求したり、増殖性の極限を追求したり、各機関で多様である。又、均質炉心を基準としている。

設計上の課題は、Naボイド反応度の低減、高nvt対策及び高温サイクルに向かないこと等である。

- ・一方、炭化物・窒化物燃料炉心の設計例は年代が古いこともあり、大型炉心の例が多い。又、高増殖性（倍増時間を最小）を狙った例が多い。我国では炭化物燃料を用いてプラント合理に繋がる炉心設計を実施した例がある。

炭・窒化物燃料炉心設計上の課題は、Naボイド反応度の低減、nvt対策等であり、窒化物固有のものとしては¹⁵N濃縮の問題がある。

(3) 実機例

- ・現在運転中の新型燃料炉心実機としては、金属燃料炉心のFBR-IIと炭化物燃料炉心のFBTR(インド)のみである。
- ・FBR-IIについては、小型炉心という制約はあるが、実験データが豊富で参考にできる。
- ・一方、FBTRについては、実機という以外に特に特長はない。

(4) 核計算に必要な断面積について

① 精度について

積分実験との比較が殆どなく、断面積評価データの精度評価には不十分である。

② 核計算を進める上での問題

オリジナルの JENDL-3 ライブライアリには ^{Nat}Zr 、並びに ^{14}N 、 ^{15}N 及び ^{Nat}N が収納されるが、ライブライアリからの群定数化 (JFS-3-J2型) の予定はなく群定数化を行う必要がある。

3. 炉心核特性比較評価

3.1 概 要

金属燃料、炭化物燃料、窒化物燃料の各新型燃料を用いた炉心は、酸化物燃料炉心と比べ高増殖性を持つこと、線出力が高くできること、また、特に金属燃料については、最近その熱伝導度が高いことから固有の安全性の点からも有利であること等さまざまな利点が指摘されている。

ここでは、これらの各新型燃料と酸化物燃料の燃料形態の純粋な差に基づく核特性の差とその原因とを把握するために、できるだけ条件を同一にして新型燃料を用いた炉心と酸化物燃料炉心との核特性を比較評価する。さらに、新型燃料の特徴を生かす設計の方向とその課題についても摘出を行う。

以上の目的のために、各新型燃料及び酸化物燃料を用いた1000MWe大型炉心を設定し、燃焼特性・増殖特性を比較検討した。金属燃料及び酸化物燃料については、さらに核特性の違いの出力規模依存性を検討するために300MWe小型炉心を設定した。金属燃料、酸化物燃料炉心については、反応度係数についても検討を加えた。設定した炉心と検討項目のまとめを表3.1-1に示す。

炉心の設定においては、条件を可能な限り同一にする考え方から、各燃料を用いた炉心の集合体各部寸法、炉心配置は全く同一として平均出力密度、最大線出力をほぼ同一とすることとした。燃料体の仕様として重要なパラメータとして理論密度比またはスミヤ密度比がある。これについては、最近の炉心設計で実績ある値またはよく用いられている値を参考に設定した。

表3.1-1 設定した炉心と検討項目

出力規模 燃 料	大型炉 (~1000MWe)	中小型炉 (~300MWe)
酸 化 物	A	B
金 属	A	B
炭 化 物	C	-
窒 化 物	C	-

注 A, B, Cは検討項目を示す。

検討項目

A : 燃焼・増殖特性, 中性子束・出力分布, 反応度係数

B : 燃焼・増殖特性, 反応度係数

C : 燃焼・増殖特性

3.2 炉心仕様・燃料仕様の設定

ここでは本検討で用いた炉心仕様、燃料仕様とその設定の考え方を示す。

(1) 炉心仕様

炉心仕様設定方針は次のとおりとした。

- 1000MWe大型炉心、300MWe小型炉心を設定し、燃料の差による特性差の出力依存性も調べる。
- 燃料ごとに炉心の仕様（寸法、燃交パターン、サイクル長等）は同一とする。即ち、燃料ごとの炉心特性の差は純粹な燃料形態とその特徴（重金属と結合する原子の種類と結合比、密度）に起因するものだけにできるだけとどめて燃料ごとの比較を行いやすくする。これにより、平均出力密度は各燃料を用いた炉心間でほぼ等しくなる。
- 1000MWe炉心と300MWe炉心の集合体の寸法も同一とし、集合体数は熱出力の比にほぼ比例させて決定する。
- 1000MWe炉心の仕様、集合体の仕様は、昭和61年度設定レファレンス炉心⁽¹⁾に準じた仕様とする。

上記方針に基づく1000MWe炉心、300MWe炉心の仕様を表3.2-1に示す。

両炉心とも1年運転サイクル、炉心燃料3パッチ交換、炉心高さ100cm、集合体配列ピッチ17.98cm、均質炉心という共通仕様をもつ。

両炉心の集合体配置を図3.2-1、3.2-2に示す。300MWe炉心の炉心燃料集合体数は118本であり、1000MWe炉心の355本と比べ熱出力の比で決まる本数106～107本より10%程度多いが、これは炉心配置の周方向対称性、出力ビーキングが大型炉より悪化すること等を考慮したためである。

(2) 燃料仕様

燃料仕様のうち、寸法より決まる断面体積比については、表3.2-1に示した。

表3.2-2に、用いた燃料体（ミート部）の仕様を示す。この仕様のうち、炉心特性に大きく影響し、設計による自由度があるのは、スミヤ密度比である。酸化物及び金属燃料のスミヤ密度比については、最新の設計で用いられ、実績も積まれている値を用いている。炭・窒化物燃料についてはボンド材の種類（He or Na）により違うと考えられ、また、必ずしも決まった値が広く用いられているわけではない。ここでは、63年度からの新型燃料炉心の検討で用いられている値を用いた。

理論密度とスミヤ密度比の積は実効的な重金属の密度と考えられるので炉心部についてこの量を求めると表3.2-2に示すように、酸化物燃料に対し金属燃料では約26%増、炭化物では約29%増、窒化物では約35%増となる。このように新型燃料では重金属の実効的密度が酸化物より約30%前後大きくなり、また、重金属と結合する原子量の小さい、いわゆる軽核の種類の差とも合わせ、炉心特性を異ならせる要因となる。

また、窒化物燃料については、窒素原子として天然のものを用いるか、¹⁵Nを濃縮して用いるかが問題となる。¹⁵N濃縮による増殖特性への効果は第2章の炉心設計例調査結果にもあるように小さくない。本研究で用いた断面積ファイルJFS-3R-J2-FP2に、¹⁴Nは含まれておらず¹⁵Nのみ含まれている。そこで、ここでは窒素として¹⁵Nを100%含む窒化物燃料を想定した。従って、窒素の同位体組成の上からは、最も高い増殖性が得られるものを想定したことになる。

各燃料ともPu同位元素比は²³⁹Pu/²⁴⁰Pu/²⁴¹Pu/²⁴²Puの重量比を58/24/14/4とした。またウランは劣化ウラン(0.3%²³⁵U)とした。

表3.2-1 共通炉心仕様

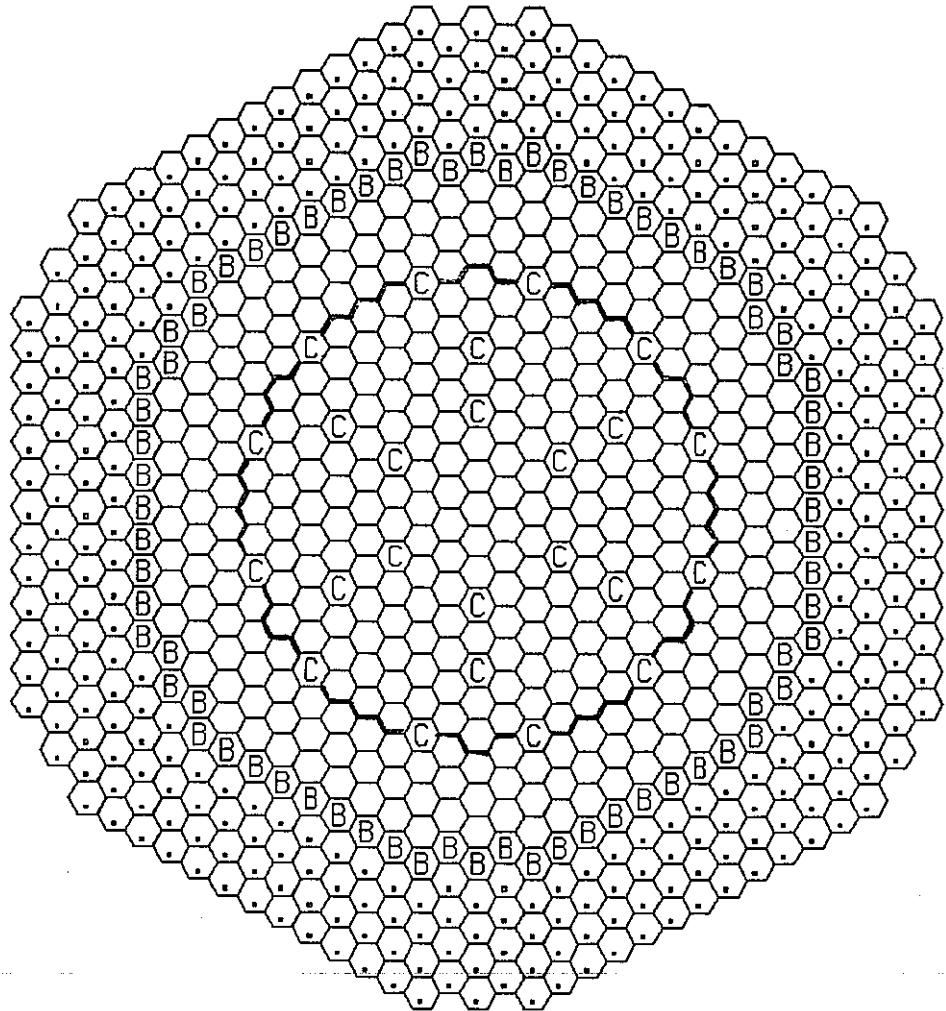
仕 様		大型炉心	小型炉心
炉心熱出力／電氣出力		2600／1000	780／300
燃焼期間		1年	同左
炉心型式		均質炉心	同左
燃料交換バッチ数	炉心燃料	3	同左
	プランケット	4	同左
燃料集合体本数	炉心（内側／外側）	175／180	52／66
	プランケット	72	42
	制御棒	24	9
	遮蔽体	348	228
炉心等価直径		367.6cm	212.8cm
炉心高さ		100cm	同左
炉心体積		9939リットル	3304リットル
軸プランケット厚さ		30cm	同左
集合体配列ピッチ		17.98cm	同左
燃料断面体積比 (%)			
炉心 (燃料／冷却材／構造材)		42.7／37.5／19.8	同左
プランケット (燃料／冷却材／構造材)		57.7／27.1／16.2	同左
制御棒引抜 (冷却材／構造材)		90／10	同左
制御棒挿入 (吸收体／冷却材／構造材)		34.9／42.5／22.6	同左
遮蔽体 (冷却材／構造材)		20.0／80.0	同左

表3.2-2 用いた燃料体の仕様

		酸化物	金属	炭化物	窒化物
組成		(Pu-U)O ₂ UO ₂	(Pu-U)10Zr U-10Zr	(Pu-U)C UC	(Pu-U)N UN
理論密度(g/cm ³)	Core Bl.	11.0 10.96	15.8 15.9	13.6 13.6	14.3 14.3
スミヤ密度(%TD)	Core Bl.	87.6 90.8	75 80	85 90	85 90
O, Zr, C, Nと 重金属の原子数比	Core Bl.	1.98 2.00	0.291 0.291	1.0 1.0	1.0 1.0
実効重金属密度 (g/cm ³) 炉心部		8.5	10.7 *(1.26)	11.0 *(1.29)	11.5 *(1.35)
ボンド材質		He	Na	He	He

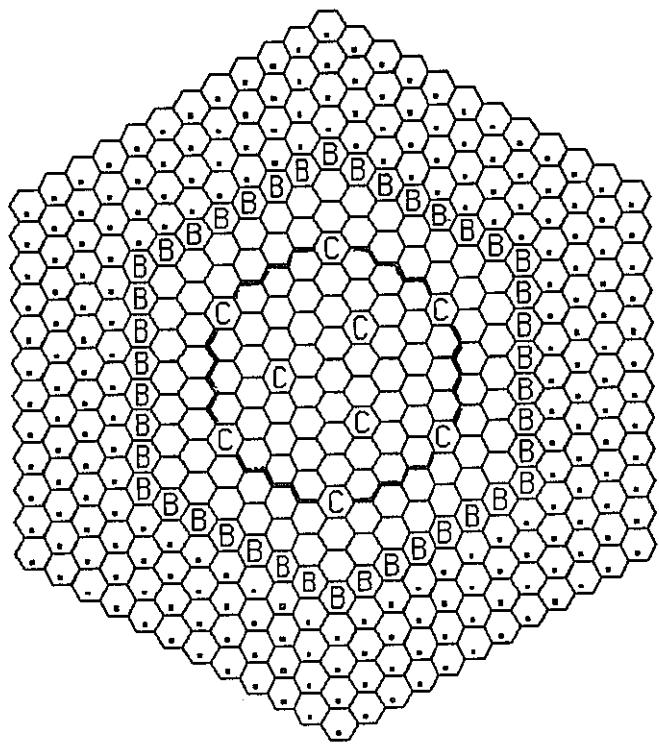
* 酸化物燃料の値との比較

- Pu同位元素比 Pu239/Pu240/Pu241/Pu242: 58/24/14/4
- U同位元素比 U235/U238: 0.3/99.7



○ CORE	355	(IC/OC=175/180)
◎ CONTROL ROD	24	
◎ RADIAL BLANKET	72	
◎ RADIAL SHIELD	348	

図3.2-1 1000 MWe炉心の集合体配置図



○ CORE

118 (IC/OC=52/66)

○ CONTROL ROD

9

○ RADIAL BALNKET

42

○ RADIAL SHIELD

228

図3.2-2 300 MWe 炉心の集合体配置図

3.3 解析方法

本節では、炉心核特性の解析方法（炉定数作成法、燃焼解析法、反応度特性解析法）について説明する。

(1) 概要

解析方法の概要を表3.3-1に示す。

燃焼解析及び反応度解析は、別途、群数の検討結果（付録A）より決定された8群エネルギーで行うこととした。基本となる断面積ファイルは70群のJFS-3R-JZ-FP2であり、これを一次元拡散係数により8群へと縮約した。燃焼解析、反応度解析は二次元RZ体系で炉心をモデル化した。用いた計算コードは、炉定数作成にはSLAROM²⁾、燃焼解析、反応度解析にはCITATION³⁾を使用した。

(2) 炉定数の作成

燃焼解析、反応度解析には、JFS-3R-JZ-FP2を縮約して得られたエネルギー8群の実効ミクロ定数を使用した。8群構造を表3.3-2に示す。

実効ミクロ定数計算の際の炉心組成は、各燃料ごとに求めた平衡初期の各領域ごとの均質組成とした。この均質組成は、正確には燃焼組成計算、ミクロ定数計算を反復して求めが必要があるが、今回は暫定的なPu富化度より燃焼して得られた組成を用いている。

縮約に用いた1000MWe炉心の一次元体系を図3.3-1に示す。縮約領域は本図に示すINCO1, OUTCO1, 等の領域と一致する。

(3) 燃焼解析

燃焼解析に用いた1000MWe及び300MWe炉心の二次元RZ体系図を図3.3-2, -3に示す。燃料交換は、バッチごとの交換を模擬して行い、ほぼ平衡に達すると考えられる第4サイクルまで燃焼させた。但し、中性子束分布はバッチごとの組成をRZ体系での領域ごとに平均化して求めることになる。

Pu富化度の設定は以下の基準で行った。

- ・第4サイクル末期 $k_{eff} \neq 1,002$
 - ・第4サイクル末期 内側炉心最大出力密度 \neq 外側炉心最大出力密度
- 尚、制御棒は全引抜状態として扱った。

(4) 反応度解析

基本的に燃焼解析と同一の計算体系で行った。ドップラー反応度及びナトリウムボイド係数の計算の際には、(2)で示した炉定数作成を低温時^{*}及びナトリウムボイド時に対して行い、即ち、実効ミクロ定数を低温時及びナトリウムボイド時に対して求め、これを拡散計算に使用した。

一方、膨張反応度係数算出は、一次摂動計算により行った。

* 200°Cを想定

表3.3-1 解析方法の概要

項目	方法等
<ul style="list-style-type: none"> • 炉定数作成(ミクロ定数) <ul style="list-style-type: none"> ・基本断面積 ・計算コード ・均質化モデル ・縮約体系 ・縮約群 	<ul style="list-style-type: none"> ・JFS-3R-JZ-FPZ(70群) ・SLAROM(均質化、縮約とも) ・均質モデル ・一次元体系 ・8群エネルギー
<ul style="list-style-type: none"> • 燃焼解析(8群) <ul style="list-style-type: none"> ・計算コード ・体系 ・Pu富化度設定法 	<ul style="list-style-type: none"> ・CITATION ・二次元RZ体系 ・バッチごとの燃交模擬 ・4サイクル燃焼 ・第4サイクル末期 $k_{eff} \approx 1,002$ ・第4サイクル末期 出力分布平坦化
<ul style="list-style-type: none"> • 反応度解析(8群) <ul style="list-style-type: none"> ・計算コード ・体系 ・解析法 <ul style="list-style-type: none"> ・ナトリウムボイド係数、ドップラー係数 ・膨張による反応度係数 	<ul style="list-style-type: none"> ・CITATION ・二次元RZ体系 ・直接計算 ・一次摂動計算

表3.3-2 8群エネルギー一群構造

群番号	エネルギー範囲	対応する70群の番号
1	10.0MeV-3.6788	1-4
2	3.6788-1.3534	5-8
3	1.3534-0.30197	9-14
4	0.30197MeV-86.517keV	15-19
5	86.517-9.1188	20-28
6	9.1188keV-961.12eV	29-37
7	961.12-101.30	38-46
8	101.30eV以下	47-70

一次元縮約体系にない領域の縮約は
以下のように行う。

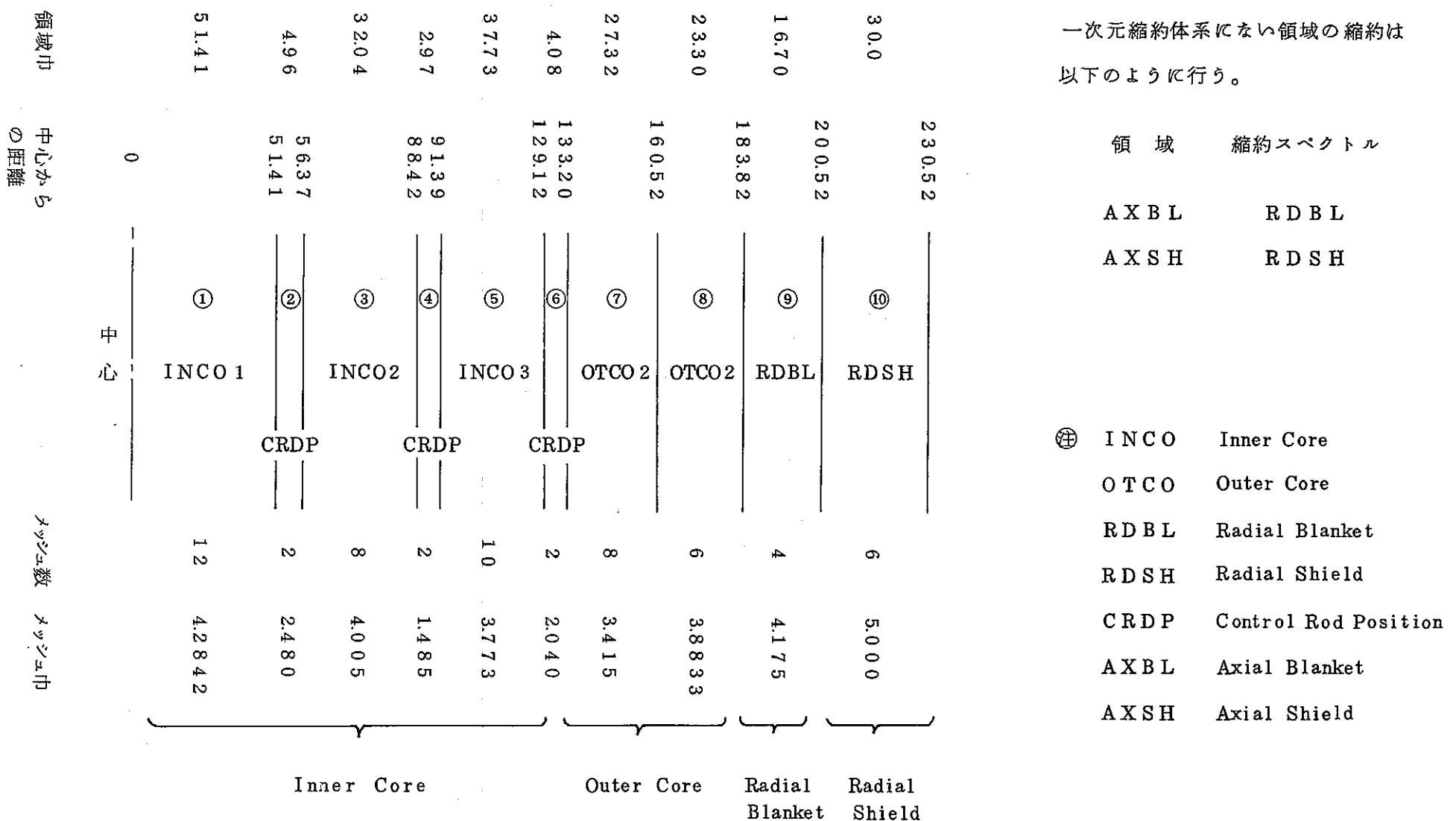
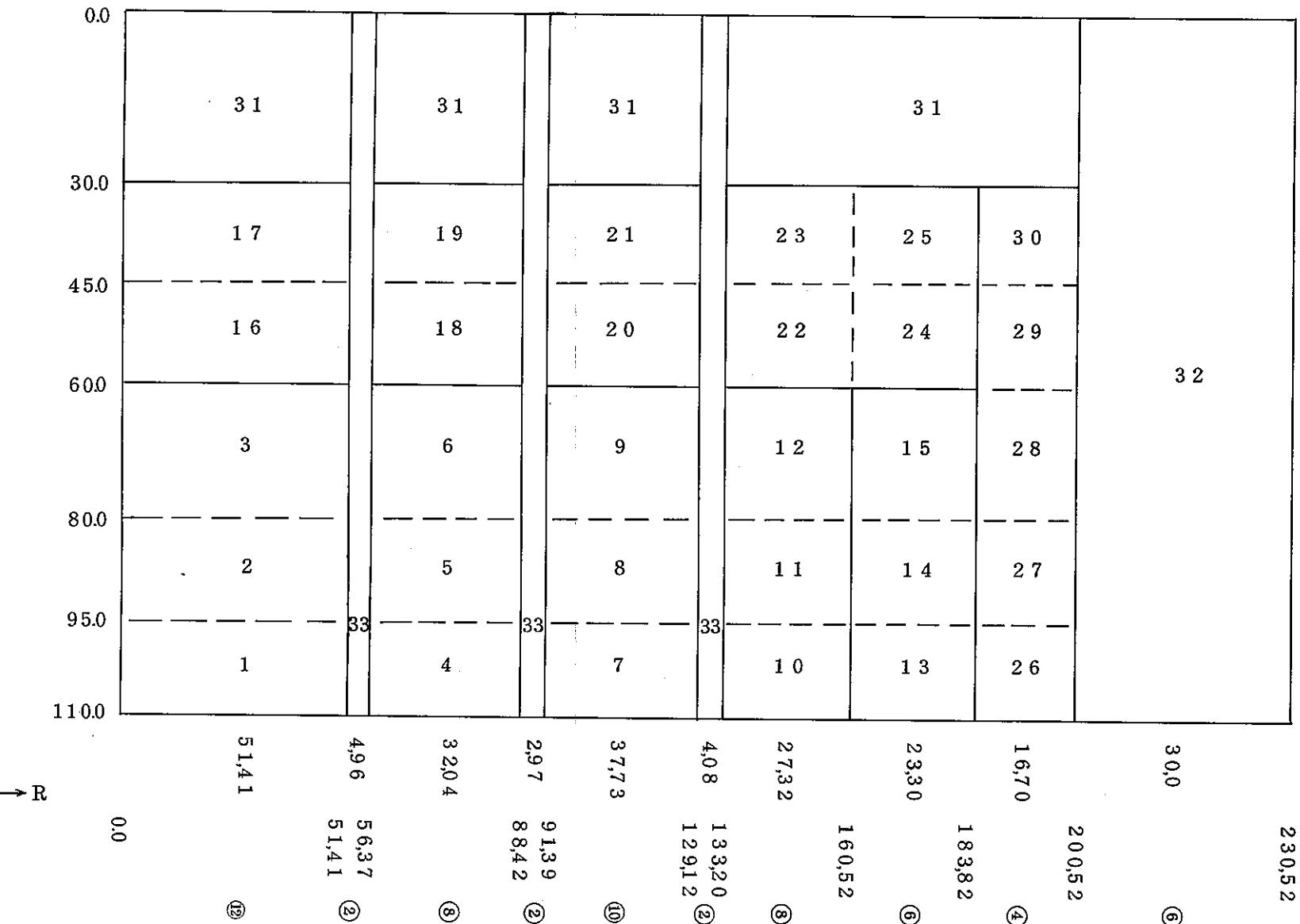


図 3.3-1 一次元縮約体系 (1000 MW_e, 各燃料共通)



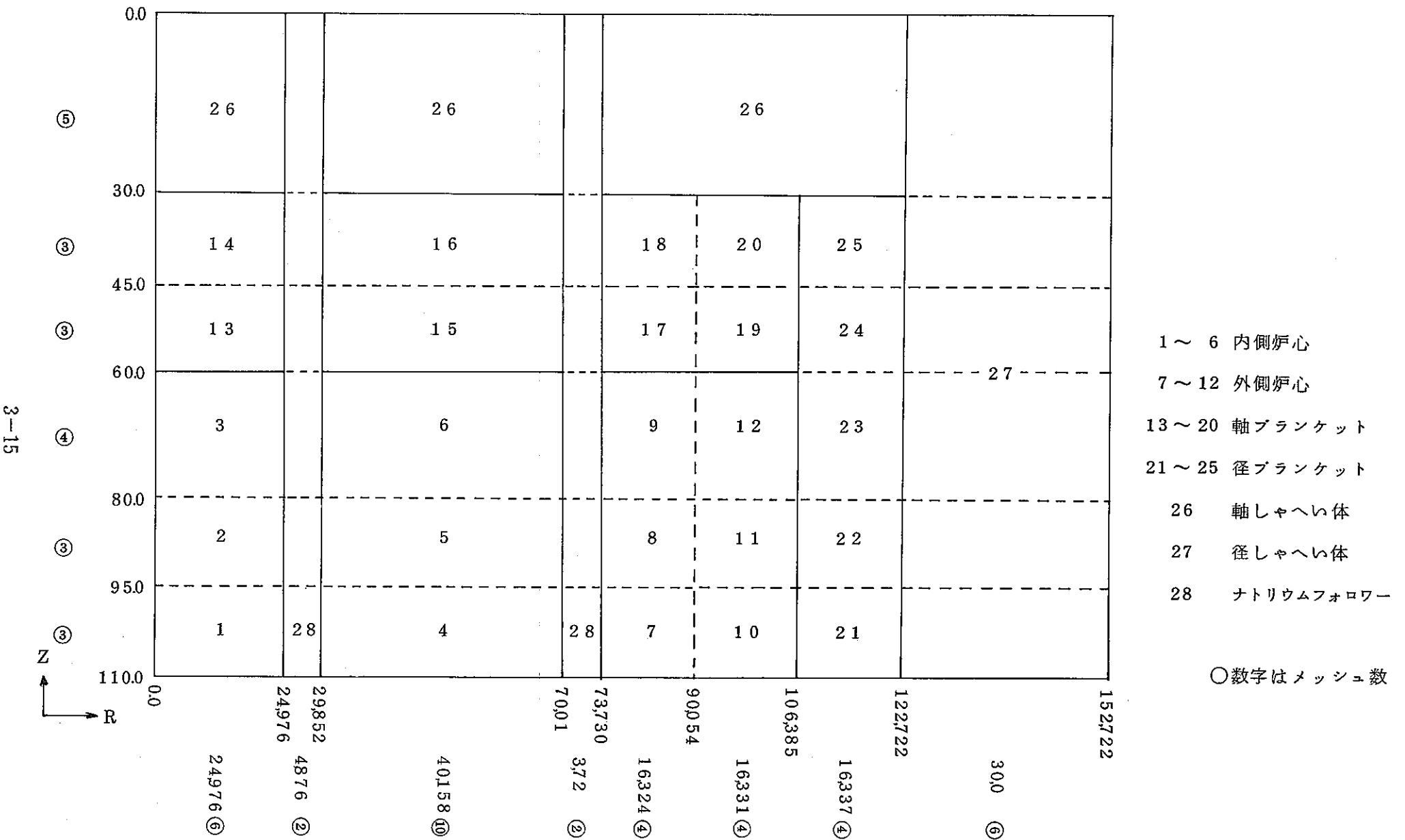


図 3.3-3 300 Mwe 炉心 R Z 計算体系図

3.4 炉心核特性の比較評価

本節では、最初の3.4.1項で各炉心の主要核特性を全体的に比較し、各燃料を用いた炉心の主な特徴を示す。続く各項において、核特性の違いの詳しい検討、要因分析を行う。

3.4.1 主要核特性の比較

(1) 1000MWe炉心

各燃料を用いた1000MWe炉心の主要核特性を表3.4.1-1に比較する。結果は次のようにまとめられる。

・Pu富化度

炉心平均のPu富化度は窒化物炉心の場合が最も低く、ついで金属燃料炉心、炭化物炉心、酸化物燃料炉心の順で高くなる。各新型燃料炉心のPu富化度がほぼ等しいのに対し、酸化物燃料炉心のPu富化度はそれより約4%も高くなっている。

・燃焼反応度

酸化物燃料炉心の燃焼反応度が約2%△ρであるのに対して、各新型燃料炉心の燃焼反応度はほぼ零であり、大幅に小さくなっている。Pu富化度の低い炉心ほど燃焼反応度は小さい。

・増殖比

酸化物燃料炉心の増殖比が約1.2であるのに対して、各新型燃料炉心の増殖比は約1.4となっており大幅に向上している。

・原子炉倍増時間・複合システム倍増時間

両倍増時間とも各新型燃料炉心の値は、酸化物燃料炉心の値の約半分程度に短縮されている。倍増時間の定義は3.4.2項で示す。

・出力密度

炉心部の平均出力密度、最大出力密度は、各炉心で大きな差はない。これは各炉心とも炉心体積が等しく、Pu富化度の設定法も同一としているためである。

・最大高速フルエンス

酸化物燃料炉心の最大高速フルエンスは約 2.3×10^{23} nvtであるが、金属燃料炉心では約 2.9×10^{23} nvtとなり約25%の増加となっている。一方、炭・窒化物燃料炉心では約 $2.3 \sim 2.4 \times 10^{23}$ nvtであり、酸化物燃料炉心の値とほぼ同一か数%程度の増加を示している。

・取出平均燃焼度

炉心部の取出平均燃焼度は、酸化物燃料炉心の場合約74000MWd/tであるのに対して、各新型燃料炉心の値は約55000MWd/tである。これは各炉心とも炉心燃料の炉内滞在期間は3年で同一であるが、燃料の実効的な重金属密度が新型燃料では酸化物燃料よりも大きくなっているためである。

・核分裂性Puインベントリ、利得

平衡サイクル初期の核分裂性Puインベントリは金属燃料炉心が最も少なく、次いで酸化物、窒化物、炭化物の各炉心の順で大きくなる。平衡サイクル末期の核分裂性Puインベントリは金属燃料炉心の方が酸化物燃料炉心よりも多くなる。これは、平衡サイクルでの核分裂性Pu利得の差に起因している。各新型燃料炉心の核分裂性Pu利得は増殖比の差を反映し、酸化物燃料炉心の値の約2倍となっている。

・ナトリウムボイド係数・ドップラー係数（炉心部）

金属燃料炉心のナトリウムボイド係数は、酸化物燃料炉心の値の約1.7倍である。しかし、これはボンドナトリウムが燃焼初期と同じ状態で燃料と被覆管の間にあり、このボンドナトリウムもボイド化するとして求めた値である。燃料のスウェーリングによりボンドナトリウムが全部プレナムへ移動しているとすると金属燃料炉心の値は約20%小さくなる*。この場合でも酸化物燃料炉心の値の約1.4倍である。金属燃料炉心のドップラー係数は酸化物燃料炉心よりも絶対値が35%程度小さい。

以上のように、各新型燃料炉心の特徴として酸化物燃料炉心と比べ増殖特性が向上し燃焼反応度も小さいことがわかった。また、出力分布は大差ないが高速フルエンスについて金属燃料炉心では他の炉心よりも約20%以上高くなる。反応度係数については、金属燃料炉心では酸化物燃料炉心と比べてナトリウムボイド係数は大きく、ドップラー係数は絶対値が小さい。このような特性の差は重金属の実効的密度と中性子スペクトルの差より生じている。詳細な検討は3.4.2項以下で行う。

(2) 300MWe小型炉心（酸化物、金属）

300MWe小型炉心の主要核特性を表3.4.2-2に比較する。

同表のように1000MWe大型炉心と比べて、Pu富化度が上昇し、中性子経済が悪化するために増殖特性は1000MWe大型炉心より低下している。

* ナトリウムボイド係数がボイド化するナトリウムの体積に比例するとして求めた値。燃料断面体積比では、冷却ナトリウムが約37.5%，ボンドナトリウムが約10.7%（燃焼初期）を占めている。

しかし、酸化物燃料炉心に対する金属燃料炉心の増殖特性の有利さは変わっていない。また、高速フルエンスや反応度係数の関係も1000MWe大型炉心の場合と同一とみなせる。炭・窒化物燃料を用いた300MWe小型炉心は設定していないが、酸化物燃料炉心との特性の関係も1000MWe大型炉心の場合と同様であると予想できる。

このように酸化物燃料炉心に対して金属燃料炉心で増殖性が良いこと、フルエンスが増加すること、Naボイド係数が増加し、ドップラー係数の絶対値が小さくなるという傾向は大型炉心(1000MWe)でも小型炉心(300MWe)でも顕著である。

3.4.2 燃焼・増殖特性

本項では、増殖比、倍増時間、物質収支等について、新型燃料炉心と酸化物燃料炉心の比較を行う。

(1) 増殖比

増殖比の領域ごとの内訳及び内部転換比の比較を表3.4.2-1 (1000MWe), 表3.4.2-2 (300MWe)に示す。

尚、これらの値は平衡中期に対して定義し、以下の式で求めることとした。

$$\text{増殖比, 内部転換比} = \frac{{}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu} \text{ の生成率}}{{}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu} \text{ の消滅率} ({}^{241}\text{Pu} \text{ 崩壊})}$$

1000MWeの新型燃料炉心では、内部転換比が1を越え、増殖比は1.4近傍である。一方、酸化物燃料炉心の内部転換比は約0.9であり、増殖比も約1.2にとどまっている。プランケット部の増殖比への寄与も新型燃料炉心の方が数%大きくなっている。

新型燃料炉心の内部転換比が高いことは燃焼反応度が酸化物燃料炉心よりも大幅に小さいことに反映されている。

300MWe炉心の増殖比は1000MWe炉心の値より低下するが、金属燃料炉心の方が増殖比が高いことは1000MWe炉心と同一である。1000MWe炉心よりも炉心外への中性子もれが大きく、プランケットの増殖比への寄与は1000MWe炉心より大きい。

新型燃料炉心の内部転換比が酸化物燃料炉心よりも良い理由は、燃料重金属密度が高いことと燃料中に原子量の小さい軽い核が含まれない（金属燃料）または重核当りの軽い核が半分しかなく（炭・窒化物）中性子スペクトルが硬いために、中性子経済が良くPu富化度が低減されるためである。一般に、Pu富化度が低いほど内部転換比は良いと考えられる。

1000MWeの金属燃料炉心のPu富化度は炭化物燃料炉心より低いが、内部転換比も低くなっている。これは金属燃料炉心の中性子スペクトルが炭化物燃料炉心よりも硬く、親物質の中性子捕獲率と核分裂性物質の中性子吸収率の比が低下するためと考えられる。

中性子スペクトルの差による増殖性の差を定量的に調べるには一群化実効定数や η 値を比較するとよい。これについては、3.4.3項で検討する。

(2) 重金属装荷量・核分裂性Pu利得

1000MWe各炉心の領域ごとの重金属装荷量、核分裂性Pu利得を表3.4.2-3に示す。

・燃料に含まれる全部のPuとUからなる全重金属装荷量は実効的重金属密度を反映して窒化物燃料炉心がもっと多く、酸化物燃料炉心ではそれより約30%近く少ない。

- P_{u_f} (核分裂性 P_u) 装荷量については、金属燃料炉心の値が他の3炉心の値よりも約8%程度少なくなっていることがわかる。この量は、サイクル末期の固有値をほぼ1.0とする条件で決まっており、サイクル中の増殖性が関係している。わずかに内部転換比の高い炭・窒化物炉心よりも金属燃料炉心の方がこの量が小さくなるのは、中性子スペクトルがより硬いために、少ない核分裂性 P_u 量で臨界となりうるためである（中性子スペクトルは3.4.3項に示す）。
- 酸化物炉心と炭・窒化物炉心の値は、ほぼ同一である。重金属密度は炭・窒化物燃料の方が2~3割大きいが P_u 富化度の低減により打消され、核分裂性 P_u 装荷量としては大差なくなっている。（下表参照）

	酸化物	金 属	炭化物	窒化物
燃料重金属密度*	8.50	10.7	11.0	11.5
(g/cc)				
P_u 富化度** (w/o)	1000MWe 300MWe	16.1 18.1	12.0 14.1	12.6 —

* 燃料ピン内径部分 ** 炉心平均

• 核分裂性 P_u 利得

炉心部の核分裂性 P_u 利得は酸化物燃料では負、新型燃料炉心では正であり、内部転換比が1より大きいか否かで決まっている。

全炉心での核分裂性 P_u 利得は、酸化物燃料炉心でも正となる。これはブランケット部での利得によるが、このブランケット部の利得も新型燃料炉心の方がわずかに多くなっている。

(3) 倍増時間

各炉心の原子炉倍増時間、複合システム倍増時間と関係諸量を表3.4.2-4(1000MWe)、表3.4.2-5(300MWe)に示す。

倍増時間は以下のとく定義した。

• 原子炉倍増時間 (RDT) と複合システム倍増時間 (CSDT)

$$RDT = \frac{3^* \cdot f_o}{(fN - f_o) \cdot \frac{365}{\ell}}$$

$$CSDT = \ell n^2 \cdot \frac{(3^* \cdot f_o + fN \cdot T \cdot \frac{365}{\ell})}{\left\{ (fN - f_o) - \alpha \cdot fN - 2^{41} fN (1 - e^{-\tau}) \right\} \cdot \frac{365}{\ell}}$$

但し、
 ℓ : 燃料交換間隔 = 435日
 f_o : 平衡サイクル装荷 $P_{ufissile}$ 重量
 f_N : 平衡サイクル取出し $P_{ufissile}$ 重量
 $^{241}f_N$: 平衡サイクル取出し ^{241}Pu 重量
 T : 炉外時間 = 1.5年
 α : 再処理ロス率 = 0.03
 λ : ^{241}Pu 崩壊定数 = 0.0471年^{-1}
* 3はバッチ数 (炉心燃料)

これらの倍増時間は、サイクル装荷 $P_{ufissile}$ 重量とサイクル $P_{ufissile}$ 利得により、おおむね決定されるのでこれに着目する。(以下 $P_{ufissile} \rightarrow P_u$ と略)

1000MWe炉心について比較する。サイクル装荷 P_u 重量は炭化物燃料の場合が最も多く酸化物燃料と窒化物燃料の場合はそれより1~2%少ないが大差ない。金属燃料炉心のサイクル装荷 P_u 重量が最も少なく炭化物燃料炉心の8%減である。

一方、サイクル P_u 利得は増殖比の差を反映し、新型燃料炉心では酸化物燃料炉心の2倍近い値となっており、これが倍増時間が短かい主な原因となっている。新型燃料炉心の間では、増殖比が高い順に倍増時間が短かく窒化物燃料炉心の倍増時間が最も短かい。

300MWe炉心についても金属燃料炉心のサイクル P_u 利得が酸化物燃料炉心の2倍近い値となっており、倍増時間も約半分である。

同一燃料を用いた1000MWe炉心より増殖比が低いために、1000MWe炉心よりも倍増時間は長い。

(4) 炉心部重金属の増減

以下では、燃焼反応度の差の主な要因となっている炉心核分裂性 P_u の増減を中心に、炉心部重金属量について検討する。

炉心部の核分裂性 P_u の増減を表3.4.2-6(1000MWe), 表3.4.2-7(300MWe)に示す。また、同じく親物質の増減を表3.4.2-8(1000MWe), 表3.4.2-9(300MWe)に示す。

・炉心部核分裂性 P_u

^{239}Pu , ^{241}Pu 合計量は酸化物燃料ではサイクル中に減少、新型燃料では増大する。その増減の傾向は燃焼反応度の傾向とほぼconsistentである(表3.4.1-1参照。 ^{241}Pu は各燃料とも減少し、炉心間の差は少なく、 ^{239}Pu の増減が燃料により大きく異なっている。

サイクル初期の核分裂性 P_u についてみると、金属燃料の場合が最も少なく、次いで酸化物、炭化物、窒化物各燃料の順で多くなる。これはサイクル装荷核分裂性 P_u の傾向と同一である。燃焼が進んだ末期では、増殖性の低い酸化物炉心よりも金属燃料炉心の方が核分裂性 P_u は多くなる。

サイクル末期の炭・窒化物炉心の核分裂性Puは酸化物炉心、金属燃料炉心よりも9～10%も多くなっている。サイクル末期の固有値は各炉心ともほぼ1.0であるから、この核分裂性Pu量と次に示す親物質量とのバランス及び中性子スペクトルが関係して各炉心とも臨界を保っていると考えられる。

・炉心部親物質

親物質については、サイクル中の増減ではなく、絶対量の燃料による差に注目する。

サイクルを通して、親物質の量は酸化物炉心よりも新型燃料炉心の方が約30%程度多い。これは、新型燃料炉心の方が高重金属密度である上に低Pu富化度であるためである。

サイクル末期で核分裂性Puと親物質の重量比をとると次のようになる。

酸化物	金 属	炭化物	窒化物
0.134	0.103	0.109	0.103

先ほど示したサイクル末期での核分裂性Pu重量の傾向とあわせると次のことが示される。

- ・サイクル末期での核分裂性Pu重量は酸化物炉心と金属燃料炉心とで大差ない。一方、親物質は約25%金属燃料炉心の方が多い。これで両炉心ともほぼ臨界となるのは、金属燃料炉心の方が重金属密度が高く、また中性子スペクトルが硬いため、中性子経済が良いことによる。
- ・サイクル末期核分裂性Pu重量は、炭・窒化物炉心では、金属燃料炉心よりも約10%多いが、親物質の重量もほぼ比例して多い。核分裂性Pu重量の絶対量が金属燃料炉心でやや少ないと中性子スペクトルが硬いので少ない量でも臨界となっている。

3.4.3 中性子スペクトルと高速フルエンス

本項では、燃料の種類の違いが直接反映される量であり炉心特性の差の要因の一つとなっている中性子スペクトルと関連する諸量について検討する。検討した量は中性子スペクトルとそれを数値化した一つの指標である一群化実効定数、最大高速フルエンスである。

(1) 中性子スペクトル

1000MWe各炉心の炉中心付近の中性子スペクトルを、図3.4.3-1(全エネルギー領域)、及び図3.4.3-2($10^3\text{eV} \leq E \leq 10\text{MeV}$)に示す。エネルギー積分値は各炉心で同一値に規格化している。また、比較しやすいように8群エネルギーにまとめて数値化したものを表3.4.3-1に示す。

・金属燃料炉心の中性子スペクトル

酸化物燃料炉心の中性子スペクトルと比べて、 $0.1\text{MeV} \sim 1\text{MeV}$ の間のスペクトルが大きくなる。8群エネルギーではほぼ対応する3、4群($1.35\text{MeV} \sim 86.5\text{KeV}$)で比較すると酸化物燃料炉心よりも約20%大きい。それより高いエネルギーでも低いエネルギーでもスペクトルは酸化物燃料炉心よりも小さくなっている。

従って、酸化物燃料炉心の中性子スペクトルと比べると、数MeVの高いエネルギーで中性子の減速が多く起こっているが、 0.1MeV 以下のエネルギーにはあまり減速されないので $0.1\text{MeV} \sim 1\text{MeV}$ の範囲に中性子が多く蓄積している。

0.1MeV 以下のエネルギーにあまり減速されない理由は、酸化物燃料と異なり酸素のような原子量の軽い核種が燃料に含まれていないためと考えられる。一方、高いエネルギーでも減速が大きい理由としては、酸化物燃料炉心よりも炉心内の ^{238}U の量が多いため(表3.4.2-7参照)非弾性散乱が多く起こるためと考えられる。

86.5keV 以上のエネルギーを持つ高速群の割合は、約67%であり酸化物燃料炉心の約58%と比べて約10%大きい。

・炭・窒化物燃料炉心の中性子スペクトル

酸化物燃料炉心の中性子スペクトルと比べて、 $0.3\text{MeV} \sim 1\text{MeV}$ の間のスペクトルが大きく、約 0.1MeV 以下ではスペクトルが小さくなる。金属燃料炉心の中性子スペクトルと比べて、 $0.3\text{MeV} \sim 1\text{MeV}$ の間のスペクトルは似ているものの、その他のエネルギー領域ではむしろ酸化物燃料炉心のスペクトルの方に近くなっている。

炭化物燃料炉心と窒化物燃料炉心の中性子スペクトルを比べると、 $0.3\text{MeV} \sim 1\text{MeV}$ の間のスペクトルは窒化物燃料炉心の方が大きく、また約 0.1MeV 以下では炭化物燃料炉心の方が大きく、全体として窒化物燃料炉心の方がスペクトルが硬い傾向がある。

86.5keV以上のエネルギーを持つ高速群の割合は、炭化物燃料炉心では約61%，窒化物燃料炉心では約64%であり酸化物燃料炉心の約58%と比べてやや大きい。このように、炭・窒化物燃料炉心の中性子スペクトルは金属燃料炉心ほどではないが酸化物燃料炉心よりも硬い。この理由は、酸化物燃料と同様に燃料中に炭素や窒素の軽い核種を含むものの、燃料原子当りでは酸化物燃料の半分しか含まれていないためである。また両者のうちでは窒化物燃料炉心の方がやや硬いスペクトルを有しているが、これは炭素と窒素の原子量の差から生じる両者の中性子減速の大きさの差からくると考えられる。

炭・窒化物燃料炉心では、金属燃料炉心と同様に酸化物燃料炉心よりも炉心内の²³⁸Uの量が多いが（表3.4.2-7参照），数MeV領域でのスペクトルは金属燃料炉心のような減少を示していない。この理由については(4)にて検討する。

各燃料とも3KeV付近にスペクトルの谷があるが、これはNaの共鳴吸収の影響である。また酸化物燃料炉心では0.4MeV～0.5MeVの間にもスペクトルの谷がある。これは酸素の共鳴散乱の影響である。

(2) 一群化実効断面積の比較

一群化した実効断面積は、中性子スペクトルを反映した量となり、燃料による特性の差を理解する上で重要な量である。以下では中性子捕獲、核分裂の各実効断面積及び η 値を燃料間で比較する。

○ 燃料核種について

燃料核種の一群化実効断面積及び η 値を表3.4.3-2に示す。

新型燃料炉心では中性子捕獲断面積が各核種とも酸化物炉心よりも小さくなっている。特に金属燃料ではその傾向が著しい。

核分裂断面積も一部を除き同様の傾向であるが、捕獲断面積ほどエネルギー依存性が大きくないために（しきい値反応^{*}を除く）新型燃料炉心では、酸化物炉心に比して捕獲と核分裂両断面積の比（ α 値）が小さくなり、 η 値（=1/(1+ α)）は新型燃料炉心、特に金属燃料炉心で酸化物燃料より大きくなる。これは、新型燃料炉心の増殖性が良い一つの大きな要因である。

η 値だけからみると、金属燃料炉心の内部転換比は炭・窒化物燃料炉心より大幅によくなりそうであるが、実際には炭・窒化物よりもやや劣っているかほぼ同等である。この理由は後に検討する。

* ²⁴⁰Pu, ²³⁸Uの核分裂断面積をさす。(4)に補足説明。

○ 構造材、冷却材、F P核種について

以下の表に各炉心での上記核種の一群化実効捕獲断面積を比較する。

核種	酸化物 (barn)	金属*	炭化物*	窒化物*
N a	0.0020	0.70	0.95	0.95
構造材***	0.021	0.76	0.90	0.90
P u - F P	0.54	0.72	0.91	0.91

* 酸化物燃料の値に対する比

** Cr + Mn + Fe + Ni + Mn (平均)

これらの寄生吸収核種についても、新型燃料炉心の実効断面積は酸化物の値と比べて小さく、特に金属燃料炉心ではその傾向が著しい。

○ 燃料核種の η 値と内部転換比

内部転換比は以下の要因によりおおよそ決定される。

① 燃料核種の η 値

これは中性子スペクトルにより決り、硬い中性子スペクトルほど大きい。新型燃料炉心、特に金属燃料炉心では大きくなる。 $(^{239}\text{Pu}, ^{241}\text{Pu})$

② 燃料の組成比率

中性子が燃料に吸収される確率に関係する。重金属密度の高い新型燃料炉心ではこの確率が高くなる。

この他、各核種の実効断面積の大きさも関係して内部転換比が決まる。

表3.4.3-3には1000MWe各炉心の平衡初期、炉中心付近の核種ごと中性子吸収率である。この表を基にして、燃料核種の吸収率、燃料以外の核種の吸収率に分けたものが下記の表である。

炉中心付近の中性子吸収率* (1000MWe平衡初期)

	酸化物	金 属	炭化物	窒化物
燃料核種(F P除く)	0.913	0.918	0.929	0.931
N a, 構造材、酸素、炭素	0.087	0.082	0.071	0.069
Z r, F P $(^{238}\text{U}, ^{270}\text{Pu}$ 中性子捕獲) (0.494)	(0.537)	(0.540)	(0.550)	

* 核種合計を1.0と規格化

この表に示すように燃料核種以外の寄生吸収の割合は酸化物燃料炉心より、新型燃料炉心の方がわずかに小さい。これは主として重金属密度の差に起因する。

金属燃料炉心の燃料核種以外の寄生吸収は炭・窒化物燃料炉心よりも大きいが、これは表3.4.3-3よりわかるように主としてZrの中性子吸収に基づいている。酸素、炭素、窒素の中性子吸収率は非常に小さい。

新型燃料炉心の高重金属密度は、寄生吸収率の低減よりもむしろPu富化度の低減に結びついており、上の表に示すように、親物質(²³⁸U, ²⁴⁰Pu)の中性子捕獲率が酸化物燃料よりも大幅に大きい。

(3) 最大高速フルエンスの検討

3.4.1項表3.4.1-1, -2に示したように金属燃料炉心の最大高速フルエンスは、酸化物燃料炉心の場合よりも大きく、一方、炭・窒化物燃料炉心の最大高速フルエンスは、酸化物燃料炉心の場合と大差ないという結果が得られた。以下では、1000MWe炉心を対象にこの理由について検討する。

本検討では最大高速フルエンスは以下のように二次元燃焼計算結果からの平衡初期及び末期の中性子束を用いて近似的に求めた。

即ち、最大高速フルエンスをMF_Fとすると

$$MF_F = \max \left(\sum_{i=1}^4 (\phi_{i,B} + \phi_{i,E}) / 2 \right) \times T$$

として求めた。

ここで各変数の意味は次のとおりである。

$\phi_{i,B}$: サイクル初期第*i*群中性子束

$\phi_{i,E}$: サイクル末期第*i*群中性子束

T : 燃料照射期間 (=3年=3600×24×365×3秒)

中性子束は8群エネルギーで得られるが、高速群として第4群までの和を取る。この場合、高速群とは86KeV以上の中性子束の和となる。 \max は、炉心内の最大を取ることを意味する。

4群までの中性子の和を、高速群割合と全中性子束に分離することを考える。この結果を以下に示す。

		酸化物	金 属	炭化物	窒化物
全中性子束*	初 期	3.77	4.04	3.45	3.47
	末 期	4.46	5.00	4.27	4.24
(Σ _{i=1} ⁴ φ _i)	初 期	0.579	0.670	0.614	0.640
	末 期	0.582	0.675	0.618	0.645

* 単位 10¹⁵n/cm²·sec

この数値は各炉心の最大高速フルエンスが得られる炉中心での数値である。

酸化物燃料炉心の数値と比較すると

全中性子束 (初期, 末期平均値)	金属燃料では 炭・窒化物燃料では	10%大 6%小
----------------------	---------------------	-------------

金属燃料では 炭化物燃料では 窒化物燃料では	16%大 6%大 11%大
------------------------------	---------------------

という関係になっている。

従って、金属燃料炉心では、全中性子束と高速群割合とともに酸化物燃料炉心より大きい。これに対して炭・窒化物燃料炉心では、高速群割合は金属燃料炉心よりも小さいが酸化物燃料炉心よりは大きくなっている。ところが、全中性子束は逆に酸化物燃料炉心の値よりも小さくなっている、これが高速群割合が大きくなっている効果を相殺している。

結局、最大高速フルエンスは次のとおりとなる。

(1000MWe炉心)

酸化物	2.26×10^{23} nvt
金 属	2.88×10^{23} nvt (1.27)*
炭化物	2.25×10^{23} nvt (1.00)
窒化物	2.34×10^{23} nvt (1.04)

* 酸化物との比

全中性子束の差異は、炉心平均の全中性子束の差異と出力ピーピング係数（中性子束ピーピング係数の方が正確）の差異に帰せられるが、各炉心とも炉心寸法、形状、Pu富化度設定法（末期で出力平坦化）を同一にしており、出力分布に大きな差異はない。そこで全中性子束の差異は炉心平均の全中性子束の差異より生じていると考えられるが、これは核分裂断面積の差異に帰せられる。即ち、総出力は一定であるから核分裂断面積が大きいほど炉心平均の全中性子束は小さくなる。以下に各炉心の核分裂断面積 Σ_f を比較する。（但し、ここでは内側炉心の核分裂断面積を比較した。）

	Σ_f (cm ⁻¹)			
	酸化物	金 属	炭化物	窒化物
サイクル初期	0.00237	0.00217	0.00257	0.00259
サイクル末期	0.00233	0.00224	0.00259	0.00265

即ち、核分裂断面積は、酸化物燃料の値を基準とすると、初期、末期の平均値は、金属燃料炉心では6%小、炭化物燃料炉心では10%増、窒化物燃料炉心では11%増となっている。これは全中性子束の傾向を説明できる。定量的には数%の違いがあるが、これはピーキング係数の違いに基づくものと考えられる。

核分裂断面積の違いは、燃料核種の量と、ミクロな核分裂断面積の違いに基づく。近似的にfissile核種 ^{239}Pu のみを考える。

^{239}Pu の重量及びミクロな核分裂断面積を各炉心で比較する。表3.4.2-6及び3.4.3-2より以下の関係が得られる。

(^{239}Pu 重量は初期・末期平均とした。)

	酸化物	金 属	炭化物	窒化物
^{239}Pu 重量	1.0(基準)	1.00	1.08	1.08
^{239}Pu ミクロ核分裂断面積 積	1.0	0.93	0.98	0.99
	1.0	0.93	1.06	1.07

従って、金属燃料炉心ではミクロな核分裂断面積が小さいこと、これはスペクトルが硬いためであるがこれによりマクロな核分裂断面積が酸化物燃料炉心よりも小さい。また、炭・窒化物燃料炉心では、fissileの量が多いためにマクロな核分裂断面積が酸化物燃料炉心よりも大きい。

以上の知見をまとめると。

- 最大高速フルエンスは、中性子束の高速群割合、炉心平均中性子束、ピーキング係数の積である。

金属燃料炉心では、酸化物燃料炉心に比べ高速群割合が約16%大きいのに加え、炉心平均全中性子束も大きい。炉心平均全中性子束が大きい理由は、ミクロな核分裂断面積が小さいためである。この結果、金属燃料炉心の最大高速フルエンスは酸化物燃料炉心よりも20%以上大きくなつた。一方、炭・窒化物燃料炉心では、高速群割合は酸化物燃料炉心よりも6%(炭化物)、11%(窒化物)大きいが、炉心平均の全中性子束は逆にfissileの量の多さから酸化物燃料炉心よりも小さくなり、高速群割合が大きい効果を相殺している。ピーキング係数の違いが各炉心の最大高速フルエンスに与える影響は数%程度であると考えられる。

(4) 補足検討事項

- ・新型燃料炉心における高エネルギー(10MeV~数MeV)領域スペクトル

金属燃料炉心での高エネルギー領域スペクトルが酸化物燃料炉心より小さい理由は、酸化物燃料炉心より ^{238}U の割合が多いので非弾性散乱が増えることと考えられるが、同じようなPu富化度の炭・窒化物では10~1.35MeVのスペクトルはむしろ酸化物燃料炉心に近い。この理由について検討する。

高エネルギー領域を考え、ソースは核分裂源のみとし、かつ、中性子もれを無視すると中性子バランスは、

$$(\Sigma_a^h + \Sigma_{sr}^h) \phi^h = \chi^h \sum_s^h \nu \sum_f^s \phi^s \quad (h : \text{高エネルギー})$$

吸收 減速 核分裂 核分裂源
 スペクトル

これを変形し、

$$\begin{aligned} \phi^h &= \frac{\chi^h}{\Sigma_a^h + \Sigma_{sr}^h} \sum_s^h \nu \sum_f^s \phi^s \\ \frac{\phi^h}{\sum_s^h \phi^s} &= \frac{\chi^h}{\Sigma_a^h + \Sigma_{sr}^h} \cdot \frac{\nu \sum_f^s}{\uparrow} \\ &\qquad\qquad\qquad \text{—— エネルギー平均量} \\ &\text{高エネルギー} \\ &\text{スペクトル} \end{aligned}$$

即ち、高エネルギースペクトルは、高速群での除去断面積に反比例するとともに、エネルギー平均の生成断面積に比例する。

エネルギー平均の ν 値は、各炉心で大きくは変わらないと考えられる。そこでエネルギー平均の \sum_f （核分裂断面積）を比較する。 \sum_f については、(2)において各炉心の比較を行っている。

その結果を引用すると、 \sum_f は酸化物燃料炉心の値を基準として、金属燃料炉心では約6%減、炭・窒化物燃料炉心では約10~11%増となっている。従って、新型燃料炉心では非弾性散乱の増加により高速群の中性子スペクトルが小さくなろうとするが、さらに $\nu \sum_f$ の大小が寄与して、金属燃料炉心では、さらにその傾向が強まるが、炭・窒化物燃料炉心ではその傾向が打消される。そのため高エネルギーでの中性子スペクトルの大きさは金属燃料炉心と炭・窒化物燃料炉心では大きく異なることになる。

$\nu \sum_f$ の寄与は物理的には、次のような意味である。即ち、熱出力により $\nu \sum_f \phi$ のエネルギー・体積積分値は規格化されているので $\nu \sum_f$ と ϕ は反比例する。従って、例えば $\nu \sum_f$ が相対的に大きければ ϕ が小さくなるが、主に核分裂源より決まる高エネルギー領域の ϕ は変わらないので高エネルギースペクトルは相対的に大きくなる。

・ ^{240}Pu ・ ^{238}U の一群化実効核分裂断面積について

表3.4.3-2に示した一群化実効断面積については、中性子スペクトルの硬い炉心では一般にその値が小さいと考えてよいが、 ^{240}Pu や ^{238}U の核分裂断面積は高エネルギーにしきい値があるために、炉心間の関係は中性子スペクトルが単に硬いか軟らかいかという単純なスケールでは説明できない。以下にこれらの断面積の燃料依存性について説明する。

^{238}U , ^{240}Pu のfission断面積のエネルギー依存性は次のようになっている。

Group No.	E	単位barn	
		^{238}U	^{240}Pu
1	3.68-10.0MeV	0.630	1.64
2	1.35-3.68	0.484	1.68
3	0.302-1.35	0.00820	0.73
4	86.5KeV-0.302MeV	0.00008	0.085
5	9.12-86.5	0.00007	0.082
6	961eV-9.12KeV	0.0001	0.15
7	101.3-961.0	0.0008	0.43
8	101.3eV以下	0.000005	0.24

従って、一群化した場合の核分裂実効断面積は、 ^{238}U ではほとんど1, 2群のスペクトルの大きさで決まり、 ^{240}Pu についてもせいぜい3群までの大きさで決まることがある。

しかるに、表3.4.3-1のスペクトルでは、1, 2群のスペクトルは酸化物・炭・窒化物ではほぼ同じ大きさであり、金属燃料ではそれより小さい。従って、1, 2群のスペクトルで決定される ^{238}U のfission断面積は、金属燃料ではより小さく他の燃料ではほぼ同一値となる。

一方、 ^{240}Pu のfission断面積は、さらに3群のスペクトルにも影響され、この群のスペクトルは各新型燃料とも酸化物の場合より大きい。1~3群スペクトルで ^{240}Pu の断面積を重みづけると表3.4.3-2に示した関係が得られる。

3.4.4 出力特性

ここでは、1000MWe各炉心について出力分布、出力分担、出力変動等について検討する。

(1) 出力分布

各炉心の平衡初期及び末期の径方向出力分布を図3.4.4-1～3.4.4-4に示す。本結果は二次元RZモデルによる軸方向中心面でのものである。

概して、出力分布は各炉心とも大差ないといえる。ただ、各炉心とも燃焼とともに内側炉心の出力が上昇し、外側炉心の出力が減少する。即ち、出力変動があるが、その大きさを比べると酸化物燃料に比べると新型燃料の各炉心はやや大きい出力変動を示している。これについては(3)で検討する。

(2) 出力密度・出力分担率

表3.4.4-1に出力密度・出力分担率をまとめた。最大出力密度、平均出力密度、出力分担に大差はない。わずかに金属燃料炉心では他の炉心に比し、プランケットの出力が高い傾向がある。

(3) 出力変動

出力変動を考えやすくするため、グローバルな成分とローカルな成分に分ける。

- ・グローバル成分 …… 出力分布を周方向に積分し、周方向の新旧燃料の平均値で径方向分布を考えた時の径方向出力分布の変動
- ・ローカル成分 ……… ある燃焼時点でもみると各径方向位置で周方向には燃焼度の異なる集合体があり、出力が異なっている。この出力差をいう。

一般に今回行ったような二次元RZ燃焼計算では、上記のグローバル成分のみが得られる。これは(1)で調べた。(2)については、燃焼度の違う集合体の組成の違いから判断する以外ないが、ここではひとつの目安として出力ミスマッチファクタを考えた。

$$\text{出力ミスマッチファクタ} = \frac{\text{最新の集合体の出力}}{\text{平均燃焼度の集合体の出力}}$$

この量は各径方向位置（実際には燃焼領域）ごとに得られる。ここで、同一燃焼領域内では燃焼度が異なる集合体内の中性子束は同一と近似すれば、バッチごとの組成より出力へ換算できる。このようにして得た内側炉心、外側炉心の最大のミスマッチファクタを表3.4.4-1に示す。

これよりわることは、酸化物炉心のミスマッチファクタに対し、新型燃料炉心のミスマッチファクタは約3~4%低減されていることである。但し、新型燃料炉心の内側炉心のミスマッチファクタは1以下即ち、古い燃料ほど出力が大きいことになるが、1からのそれは2%と酸化物燃料炉心の内側炉心の2%とほぼ等しい。

このように新型燃料炉心の内側炉心で燃焼とともにローカルに出力が増大するのは、Pu富化度が10~11%w/o程度と低く、転換比が1以上となっているためであろう。

(1)で調べたグローバルな出力変動が新型燃料炉心でやや大きかったのは、以上のように内側炉心で転換比 > 1 、外側炉心で転換比 < 1 となっていて、燃焼速度の差による出力変動以上に出力が変動するためと考えられる。この変動は制御棒によりある程度抑制できると考えられる。

出力ミスマッチが大きいと、流配設計の際の必要流量が増える。この意味で新型燃料炉心の外側炉心の出力ミスマッチが小さいのは有利である。また、最大線出力低減の上でも出力ミスマッチが小さい新型燃料炉心は有利といえる。

3.4.5 反応度特性

1000MWe及び300MWeの酸化物、金属燃料炉心を対象としてナトリウムボイド係数、ドップラー係数、膨張による温度係数の比較を行った。(平衡サイクル)

(1) ナトリウムボイド係数・ドップラー係数

8群直接拡散計算によるナトリウムボイド係数を表3.4.5-1に、ドップラー係数を表3.4.5-2に比較した。ここで、ナトリウムボイド係数の値はボンドナトリウムの有無に対応して値を求めた。(ボイドするナトリウムの量にボイド係数が比例すると仮定)

表3.4.5-1よりわかるように金属燃料炉心のナトリウムボイド係数は、酸化物燃料炉心の値と比べ1000MWeでは $1.5\% \Delta \rho$ (ボンドNa寄与含まず) $\sim 2\% \Delta \rho$ (ボンドNa寄与含) も大きくなっている。300MWe炉心では、絶対値が1000MWe炉心の約75%程度の大きさとなるが、やはり金属燃料炉心の方が $0.9 \sim 1.5\% \Delta \rho$ 大きい値となる。

各炉心ともサイクル末期の方が初期よりも値が大きくなるのは、FPの蓄積が多く、中性子スペクトルの低エネルギー側の部分(ナトリウムボイド係数には負の寄与を有する。後述の表3.4.5-3参照)が小さくなるためである。

一方、表3.4.5-2に示すように、金属燃料炉心のドップラー係数は、出力規模を問わず、サイクル初期、末期とともに酸化物燃料炉心の値の約60%の値となっている(絶対値)。300MWe炉心と1000MWe炉心の絶対値の比は約 $0.9 \sim 0.92$ となっている。各炉心ともサイクル末期には初期よりも絶対値が減少するが、これもFP蓄積が多いためであろう。

以上のように、金属燃料炉心では出力規模を問わず、酸化物燃料炉心よりもナトリウムボイド係数は大きく、ドップラー係数の絶対値は小さくなる。図3.4.5-1及び3.4.5-2には両炉心のナトリウムボイド時及び通常時の中性子スペクトルを示す。

これらの図よりわかるように、ナトリウムがボイド化することによる中性子スペクトルの変動(硬くなる方向)は金属燃料炉心の方が大きい。これは、弾性散乱については、酸化物炉心ではナトリウムがボイド化しても酸素が寄与するが、金属燃料では大きく寄与する核種がほとんどなくなる。金属燃料炉心でナトリウムボイド係数が大きい理由の一つは、このように中性子スペクトルが硬化する度合が酸化物より大きいためであろう。

表3.4.5-3には、1000MWe両炉心のナトリウムボイド係数を厳密摂動により群ごとの寄与に分けた結果を示す。値は単位Na重量当りとした。これよりわかることは、群ごとにみると金属燃料炉心の値が大きくなっている(正側になっている)のは、3群($0.302\text{MeV} \sim 1.35\text{MeV}$)と、7群($961\text{eV} \sim 101.3\text{eV}$)だけということである。数MeVの領域では両炉心とも同様の値である。これは、3.4.3項で調べたようにもともと数MeV領域では金属燃料炉心の方がスペクトルが小さいため、スペクトルの変動(増大)が大きくても寄与としては同程度となるためである。金属燃料炉心のナトリウムボイド係数には、酸化物に比べ特にスペクトルが大きい第3群($0.302\text{MeV} \sim 1.35\text{MeV}$)の寄与が大きくなっていることがわかる。

金属燃料炉心でドップラー係数が酸化物燃料炉心よりも小さいのは、ドップラー係数に主に寄与している ^{238}U の共鳴領域1KeV付近の中性子スペクトルが金属燃料炉心では酸化物炉心よりも小さく（図3.4.3-1または図3.4.3-2参照）この効果が、Pu富化度が低く ^{238}U の量が多い効果を上回っているためである。

(2) 膨張による温度係数（平衡末期）

温度係数を求める際に用いた密度係数、形状係数を表3.4.5-4に示す。尚、温度係数はサイクル末期の結果のみ示す。密度係数は一次摂動、形状係数は直接拡散計算により得た。これらを用いて得た燃料、ナトリウム、構造材、炉心支持板の温度係数を表3.4.5-5に示す。計算の際に用いた物理定数を表3.4.5-6に示す。尚、燃料の温度係数は軸方向への自由膨張を仮定している。

燃料の温度係数は、金属燃料の値は酸化物燃料の約1.5倍であるが、これは主に膨張係数の差である。但し、自由膨張を仮定している。従って、例えば金属燃料がスエリングし、被覆管に接触して膨張が妨げられる場合については別途検討する必要がある。

ナトリウムの温度係数は、ボンドナトリウムの有無にかかわらず、金属燃料炉心の方が大きい。これはボイド係数の傾向と同じである。

炉心支持板の膨張効果は次の各成分の組合せである。

- 体系の径方向拡大効果 正
- 燃料の希釈効果 負
- 構造材の希釈効果 正
- ナトリウムの流れ込み効果 負

一般に、2つの負の効果が大きく全体として負となる。表からは金属燃料炉心の方が炉心支持板の膨張効果の絶対値が大きいことがわかるが、これは、燃料密度係数とナトリウム密度係数の両方とも酸化物燃料炉心よりも大きい（表3.4.5-4参照）ためである。

300MWe炉心と1000MWe炉心の比較では、燃料温度係数は300MWe炉心の方が大きく、ナトリウム温度係数は逆に1000MWe炉心の方が大きい。これらは、合計の寄与として1000MWe炉心と300MWe炉心の差を小さくしようとするが、結局、燃料密度係数の違いが最も大きく影響し、300MWe炉心の方がわずかに絶対値が大きく負のフィードバックが大きい傾向を示している。

表3.4.5-4において金属燃料炉心の燃料密度係数は酸化物燃料炉心の値よりも約1割大きい。

密度係数の定義は $\Delta k/k/\Delta \rho/\rho$ であり、単位重量当りの量ではない。両炉心の炉心部の燃料重量は1000MWe炉心では、36.1トン(酸化物)、45.3トン(金属)であるから、単位重量当りの燃料密度係数は

(1000MWe炉心)

$$0.00759 \Delta k/k/\text{トン (酸化物)}$$

$$0.00678 \Delta k/k/\text{トン (金 属)}$$

となる。

即ち、金属燃料炉心の方が低Pu富化度のために、単位燃料重量当りの値は小さいが、燃料総重量が多いため、合計の値即ち、 $\Delta k/k/\Delta \rho/\rho$ 単位での値は大きい。燃料全体の値は、金属燃料炉心の方が大きいが、これは冷却材(Na)の反応度値が酸化物燃料炉心よりも大きく(絶対値負)これに打勝つだけの反応度を与える必要があるためと考えられる。

(3) ボンドNaの効果

本検討では、金属燃料炉心の燃焼・増殖特性を求める際に、計算上ボンドNaは、燃焼中も初期状態と同じく燃料ミート部と被覆管のギャップに残っているとした。照射実験の結果では、燃焼により燃料がスエリングし、初期のギャップがほぼ0になる例が報告されている。

ボンドNaの有無による k_{eff} の効果は、おおよそ以下のように評価できる。

Na 密度係数	ボンドNa割合
(1000MWe炉心) -0.0359	$\times \frac{0.427 \times 0.25}{0.427 \times 0.25 + 0.375} \div 0.008$

即ち、約0.8% $\Delta \rho$ となる。燃焼中にボンドNaが徐々に抜けていけば k_{eff} の増大要因となる。

しかし、スエリングして生じた空孔にボンドNaが詰まった場合には、この効果はなくなるか、小さくなる。

従って、燃焼によるボンドNa挙動を把握することは反応度予測上重要である。

表3.4.1-1 炉心核特性のまとめ (1000MWe炉心, 平衡サイクル)

特性*	酸化物	金属	炭化物	窒化物
Pu富化度(W/O) IC/OC	14.1/18.0	10.3/13.7	11.0/14.1	10.4/13.3
平均	16.1	12.0	12.6	11.9
燃焼反応度(%Δρ)	2.0	-0.2	0.0	-0.4
増殖比** MOEC	1.22	1.41	1.40	1.43
原子炉倍増時間*** (年)	23.8	12.6	13.4	12.3
複合システム倍増時間*** (年)	34.0	16.0	17.2	15.6
炉心部平均出力密度 (w/cc) BOEC	248	246	247	247
炉心部最大出力密度 (w/cc) BOEC	382	384	388	391
最大高速フルエンス(10^{23} nvt)	2.26	2.88	2.36	2.34
炉心燃料取出平均燃焼度(MWd/t)	73800	58200	56900	54600
平衡サイクルPu装荷量(kg)	1393	1304	1412	1390
Pu, インベントリ(kg) BOEC	4465	4385	4711	4682
EOEC	4675	4756	5087	5086
平衡サイクルPu利得(kg)	210	371	376	404
Naボイド係数**** (%Δρ) BOEC	2.0	4.0	-	-
EOEC	2.4	4.5	-	-
ドップラー係数**** (10^{-3} TdK/dT) BOEC	-9.7	-5.7	-	-
EOEC	-8.9	-5.4	-	-

*8群、二次元RZモデルによる

** ^{235}U の寄与を含まず、 ^{241}Pu の崩壊を含む

***定義は3.4.2項(2)参照

****炉心領域、EOECの値

表3.4.1-2 炉心核特性のまとめ (300MWe炉心, 平衡サイクル)

特性*		酸化物	金属
Pu富化度(W/O) IC/OC		15.2/20.3	11.4/16.2
平均		18.1	14.1
燃焼反応度(%Δρ)		2.5	0.7
増殖比** MOEC		1.19	1.34
原子炉倍増時間*** (年)		30.0	16.4
複合システム倍増時間*** (年)		47.8	21.9
炉心部平均出力密度 (W/cc)	BOEC	222	220
炉心部最大出力密度 (W/cc)	BOEC	328	325
最大高速フルエンス(10^{23}nvt)		2.09	2.51
炉心燃料取出平均燃焼度(MWd/t)		66000	51500
平衡サイクルPu _f 装荷量(kg)		419	409
Pu _f インベントリ(kg)	BOEC	1658	1652
	EOEC	1708	1741
平衡サイクルPu _f 利得(kg)		50	89
Naボイド係数****(%Δρ)	BOEC	1.5	3.0
	EOEC	1.8	3.4
ドップラー係数*****(10^{-3}TdK/dT)	BOEC	-8.9	-5.2
	EOEC	-8.2	-4.9

*8群、二次元R-Zモデルによる

**²³⁵Uの寄与を含まず、²⁴¹Puの崩壊を含む

***定義は3.4.2項(2)参照

****炉心領域、EOECの値

表3.4.2-1 増殖比の領域ごと内訳と内部転換比（1000MWe炉心，平衡中期）

	酸化物	金属	炭化物	窒化物
増殖比				
炉心	0. 87	1. 01	1. 02	1. 05
径ブランケット	0. 12	0. 14	0. 13	0. 13
軸ブランケット	0. 23	0. 26	0. 25	0. 25
計	1. 22	1. 41	1. 40	1. 43
内部転換比				
	0. 91	1. 06	1. 07	1. 10

注) ^{235}U の消滅を含まず、 ^{241}Pu の崩壊を含む

表3.4.2-2 増殖比の領域ごと内訳と内部転換比（300MWe炉心，平衡中期）

	酸化物	金属
増殖比		
炉心	0. 77	0. 88
径ブランケット	0. 21	0. 25
軸ブランケット	0. 21	0. 22
計	1. 19	1. 35
内部転換比		
	0. 82	0. 92

注) ^{235}U の消滅を含まず、 ^{241}Pu の崩壊を含む

表3.4.2-3 燃料重金属装荷量・核分裂性Pu利得（平衡サイクル，1000MWe炉心）
(単位トン)

		炉心	軸フランcket	径フランcket	合計
酸化物	装荷量	Total Pu	1.935	-	-
		Total U	10.08	7.45	4.08
燃料		Pu + U	12.02	7.45	4.08
		Pu _f	1.393	-	-
	Pu _f 利得		-0.090	0.194	0.105
					0.209
金属	装荷量	Total Pu	1.811	-	-
		Total U	13.28	9.11	5.32
燃料		Pu + U	15.09	9.11	5.32
		Pu _f	1.304	-	-
	Pu _f 利得		0.042	0.209	0.120
					0.371
炭化物	装荷量	Total Pu	1.962	-	-
		Total U	13.61	9.89	5.41
燃料		Pu + U	15.57	9.89	5.41
		Pu _f	1.412	-	-
	Pu _f 利得		0.057	0.206	0.115
					0.378
窒化物	装荷量	Total Pu	1.931	-	-
		Total U	14.30	10.31	5.64
燃料		Pu + U	16.23	10.31	5.64
		Pu _f	1.390	-	-
	Pu _f 利得		0.081	0.207	0.116
					0.404

表3.4.2-4 倍増時間の比較 (1000MWe炉心)

燃 料 項 目	MOX	Metal	Carbide	Nitride
サイクル装荷 核分裂性Pu重量 f_o (kg)	1393	1304	1412	1390
サイクル取出 核分裂性Pu重量 f_N (kg)	1602	1675	1788	1794
サイクル 核分裂性Pu利得 $f_N - f_o$ (kg)	209	371	376	404
サイクル取出 ^{241}Pu 重量 $^{241}f_N$ (kg)	154	139	155	155
原子炉倍増時間 RDT* (年)	23.8	12.6	13.4	12.3
複合システム倍增 時間 CSDT* (年)	34.0	16.0	17.2	15.6

$$* RDT = 3 \cdot f_o / \{(f_N - f_o) \cdot 365 / \ell\}$$

$$CSDT = \ell \ln 2 \cdot (3 \cdot f_o + f_N \cdot T \cdot \frac{365}{\ell}) / \{[(f_N - f_o) - \alpha f_N - {}^{241}f_N(1 - e^{-\lambda T})] \cdot \frac{365}{\ell}\}$$

ここで ℓ (燃料交換間隔) = 435 (日)

T (炉外時間) = 1.5 (年)

α (再処理ロス率) = 0.03

λ (${}^{241}\text{Pu}$ 崩壊定数) = 0.0471 (年⁻¹)

3はバッチ数

表3.4.2-5 倍 増 時 間 の 比 較 (300MWe炉心)

燃 料 項 目	MOX	Metal
サイクル装荷 核分裂性Pu重量 f_o (kg)	419	409
サイクル取出 核分裂性Pu重量 f_N (kg)	469	498
サイクル 核分裂性Pu利得 $f_N - f_o$ (kg)	50	89
サイクル取出 ^{241}Pu 重量 $^{241}f_N$ (kg)	59	59
原子炉倍増時間 RDT* (年)	30.0	16.4
複合システム倍増 時間 CSDT* (年)	47.8	21.9

$$* RDT = 3 \cdot f_o / \{(f_N - f_o) \cdot 365 / \ell\}$$

$$CSDT = \ell \ln 2 \cdot (3 \cdot f_o + f_N \cdot T \cdot \frac{365}{\ell}) / \{ \{(f_N - f_o) - \alpha f_N - {}^{241}f_N (1 - e^{-\lambda T})\} \frac{365}{\ell} \}$$

ここで ℓ (燃料交換間隔) = 435 (日)

T (炉外時間) = 1.5 (年)

α (再処理ロス率) = 0.03

λ (${}^{241}Pu$ 崩壊定数) = 0.0471 (年⁻¹)

3はバッチ数

表3.4.2-6 核分裂性プルトニウムの増減 (1000MWe炉心, 炉心部) 単位 kg

		酸化物	金属	炭化物	窒化物
平衡初期	^{239}Pu	3421	3340	3624	3596
	^{241}Pu	666	626	687	678
	total Puf	4088	3966	4311	4274
平衡末期	^{239}Pu	3451	3497	3799	3792
	^{241}Pu	548	511	569	563
	total Puf	3988	4008	4368	4355
増減	^{239}Pu	+30	+157	+175	+196
	^{241}Pu	-118	-115	-118	-115
	total Puf	-90	+42	+57	+81

表3.4.2-7 核分裂性プルトニウムの増減 (300MWe炉心, 炉心部) 単位 kg

		酸化物	金属
平衡初期	^{239}Pu	1258	1252
	^{241}Pu	259	251
	total Puf	1517	1503
平衡末期	^{239}Pu	1244	1269
	^{241}Pu	217	210
	total Puf	1461	1479
増減	^{239}Pu	-14	+17
	^{241}Pu	-42	-41
	total Puf	-56	+24

表3.4.2-8 増殖親物質の増減 (1000MWe炉心, 炉心部) 単位 t

		酸化物	金属	炭化物	窒化物
平衡初期	^{238}U	29.29	38.71	39.65	41.72
	^{240}Pu	1.44	1.33	1.46	1.44
	total	30.73	40.04	41.11	43.16
平衡末期	^{238}U	28.39	37.71	38.61	40.65
	^{240}Pu	1.49	1.35	1.50	1.48
	total	29.88	39.06	40.11	42.13
増減	^{238}U	-0.90	-1.00	-1.04	-1.07
	^{240}Pu	+0.05	+0.02	+0.04	+0.04
	total	-0.85	-0.98	-1.00	-1.03

表3.4.2-9 増殖親物質の増減 (300MWe炉心, 炉心部) 単位 t

		酸化物	金属
平衡初期	^{238}U	9.55	12.65
	^{240}Pu	0.54	0.51
	total	10.09	13.15
平衡末期	^{238}U	9.31	12.38
	^{240}Pu	0.55	0.51
	total	9.86	12.89
増減	^{238}U	-0.24	-0.27
	^{240}Pu	+0.01	+0.00
	total	-0.23	-0.27

表3.4.3-1 各炉心の中性子スペクトル（炉中心）

(1.0に規格化)

Group No.	E	酸化物	金 属	炭化物	窒化物
1	3.68-10.0MeV	0.015	0.013	0.015	0.016
2	1.35-3.68	0.069	0.058	0.067	0.067
3	0.302-1.35	0.221	0.280	0.254	0.273
4	86.5KeV-0.302MeV	0.275	0.320	0.278	0.285
5	9.12-86.5	0.322	0.282	0.302	0.275
6	961eV-9.12KeV	0.086	0.044	0.075	0.072
7	101.3-961.0	0.013	0.004	0.010	0.013
8	101.3eV以下	<0.001	<0.001	<0.001	<0.001
高速群割合 (86.5keV以上)		0.580	0.671	0.614	0.641

表3.4.3-2 燃料核種の一群化実効断面積と η 値

1) Capture

核種	(酸化物燃料 の値, barn)	酸化物燃料との比		
		金属	炭化物	窒化物
^{239}Pu	(0.578)	0.678	0.923	0.913
^{240}Pu	(0.608)	0.730	0.926	0.919
^{241}Pu	(0.525)	0.787	0.945	0.935
^{238}U	(0.302)	0.775	0.904	0.901

2) Fission

核種	(酸化物燃料 の値, barn)	酸化物燃料との比		
		金属	炭化物	窒化物
^{239}Pu	(1.870)	0.925	0.979	0.989
^{240}Pu	(0.369)	0.967	1.016	1.057
^{241}Pu	(2.660)	0.860	0.951	0.955
^{238}U	(0.045)	0.84	0.98	0.98

3) η

核種	(酸化物燃料 の値)	酸化物燃料との比		
		金属	炭化物	窒化物
^{239}Pu	(2.24)	1.07	1.02	1.02
^{240}Pu	(1.13)	1.18	1.07	1.09
^{241}Pu	(2.48)	1.02	1.00	1.00
^{238}U	(0.35)	1.09	1.09	1.11

表3.4.3-3 中性子吸収反応率の比較 (1000MWe炉心, 平衡初期, 炉中心付近)

注: 吸収 = 中性子捕獲 + 核分裂

規格化は核種合計を1.0

	酸化物	金属	炭化物	窒化物
Pu-239	0.326(0.077)*	0.298(0.055)	0.304(0.067)	0.298(0.066)
Pu-240	0.053(0.033)	0.042(0.024)	0.047(0.028)	0.046(0.027)
Pu-241	0.076(0.013)	0.065(0.010)	0.067(0.011)	0.065(0.011)
Pu-242	0.007(0.005)	0.005(0.003)	0.006(0.004)	0.006(0.004)
Am-241	0.002(0.002)	0.002(0.002)	0.002(0.002)	0.002(0.002)
U -235	0.008(0.002)	0.010(0.002)	0.009(0.002)	0.010(0.002)
U -236	0.0001(0.0001)	0.0001(0.0001)	0.0001(0.0001)	0.0001(0.0001)
U -238	0.441(0.384)	0.495(0.427)	0.493(0.426)	0.504(0.434)
O	0.003	—	—	—
C	—	—	0.0003	—
N	—	—	—	0.0001
Zr	—	0.013	—	—
Na	0.0027	0.0029	0.0024	0.0024
S.S.	0.058	0.049	0.049	0.048
U -F P	0.003	0.003	0.003	0.003
Pu-F P	0.020	0.014	0.016	0.015

* 捕獲率

表3.4.4-1 出力特性の比較 (1000MWe)

	MOX	Metal	Carbide	Nitride
・最大出力密度 [W/cc]				
サイクル初期 (IC/OC)	372/382	320/384	332/388	336/391
サイクル末期 (IC/OC)	347/341	340/343	355/349	360/352
・平均出力密度 [W/cc]				
サイクル初期	248	246	247	247
サイクル末期	242	240	242	242
・出力分担率 [%]				
サイクル初期 炉心	94.6	93.9	94.3	94.5
軸ランケット	3.2	3.5	3.3	3.2
径ランケット	2.2	2.6	2.4	2.3
サイクル末期 炉心	92.3	91.7	92.4	92.6
軸ランケット	4.9	5.2	4.9	4.7
径ランケット	2.7	3.1	2.8	2.7
・出力ミスマッチファクタ* (径方向最大値)				
サイクル初期 IC/OC	1.02/1.07	0.98/1.03	0.98/1.03	0.98/1.03
サイクル末期 IC/OC	1.02/1.06	0.98/1.03	0.99/1.02	0.99/1.02

* 二次元RZ燃焼計算において、同一燃焼領域内に装荷される燃焼度の異なる集合体のうち、最も新しい集合体の出力と平均的滞在期間の集合体出力の比をいう。本表(径方向の最大値)の最大出力密度にこの量は含まれていない。

表3.4.5-1 Na ポイド係数の比較

				単位 % $\Delta \rho$
1000MWe		300MWe		
	MOX	Metal	MOX	Metal
サイクル初期	2.04 (3.23)*	4.01 (3.23)*	1.53	3.01 (2.43)*
サイクル末期	2.41 (3.59)*	4.45 (3.59)*	1.82	3.38 (2.72)*

* ボンドNaの寄与を除いた場合

表3.4.5-2 ドップラー係数の比較

				単位 $10^{-3} Tdk/dT$
1000MWe		300MWe		
	MOX	Metal	MOX	Metal
サイクル初期	-9.70	-5.72	-8.90	-5.20
サイクル末期	-8.90	-5.42	-8.17	-4.87

表3.4.5-3 ナトリウムボイド係数（炉心部、平衡末期、厳密摂動）

単位 $\Delta k / kk' / \text{kg} \cdot \text{Na}$

(1) 1000MWe MOX

エネルギー一群	Inner Core	Outer Core	Total
1	4.158-6	2.378-6	6.536-6
2	7.067-6	3.946-6	1.101-5
3	1.204-5	6.312-6	1.834-5
4	-4.794-6	-3.332-6	-8.116-6
5	-4.493-6	-2.796-6	-7.287-6
6	-3.310-6	-1.709-6	-5.018-6
7	-4.002-6	-2.120-6	-6.123-6
8	-1.444-8	-3.127-9	-1.757-8
Total	6.654-6	2.677-6	9.331-6

(2) 1000MWe Metal

エネルギー一群	Inner Core	Outer Core	Total
1	4.033-6	2.447-6	6.480-6
2	6.375-6	3.698-6	1.007-5
3	2.063-5	1.064-5	3.127-5
4	-9.464-6	-6.210-6	-1.567-5
5	-8.321-6	-4.921-6	-1.324-5
6	-3.412-6	-1.818-6	-5.229-6
7	-8.148-7	-3.742-7	-1.189-6
8	-5.024-10	2.563-10	-2.462-10
Total	9.017-6	3.462-6	1.248-5

表3.4.5-4 密度係数、形状係数の比較（平衡末期）

	1000MWe		300MWe	
	MOX	Metal	MOX	Metal
燃料密度係数	0.274	0.307	0.313	0.348
ナトリウム密度係数	-0.0195 (-0.0289)*	-0.0359 (-0.0289)*	-0.0137 (-0.0219)*	-0.0272 (-0.0219)*
構造材密度係数	-0.0543	-0.0555	-0.0430	-0.0437
径方向形状係数	0.0606	0.0648	0.111	0.120
軸方向形状係数	0.136	0.147	0.138	0.148

注) 単位 密度係数 $\Delta k/k / \Delta \rho / \rho$
形状係数 $\Delta k/k / \Delta X/X$ (Xは長さ)

*) ボンドNaがガスプレナムへ移動していると仮定した場合

表3.4.5-5 溫 度 係 数 の 比 較 (平衡末期)

				$\times 10^{-6} \Delta k/k/\text{°C}$
	1000MWe		300MWe	
	MOX	Metal	MOX	Metal
燃 料 **	-1.8	-2.8	-2.3	-3.5
ナ ト リ ウ ム	5.6	10.6 (8.6)*	3.9	7.8 (6.3)*
構 造 材	1.3	1.7	1.0	1.3
炉 心 支 持 板	-8.6	-11.3 (-10.6)*	-8.9	-11.3 (-10.8)*

* Na-ボンドが全部プレナムへ移動していると仮定した場合

** 軸方向の自由膨張仮定

表3.4.5-6 温度係数算出に用いた物理定数

項 目	値
燃 料 線 膨 張 率 $(^{\circ}\text{C})^{-1}$	13.2×10^{-6} (酸化物, 1100°C) 17.6×10^{-6} (金 屬)
ナトリウム体積変化率 $(^{\circ}\text{C})^{-1}$	-2.87×10^{-4} ($400\sim 580^{\circ}\text{C}$)
構 造 材 線 膨 張 率 $(^{\circ}\text{C})^{-1}$	17.8×10^{-6} (425°C)

NEUTRON SPECTRA
(1G-70G)

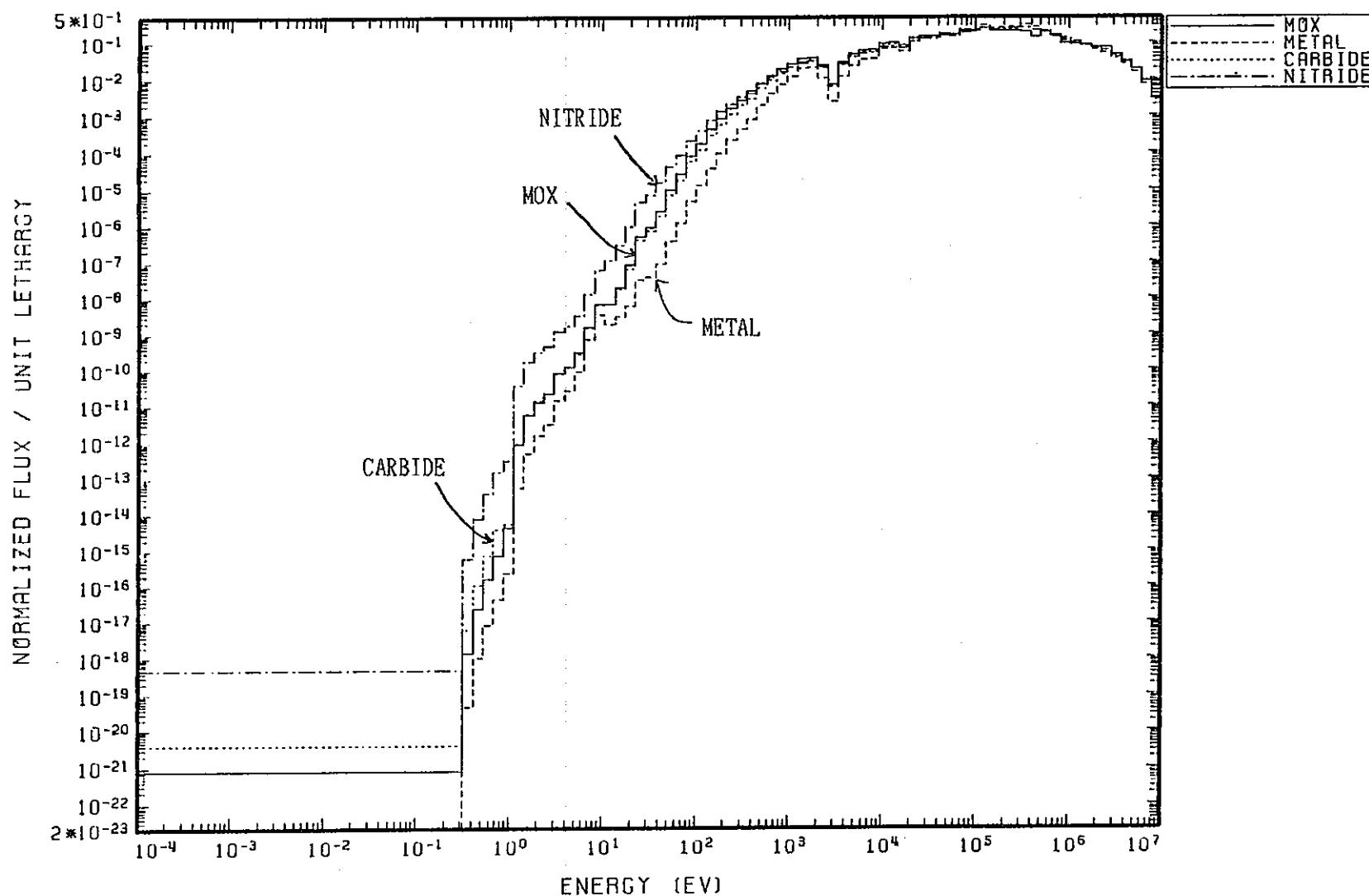


図3.4.3-1 各燃料を用いた炉心内中性子スペクトルの比較

NEUTRON SPECTRA

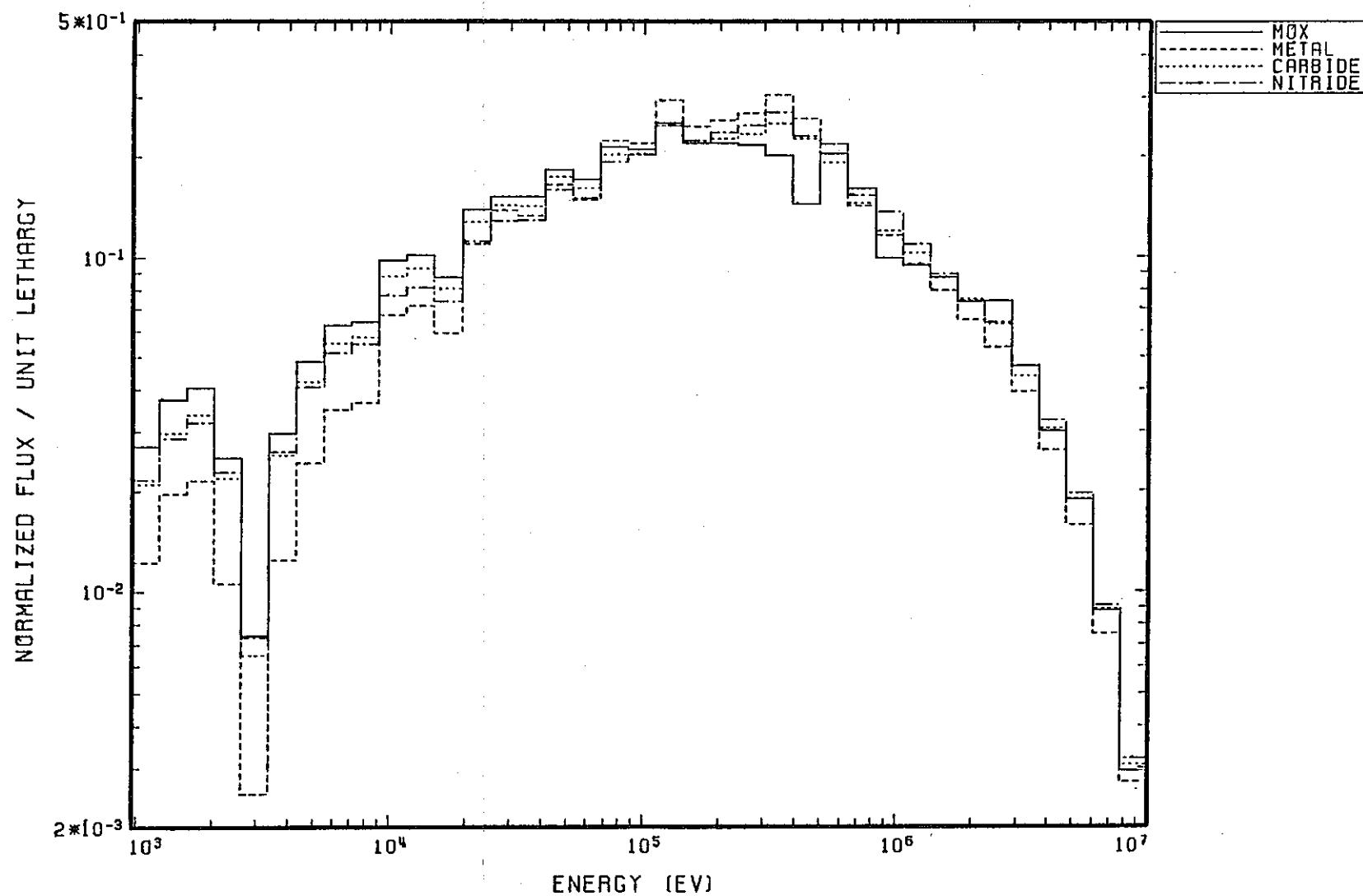


図3.4.3-2 各燃料炉心の中性子スペクトルの比較 ($10^3\text{eV} \leq E \leq 10\text{MeV}$)

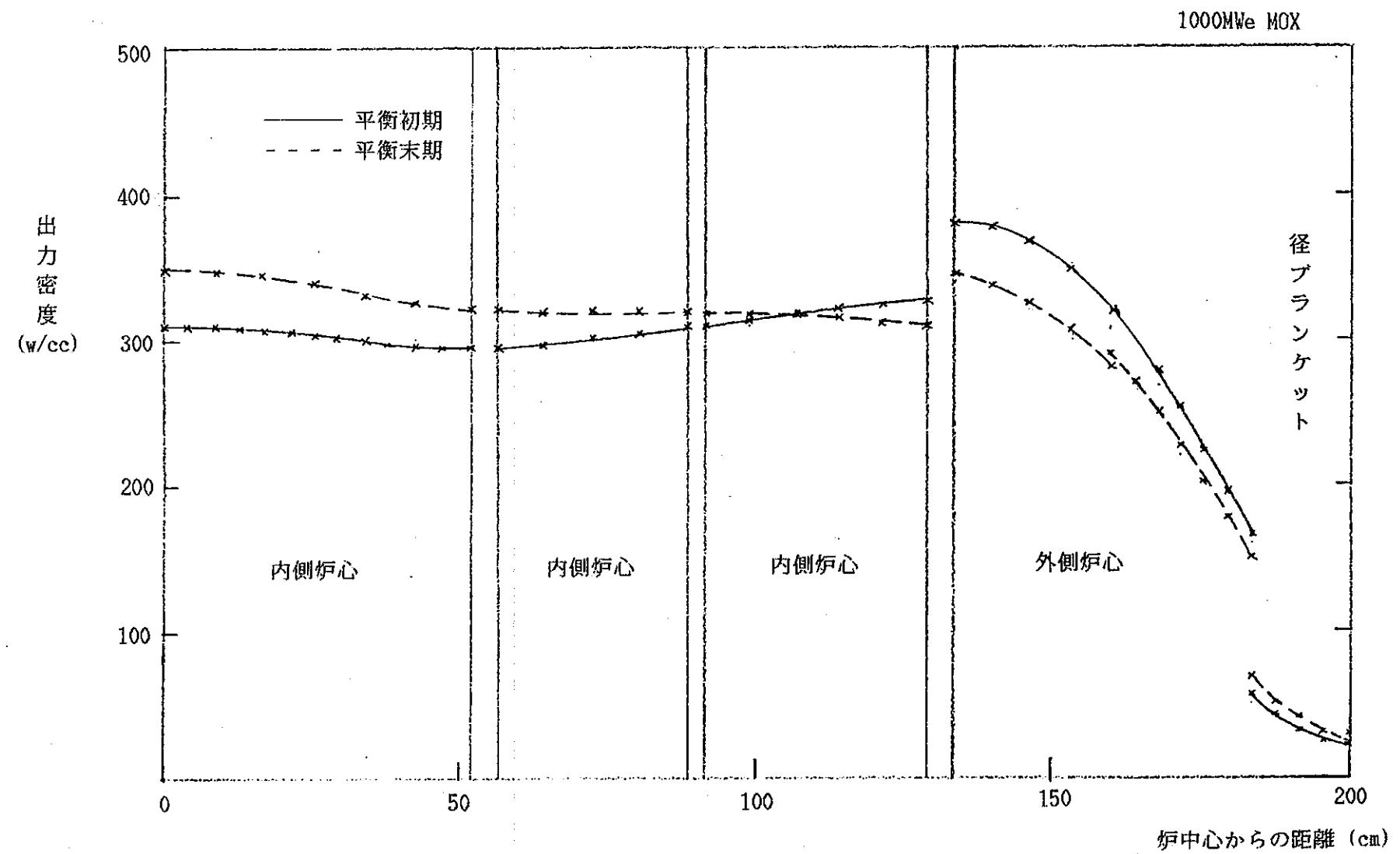


図3.4.4-1 径 方 向 出 力 分 布 (1000MWe酸化物炉心)

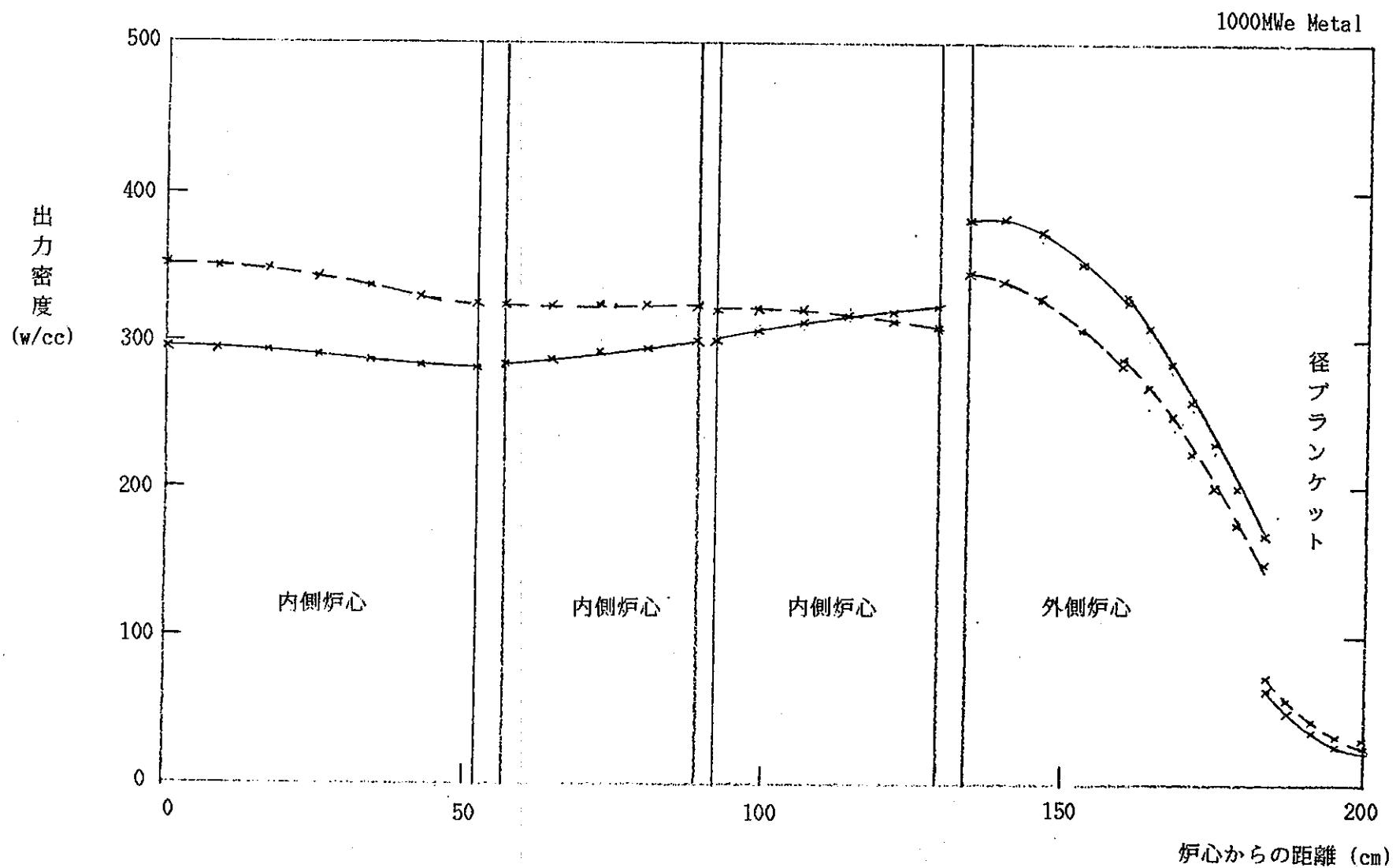


図3.4.4-2 径方向出力分布 (1000MWe金属燃料炉心)

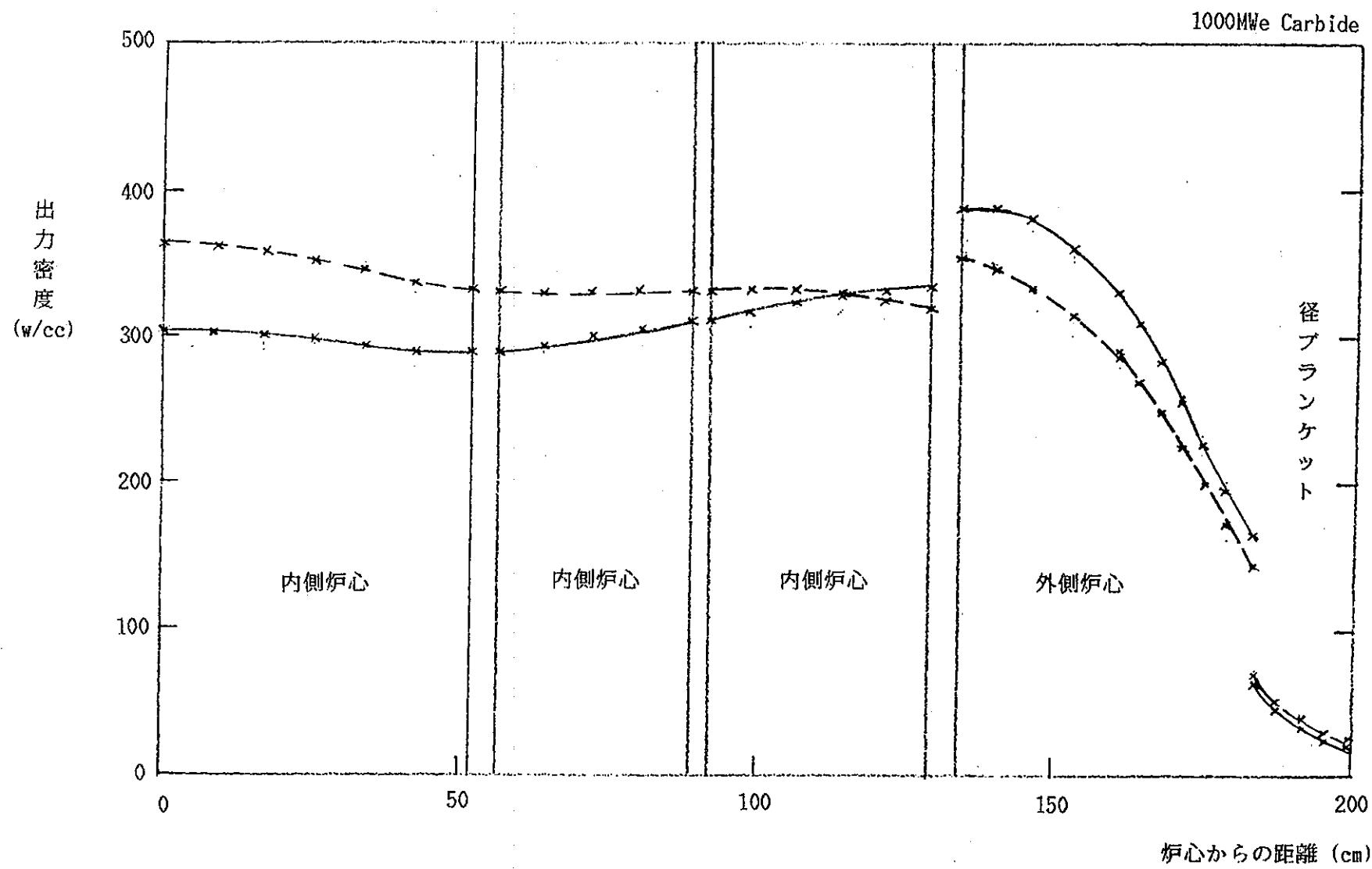


図3.4.4-3 径方向出力分布 (1000MWe炭化物炉心)

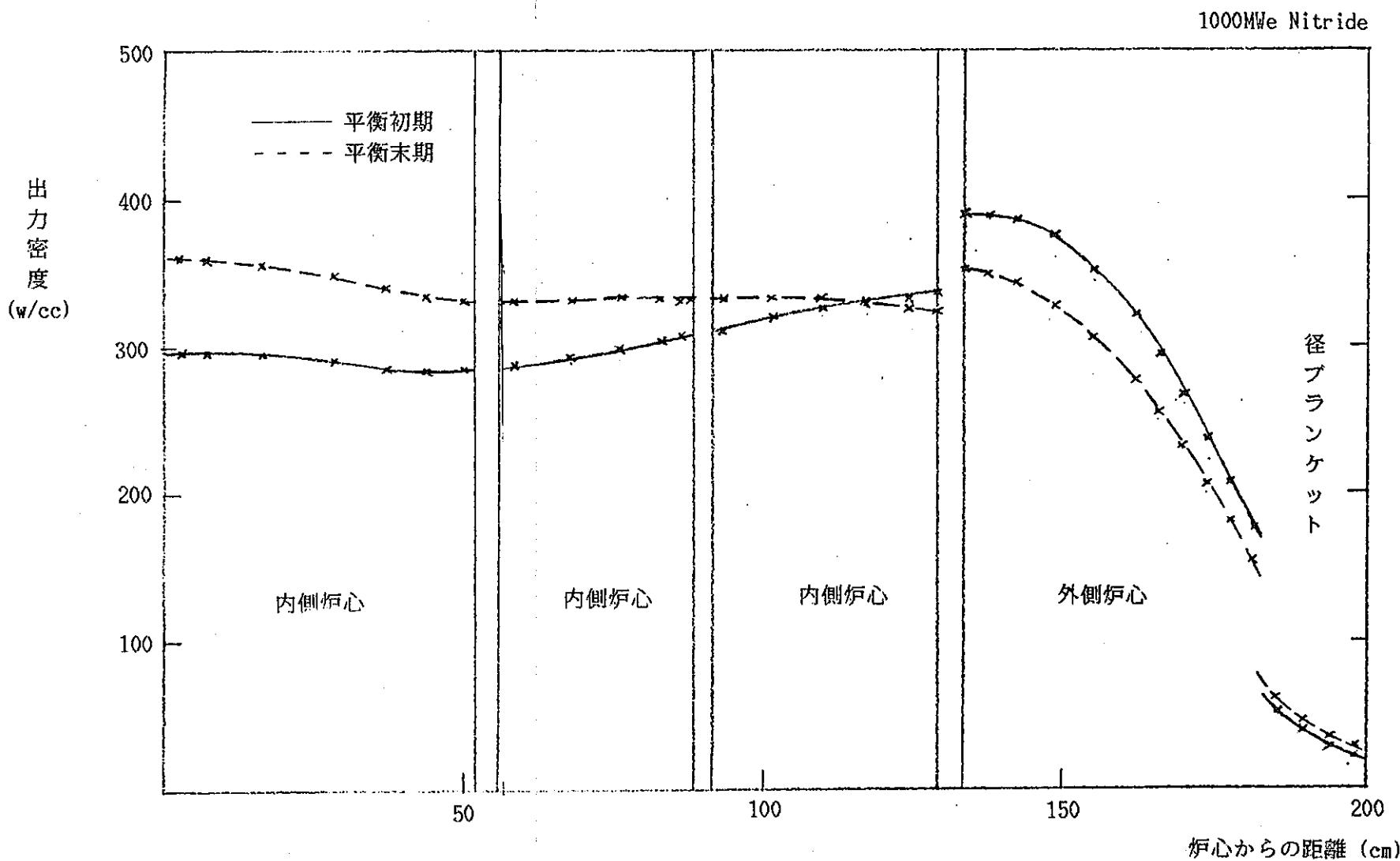


図3.4.4-4 径方向出力分布 (1000MWe窒化物炉心)

NEUTRON SPECTRA

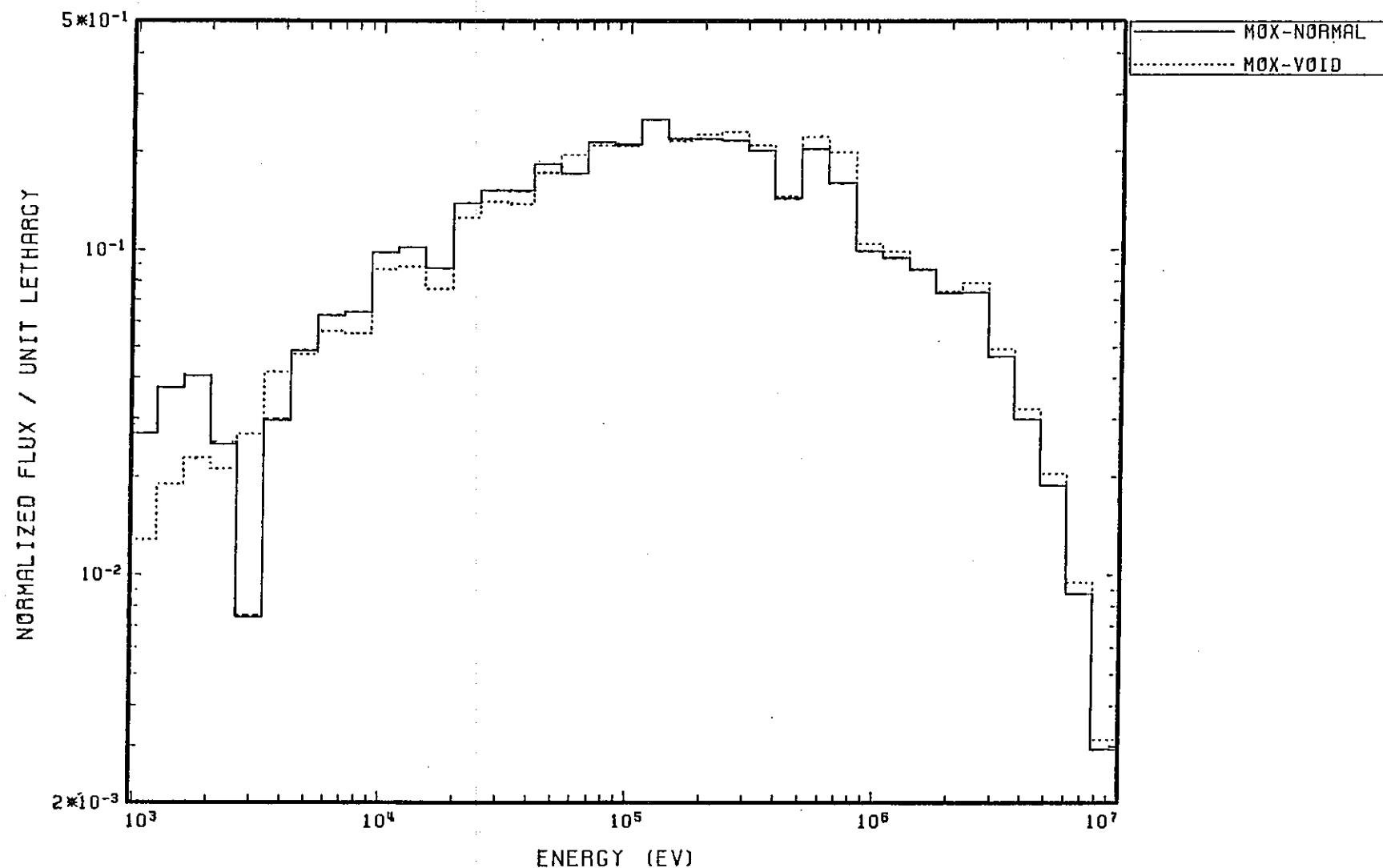


図3.4.5-1 酸化物燃料炉心の中性子スペクトル（Naボイド時，通常時）

NEUTRON SPECTRA

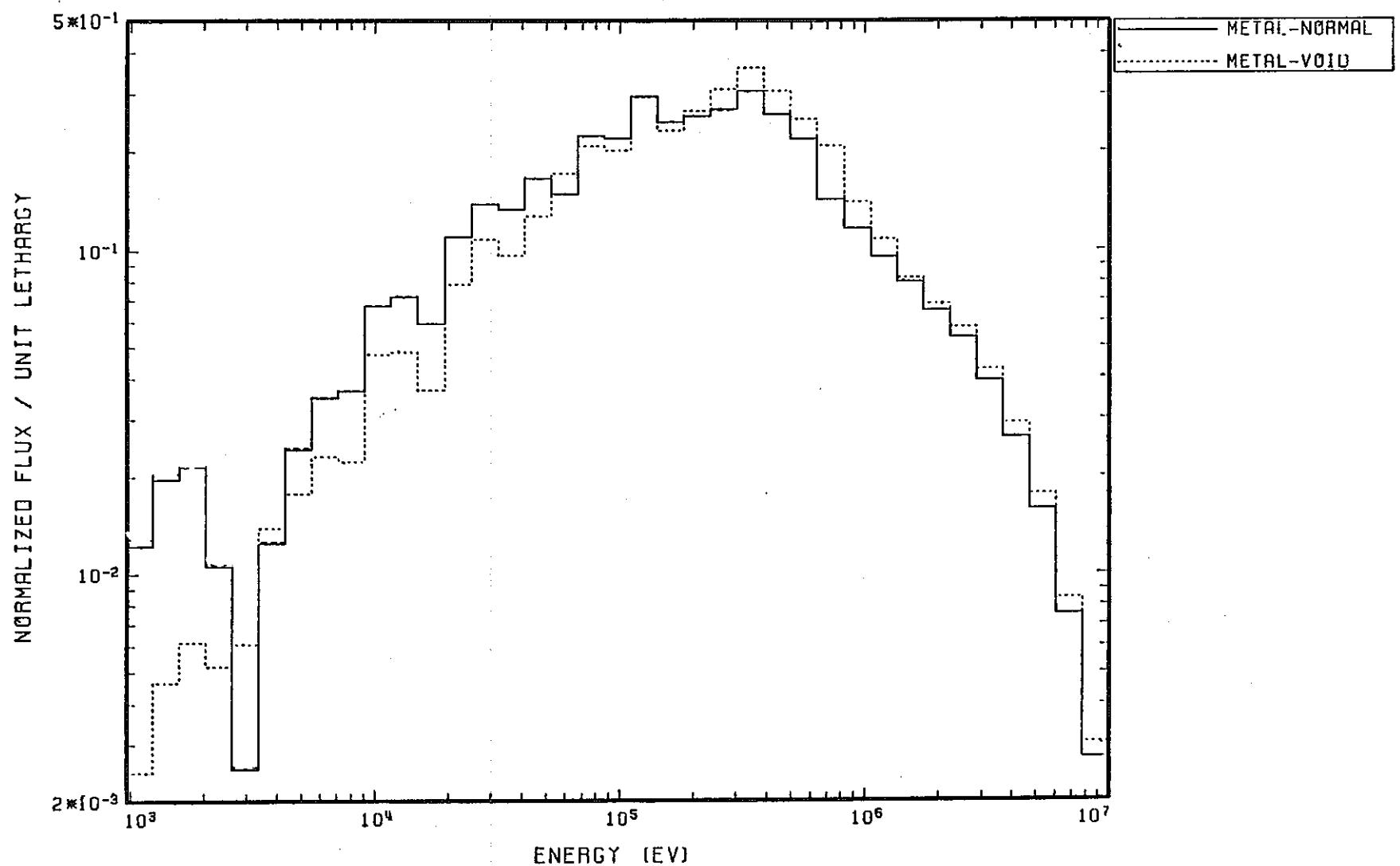


図3.4.5-2 金属燃料炉心の中性子スペクトル (Naボイド時, 通常時)

3.5 核特性比較評価のまとめ

ここでは、これまでの検討結果をもとに、新型燃料炉心と酸化物燃料炉心の核特性の差及びその要因をまとめるとともに新型燃料の特徴を生かす設計と課題について摘出する。

各特性項目ごとの比較評価結果のまとめを表3.5-1～3.5-4に示す。

結果を総合すると、新型燃料を用いた炉心の特徴は以下のとおりとなる。

- 酸化物燃料炉心と比べ大幅な増殖性の向上が得られ、燃焼による反応度損失の低減、倍増時間の低減が可能である。今回設定した条件では、各新型燃料間での特性差は小さかった。
- 上記特性差は、重金属密度の差（酸化物より25～35%大）、スペクトルの差（酸化物より硬い）によるPu富化度の低減、内部転換比の向上に起因する。スペクトル硬化は金属燃料炉心において著しく、燃料 η 値の増大をもたらしている。これは、他の燃料のように軽い核種を含まないためである。
- 上記内部転換比の向上は、新旧燃料間の出力差（パッチごとの差）による局所的出力歪みを低減する。
- 上記スペクトルの硬化は、金属燃料炉心において核分裂性Pu装荷量の低減をもたらしている。さらに、最大高速フルエンスの増大をもたらしている。これには実効核分裂断面積の減少も関係している。炭・窒化物燃料炉心では高速フルエンスは酸化物燃料炉心とほぼ同等である。これは、核分裂性Puのインベントリが金属燃料炉心よりかなり多いこと、金属燃料炉心ほどスペクトルが硬くないことによる。
- 上記スペクトル硬化により、金属燃料炉心では、ナトリウムボイド係数の増大、ドップラー係数絶対値の減少をもたらす。膨張による温度係数については、ナトリウム膨張効果が金属燃料炉心で大きい他、炉心支持板の膨張効果は金属燃料炉心でより負側となる。
- 金属燃料におけるボンドNaはその有無により0.8% $\Delta\rho$ 程度の反応度差をもたらす。燃焼によるボンドNa挙動の把握が重要である。
- 上記の新型燃料炉心の特徴は1000MWeの大型炉心だけでなく、300MWeの小型炉においても同様に存在している。

このような新型燃料の特徴を生かす設計としては、炉心の高性能化（長期運転サイクル、高燃焼度化）、炉心の合理化（プランケット削減、制御棒削減、流配領域削減）、固有安全性強化等が考えられる。新型燃料では物性の面でも、酸化物より高熱伝導度という有利な面をもち、燃料温度を低くできるため、高線出力化や固有安全性の確保という点でも有利である。

一方、これら新型燃料炉心の核特性に関連する課題は、以下である。

- 金属燃料 …… 高速フルエンス大 → 耐高フルエンス材料の開発要
………… ボンドNa挙動の影響大 → 挙動把握

- 塵化物燃料 …… 今回得られた高増殖性は ^{15}N の濃縮を前提としている。天然の塀素を用いた場合については、別途評価が必要。

今回の検討において設定した条件のうち、結果を大きく左右すると考えられる最大のものは、燃料のスミヤ密度比である。今回、用いたスミヤ密度比は酸化物、金属に対しての値は、最近の設計で取り入れられている値または推奨されている値であり、炭・塀化物についても照射実験を通して良い結果が得られている範囲の値としている。但し、新型燃料炉心間の特性差は今回の仕様では小さく、設定によっては特性値の関係が多少動くことは注意しておく必要がある。

表3.5-1 新型燃料炉心核特性評価のまとめ（燃焼・増殖特性）

※ 1000MWe炉心の結果を中心にまとめた

特 性 項 目	○新型燃料炉心の特徴(酸化物炉心との比較) •特性差の要因	特徴を生かす設計	課 題
Pu富化度	<ul style="list-style-type: none"> ○各新型燃料炉心とも酸化物よりも大幅に低減 炉心平均 約16w/o (酸化物) → 約12w/o (大型炉) ●酸化物より重金属密度25~35%高い。また、スペクトルが硬く、中性子経済良（寄生吸収小、燃料のη値大） 		窒化物- ^{15}N の濃縮を前提
増殖比	<ul style="list-style-type: none"> ○酸化物炉心の約1.2に対し約1.4 (窒化物>金属>炭化物) 内部転換比は酸化物では0.9で1以下であるが、新型燃料では1を上回る。 ●中性子経済良くPu富化度を低減できるため。 	<ul style="list-style-type: none"> ○プランケット削減 ○長期運転サイクル 	
燃焼反応度	<ul style="list-style-type: none"> ○酸化物炉心の約2%△ρに対し、ほぼ零とできる。(大型炉) (窒化物、金属、炭化物の順で小さい) ○内部転換比の差……酸化物<1.0、新型燃料>1.0 (炉心部の核分裂Pu利得……酸化物<0、新型燃料>0) 	<ul style="list-style-type: none"> ○高燃焼度化 ○固有安全 (余剰反応度小) ○制御棒削減 	○耐高フルエンス材料 (中性子スペクトルの項参照)
倍増時間	<ul style="list-style-type: none"> ○酸化物炉心の半分程度に減少 ●増殖比高く、Pu利得大 		
核分裂性Pu装荷量	<ul style="list-style-type: none"> ○金属燃料炉心では10%近く少ない。炭・窒化物炉心ではほぼ同一 (酸化物との比較) ●金属燃料炉心では中性子スペクトルが特に硬く、燃料のη値が大きい。 		
(出力規模依存性)	燃焼・増殖特性の優位性は大型炉、小型炉を問わない。		

表3.5-2 新型燃料炉心核特性評価のまとめ（中性子スペクトル，高速フルエンス）

特 性 項 目	○新型燃料炉心の特徴(酸化物炉心との比較) ●特性差の要因	特徴を生かす設計	課 题
中性子スペクトル	<ul style="list-style-type: none"> ○ 1 MeV～0.1MeV 領域で酸化物より重み大 ● 高速中性子割合 酸化物 60%弱, 金 属 70%弱, 炭化物 60%, 硫化物 60%強 ● 0.1MeV以下で金属燃料はスペクトル大幅に小 ● 金属では軽核を含まない, 炭・硫化物では重核に対する軽核割合が酸化物の半分(約1と約2) 	中性子経済良 ↓ 高増殖性 ↓ 燃焼・増殖特性の項 (表3.5-1)の同様と同じ設計の方向	
高速フルエンス	<ul style="list-style-type: none"> ○酸化物との比 金属 20～30%増, 炭化物～同等, 硫化物～4%増 ● 金 属……高速群割合大かつ P_{uf} 量及び実効核分裂断面積小 炭・硫化物……高速群割合は酸化物よりやや大, しかし P_{uf} 量は酸化物より多く実効断面積も酸化物並であるため, 相殺される。(絶対中性子束レベルの差) 		○金属燃料では耐高中性子フルエンス材料の開発要
実効一群化断面積 (ミクロ)	<ul style="list-style-type: none"> ○中性子捕獲断面積……金属／酸化物の比 0.7～0.8 炭・硫化物／酸化物の比 0.9～0.95 核分裂断面積 ……金属／酸化物の比 ~0.9 炭・硫化物／酸化物の比 1.0弱 (但し, しきい値反応は除く) η 値 ……^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{238}U等で酸化物より数%～20%大 ● 中性子スペクトルの差 		

表3.5-3 新型燃料炉心核特性評価のまとめ（出力特性）

特 性 項 目	○新型燃料炉心の特徴(酸化物炉心との比較) •特性差の要因	特徴を生かす設計	課 題
出力分布	○酸化物燃料炉心と大差なし 平均、最大とも出力密度はほぼ同じ（最大出力密度はパッチ平均値）		
出力分担率 (炉心, ブランケット)	○酸化物燃料炉心と大差なし 但し、金属燃料の場合、ややブランケットの出力分担が大きい (酸化物より0.7%程度高い) •金属燃料炉心ではスペクトルが硬く、ブランケットへの中性子もれが やや大きい。		
出力変動	○グローバルな径方向の変動は新型燃料炉心ではやや大。 •新型燃料炉心では内側炉心の内部転換比が高く燃焼とともに出力増大。 ○ローカルな出力の差（パッチごとの出力の差）は酸化物燃料より小さ い（特に外側炉心）ローカルな出力の歪みが小さい。 •内部転換比が高いため。	必要流量低減 流配領域数低減	

表3.5-4 新型燃料炉心核特性評価のまとめ（反応度係数－酸化物，金属）

特 性 項 目	○新型燃料炉心の特徴(酸化物炉心との比較) •特性差の要因 (金属燃料炉心の特徴)	特徴を生かす設計	課 題
Na ボイド係数	○酸化物の場合の～1.5倍（ボンドNaが抜けている時） ～2.0倍（ボンドNaが初期の位置にある時） •Naボイド時の中性子スペクトル硬化の度合が酸化物より大きい (酸化物では軽核の酸素が常に存在しているのに対し、金属ではNaが抜けると軽核がなくなる)		
ドップラー係数	○酸化物の場合の約40%減 • ^{238}U の共鳴がある1KeV付近の中性子スペクトルが酸化物よりも大幅に小さく、低Pu富化度の効果を上回る。		
膨張による温度係数 燃料膨張	○酸化物の約1.5倍（但し、軸方向自由膨張の時） •膨張係数が酸化物の3割増、燃料密度係数が約1割増		燃焼によるスエリング
Na膨張 炉心支持板膨張	○Naボイド係数と同様 ○酸化物より2～3割絶対値増大 •燃料密度係数、Na密度係数が酸化物より大		
ボンドNaの効果 (k_{eff})	○ボンドNaの有無で k_{eff} ~0.8%変動		燃焼によるボンドNa挙動把握

4. 感度解析及び核特性量の不確かさ評価

4.1 概 要

金属、炭化物、窒化物などいわゆる新型燃料を装荷した高速炉の炉心計算法を開発・整備することを目的として、新型燃料炉心用の核定数、計算コード、計算モデル等を向上させるための研究を行う。

本年度はこのうち、炉心計算のための拡散計算に用いるエネルギー群数の検討（付録）と断面積の感度解析の研究を、金属燃料炉心を対象として行う。

従来の酸化物燃料高速炉の炉心特性の計算にはエネルギー群数として7群程度を用いてきた。しかし、金属燃料高速炉は中性子スペクトルも酸化物燃料炉に比べると硬いため、7群の計算でこれまでと同等の計算精度が得られるかどうかを検討する必要がある。そこで、280MWe及び1000MWeクラスの金属燃料及び酸化物燃料の高速炉を対象としてエネルギー群数及び群構造を変化させ核特性を計算し、従来の7群での酸化物燃料と同等の精度を得るにはどのようなエネルギー群構造にすればよいかを提案する。

また、金属燃料炉の核特性を詳細に把握するためには、各核種の各タイプの反応断面積の核特性へ与える影響を調べる必要がある。このためには、各核種のエネルギー群毎の反応断面積が変化した場合の核特性の変化、すなわち感度を検討すればよい。感度係数は感度係数計算コード S A G E P⁽¹⁾により求める。S A G E Pは一般化摂動論に基づき拡散理論で感度を求めるコードであり、反応断面積の変化による中性子スペクトルの変化まで考慮して感度を計算することができる。反応断面積の種類が変わると直接計算では炉心計算をやり直し、中性子スペクトルの変化を計算しなければならないが、一般化摂動論では一般化中性子束を導入し、その効果を取り入れるのでその都度炉心計算をする必要がなく、短時間に計算ができる。

S A G E Pコードにより金属燃料炉心の感度を求め、酸化物燃料炉心の値と比較検討する。実効増倍率、Naボイド反応度及びドップラー反応度の感度係数を金属燃料、酸化物燃料炉心とも8群で計算する。

このようにして得られた感度係数と断面積の不確かさを表す断面積コバリアンスを用いて、核特性量の不確かさについて金属燃料炉心、酸化物燃料炉心の比較検討を行う。

4.2 計算手法

本解析では、金属燃料、酸化物燃料炉心とも、1000MWe級大型炉で燃焼平衡末期のものを選んだ。感度解析に用いた炉心体系図（R Z モデル）をFig.4.1に示す。

次に、感度解析用縮約群定数について述べる。ミクロ断面積は、格子計算コード S L A R O Mにより作成された燃料初装荷時の70群ミクロ断面積を、Fig.4.1の体系における70群中性子スペクトルにより前章で考えた8 G(1)の群構造に縮約したものを用いた。マクロ断面積は、C I T A T I O Nコードによる燃焼計算で得られた燃焼平衡末期時のものを用いた。これらのデータと、Fig.4.1の体系での8群中性子束、随伴中性子束を用いて、一般化摂動論に基づく2次元感度解析コード S A G E Pにより、各核種の各反応断面積に対する感度係数を求めた。感度係数は次式に示す相対感度係数を使用した。

$$(dR/R)/(d\sigma/\sigma) \quad R : \text{核特性量} \quad \sigma : \text{断面積値}$$

感度係数の対象とした核種及び反応断面積は、以下の通りである。

^{239}Pu	-----	吸收、核分裂、 ν 値、散乱
^{240}Pu	-----	吸收、核分裂、 ν 値、散乱
^{241}Pu	-----	吸收、核分裂、 ν 値、散乱
^{242}Pu	-----	吸收、核分裂、 ν 値、散乱
^{235}U	-----	吸收、核分裂、 ν 値、散乱
^{238}U	-----	吸收、核分裂、 ν 値、散乱
N a	-----	吸收、散乱
F e	-----	吸收、散乱
^{239}Pu からのF P	-----	吸收、散乱
^{238}U からのF P	-----	吸收、散乱
O (酸化物燃料炉心のみ)	-----	吸收、散乱

また、感度係数の対象とした核特性量は、実効増倍率、N a ポイド反応度価値（炉中心ボイド、全炉心ボイド）及びドップラー反応度価値である。

上記のようにして求めた感度係数と断面積の不確かさを表す断面積コバリアンスとを用いて、金属燃料炉心、酸化物燃料炉心の核特性量の不確かさについて比較検討した。

ある断面積セットに対するコバリアンスを $(n \times n)$ 行列M (n : 核種数、群数、反応の積) で n 種類の断面積変化に対する m 個の核特性量の相対感度係数を $(m \times n)$ 行列Gで表し、さらに、基準断面積セット及びある断面積セットを用いて得られた m 個の核特性量をそれぞれ I_0 、I (ともに $(1 \times m)$ 行列) で表す。このとき I / I_0 の不確かさを表すコバリアンスVは次式で表される。

$$V = G M G^t$$

ここで、 G^t は G の転置行列である。 V の対角成分の平方根は、各核特性量の標準偏差を示す。なお、今回断面積ユバリアンスに用いた核種及び反応の種類は以下の通りである。

^{239}Pu	-----	吸收，核分裂， ν 値
^{240}Pu	-----	吸收
^{241}Pu	-----	核分裂
^{235}U	-----	吸收，核分裂， ν 値
^{238}U	-----	吸收，核分裂， ν 値，散乱
N a	-----	吸收，散乱
F e	-----	吸收，散乱
O	-----	散乱

4.3 計算結果及び考察

感度解析に用いた各炉心の実効増倍率, Na ボイド反応度価値及びドップラー反応度価値をTable 4.1に示す。実効増倍率の感度係数をTable 4.2~4.12に, Na ボイド反応度価値の感度係数をTable 4.13~4.34に, ドップラー反応度価値の感度係数をTable 4.35~4.45にそれぞれ示す。また, Na ボイド反応度価値及びドップラー反応度価値の感度係数について, 各成分ごとに分類したものをTable 4.47~4.49に示す。

反応度価値Rを中性子束 ϕ と随伴中性子束 ϕ^* の双一次汎関数の比

$$R = \frac{\langle \phi^* H_1 \phi \rangle}{\langle \phi^* H_2 \phi \rangle}$$

で表すと, Table中のDirect 1, Direct 2は演算子 H_1 , H_2 の変化による直接効果を, Normal, Adjointはそれぞれ中性子束, 随伴中性子束が変動することによる間接効果を表す。

Fig.4.1の領域1または7における中性子スペクトル及び随伴中性子スペクトルをFig.4.2, 4.3にそれぞれ示す。

まず, 実効増倍率の感度係数について考察する。どの核種, 及び反応についても, 3群(1.3534MeV~0.30197MeV), 4群(301.97keV~86.517keV)における感度係数は, 金属燃料炉心の方が酸化物燃料よりも大きい。中でも, 主要重核種である ^{239}Pu の核分裂断面積 σ_f , ν 値, ^{235}U の捕獲断面積 σ_c の感度は3群において金属燃料炉心の方が酸化物燃料炉心よりもそれぞれ35.3%, 34.8%, 77.0%大きく, 4群ではそれぞれ26.1%, 24.7%, 58.0%大きい。非燃料核種では, Na の散乱断面積 σ_s に対する感度が3, 4群で約2.6倍金属燃料炉心の方が大きい。これらはすべて, 金属燃料炉心での中性子スペクトル硬化によるものである。5群以下の中低速群では, 酸化物燃料炉心の方が中性子束が大きいため, 感度は全体として酸化物燃料炉心の方が大きい。例えば, ^{239}Pu の σ_f , ν 値及び ^{238}U の σ_c に対し, 6群で1.8倍程度, 7群で3~4倍程度酸化物燃料炉心の方が大きいことがわかる。高速群である1, 2群(10.0MeV~1.3534MeV)では, ^{235}U , ^{238}U を除き酸化物燃料炉心の方が感度が大きいが, 这は酸化物燃料炉心の方がPu富化度が高いため1, 2群での中性子束が若干大きいためである。 ^{235}U , ^{238}U の各反応断面積(ν 値も含む)に対する感度は, 金属燃料炉心の方が大きいが, 这は, Pu富化度が低いことによるUの相対存在量が大きいことの効果が, 1, 2群での中性子束低下の効果を上回るためである。例えば, しきい値反応である ^{238}U の σ_f に対する感度についてみてみると, 1群で21.3%, 2群で18.1%金属燃料炉心の方が大きい。

FPの感度についてみてみると, ^{239}Pu からのFPの感度係数が金属燃料炉心で-1.4, 酸化物燃料炉心で-2.1となり, 実効増倍率に対してFeやNaの σ_s に対する感度とほぼ同程度の寄与を示した。

酸化物燃料炉心にのみ存在するOの σ_s に対する感度は全群で-4.8となっており、上記と同様、FeやNaの σ_s に対する感度とほぼ同程度の寄与である。特に、3, 4群からの寄与が約80%を占めているが、これは、500keV近傍に共鳴散乱ピークが存在するためである。

各領域内の各核種の数密度の変化に対する実効増倍率の感度係数をTable 4.46に示す。これらの値は、CRPなしの燃料初装荷時の大型金属燃料、酸化物燃料炉心を対象に、数密度変化による実効増倍率の変化を、CITATIONコードにより求めたものである。例えば、 ^{239}Pu についてみてみると、内側炉心、外側炉心を合わせて金属燃料炉心、酸化物燃料炉心とも約0.37で、これはTable 4.2のa), b), d)に示した値の総和約0.44と比較的良い一致を示している。 ^{238}U についてみても、全領域について加えた値は0.17、Table 4.7のa), b), d)について加えた値は約0.20で同様のことが言える。Table 4.46に示した値については、各核種の各反応毎の寄与はわからないが、各領域毎の寄与がわかり、Table 4.2~4.12に示した値についてはこれと逆のことが言える。すなわち、互いの短所を補うような形で求められているが、全領域、全群での感度係数は良い一致を示していることがわかる。

次に、Naボイド反応度値の感度係数について考察する。炉中心ボイドの場合を中心みてみると、全体的にみて、全群の総和を取ると酸化物燃料炉心の方が感度が大きい。しかし、従来の7群構造の3群を2分割した、3, 4群においては、金属燃料炉心の方が感度が大きい。特に、3群の ^{239}Pu の σ_s , ν 値、 ^{238}U の σ_s に対する感度は、酸化物燃料炉心に比べて1.7~2.1倍大きい。 ^{239}Pu の σ_f については、Table 4.47の2)にみると、随伴中性子束による間接効果が他の効果よりかなり大きく、3群におけるこの効果は金属燃料炉心が酸化物燃料炉心に比べて約65%大きい。5群ではこれが約15倍大きくなっている。6群は、全体の感度は両者で大きな差はないが、その成分をみると、酸化物燃料炉心はDirect 1がAdjointより大きな効果を示しているのに対し、金属燃料炉心は逆の傾向を示している。7群はAdjointの寄与が支配的であるが、酸化物燃料炉心の方が3.8倍程大きいため、全体でも酸化物燃料炉心の方が感度は大きい。 ^{238}U の σ_s においても、Table 4.47の3)にみると、特に3, 5, 6, 7群についてはAdjointの寄与の差がそのまま各群の感度の差となって現れている。 ^{238}U の σ_f に対する感度をみると、2群で金属燃料炉心が酸化物燃料炉心よりも約7倍大きな感度を示している。これを成分ごとに比較すると、Table 4.47の4)にみると、最も大きな寄与を示すDirect 2とその次に大きな寄与を示すAdjointの相殺の仕方が酸化物燃料炉心の方が非常に大きい。このため、2群の感度は酸化物燃料炉心の方が小さくなっている。同様の傾向は全炉心ボイドの場合でもみられるが、この場合は2群の感度の符号が両炉心で逆になっている。 ^{238}U の σ_s については、1, 2群で酸化物燃料炉心の方が大きいが、3, 4, 5群では金属燃料炉心の方が大きい。成分ごとにみると、Table 4.47のb)にみると、AdjointのみならずNormalも非常に大きな寄与を示していることがわかる。全群の総和では金属燃料炉心の方が約9.2%大きい。しかし、全炉心ボイドの場合をみると、酸化物燃料炉心の方が約4倍大きくなっている。特に3群において炉中心ボイドの場合で金属燃料炉心は非常に大きな負の値を示していたのに対し、全炉心ボイドの場合には酸

化物燃料炉心よりも約4倍大きい正の値を示している。これを成分ごとにみると、Table 4.48の8)にみるように、炉中心ボイドの場合寄与が小さく、両炉心で差が小さかったDirect 1が、全炉心ボイドになると最大の寄与となり、金属燃料炉心が酸化物燃料炉心の約2倍になったことが原因となっている。

非燃料核種であるFe, Naについて考える。いずれの場合もTable 4.19, 4.20にみるように、 σ_s に対する感度は酸化物燃料炉心の方が大きく、特に6群で約2~3倍大きな感度を示していることが原因となっている。成分別では、Table 4.47の7), 9)にみるように、Direct 1で酸化物燃料炉心が約4倍大きな寄与を示していることがわかる。 σ_s については、Feの σ_s に対する感度は炉中心ボイド時で金属燃料炉心、酸化物燃料炉心ともに大きな負の値を示しているのに対し、全炉心ボイド時では金属燃料炉心が正の感度を示しており、これは3群の感度が大きな正の感度を示していることが原因となっている。成分別では、Table 4.48の10)にみるように、Direct 1で金属燃料炉心が比較的大きな正の値を示しており、酸化物燃料炉心と比べても54%程度大きいことがわかる。

^{239}Pu によるFPの σ_s に対する感度は、酸化物燃料炉心の方が1.5~1.8倍程大きく、特に7群の感度が4~5倍大きい。成分別では、Table 4.48にみるように、Adjointによる寄与が大きく、6群では酸化物燃料炉心の方が約4.6倍大きい。

Oの σ_s に対する感度をみると、全群の総和では-12.3で、オーダーとしては ^{239}Pu や ^{238}U 等の主要重核種と同程度の寄与を示している。特に、共鳴散乱ピークが存在する4群では、全体に対し約36%を占めており、Naボイド反応度値の感度に無視できない寄与を示していることがわかる。

次に、ドップラー反応度値の感度係数について考える。 ^{238}U の σ_f , ν 値, σ_s , Fe及びNaの σ_s は金属燃料炉心の方が感度は大きいが、それ以外は全体として酸化物燃料炉心の方が大きい。

まず、 ^{239}Pu の σ_f についてみると、3, 4群で金属燃料炉心の方がより大きな負の感度を示しているが、6群では金属燃料炉心が正、酸化物燃料炉心が負の感度を示している。これは、Table 4.49の2)にみるように、6群のAdjointの寄与が酸化物燃料炉心に比べて2倍以上の大きな正の値を示しているからである。このような異符号の傾向は ^{241}Pu の6群の σ_f についてもみられる。

^{238}U の断面積に対する感度について考察する。 σ_s に対する感度をみると、最も大きな寄与を示す6群で酸化物燃料炉心が約4倍の値を示しており、7群においては金属燃料炉心が正、酸化物燃料炉心が負の値を示している。これは、Table 4.49の5)にみるように、6群ではAdjointの寄与が金属燃料炉心が約2.4倍大きな負の値となっており、これが大きな正の寄与を示すDirect 1を大きく相殺し、また7群ではこのDirect 1が酸化物燃料炉心の方が約2倍弱大きいためである。 σ_s についてみると、3, 4, 5群で金属燃料炉心の方が約2倍以上酸化物燃料炉心よりも大きな感度を示しているが、これはTable 4.49の6)にみるようにこれらの群で最大の寄与を示すNormalによる寄与が酸化物燃料炉心に比べて2~3倍大

きいためである。同様の傾向は非燃料核種である Fe , Na の σ_c に対する感度についてもいえる。さらに、 O の σ_s に対する感度は主要重核種並であり、3, 4, 5群での感度は著しく大きい。

次に、核特性量の不確かさについて比較する。本解析に用いた断面積コバリアンスについて、主なものを Table 4.50 に示す。Table に示したように、本解析では異なる反応同志の不確かさについては考慮していない。また、Table 中の斜線は、断面積コバリアンス行列が対角行列であることを示すものである。また、実効増倍率、 Na ポイド反応度値（炉中心ポイド、全炉心ポイドとも）、ドップラー反応度値の不確かさを各断面積に対する寄与ごとに Table 4.51 に示す。なお、Table 中の Standard Deviation は、各反応断面積に対する不確かさの総和の平方根をとったものである。

どの核特性量をみても、 ^{238}U の σ_c , σ_s による不確かさが非常に大きい。これは、Table 4.50 の 4), 5) にみるように、これらの断面積コバリアンスが大きいことに加えて、感度係数も大きいことによる。しかし、これらの大さにはエネルギー依存性もかなり含まれている。例えば、Table 4.18 に示した炉中心ポイド時の Na ポイド反応度値の ^{238}U の σ_c に対する感度は、全体としては酸化物燃料炉心の方が若干上回っているのに対し、Table 4.51 によれば逆に金属燃料炉心の方が不確かさが大きくなっている。これは、感度係数の内訳をみると、金属燃料炉心は 3, 5, 6 群で大きな感度を示しているのに対し、酸化物燃料炉心はより低い 6, 7 群で大きな感度を示しており、一方、Table 4.50 の 4) にみるように ^{238}U の σ_c の断面積コバリアンスは、エネルギーが高くなるにつれ大きい傾向があるためである。全炉心ポイド時の場合についても同様のことがいえる。

^{239}Pu の σ_f による不確かさもかなり大きい値を示しているが、 ^{238}U の σ_c に比べて感度が大きい割には不確かさは同程度あるいはより小さい値を示している。これは、Table 4.50 の 2) にみるように、 ^{238}U の断面積コバリアンスに比べてかなり小さいためである。

^{241}Pu による不確かさも比較的大きい値を示しており、 Na ポイド反応度値においては、酸化物燃料炉心の方が金属燃料炉心より 4~5 倍程度大きい。これは、例えば全炉心ポイド時の場合、Table 4.26 の b) にみるように、金属燃料は 5 群で感度が最大であるのに対し、酸化物燃料炉心は 7 群で最大となっており、一方で Table 4.50 の 3) にみるように 7 群に関係したコバリアンスは大きく、特に 7 群同志の分散は唯一 10^{-2} のオーダーを示していることによる。

全体としてみると、実効増倍率の不確かさについては、金属燃料炉心の方が ^{239}Pu の σ_f , ^{238}U の σ_c , ^{238}U の σ_s でいずれも上回っている分、0.4% 程度大きくなっている。ドップラー反応度値においては、 ^{238}U の σ_s で金属燃料炉心が酸化物燃料炉心に比べて 3.4 倍大きいため、全体では金属燃料炉心の方が 1.7% 程度大きい。 Na ポイド反応度値においては、炉中心ポイド時の場合は両者ほぼ同程度の不確かさであるのに対し、全炉心ポイド時の場合は ^{238}U の σ_c で金属燃料炉心が若干大きいものの、 ^{239}Pu の σ_c , σ_f , ^{241}Pu の σ_f , ^{238}U の σ_s で酸化物燃料炉心の方が大きい分、全体では酸化物燃料炉心の方が 1% 程度大きくなっている。

4.4 まとめ

金属燃料高速炉の炉心計算法の開発・整備に先立ち、断面積感度解析と核特性量の不確かさの評価による金属燃料炉心の炉物理的特徴の把握を試みた。

金属燃料炉心の感度解析を酸化物燃料炉心と比較して行った結果、両者ともに高速群での感度が大きいことが示された。実効増倍率、Naボイド反応度値、ドップラー反応度値のいずれにおいても、その感度係数は100keV～1MeVの高速領域では金属燃料炉心の方が大きく、他の領域及び全群の総和は一般に酸化物燃料炉心の方が大きいことがわかった。Naボイド及びドップラー反応度値の感度は、特に燃料核種の断面積に対しては、随伴中性子束の変化による間接効果が大きな寄与を示していることがわかった。Naの散乱断面積変化に対する感度は金属燃料炉心の方が大きく、特に100keV～1MeVの高速領域では実効増倍率で2.6倍、炉中心ボイド時のNaボイド反応度値で30%程度、ドップラー反応度値で2倍弱大きくなることがわかった。Oの散乱断面積変化に対する感度、²³⁹PuからのFpの捕獲断面積変化に対する感度もNaやFeなどの他の非燃料核種と同程度の寄与を持つことがわかった。

核特性量の不確かさについての評価を金属燃料炉心と酸化物燃料炉心について行った。両者とも、²³⁸Uの σ_c 、 σ_s あるいは²³⁹Puの σ_f の不確かさによるものがかなり大きな割合を示していたが、感度係数の群間での違いとこれら断面積の不確かさのエネルギー依存性との兼ね合により、核特性量の不確かさがかなり影響を及ぼすことが示された。²⁴¹Puの σ_f の不確かさによるものも比較的大きな寄与を示した。

今回の解析では燃焼平衡末期炉心を対象としたが、今後燃焼平衡初期炉心も合わせて検討し、燃焼感度解析も行う予定である。また、今回は新型燃料炉心として金属燃料炉心を取り上げたが、炭化物、窒化物燃料炉心についても比較検討を行う予定である。

Table 4.1 k_{eff} and reactivity worth at EOEC

	Metal Core	Mox Core
Reference	0.99924	0.99937
Na voided(1) ^{*1}	1.00268 (0.3243 ^{*3})	1.00144 (0.1958 ^{*4})
Na voided(2) ^{*2}	1.05087 (4.917)	1.02927 (2.907)
Doppler ^{*5}	1.00200 (0.2757)	1.00849 (0.9049)

*1 Voided region --- Core center

*2 Voided region --- Inner core + Outer core

*3 reactivity worth (%dk/kk')

Reference : $k_{\text{eff}} = 0.99943$

*4 Reference : $k_{\text{eff}} = 0.99948$

*5 Metal Core : 823K-->573K

Mox Core : 1373K-->573K

Table 4.2 Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to ^{239}Pu cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.000	-0.000
2	-0.026	-0.027
3	-0.363	-0.254
4	-0.752	-0.626
5	-1.201	-1.491
6	-0.735	-1.573
7	-0.191	-0.727
8	-0.004	-0.016
Total	-3.272	-4.716

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.775	0.831
2	3.245	3.533
3	12.515	9.248
4	13.683	10.851
5	13.424	14.194
6	3.673	6.734
7	0.738	2.555
8	0.017	0.057
Total	48.071	48.003

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	1.133	1.120
2	4.843	5.268
3	17.779	13.187
4	18.573	14.897
5	17.212	18.702
6	4.575	8.652
7	0.961	3.410
8	0.024	0.084
Total	65.100	65.399

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.047	-0.041
2	-0.126	-0.126
3	-0.038	-0.023
4	0.001	0.012
5	0.011	0.017
6	0.003	0.005
7	-0.000	-0.000
8	-0.000	-0.000
Total	-0.196	-0.157

Table 4.3 Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to ^{240}Pu cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.000	-0.000
2	-0.020	-0.024
3	-0.187	-0.152
4	-0.326	-0.310
5	-0.564	-0.788
6	-0.232	-0.560
7	-0.061	-0.260
8	-0.001	-0.007
Total	-1.391	-2.101

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.252	0.306
2	0.997	1.233
3	1.772	1.677
4	0.267	0.239
5	0.229	0.274
6	0.063	0.133
7	0.016	0.051
8	0.000	0.000
Total	3.598	3.912

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.374	0.448
2	1.514	1.869
3	2.539	2.413
4	0.368	0.332
5	0.297	0.366
6	0.080	0.173
7	0.022	0.070
8	0.000	0.000
Total	5.194	5.670

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.018	-0.018
2	-0.055	-0.063
3	-0.049	-0.035
4	0.043	0.024
5	0.007	0.011
6	0.002	0.004
7	-0.000	-0.000
8	-0.000	-0.000
Total	-0.157	-0.126

Table 4.4 Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to ^{241}Pu cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.000	-0.000
2	-0.013	-0.015
3	-0.103	-0.083
4	-0.127	-0.116
5	-0.165	-0.222
6	-0.067	-0.157
7	-0.015	-0.063
8	-0.000	-0.001
Total	-0.491	-0.659

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.087	0.102
2	0.380	0.453
3	1.654	1.332
4	2.388	2.098
5	2.922	3.464
6	1.040	2.108
7	0.163	0.622
8	0.000	0.004
Total	8.634	10.183

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.127	0.148
2	0.565	0.674
3	2.332	1.884
4	3.222	2.862
5	3.735	4.546
6	1.295	2.704
7	0.213	0.832
8	0.001	0.007
Total	11.491	13.656

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.010	-0.009
2	-0.021	-0.024
3	-0.008	-0.005
4	0.000	0.002
5	0.002	0.003
6	0.000	0.001
7	-0.000	0.000
8	-0.000	-0.000
Total	-0.036	-0.032

Table 4.5 Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to ^{242}Pu cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.000	-0.000
2	-0.004	-0.005
3	-0.027	-0.022
4	-0.040	-0.037
5	-0.089	-0.123
6	-0.037	-0.087
7	-0.008	-0.031
8	-0.000	-0.000
Total	-0.205	-0.305

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.037	0.043
2	0.146	0.176
3	0.232	0.217
4	0.018	0.015
5	0.006	0.007
6	0.001	0.002
7	0.001	0.002
8	0.000	0.000
Total	0.440	0.463

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.054	0.064
2	0.222	0.267
3	0.331	0.311
4	0.024	0.021
5	0.008	0.009
6	0.001	0.002
7	0.001	0.003
8	0.000	0.000
Total	0.642	0.678

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.004	-0.004
2	-0.012	-0.013
3	-0.004	-0.002
4	-0.006	-0.003
5	0.001	0.002
6	0.000	0.000
7	-0.000	0.000
8	-0.000	-0.000
Total	-0.025	-0.021

Table 4.6 Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to ^{235}U cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.000	-0.000
2	-0.002	-0.002
3	-0.014	-0.007
4	-0.027	-0.017
5	-0.039	-0.035
6	-0.015	-0.024
7	-0.004	-0.011
8	-0.000	-0.001
Total	-0.102	-0.097

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.010	0.008
2	0.038	0.031
3	0.173	0.093
4	0.252	0.146
5	0.341	0.266
6	0.135	0.180
7	0.030	0.068
8	0.001	0.003
Total	0.980	0.794

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.015	0.012
2	0.062	0.050
3	0.266	0.143
4	0.364	0.214
5	0.456	0.368
6	0.173	0.239
7	0.040	0.094
8	0.002	0.004
Total	1.379	1.125

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.002	-0.001
2	-0.006	-0.004
3	-0.004	-0.002
4	-0.003	-0.001
5	0.001	0.001
6	0.000	0.000
7	-0.000	-0.000
8	-0.000	-0.000
Total	-0.014	-0.007

Table 4.7 Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to ^{238}U cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.020	-0.016
2	-0.347	-0.281
3	-4.212	-2.380
4	-5.603	-3.547
5	-10.482	-9.890
6	-3.013	-5.329
7	-0.527	-1.710
8	-0.013	-0.036
Total	-24.218	-23.189

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	2.464	2.031
2	6.878	5.825
3	0.471	0.315
4	0.007	0.004
5	0.005	0.004
6	0.001	0.002
7	0.001	0.002
8	0.000	0.000
Total	9.827	8.183

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	3.899	3.165
2	11.393	9.636
3	0.724	0.488
4	0.010	0.006
5	0.007	0.006
6	0.002	0.003
7	0.001	0.002
8	0.000	0.000
Total	16.036	13.305

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-1.050	-0.713
2	-4.378	-3.345
3	-0.832	-0.393
4	-0.687	-0.138
5	0.336	0.363
6	0.042	0.071
7	-0.003	0.002
8	-0.002	-0.002
Total	-6.574	-4.155

Table 4.8 Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to Fe cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.101	-0.106
2	-0.049	-0.055
3	-0.211	-0.158
4	-0.307	-0.262
5	-0.359	-0.430
6	-0.188	-0.431
7	-0.008	-0.023
8	-0.004	-0.005
Total	-1.227	-1.469

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.472	-0.398
2	-0.953	-0.928
3	0.082	0.045
4	-0.412	-0.186
5	0.090	0.124
6	0.078	0.135
7	-0.001	0.006
8	-0.005	-0.005
Total	-1.591	-1.207

Table 4.9 Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to Na cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.036	-0.030
2	-0.002	-0.002
3	-0.015	-0.009
4	-0.045	-0.030
5	-0.032	-0.031
6	-0.052	-0.101
7	-0.004	-0.009
8	-0.000	-0.000
Total	-0.185	-0.211

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.379	-0.252
2	-0.818	-0.607
3	-1.299	-0.494
4	-1.126	-0.438
5	-0.090	-0.040
6	0.111	0.177
7	0.000	0.005
8	-0.001	-0.001
Total	-3.601	-1.650

Table 4.10 Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to ^{239}Pu -FP cross section ($\times 10^{-2}$)

Group	Metal Core	Mox Core	Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.001	-0.001	1	-0.061	-0.057
2	-0.021	-0.024	2	-0.140	-0.150
3	-0.183	-0.138	3	-0.067	-0.042
4	-0.334	-0.295	4	-0.021	-0.009
5	-0.573	-0.751	5	0.003	0.006
6	-0.255	-0.573	6	0.003	0.006
7	-0.070	-0.280	7	-0.000	0.000
8	-0.001	-0.004	8	-0.000	-0.000
Total	-1.439	-2.066	Total	-0.283	-0.245

Table 4.11 Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to ^{238}U -FP cross section ($\times 10^{-2}$)
 a) capture : b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core	Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.000	-0.000	1	-0.014	-0.010
2	-0.005	-0.004	2	-0.031	-0.026
3	-0.039	-0.023	3	-0.013	-0.006
4	-0.068	-0.047	4	-0.005	-0.001
5	-0.117	-0.120	5	0.001	0.001
6	-0.056	-0.098	6	0.001	0.001
7	-0.016	-0.050	7	-0.000	0.000
8	-0.000	-0.001	8	-0.000	-0.000
Total	-0.301	-0.343	Total	-0.061	-0.041

Table 4.12 Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to Oxygen cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	_____	-0.293
2	_____	-0.003
3	_____	-0.000
4	_____	-0.000
5	_____	-0.000
6	_____	-0.000
7	_____	-0.000
8	_____	-0.000
Total	_____	-0.296

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	_____	-0.037
2	_____	-0.774
3	_____	-2.124
4	_____	-1.789
5	_____	-0.347
6	_____	0.292
7	_____	0.010
8	_____	-0.001
Total	_____	-4.771

Table 4.13 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{239}Pu cross section
(Core center voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.000	-0.001
2	0.006	-0.006
3	-1.030	-0.470
4	-0.109	-0.226
5	3.861	2.182
6	5.996	6.856
7	2.477	10.022
8	0.060	0.223
Total	11.261	18.580

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.674	-0.160
2	-5.255	-3.935
3	18.688	8.081
4	-8.756	-2.409
5	-36.854	-15.340
6	-26.193	-23.011
7	-9.358	-34.652
8	-0.232	-0.775
Total	-68.634	-72.200

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.353	0.471
2	-5.454	-3.069
3	33.964	16.356
4	-7.281	-0.624
5	-46.700	-19.927
6	-33.247	-30.581
7	-12.273	-46.456
8	-0.320	-1.153
Total	-71.665	-84.982

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.093	-0.167
2	-0.093	-0.350
3	-0.311	-0.315
4	-0.244	-0.238
5	-0.218	-0.206
6	-0.040	-0.050
7	-0.005	-0.017
8	-0.001	0.001
Total	-1.002	-1.341

Table 4.14

Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{240}Pu cross section
(Core center voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.000	-0.000
2	0.024	0.010
3	-0.344	-0.191
4	0.259	0.101
5	2.185	1.554
6	2.010	2.755
7	0.820	3.726
8	0.010	0.103
Total	4.963	8.058

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.485	-0.291
2	-2.617	-2.253
3	0.980	0.780
4	-0.329	-0.171
5	-0.816	-0.472
6	-0.544	-0.438
7	-0.211	-0.695
8	-0.000	-0.001
Total	-4.024	-3.541

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.504	-0.154
2	-3.194	-2.381
3	2.485	2.029
4	-0.361	-0.178
5	-1.053	-0.629
6	-0.696	-0.594
7	-0.282	-0.947
8	-0.000	-0.002
Total	-3.606	-2.857

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.015	-0.057
2	0.036	-0.098
3	-0.253	-0.248
4	-0.174	-0.196
5	-0.096	-0.092
6	-0.026	-0.040
7	-0.003	-0.010
8	0.000	0.001
Total	-0.531	-0.741

Table 4.15 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{241}Pu cross section
 (Core center voided) (* 10^{-2})

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.000	-0.000
2	0.022	0.016
3	-0.142	-0.052
4	0.132	0.099
5	0.664	0.531
6	0.587	0.824
7	0.201	0.891
8	0.001	0.012
Total	1.465	2.322

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.208	-0.170
2	-1.164	-1.139
3	-0.040	-0.789
4	-4.585	-3.110
5	-11.551	-7.988
6	-8.049	-8.829
7	-2.144	-8.685
8	-0.005	-0.068
Total	-27.746	-30.779

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.234	-0.160
2	-1.457	-1.340
3	0.883	-0.451
4	-5.444	-3.757
5	-14.694	-10.463
6	-10.193	-11.675
7	-2.811	-11.623
8	-0.008	-0.109
Total	-33.958	-39.578

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.004	-0.022
2	0.017	-0.027
3	-0.043	-0.042
4	-0.033	-0.034
5	-0.029	-0.029
6	-0.006	-0.009
7	-0.001	-0.003
8	0.000	-0.000
Total	-0.097	-0.165

Table 4.16 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{242}Pu cross section
(Core center voided) (* 10^{-2})

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.000	-0.000
2	0.006	0.003
3	-0.046	-0.026
4	0.040	0.021
5	0.374	0.280
6	0.320	0.410
7	0.102	0.442
8	0.001	0.005
Total	0.797	1.137

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.079	-0.053
2	-0.419	-0.373
3	0.045	0.002
4	-0.021	-0.013
5	-0.021	-0.012
6	-0.007	-0.007
7	-0.009	-0.028
8	-0.000	-0.000
Total	-0.511	-0.483

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.086	-0.040
2	-0.521	-0.417
3	0.203	0.119
4	-0.023	-0.014
5	-0.026	-0.015
6	-0.009	-0.010
7	-0.012	-0.038
8	-0.000	-0.000
Total	-0.475	-0.414

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.002	-0.012
2	0.009	-0.019
3	-0.018	-0.019
4	-0.027	-0.030
5	-0.018	-0.017
6	-0.004	-0.005
7	-0.001	-0.002
8	-0.000	0.000
Total	-0.061	-0.103

Table 4.17 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{235}U cross section
(Core center voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.000	-0.000
2	-0.001	-0.001
3	-0.044	-0.016
4	-0.014	-0.010
5	0.094	0.034
6	0.106	0.088
7	0.047	0.131
8	0.005	0.008
Total	0.193	0.235

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.004	-0.000
2	-0.044	-0.028
3	0.271	0.077
4	-0.144	-0.039
5	-0.905	-0.342
6	-0.836	-0.591
7	-0.304	-0.762
8	-0.019	-0.031
Total	-1.985	-1.717

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.004	0.009
2	-0.030	-0.009
3	0.571	0.194
4	-0.072	0.007
5	-1.158	-0.429
6	-1.093	-0.794
7	-0.413	-1.064
8	-0.028	-0.044
Total	-2.218	-2.131

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.006	-0.007
2	-0.009	-0.014
3	-0.034	-0.016
4	-0.021	-0.013
5	-0.008	-0.007
6	-0.001	-0.001
7	0.000	-0.000
8	0.000	0.000
Total	-0.078	-0.058

Table 4.18 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{238}U cross section
(Core center voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.038	-0.044
2	-0.283	-0.384
3	-15.945	-7.572
4	-5.032	-4.465
5	24.457	5.557
6	19.753	15.931
7	6.209	21.709
8	0.169	0.436
Total	29.289	31.168

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.022	1.535
2	-5.080	-0.702
3	0.611	0.270
4	0.001	0.002
5	-0.012	-0.002
6	-0.011	-0.016
7	-0.008	-0.020
8	-0.000	-0.000
Total	-4.478	1.067

c) $\bar{\nu}$ value

Group	Metal Core	Mox Core
1	2.871	4.802
2	-0.620	5.924
3	1.349	0.665
4	0.005	0.005
5	-0.016	-0.003
6	-0.015	-0.022
7	-0.012	-0.029
8	-0.000	-0.000
Total	3.561	11.342

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-3.320	-3.722
2	-7.863	-11.900
3	-11.845	-7.404
4	-8.298	-5.806
5	-3.738	-3.005
6	-0.574	-0.674
7	-0.006	-0.142
8	-0.032	0.036
Total	-35.612	-32.617

Table 4.19 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to Fe cross section
 (Core center voided) (* 10^{-2})

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.215	-0.317
2	-0.055	-0.106
3	-0.819	-0.519
4	-0.193	-0.253
5	0.783	0.254
6	2.036	4.359
7	0.109	0.304
8	0.085	0.105
Total	1.731	3.827

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-1.784	-2.430
2	-1.928	-3.891
3	-2.236	-2.101
4	-2.998	-2.915
5	-2.264	-2.274
6	-0.924	-1.330
7	-0.035	-0.230
8	-0.088	0.099
Total	-12.081	-15.071

Table 4.20 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to Na cross section
 (Core center voided) (* 10^{-2})

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.536	0.672
2	0.035	0.047
3	0.189	0.187
4	0.594	0.635
5	0.471	0.688
6	0.792	2.216
7	0.056	0.212
8	0.003	0.005
Total	2.675	4.661

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	6.856	7.252
2	17.144	20.158
3	25.868	21.648
4	18.547	16.844
5	2.763	5.689
6	-1.155	-1.959
7	-0.028	-0.116
8	0.006	0.006
Total	70.003	69.521

Table 4.21 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{239}Pu -FP cross section
(Core center voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.001	-0.003
2	0.015	-0.013
3	-0.441	-0.298
4	0.138	-0.125
5	2.203	1.134
6	2.249	2.508
7	1.016	4.301
8	0.008	0.065
Total	5.187	7.570

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.086	-0.230
2	0.048	-0.330
3	-0.243	-0.267
4	-0.113	-0.129
5	-0.101	-0.082
6	-0.050	-0.075
7	-0.005	-0.022
8	-0.000	0.001
Total	-0.550	-1.135

4
28

Table 4.22 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{238}U -FP cross section
(Core center voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.000	-0.001
2	-0.001	-0.006
3	-0.126	-0.072
4	-0.020	-0.060
5	0.383	0.094
6	0.471	0.380
7	0.225	0.742
8	0.006	0.017
Total	0.937	1.094

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.033	-0.052
2	-0.020	-0.088
3	-0.065	-0.055
4	-0.035	-0.030
5	-0.026	-0.018
6	-0.012	-0.014
7	-0.001	-0.004
8	0.000	0.000
Total	-0.193	-0.260

Table 4.23 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to Oxygen cross section
 (Core center voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	_____	-0.764
2	_____	-0.004
3	_____	-0.000
4	_____	-0.000
5	_____	0.000
6	_____	0.000
7	_____	0.000
8	_____	0.000
Total	_____	-0.768

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	_____	-0.890
2	_____	-3.273
3	_____	-16.368
4	_____	-10.835
5	_____	-3.728
6	_____	-3.398
7	_____	-0.201
8	_____	0.024
Total	_____	-38.669

Table 4.24 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{239}Pu cross section
(Inner core + Outer core voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.001	-0.001
2	0.011	-0.025
3	-1.318	-0.666
4	-0.028	-0.342
5	5.102	3.119
6	7.311	9.458
7	2.838	12.809
8	0.005	0.151
Total	13.898	24.502

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.102	0.860
2	-2.645	-0.727
3	27.522	15.911
4	-12.861	-1.885
5	-52.455	-25.037
6	-33.523	-34.861
7	-10.631	-43.951
8	-0.011	-0.470
Total	-84.502	-90.159

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.767	1.920
2	-1.724	1.515
3	47.673	27.894
4	-11.677	0.834
5	-65.827	-31.609
6	-42.190	-45.392
7	-13.968	-59.046
8	-0.022	-0.768
Total	-86.969	-104.654

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.089	-0.157
2	0.045	-0.179
3	0.332	0.144
4	0.119	0.100
5	-0.076	0.007
6	-0.043	-0.049
7	-0.007	-0.031
8	-0.000	-0.000
Total	0.281	-0.166

Table 4.25 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{240}Pu cross section
 (Inner core +Outer core voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.001	-0.001
2	-0.008	-0.022
3	-0.669	-0.406
4	0.057	-0.108
5	2.411	1.673
6	2.337	3.496
7	0.949	4.772
8	0.003	0.102
Total	5.080	9.506

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.014	0.277
2	-0.879	-0.381
3	4.380	3.649
4	-0.196	-0.025
5	-0.956	-0.559
6	-0.659	-0.656
7	-0.250	-0.900
8	-0.000	-0.001
Total	1.454	1.403

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.235	0.673
2	-0.604	0.391
3	7.547	6.257
4	-0.147	0.046
5	-1.213	-0.717
6	-0.837	-0.864
7	-0.333	-1.225
8	-0.000	-0.002
Total	4.649	4.559

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.037	-0.071
2	0.026	-0.074
3	-0.011	-0.053
4	-0.003	-0.026
5	-0.036	-0.005
6	-0.028	-0.046
7	-0.003	-0.016
8	0.000	-0.000
Total	-0.090	-0.280

Table 4.26 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{241}Pu cross section
 (Inner core + Outer core voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.001	-0.001
2	-0.005	-0.014
3	-0.379	-0.231
4	-0.003	-0.052
5	0.680	0.447
6	0.678	0.980
7	0.237	1.163
8	0.001	0.014
Total	1.207	2.307

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.009	0.093
2	-0.329	-0.163
3	3.476	1.999
4	-2.685	-0.808
5	-12.587	-7.505
6	-9.780	-11.313
7	-2.543	-11.398
8	-0.003	-0.075
Total	-24.442	-29.171

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.081	0.217
2	-0.234	0.085
3	5.975	3.543
4	-2.651	-0.462
5	-15.767	-9.510
6	-12.263	-14.650
7	-3.327	-15.232
8	-0.004	-0.121
Total	-28.189	-36.130

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.021	-0.037
2	0.002	-0.039
3	0.037	0.020
4	0.012	0.013
5	-0.011	0.001
6	-0.007	-0.010
7	-0.001	-0.004
8	0.000	-0.000
Total	0.012	-0.056

Table 4.27 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{242}Pu cross section
 (Inner core + Outer core voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.000	-0.000
2	-0.001	-0.004
3	-0.102	-0.065
4	0.008	-0.011
5	0.399	0.280
6	0.367	0.501
7	0.118	0.565
8	0.000	0.005
Total	0.788	1.271

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.002	0.038
2	-0.132	-0.064
3	0.556	0.433
4	-0.007	0.001
5	-0.023	-0.012
6	-0.009	-0.010
7	-0.011	-0.036
8	0.000	-0.000
Total	0.376	0.351

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.034	-0.094
2	-0.093	-0.042
3	0.957	0.748
4	-0.002	-0.007
5	-0.029	-0.015
6	-0.011	-0.013
7	-0.014	-0.049
8	0.000	-0.000
Total	0.841	0.814

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.009	-0.017
2	0.002	-0.021
3	0.027	0.017
4	0.001	-0.002
5	-0.007	0.001
6	-0.004	-0.005
7	-0.001	-0.003
8	-0.000	-0.000
Total	0.010	-0.031

Table 4.28 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{235}U cross section
(Inner core + Outer core voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.000	-0.000
2	-0.001	-0.002
3	-0.055	-0.022
4	-0.012	-0.016
5	0.133	0.045
6	0.135	0.119
7	0.051	0.159
8	-0.000	0.002
Total	0.250	0.284

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.002	0.009
2	-0.029	-0.003
3	0.390	0.168
4	-0.159	0.023
5	-1.161	-0.355
6	-1.024	-0.699
7	-0.306	-0.853
8	0.001	-0.003
Total	-2.286	-1.714

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.013	0.022
2	-0.010	0.029
3	0.769	0.333
4	-0.093	0.094
5	-1.527	-0.468
6	-1.353	-0.973
7	-0.426	-1.224
8	0.001	-0.007
Total	-2.625	-2.194

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.005	-0.006
2	-0.000	-0.009
3	-0.007	-0.002
4	-0.006	-0.002
5	-0.004	-0.000
6	-0.001	-0.001
7	-0.000	-0.001
8	-0.000	-0.000
Total	-0.023	-0.022

Table 4.29 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{238}U cross section
 (Inner core + Outer core voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.038	-0.047
2	-0.199	-0.338
3	-17.277	-8.044
4	-2.073	-3.219
5	38.653	14.931
6	25.936	25.014
7	7.021	27.213
8	0.002	0.178
Total	52.025	55.689

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.318	2.287
2	-5.261	0.098
3	0.728	0.330
4	-0.003	0.001
5	-0.018	-0.006
6	-0.013	-0.020
7	-0.009	-0.025
8	0.000	0.000
Total	-4.260	2.666

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	3.152	5.797
2	-1.709	6.527
3	1.570	0.759
4	-0.000	0.003
5	-0.025	-0.007
6	-0.018	-0.027
7	-0.013	-0.036
8	0.000	-0.000
Total	2.957	13.016

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-2.279	-2.998
2	-1.737	-7.213
3	3.574	0.917
4	-0.007	0.077
5	-1.555	0.138
6	-0.668	-0.581
7	-0.116	-0.408
8	-0.002	0.002
Total	-2.789	-10.069

Table 4.30 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to Fe cross section
 (Inner core + Outer core voided) (* 10^{-2})

a) capture

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core	Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.204	-0.333	1	-1.109	-1.765
2	-0.043	-0.103	2	0.852	-0.654
3	-0.879	-0.556	3	3.903	2.077
4	0.010	-0.119	4	0.318	-0.222
5	1.276	0.703	5	-0.971	-0.364
6	2.304	5.646	6	-0.998	-1.515
7	0.070	0.319	7	-0.109	-0.444
8	-0.004	0.004	8	-0.006	-0.005
Total	2.530	5.560	Total	1.880	-2.892

4-34

Table 4.31 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to Na cross section
 (Inner core + Outer core voided) (* 10^{-2})

a) capture

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core	Group	Metal Core	Mox Core
1	0.608	0.829	1	7.198	8.100
2	0.040	0.058	2	16.867	21.166
3	0.236	0.238	3	28.014	21.280
4	0.725	0.802	4	21.020	16.949
5	0.542	0.858	5	2.208	3.840
6	0.883	2.746	6	-1.677	-3.553
7	0.057	0.249	7	-0.045	-0.193
8	-0.000	0.002	8	-0.000	0.001
Total	3.092	5.781	Total	73.583	67.591

Table 4.32 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{239}Pu -FP cross section
(Inner core + Outer core voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.002	-0.004
2	-0.009	-0.025
3	-0.644	-0.361
4	0.059	-0.106
5	2.553	1.716
6	2.541	3.405
7	1.100	5.164
8	0.002	0.061
Total	5.601	9.850

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.139	-0.236
2	0.038	-0.211
3	0.102	0.040
4	0.058	0.030
5	-0.032	0.006
6	-0.050	-0.083
7	-0.005	-0.025
8	-0.000	-0.000
Total	-0.027	-0.480

Table 4.33 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to ^{238}U -FP cross section
(Inner core +Outer core voided) ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.000	-0.001
2	-0.002	-0.005
3	-0.141	-0.064
4	0.005	-0.024
5	0.509	0.257
6	0.548	0.576
7	0.241	0.880
8	0.000	0.010
Total	1.159	1.630

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.032	-0.043
2	0.008	-0.040
3	0.033	0.012
4	0.013	0.006
5	-0.009	0.001
6	-0.012	-0.015
7	-0.001	-0.005
8	-0.000	-0.000
Total	0.001	-0.085

Table 4.34 Sensitivity coefficients of Na void worth with respect to Oxygen cross section
 (Inner core + Outer core voided) $(\times 10^{-2})$

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	_____	-0.891
2	_____	-0.005
3	_____	-0.000
4	_____	-0.000
5	_____	0.000
6	_____	0.000
7	_____	0.000
8	_____	0.000
Total	_____	-0.896

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	_____	-0.071
2	_____	0.811
3	_____	-3.015
4	_____	-4.376
5	_____	-1.131
6	_____	-4.140
7	_____	-0.347
8	_____	-0.001
Total	_____	-12.271

Table 4.35 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to
 ^{239}Pu cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.001	0.001
2	0.029	0.031
3	0.299	0.208
4	0.107	0.217
5	-2.671	-1.015
6	-10.712	-8.577
7	-8.055	-13.907
8	-0.024	-0.303
Total	-21.027	-23.345

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	-1.850	-1.984
2	-7.973	-8.701
3	-30.821	-23.196
4	-34.367	-27.690
5	-29.022	-35.595
6	12.367	-5.169
7	17.169	22.393
8	0.050	0.840
Total	-74.448	-79.102

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	-2.307	-2.459
2	-9.758	-10.696
3	-35.203	-26.452
4	-35.095	-29.112
5	-21.302	-32.695
6	26.729	6.724
7	27.087	39.689
8	0.127	1.609
Total	-49.722	-53.392

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.130	0.126
2	0.370	0.394
3	0.447	0.219
4	0.358	0.156
5	0.718	0.473
6	0.118	0.104
7	0.014	0.026
8	-0.000	-0.000
Total	2.154	1.498

Table 4.36 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to
 ^{240}Pu cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.001	0.001
2	0.024	0.029
3	0.173	0.134
4	0.080	0.127
5	-1.194	-0.489
6	-3.560	-3.176
7	-2.653	-4.992
8	-0.013	-0.175
Total	-7.143	-8.541

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.633	-0.754
2	-2.580	-3.138
3	-4.599	-4.348
4	-0.706	-0.630
5	-0.522	-0.712
6	0.258	-0.115
7	0.244	0.175
8	0.000	0.001
Total	-8.536	-9.521

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.802	-0.946
2	-3.213	-3.910
3	-5.330	-5.012
4	-0.732	-0.669
5	-0.388	-0.659
6	0.535	0.133
7	0.436	0.442
8	0.000	0.003
Total	-9.493	-10.619

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.052	0.056
2	0.150	0.187
3	0.370	0.219
4	0.491	0.264
5	0.215	0.149
6	0.076	0.074
7	0.006	0.012
8	-0.000	0.000
Total	1.361	0.961

Table 4.37 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to
 ^{241}Pu cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.000	0.001
2	0.017	0.020
3	0.103	0.079
4	0.040	0.055
5	-0.364	-0.133
6	-1.125	-1.024
7	-0.773	-1.479
8	-0.004	-0.038
Total	-2.088	-2.520

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.222	-0.257
2	-0.996	-1.172
3	-4.312	-3.483
4	-6.307	-5.563
5	-6.179	-8.784
6	4.114	-1.134
7	4.843	7.369
8	0.013	0.155
Total	-9.046	-12.869

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.280	-0.322
2	-1.233	-1.453
3	-4.984	-4.010
4	-6.566	-5.928
5	-4.517	-8.151
6	8.305	2.686
7	7.392	12.283
8	0.026	0.284
Total	-1.857	-4.611

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.030	0.031
2	0.066	0.076
3	0.071	0.038
4	0.046	0.021
5	0.052	0.035
6	0.018	0.018
7	0.002	0.004
8	-0.000	-0.000
Total	0.285	0.222

Table 4.38 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to
 ^{242}Pu cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.000	0.000
2	0.005	0.006
3	0.026	0.020
4	0.011	0.016
5	-0.200	-0.083
6	-0.607	-0.555
7	-0.361	-0.674
8	-0.000	-0.013
Total	-1.126	-1.284

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.093	-0.108
2	-0.382	-0.453
3	-0.607	-0.567
4	-0.047	-0.040
5	-0.015	-0.018
6	0.004	-0.001
7	0.014	0.011
8	0.000	0.000
Total	-1.126	-1.177

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.118	-0.136
2	-0.476	-0.565
3	-0.705	-0.655
4	-0.049	-0.043
5	-0.011	-0.017
6	0.007	0.002
7	0.023	0.023
8	0.000	0.000
Total	-1.329	-1.390

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.013	0.014
2	0.035	0.041
3	0.036	0.019
4	0.077	0.040
5	0.032	0.021
6	0.010	0.009
7	0.001	0.003
8	-0.000	-0.000
Total	0.204	0.147

Table 4.39 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to
 ^{235}U cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.000	0.000
2	0.002	0.002
3	0.011	0.006
4	0.003	0.005
5	-0.088	-0.026
6	-0.244	-0.153
7	-0.169	-0.216
8	-0.001	-0.006
Total	-0.486	-0.387

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.030	-0.024
2	-0.122	-0.101
3	-0.517	-0.283
4	-0.677	-0.415
5	-0.492	-0.616
6	0.997	0.218
7	0.937	0.985
8	-0.001	0.014
Total	0.093	-0.221

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	-0.024	-0.019
2	-0.096	-0.079
3	-0.444	-0.244
4	-0.666	-0.393
5	-0.746	-0.689
6	0.393	-0.158
7	0.538	0.489
8	-0.002	0.004
Total	-1.047	-1.088

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.006	0.004
2	0.015	0.013
3	0.029	0.010
4	0.034	0.011
5	0.014	0.006
6	0.003	0.002
7	0.000	0.001
8	0.000	0.000
Total	0.102	0.046

Table 4.40 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to
 ^{238}U cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.023	0.018
2	0.348	0.294
3	3.086	1.718
4	0.278	0.894
5	3.512	4.444
6	3.795	14.947
7	-2.800	3.519
8	-0.016	-0.228
Total	8.226	25.606

b) fission

Group	Metal Core	Mox Core
1	-5.854	-4.830
2	-17.200	-14.626
3	-1.188	-0.810
4	-0.018	-0.011
5	-0.012	-0.011
6	-0.010	-0.012
7	0.004	-0.002
8	0.000	0.000
Total	-24.278	-20.301

c) ν value

Group	Metal Core	Mox Core
1	-7.536	-6.179
2	-21.751	-18.621
3	-1.377	-0.935
4	-0.018	-0.011
5	-0.008	-0.010
6	-0.009	-0.011
7	0.011	0.005
8	0.000	0.000
Total	-30.687	-25.763

d) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	2.779	2.092
2	13.786	10.432
3	8.896	3.483
4	11.394	3.953
5	5.746	2.519
6	1.657	1.180
7	0.201	0.273
8	0.000	0.000
Total	44.459	23.933

Table 4.41 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to
Fe cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.115	0.124
2	0.048	0.057
3	0.144	0.110
4	1.564	0.819
5	1.095	0.871
6	-1.321	0.145
7	-0.238	-0.429
8	0.013	0.001
Total	1.420	1.698

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	1.250	1.210
2	2.518	2.818
3	1.998	0.979
4	5.724	2.839
5	9.610	6.465
6	3.220	2.835
7	0.191	0.421
8	0.010	0.009
Total	24.521	17.574

Table 4.42 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to
Na cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.038	0.032
2	0.002	0.002
3	0.009	0.005
4	0.066	0.023
5	-0.012	-0.003
6	-0.777	-0.597
7	-0.142	-0.179
8	-0.000	-0.003
Total	-0.815	-0.721

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	1.023	0.797
2	2.274	2.018
3	9.994	3.984
4	12.692	5.229
5	18.613	10.453
6	4.526	3.347
7	0.125	0.238
8	-0.002	-0.001
Total	49.246	26.064

Table 4.43 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to
 ^{239}Pu -FP cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.002	0.002
2	0.024	0.027
3	0.154	0.109
4	0.053	0.092
5	-1.355	-0.604
6	-4.304	-3.840
7	-3.576	-6.658
8	-0.016	-0.174
Total	-9.018	-11.046

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.165	0.166
2	0.373	0.434
3	0.521	0.273
4	0.362	0.181
5	0.416	0.293
6	0.160	0.149
7	0.010	0.025
8	-0.000	-0.000
Total	2.006	1.522

Table 4.44 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to
 ^{238}U -FP cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.000	0.000
2	0.005	0.004
3	0.030	0.016
4	0.005	0.011
5	-0.286	-0.106
6	-0.938	-0.662
7	-0.786	-1.149
8	-0.003	-0.028
Total	-1.973	-1.914

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	0.036	0.029
2	0.081	0.075
3	0.108	0.044
4	0.084	0.033
5	0.101	0.056
6	0.037	0.027
7	0.003	0.005
8	-0.000	-0.000
Total	0.451	0.269

Table 4.45 Sensitivity coefficients of Doppler reactivity worth with respect to
Oxygen cross section ($\times 10^{-2}$)

a) capture

Group	Metal Core	Mox Core
1	_____	0.356
2	_____	0.003
3	_____	0.000
4	_____	0.000
5	_____	-0.000
6	_____	-0.000
7	_____	-0.000
8	_____	-0.000
Total	_____	0.358

b) scattering

Group	Metal Core	Mox Core
1	_____	0.196
2	_____	2.259
3	_____	11.160
4	_____	13.484
5	_____	18.564
6	_____	7.417
7	_____	0.451
8	_____	-0.001
Total	_____	53.530

Table 4.46 Sensitivity coefficients of k_{eff} with respect to
the number density of each nuclide at BOIC
(non-CRP)

(a) Metal Core

	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{235}U	^{238}U
IC ^{*1}	0.1656	0.0042	0.0594	0.0002	0.0033	-0.0801
OC ^{*2}	0.2048	0.0067	0.0720	0.0005	0.0037	-0.0834
AB ^{*3}	_____	_____	_____	_____	0.0008	-0.0049
RB ^{*4}	_____	_____	_____	_____	0.0004	-0.0015

	O	Na	Fe
IC	_____	-0.0061	-0.0099
OC	_____	-0.0043	-0.0082
AB	_____	0.0015	0.0022
RB	_____	0.0006	0.0008

(b) Mox Core

	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{235}U	^{238}U
IC	0.1646	0.0059	0.0589	0.0004	0.0033	-0.0789
OC	0.2048	0.0087	0.0719	0.0007	0.0037	-0.0829
AB	_____	_____	_____	_____	0.0008	-0.0041
RB	_____	_____	_____	_____	0.0004	-0.0011

	O	Na	Fe
IC	-0.0158	-0.0066	-0.0102
OC	-0.0119	-0.0048	-0.0087
AB	0.0021	0.0014	0.0020
RB	0.0017	0.0006	0.0008

*1 Inner Core *2 Outer Core

*3 Axial Blanket *4 Radial Blanket

Table 4.47

Each component of the sensitivity coefficient of Na void worth
 (Core center voided)
 $(\times 10^{-2})$

1) ^{239}Pu capture

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.000	0.000	—	—	0.000	-0.000	-0.000	-0.001
2	0.004	0.008	—	—	0.006	0.004	-0.003	-0.018
3	0.049	0.070	—	—	-0.088	0.018	-0.991	-0.559
4	0.123	0.062	—	—	0.103	0.230	-0.336	-0.518
5	0.812	0.814	—	—	0.882	0.965	2.167	0.402
6	1.128	3.024	—	—	1.113	1.584	3.755	2.249
7	0.051	0.286	—	—	0.224	0.760	2.202	8.977
8	-0.000	0.002	—	—	0.030	0.059	0.029	0.162
Total	2.167	4.266	—	—	2.272	3.620	6.823	10.694

2) ^{239}Pu fission

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.013	0.011	-1.142	-1.208	-0.154	-0.213	0.609	1.251
2	0.039	0.076	-4.851	-5.283	-0.599	-0.768	0.156	2.041
3	0.294	0.380	-17.951	-13.256	2.790	0.681	33.555	20.276
4	-0.010	0.006	-18.606	-14.932	2.271	2.345	7.589	10.178
5	-0.826	-0.801	-17.101	-18.696	2.955	5.616	-21.882	-1.459
6	-4.481	-10.376	-4.464	-8.587	0.714	3.977	-17.961	-8.025
7	-0.224	-1.036	-0.915	-3.306	0.045	0.712	-8.263	-31.022
8	-0.000	-0.003	-0.023	-0.081	-0.101	-0.154	-0.109	-0.537
Total	-5.196	-11.750	-65.052	-65.350	7.919	12.196	-6.305	-7.296

Table 4.47

Continued

3) ^{238}U capture

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.001	0.001	—	—	-0.011	-0.010	-0.028	-0.035
2	0.047	0.083	—	—	-0.100	-0.108	-0.230	-0.358
3	-0.183	-0.155	—	—	-2.655	-0.973	-13.107	-6.444
4	0.964	0.371	—	—	-1.208	-0.182	-4.789	-4.655
5	6.016	4.466	—	—	4.046	2.795	14.395	-1.705
6	2.456	7.095	—	—	3.420	3.505	13.877	5.331
7	0.136	0.707	—	—	0.164	1.702	5.459	19.299
8	0.000	0.003	—	—	0.091	0.169	0.077	0.264
Total	9.437	12.572	—	—	4.198	6.898	15.654	11.698

4-48

4) ^{238}U fission

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.083	0.054	-3.938	-3.193	0.674	0.463	3.202	4.211
2	0.474	0.789	-11.438	-9.679	2.109	1.633	3.775	6.556
3	-0.266	-0.199	-0.731	-0.490	0.201	0.129	1.407	0.831
4	0.002	0.001	-0.010	-0.006	0.003	0.002	0.006	0.005
5	-0.001	-0.000	-0.007	-0.006	0.002	0.003	-0.007	0.001
6	-0.005	-0.013	-0.002	-0.002	0.000	0.001	-0.005	-0.001
7	-0.000	0.001	-0.001	-0.002	0.000	0.000	-0.008	-0.019
8	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	-0.000
Total	0.287	0.632	-16.126	-13.379	2.990	2.230	8.371	11.584

5) ^{238}U ν

Table 4.47 Continued

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.081	0.044	-3.938	-3.193	1.456	1.184	5.272	6.766
2	0.658	1.129	-11.438	-9.679	3.459	3.151	6.700	11.322
3	-0.411	-0.308	-0.731	-0.490	0.318	0.177	2.172	1.286
4	0.002	0.001	-0.010	-0.006	0.004	0.002	0.008	0.008
5	-0.001	-0.000	-0.007	-0.006	0.002	0.002	-0.009	0.001
6	-0.006	-0.017	-0.002	-0.002	-0.000	0.000	-0.007	-0.002
7	-0.000	0.001	-0.001	-0.002	-0.000	-0.000	-0.011	-0.027
8	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	-0.000	0.000	-0.000
Total	0.323	0.849	-16.126	-13.379	5.238	4.518	14.126	19.354

6) ^{238}U scattering

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.114	0.107	—	—	-1.391	-1.670	-2.044	-2.160
2	0.445	0.504	—	—	-3.144	-5.813	-5.164	-6.590
3	1.730	1.015	—	—	-5.100	-4.157	-8.474	-4.262
4	1.830	0.677	—	—	-5.640	-3.516	-4.488	-2.967
5	0.090	0.211	—	—	-1.814	-1.619	-2.015	-1.598
6	-0.182	-0.311	—	—	-0.097	-0.144	-0.295	-0.219
7	-0.007	-0.025	—	—	0.020	0.006	-0.019	-0.123
8	-0.000	-0.000	—	—	0.017	0.019	0.015	0.017
Total	4.020	2.179	—	—	-17.149	-16.894	-22.483	-17.902

Table 4.47 Continued

7) Fe capture

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	-0.004	-0.004	—	—	-0.059	-0.070	-0.152	-0.244
2	-0.006	-0.014	—	—	-0.016	-0.023	-0.033	-0.070
3	-0.027	-0.035	—	—	-0.134	-0.061	-0.658	-0.423
4	0.141	0.106	—	—	-0.060	-0.009	-0.274	-0.350
5	0.150	0.206	—	—	0.139	0.123	0.494	-0.074
6	0.926	3.585	—	—	0.277	0.433	0.834	0.340
7	0.001	0.007	—	—	0.030	0.045	0.078	0.253
8	-0.000	0.000	—	—	0.044	0.052	0.041	0.053
Total	1.180	3.852	—	—	0.221	0.489	0.330	-0.514

4-50

8) Fe scattering

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.091	0.109	—	—	-0.828	-1.174	-1.047	-1.365
2	0.325	0.632	—	—	-0.554	1.901	-1.698	-2.621
3	0.925	0.705	—	—	-1.187	-1.441	-1.974	-1.366
4	1.365	0.573	—	—	-2.498	-1.957	-1.866	-1.530
5	0.330	0.419	—	—	-1.625	-1.643	-0.969	-1.050
6	-0.398	-0.963	—	—	-0.117	-0.152	-0.409	-0.216
7	-0.006	-0.024	—	—	0.008	-0.015	-0.037	-0.191
8	-0.000	-0.000	—	—	0.046	0.052	0.042	0.047
Total	2.631	1.452	—	—	-6.754	-8.231	-7.958	-8.291

Table 4.47 Continued

9) Na capture

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.544	0.706	—	—	0.053	0.044	-0.061	-0.078
2	0.034	0.047	—	—	0.003	0.003	-0.002	-0.003
3	0.225	0.203	—	—	0.016	0.012	-0.052	-0.028
4	0.591	0.641	—	—	0.058	0.046	-0.055	-0.052
5	0.382	0.647	—	—	0.054	0.056	0.036	-0.015
6	0.486	1.973	—	—	0.089	0.182	0.218	0.061
7	0.017	0.102	—	—	0.004	0.012	0.035	0.098
8	0.000	0.001	—	—	0.001	0.002	0.001	0.002
Total	2.277	4.320	—	—	0.279	0.356	0.119	-0.015

4-51

10) Na scattering

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	6.977	7.756	—	—	0.685	0.309	-0.805	-0.813
2	16.407	20.715	—	—	2.140	1.069	-1.402	-1.626
3	34.565	25.381	—	—	-1.463	-0.953	-7.233	-2.779
4	22.585	19.004	—	—	-1.243	-0.612	-2.796	-1.547
5	4.184	6.851	—	—	-0.930	-0.709	-0.491	-0.454
6	-0.566	-1.724	—	—	-0.046	-0.090	-0.523	-0.145
7	0.007	0.002	—	—	0.003	0.006	-0.039	-0.124
8	0.000	0.000	—	—	0.004	0.004	0.003	0.002
Total	84.159	77.985	—	—	-0.850	-0.977	-13.367	-7.488

Table 4.48 Each component of the sensitivity coefficient of Na void worth
 (Inner Core + Outer Core voided) ($\times 10^{-2}$)

1) ^{239}Pu capture

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.000	0.000	---	---	-0.000	-0.000	-0.001	-0.001
2	0.006	0.013	---	---	0.002	0.001	-0.019	-0.039
3	0.087	0.110	---	---	0.007	0.042	-1.413	-0.819
4	0.172	0.094	---	---	0.091	0.253	-0.291	-0.689
5	0.990	1.105	---	---	0.558	0.987	3.555	1.027
6	1.246	4.017	---	---	0.555	1.463	5.510	3.978
7	0.033	0.295	---	---	0.037	0.246	2.767	12.267
8	-0.000	0.002	---	---	0.001	0.004	0.004	0.146
Total	2.535	5.637	---	---	1.251	2.995	10.112	15.871

2) ^{239}Pu fission

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.047	0.049	-1.236	-1.304	-0.116	-0.179	1.408	2.294
2	0.156	0.228	-5.025	-5.518	-0.138	-0.351	2.363	4.915
3	0.698	0.720	-21.231	-14.526	-0.526	-0.036	48.580	29.754
4	0.055	0.059	-19.021	-15.481	0.600	1.402	5.505	12.135
5	-0.961	-1.026	-14.805	-18.442	2.362	3.572	-39.051	-9.141
6	-4.842	-13.377	-2.668	-7.600	0.984	2.540	-26.997	-16.423
7	-0.152	-1.069	-0.298	-1.762	0.169	0.875	-10.350	-41.994
8	-0.001	-0.006	-0.023	-0.063	0.020	0.046	-0.007	-0.448
Total	-5.000	-14.422	-64.307	-64.696	3.356	7.868	-18.550	-18.909

Table 4.48 Continued

3) ^{240}Pu capture

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.000	0.000	—	—	-0.000	-0.000	-0.001	-0.001
2	0.004	0.009	—	—	0.002	0.002	-0.014	-0.032
3	0.034	0.039	—	—	0.015	0.035	-0.718	-0.480
4	0.106	0.065	—	—	0.054	0.143	-0.103	-0.317
5	0.404	0.484	—	—	0.285	0.571	1.721	0.618
6	0.380	1.461	—	—	0.182	0.551	1.775	1.484
7	0.006	0.103	—	—	0.013	0.097	0.930	4.572
8	0.000	0.001	—	—	0.001	0.002	0.003	0.099
Total	0.935	2.162	—	—	0.551	1.401	3.594	5.942

4-53

4) ^{241}Pu fission

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.006	0.007	-0.138	-0.160	-0.016	-0.029	0.156	0.275
2	0.014	0.015	-0.584	-0.703	-0.027	-0.074	0.268	0.599
3	0.020	-0.016	-2.769	-2.065	-0.124	-0.095	6.348	4.176
4	-0.225	-0.122	-3.266	-2.961	0.015	0.123	0.792	2.151
5	-1.046	-1.112	-3.136	-4.436	0.389	0.621	-8.794	-2.578
6	-1.371	-4.177	-0.739	-2.367	0.233	0.639	-7.903	-5.408
7	-0.025	-0.222	-0.054	-0.407	0.022	0.161	-2.486	-10.930
8	0.000	0.001	-0.000	-0.004	0.000	0.002	-0.003	-0.075
Total	-2.627	-5.625	-10.687	-13.103	0.493	1.348	-11.621	-11.791

Table 4.48

Continued

5) ^{238}U capture

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.003	0.002	—	—	-0.004	-0.005	-0.036	-0.044
2	0.080	0.124	—	—	-0.004	-0.030	-0.275	-0.432
3	-0.043	-0.107	—	—	-0.555	0.021	-16.679	-7.958
4	1.277	0.531	—	—	-0.017	0.903	-3.333	-4.653
5	7.065	5.799	—	—	3.822	5.081	27.766	4.051
6	2.637	9.056	—	—	2.228	4.382	21.071	11.576
7	0.099	0.748	—	—	0.088	0.466	6.834	25.999
8	0.000	0.004	—	—	0.003	0.008	-0.001	0.165
Total	11.118	16.157	—	—	5.561	10.827	35.346	28.704

4-54

6) ^{238}U fission

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.217	0.169	-4.276	-3.450	-0.165	-0.215	4.542	5.782
2	0.872	1.281	-11.931	-10.170	0.401	0.155	5.396	8.833
3	-0.304	-0.230	-0.844	-0.527	0.020	0.038	1.855	1.048
4	0.002	0.001	-0.010	-0.006	0.013	0.001	0.004	0.005
5	-0.001	-0.000	-0.006	-0.006	0.019	0.002	-0.013	-0.001
6	-0.005	-0.015	-0.001	-0.002	0.001	0.001	-0.008	-0.003
7	-0.000	0.001	-0.000	-0.001	0.000	0.001	-0.009	-0.025
8	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
Total	0.782	1.206	-17.069	-14.163	0.260	-0.016	11.767	15.639

7) ^{238}U

Table 4.48 Continued

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.100	0.057	-4.276	-3.450	0.134	0.155	7.193	9.035
2	0.817	1.453	-11.931	-10.170	0.443	0.562	8.963	14.683
3	-0.486	-0.365	-0.844	-0.527	0.044	0.032	2.855	1.621
4	0.003	0.001	-0.010	-0.006	0.001	0.001	0.006	0.008
5	-0.001	-0.000	-0.006	-0.006	0.001	0.001	-0.018	-0.002
6	-0.006	-0.021	-0.001	-0.002	0.000	0.001	-0.011	-0.005
7	-0.000	0.001	-0.000	-0.001	0.000	0.000	-0.013	-0.036
8	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	-0.000
Total	0.426	1.124	-17.069	-14.163	0.624	0.752	18.976	25.303

8) ^{238}U scattering

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.675	0.607	—	—	-0.999	-1.493	-1.955	-2.111
2	2.818	2.709	—	—	-0.931	-4.373	-3.623	-5.550
3	12.470	6.094	—	—	-5.114	-3.384	-3.782	-1.792
4	6.426	3.667	—	—	-4.385	-2.467	-2.049	-1.123
5	1.469	2.099	—	—	-0.750	-0.847	-2.274	-1.114
6	-0.150	-0.205	—	—	0.015	-0.032	-0.532	-0.344
7	-0.012	-0.035	—	—	0.004	0.016	-0.108	-0.389
8	-0.000	-0.001	—	—	0.000	0.002	-0.002	-0.003
Total	23.696	14.935	—	—	-12.160	-12.578	-14.325	-12.426

Table 4.48 Continued

9) Fe capture

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.003	0.005	—	—	-0.020	-0.033	-0.187	-0.305
2	-0.005	-0.014	—	—	-0.000	-0.005	-0.038	-0.084
3	-0.025	-0.039	—	—	0.022	0.006	-0.831	-0.524
4	0.182	0.143	—	—	0.005	0.072	-0.177	-0.335
5	0.181	0.271	—	—	0.139	0.233	0.956	0.199
6	0.970	4.482	—	—	0.081	0.230	1.254	0.933
7	0.001	0.007	—	—	0.002	0.008	0.068	0.304
8	-0.000	-0.000	—	—	0.001	0.005	0.006	-0.000
Total	1.306	4.854	—	—	0.186	0.517	1.037	0.189

4-56

10) Fe scattering

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.499	0.590	—	—	-0.713	-1.145	-0.895	-1.211
2	1.809	2.523	—	—	-0.120	-1.496	-0.838	-1.681
3	5.495	3.570	—	—	-1.606	-1.342	0.014	-0.151
4	3.174	2.067	—	—	-2.042	-1.569	-0.814	-0.721
5	1.016	1.650	—	—	-1.041	-1.243	-0.945	-0.771
6	-0.389	-1.073	—	—	0.019	-0.009	-0.628	-0.433
7	-0.010	-0.034	—	—	0.003	0.015	-0.101	-0.424
8	-0.000	-0.002	—	—	0.002	0.005	-0.007	0.008
Total	11.594	9.292	—	—	-5.498	-6.784	-4.215	-5.400

11) Na capture

Table 4.48 Continued

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.679	0.921	—	—	-0.003	-0.004	-0.067	-0.088
2	0.042	0.061	—	—	-0.000	-0.000	-0.002	-0.003
3	0.298	0.269	—	—	-0.002	-0.001	-0.060	-0.030
4	0.755	0.844	—	—	-0.004	-0.002	-0.026	-0.039
5	0.457	0.844	—	—	-0.000	-0.000	0.085	0.014
6	0.521	2.517	—	—	0.006	0.006	0.356	0.222
7	0.013	0.111	—	—	0.000	0.000	0.044	0.138
8	0.000	0.001	—	—	0.000	0.000	-0.000	0.001
Total	2.764	4.320	—	—	-0.003	-0.001	0.331	0.214

4-57

12) Na scattering

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	7.977	8.993	—	—	-0.058	-0.118	-0.721	-0.774
2	17.538	22.484	—	—	0.067	-0.169	-0.738	-1.148
3	34.612	24.107	—	—	-0.933	-0.732	-5.666	-2.095
4	23.649	18.719	—	—	-0.943	-0.557	-1.686	-1.214
5	3.295	4.919	—	—	-0.426	-0.375	-0.662	-0.704
6	-0.661	-2.870	—	—	0.017	0.014	-1.034	-0.696
7	0.016	0.030	—	—	0.001	0.003	-0.062	-0.226
8	0.001	0.003	—	—	0.000	0.004	-0.001	-0.002
Total	86.427	76.385	—	—	-2.275	-1.934	-10.569	-6.859

Table 4.48

Continued

13) FP-²³⁹Pu capture

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.000	0.000	—	—	-0.000	-0.000	-0.002	-0.004
2	0.003	0.006	—	—	0.003	0.002	-0.015	-0.033
3	0.032	0.040	—	—	0.025	0.036	-0.701	-0.438
4	0.082	0.048	—	—	0.068	0.142	-0.091	-0.295
5	0.459	0.525	—	—	0.302	0.553	1.793	0.639
6	0.356	1.210	—	—	0.207	0.579	1.978	1.616
7	0.011	0.099	—	—	0.015	0.108	1.074	4.957
8	-0.000	-0.001	—	—	0.000	0.001	0.002	0.061
Total	0.943	1.928	—	—	0.620	1.421	4.038	6.502

Table 4.49 Each component of the sensitivity coefficient of Doppler reactivity worth
 $(\times 10^{-2})$

1) ^{239}Pu capture

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.000	0.000	—	—	0.000	0.000	0.000	0.000
2	0.000	-0.000	—	—	0.004	0.004	0.025	0.027
3	-0.000	0.000	—	—	-0.046	-0.041	0.345	0.249
4	-0.003	-0.001	—	—	-0.570	-0.383	0.680	0.602
5	-0.150	0.007	—	—	-2.812	-2.141	0.292	1.119
6	0.140	0.597	—	—	-6.685	-7.001	-4.166	-2.173
7	0.622	1.147	—	—	-2.770	-5.362	-5.907	-9.692
8	0.016	0.115	—	—	-0.005	-0.051	-0.034	-0.367
Total	0.624	1.864	—	—	-12.886	-14.975	-8.765	-10.234

2) ^{239}Pu fission

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.000	-0.000	-1.130	-1.188	0.043	0.042	-0.764	-0.838
2	-0.000	0.000	-4.829	-5.218	0.010	0.040	-3.153	-3.523
3	0.007	0.002	-17.728	-13.064	-1.138	-1.040	-11.962	-9.094
4	0.003	0.002	-18.523	-14.762	-3.596	-2.592	-12.250	-10.337
5	-0.656	-0.477	-17.195	-18.565	-8.101	-6.081	-3.071	-10.472
6	4.140	2.315	-4.659	-8.785	-7.696	-7.986	20.582	9.286
7	-0.898	-1.388	-1.038	-3.798	-3.034	-5.764	22.139	33.343
8	-0.011	-0.098	-0.024	-0.099	-0.023	-0.106	0.107	1.143
Total	2.584	0.356	-65.126	-65.479	-23.534	-23.486	11.628	9.508

Table 4.49 Continued

3) ^{239}Pu

V

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.000	-0.000	-1.130	-1.189	-0.064	-0.064	-1.113	-1.206
2	-0.001	-0.000	-4.829	-5.218	-0.231	-0.235	-4.697	-5.243
3	0.004	0.002	-17.728	-13.064	-0.491	-0.415	-16.988	-12.975
4	0.002	0.000	-18.523	-14.762	0.108	-0.122	-16.681	-14.228
5	-0.846	-0.631	-17.195	-18.565	0.746	0.370	-4.007	-13.869
6	5.170	2.978	-4.659	-8.785	0.529	0.597	25.689	11.932
7	-1.182	-1.868	-1.038	-3.798	0.235	0.601	29.072	44.754
8	-0.017	-0.160	-0.024	-0.099	-0.010	0.002	0.178	1.866
Total	3.129	0.322	-65.126	-65.479	-0.822	0.734	11.453	11.031

4) ^{241}Pu fission

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.000	-0.000	-0.127	-0.146	-0.002	-0.002	-0.093	-0.109
2	-0.000	-0.000	-0.564	-0.667	-0.030	-0.025	-0.402	-0.480
3	-0.000	-0.000	-2.325	-1.865	-0.278	-0.232	-1.710	-1.386
4	0.002	0.001	-3.213	-2.835	-0.791	-0.618	-2.305	-2.111
5	0.329	0.105	-3.733	-4.513	-1.945	-1.662	-0.830	-2.714
6	1.746	1.321	-1.321	-2.752	-2.265	-2.626	5.953	2.923
7	0.495	1.238	-0.234	-0.951	-0.724	-1.516	5.305	8.597
8	-0.001	-0.007	-0.001	-0.010	-0.002	-0.016	0.018	0.188
Total	2.571	2.659	-11.516	-13.739	-6.038	-6.697	5.937	4.907

5) ^{238}U capture

Table 4.49 Continued

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.000	-0.000	—	—	0.005	0.004	0.018	0.015
2	-0.001	0.000	—	—	0.029	0.260	0.320	0.267
3	0.004	0.000	—	—	-0.795	-0.542	3.877	2.260
4	-0.008	-0.001	—	—	-4.622	-2.403	4.908	3.299
5	25.812	11.730	—	—	-24.801	-14.517	2.501	7.230
6	45.598	43.430	—	—	-25.643	-21.625	-16.159	-6.858
7	18.293	34.206	—	—	-6.439	-9.877	-14.654	-20.811
8	0.031	0.262	—	—	-0.004	-0.052	-0.043	-0.438
Total	89.729	89.627	—	—	-62.271	-48.986	-19.232	-15.035

6) ^{238}U scattering

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	-0.000	0.000	—	—	1.836	1.438	0.942	0.654
2	0.007	0.002	—	—	9.942	7.399	3.837	3.031
3	0.036	0.011	—	—	8.632	3.330	0.228	0.142
4	0.066	0.032	—	—	11.056	3.995	0.271	-0.074
5	0.038	-0.003	—	—	5.777	2.873	-0.068	-0.351
6	0.302	0.195	—	—	0.945	0.794	0.409	0.191
7	0.000	-0.029	—	—	-0.031	-0.000	0.232	0.302
8	-0.000	-0.001	—	—	-0.003	-0.004	0.003	0.006
Total	0.449	0.207	—	—	38.155	19.825	5.855	3.901

Table 4.49 Continued

7) Fe capture

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	-0.000	0.000	—	—	0.023	0.023	0.093	0.101
2	-0.000	-0.000	—	—	0.004	0.005	0.045	0.052
3	-0.007	-0.003	—	—	-0.042	-0.036	0.193	0.149
4	1.551	0.752	—	—	-0.254	-0.174	0.266	0.242
5	1.857	1.186	—	—	-0.847	-0.626	0.085	0.312
6	1.240	2.494	—	—	-1.603	-1.796	-0.959	-0.553
7	-0.015	-0.042	—	—	-0.076	-0.145	-0.148	-0.242
8	0.000	-0.000	—	—	0.007	0.005	0.007	-0.004
Total	4.627	4.386	—	—	-2.789	-2.744	-0.418	0.056

8) Fe scattering

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	0.000	-0.000	—	—	0.849	0.864	0.401	0.346
2	-0.001	-0.003	—	—	1.758	2.056	0.760	0.765
3	0.007	0.002	—	—	2.291	1.140	-0.300	-0.163
4	-0.084	-0.034	—	—	5.588	2.798	0.220	0.074
5	-0.164	-0.031	—	—	9.802	6.644	-0.028	-0.148
6	0.613	0.421	—	—	2.129	2.178	0.478	0.236
7	0.011	0.088	—	—	-0.031	0.009	0.211	0.324
8	-0.001	-0.002	—	—	0.002	-0.002	0.009	0.013
Total	0.382	0.441	—	—	22.388	15.687	1.752	1.446

Table 4.49 Continued

9) Na scattering

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	-0.000	-0.000	—	—	0.699	0.576	0.325	0.222
2	0.012	0.003	—	—	1.599	1.505	0.664	0.511
3	-0.017	-0.030	—	—	9.142	3.653	0.869	0.360
4	0.012	0.010	—	—	11.853	4.877	0.827	0.342
5	-0.407	-0.075	—	—	18.943	10.494	0.077	0.033
6	0.701	0.387	—	—	3.052	2.589	0.774	0.371
7	0.009	0.051	—	—	-0.006	0.018	0.123	0.169
8	-0.000	-0.000	—	—	-0.002	0.003	0.001	0.002
Total	0.308	0.345	—	—	45.279	23.709	3.659	2.011

4-63

10) FP-²³⁹Pu capture

Group	Direct 1		Direct 2		Normal		Adjoint	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
1	-0.000	0.000	—	—	0.000	0.000	0.001	0.001
2	0.000	0.000	—	—	0.003	0.004	0.021	0.023
3	0.000	0.000	—	—	-0.020	-0.024	0.174	0.133
4	-0.001	-0.002	—	—	-0.249	-0.185	0.303	0.277
5	-0.150	-0.055	—	—	-1.342	-1.096	0.137	0.547
6	-0.478	-0.411	—	—	-2.353	-2.607	-1.473	-0.822
7	-0.228	-0.598	—	—	-1.068	-2.183	-2.280	-3.877
8	0.000	-0.004	—	—	-0.002	-0.022	-0.014	-0.148
Total	0.856	-1.068	—	—	-5.031	-6.114	-3.131	-3.864

1) ^{239}Pu capture

Table 4.50 Cross section covariance matrix of 8 groups

Group	1	2	3	4	5	6	7	8
1	3.60E-01	3.60E-01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
2		3.60E-01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
3			2.63E-02	6.28E-03	-1.51E-03	3.37E-03	2.01E-03	-1.34E-04
4				1.72E-02	1.63E-03	1.78E-03	1.14E-03	-4.04E-05
5					4.49E-03	1.29E-03	3.29E-04	3.43E-06
6						1.17E-02	9.89E-03	-3.52E-04
7							1.29E-02	1.10E-04
8								8.09E-03

2) ^{239}Pu fission

Group	1	2	3	4	5	6	7	8
1	9.71E-04	4.26E-04	1.26E-04	2.13E-05	0.0	0.0	0.0	0.0
2		5.65E-04	2.84E-04	9.40E-05	4.14E-06	0.0	0.0	0.0
3			8.06E-04	4.69E-04	5.85E-05	0.0	0.0	0.0
4				6.25E-04	4.40E-04	0.0	0.0	0.0
5					9.65E-04	0.0	0.0	0.0
6						1.60E-03	1.60E-03	1.60E-03
7							1.60E-03	1.60E-03
8								1.60E-03

Table 4.50 Continued

3) ^{241}Pu fission

Group	1	2	3	4	5	6	7	8
1	1.43E-03	1.01E-03	1.38E-03	1.15E-03	1.37E-04	0.0	0.0	0.0
2	—	9.08E-04	1.55E-03	1.03E-03	1.19E-05	0.0	0.0	0.0
3	—	—	4.35E-03	2.20E-03	-9.23E-05	0.0	0.0	0.0
4	—	—	—	2.02E-03	5.08E-04	-1.23E-05	3.34E-04	-6.93E-05
5	—	—	—	—	6.92E-04	-6.07E-04	5.91E-04	-4.79E-05
6	—	—	—	—	—	4.95E-03	6.90E-03	1.40E-04
7	—	—	—	—	—	—	1.59E-02	5.92E-04
8	—	—	—	—	—	—	—	4.60E-05

4) ^{238}U capture

Group	1	2	3	4	5	6	7	8
1	2.78E-01	9.68E-02	4.45E-02	2.09E-02	5.33E-03	3.00E-03	0.0	0.0
2	—	3.74E-02	1.72E-02	8.29E-03	2.03E-03	1.27E-03	0.0	0.0
3	—	—	3.03E-02	1.37E-02	6.04E-03	7.33E-03	4.47E-04	0.0
4	—	—	—	1.01E-02	3.84E-03	3.00E-03	2.76E-04	5.03E-06
5	—	—	—	—	6.03E-03	3.87E-03	1.32E-03	5.12E-05
6	—	—	—	—	—	7.84E-03	3.49E-03	1.23E-04
7	—	—	—	—	—	—	6.23E-03	2.90E-04
8	—	—	—	—	—	—	—	2.00E-05

Table 4.50 Continued

5) ^{238}U scattering

Group	1	2	3	4	5	6	7	8
1	3.28E-02	3.20E-02	3.20E-02	3.20E-02	2.46E-02	0.0	0.0	0.0
2	_____	2.83E-02	3.20E-02	3.20E-02	2.46E-02	0.0	0.0	0.0
3	_____	_____	3.02E-02	3.20E-02	2.46E-02	0.0	0.0	0.0
4	_____	_____	_____	2.80E-02	2.46E-02	0.0	0.0	0.0
5	_____	_____	_____	_____	1.66E-02	0.0	0.0	0.0
6	_____	_____	_____	_____	_____	0.0	0.0	0.0
7	_____	_____	_____	_____	_____	_____	0.0	0.0
8	_____	_____	_____	_____	_____	_____	_____	0.0

Table 4.51

Uncertainties of core performance parameters

Cross Section	k _{eff}		Na void(Core center)		Na void(IC+OC)		Doppler	
	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox	Metal	Mox
²³⁹ Pu cap.	4.13E-06	9.57E-06	9.11E-05	3.24E-04	1.35E-04	5.63E-04	3.97E-04	5.72E-04
²³⁹ Pu fiss.	8.34E-05	7.61E-05	3.71E-04	5.74E-04	6.55E-04	1.08E-03	5.96E-04	4.46E-04
²³⁹ Pu	1.54E-05	1.62E-05	3.67E-05	4.82E-05	6.86E-05	9.21E-05	2.97E-06	4.75E-06
²⁴⁰ Pu cap.	4.62E-06	7.39E-06	3.50E-05	2.86E-05	3.56E-05	3.26E-05	2.47E-05	1.56E-05
²⁴¹ Pu fiss.	6.14E-06	8.29E-06	6.89E-05	2.61E-04	9.04E-05	4.38E-04	1.20E-04	1.25E-04
²³⁵ U cap.	1.54E-08	8.59E-09	4.76E-08	3.43E-08	7.63E-08	5.49E-08	1.30E-07	8.27E-08
²³⁵ U fiss.	5.17E-08	4.28E-08	5.97E-07	3.62E-07	8.88E-07	4.58E-07	1.28E-07	8.79E-08
²³⁵ U	4.46E-09	2.89E-09	2.01E-08	9.20E-09	3.26E-08	1.08E-08	4.20E-09	3.65E-09
²³⁸ U cap.	3.90E-04	2.80E-04	1.13E-03	8.45E-04	1.88E-03	1.70E-03	9.21E-05	3.64E-04
²³⁸ U fiss.	4.98E-06	3.48E-06	1.39E-06	3.18E-07	1.40E-06	7.97E-07	3.04E-05	2.14E-05
²³⁸ U	4.65E-06	3.21E-06	1.32E-07	1.95E-06	6.72E-08	2.51E-06	1.70E-05	1.20E-05
²³⁸ U scat.	9.86E-05	4.46E-05	2.26E-03	1.87E-03	3.67E-05	2.13E-04	3.26E-03	9.49E-04
Na cap.	6.92E-08	5.77E-08	1.42E-05	2.83E-05	1.63E-05	7.45E-05	1.13E-06	7.60E-07
Na scat.	2.47E-07	4.83E-08	9.02E-05	8.14E-05	5.88E-07	4.91E-07	4.15E-05	1.10E-05
Fe cap.	7.60E-07	1.10E-06	1.28E-05	4.53E-05	1.92E-05	4.36E-05	1.07E-05	3.04E-06
Fe scat.	4.66E-08	2.98E-08	2.40E-06	3.49E-06	1.03E-04	7.87E-05	9.58E-06	4.72E-06
O scat.	—	4.98E-07	—	3.01E-05	—	2.96E-06	—	4.95E-05
Standard Deviation	2.48E-02	2.12E-02	6.41E-02	6.44E-02	5.52E-02	6.57E-02	6.79E-02	5.08E-02

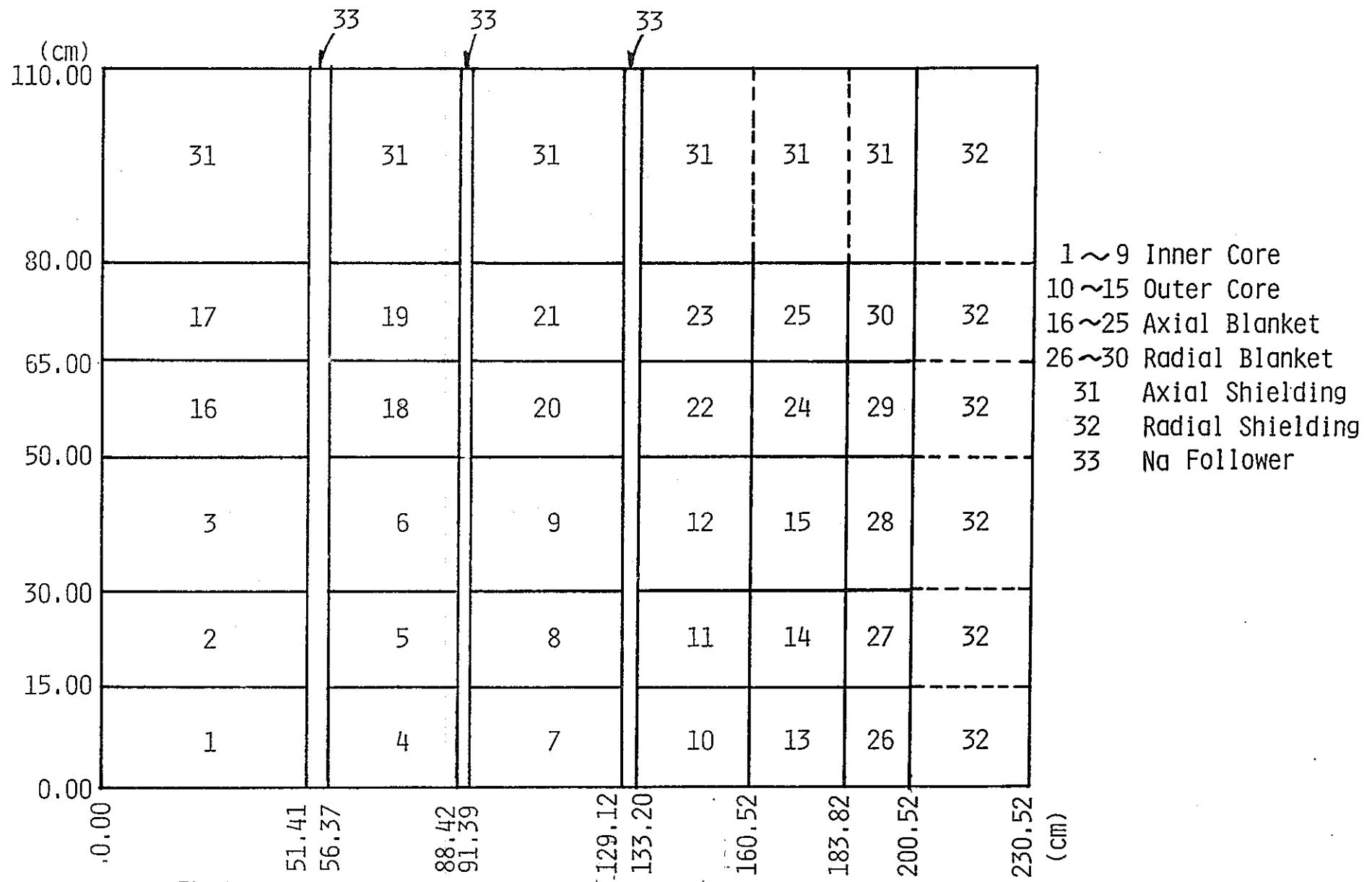
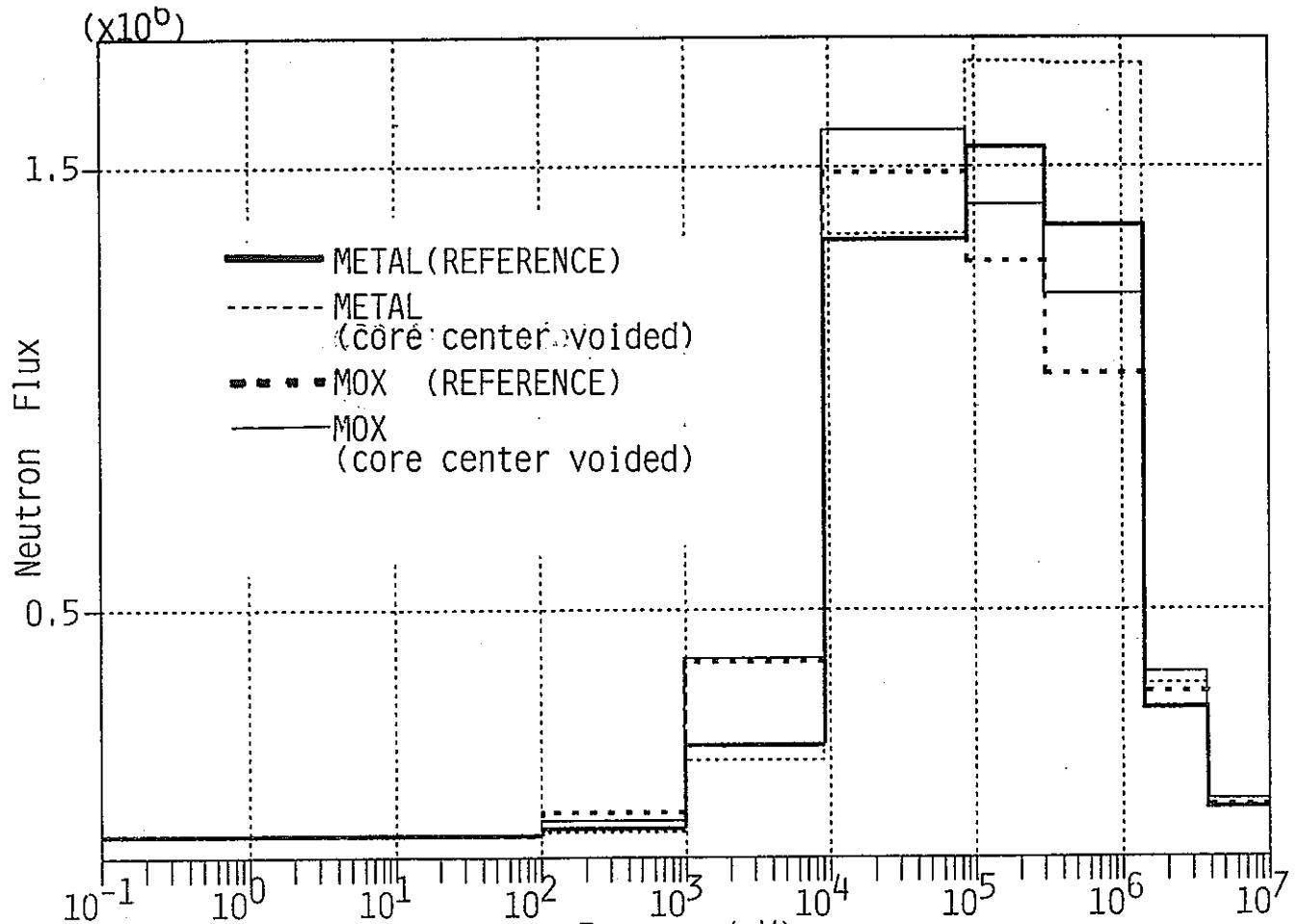
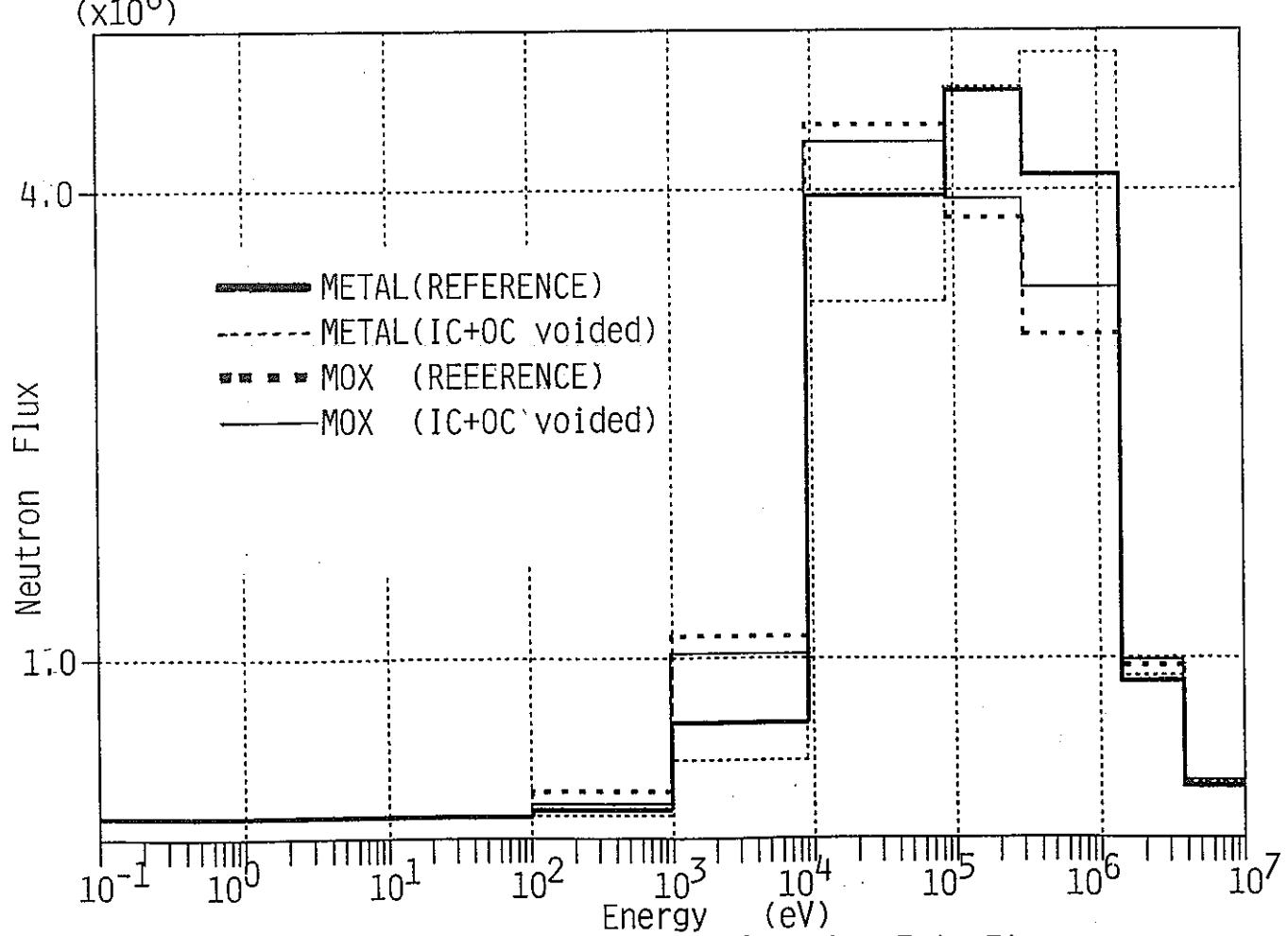


Fig.4.1 RZ model for calculating sensitivity coefficients of 1000MWe class cores



(a) Neutron spectrum of region 1 in Fig. 4.1



(b) Neutron spectrum of region 7 in Fig. 4.1

Fig.4.2 Comparison of neutron spectrum

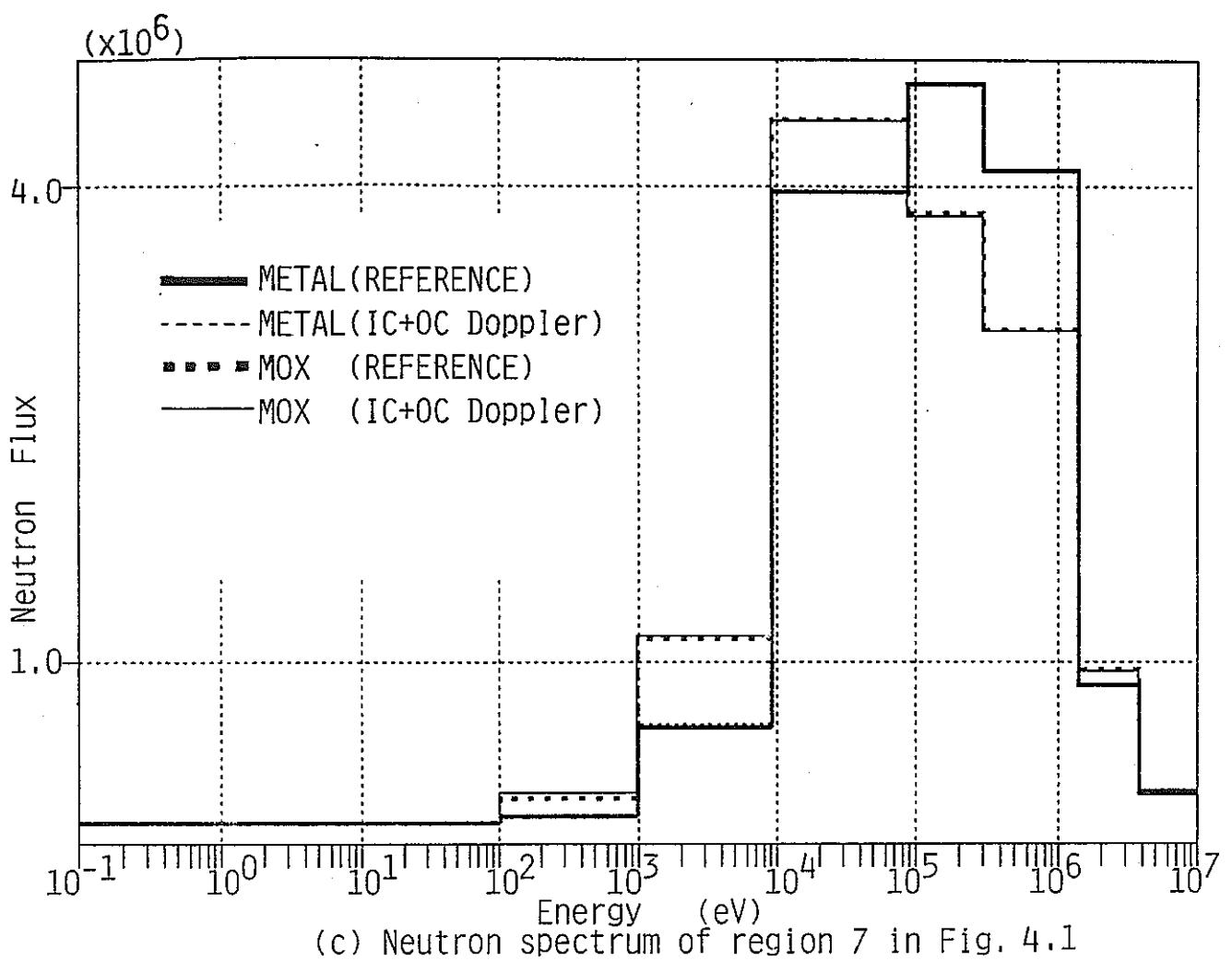


Fig.4.2 Continued

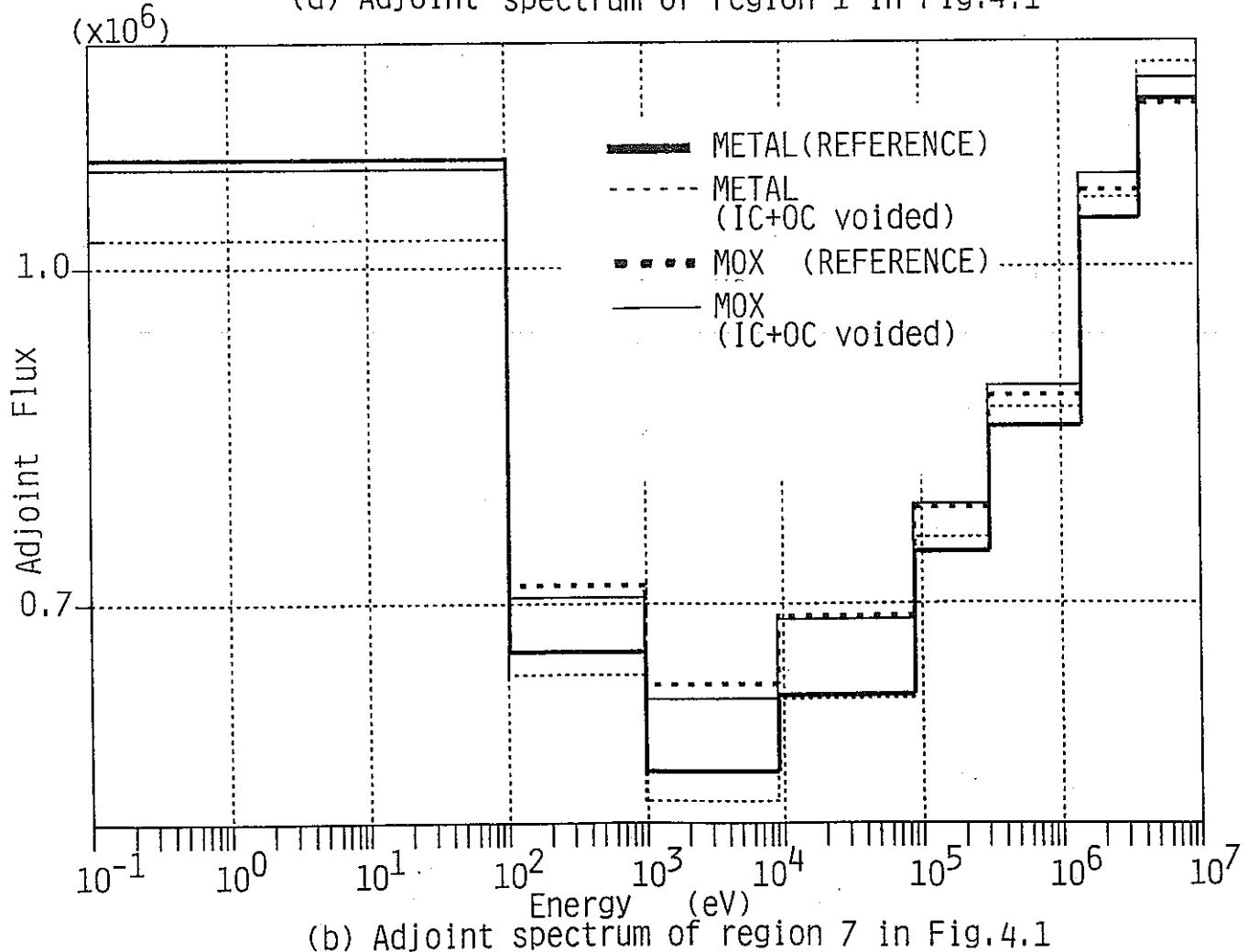
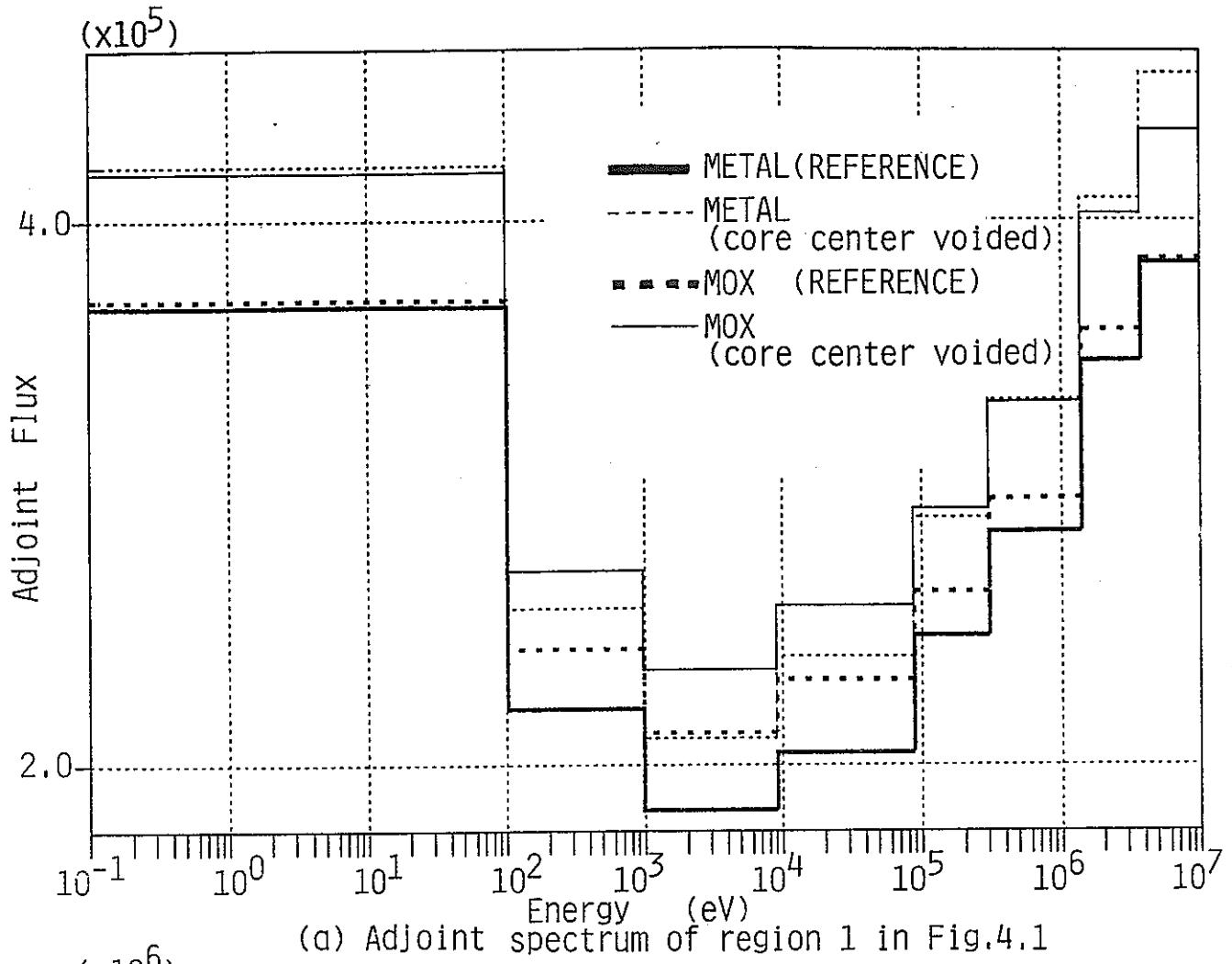
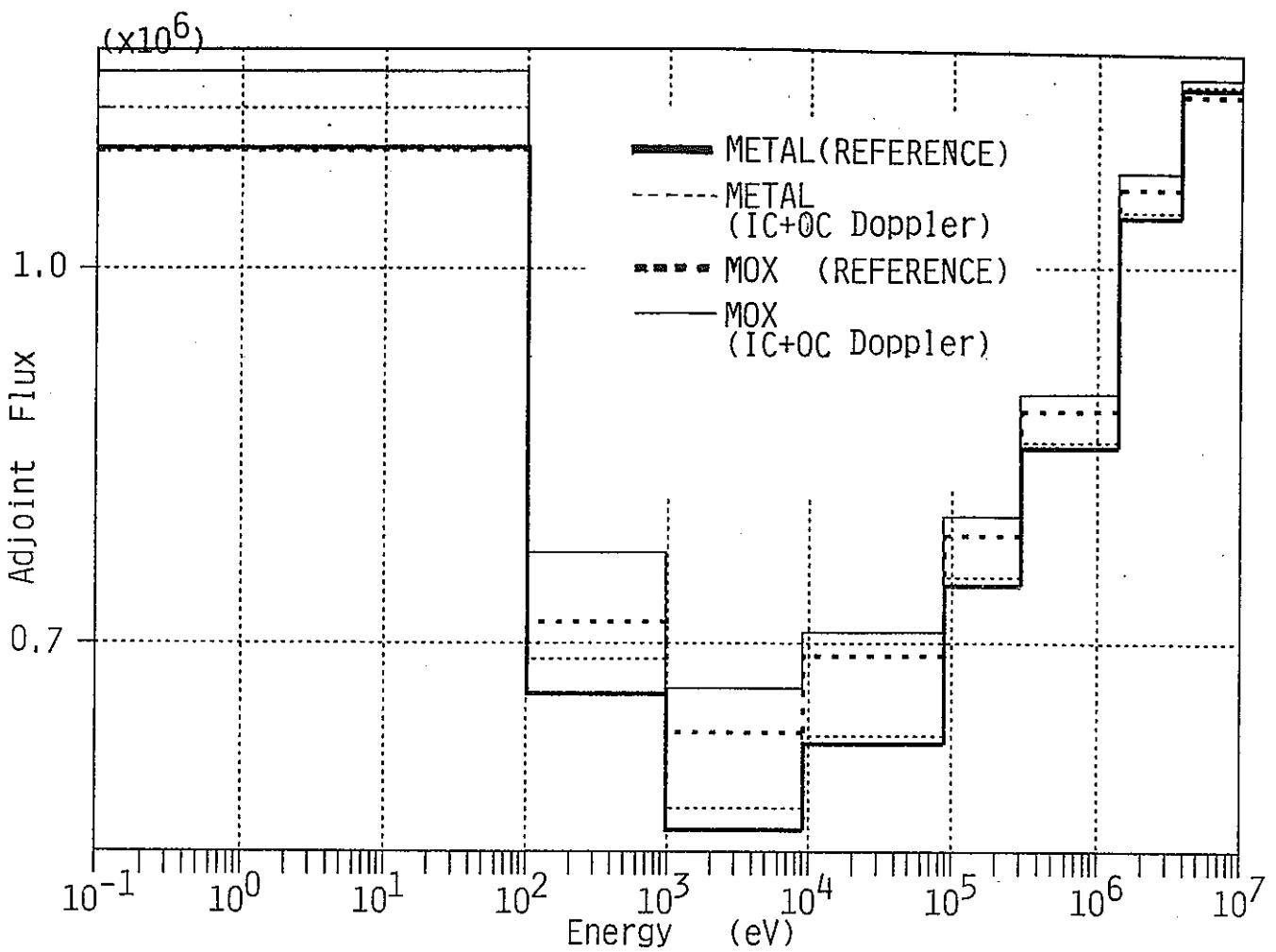


Fig.4.3 Comparison of adjoint spectrum



(c) Adjoint spectrum of region 7 in Fig.4.1

Fig.4.3 Continued

5. FCAによる臨界実験の予備解析

5.1 概 要

酸化物燃料を用いた高速炉炉心に比較し「金属燃料」、「炭化物燃料」、「窒化物燃料」を用いた炉心は増殖性が優れていること、運転中の燃料温度が低く安全性上有利である等種々の利点を有する可能性がある。この中でも「金属燃料」に対しては、燃料スエリング、被覆管との共晶等の課題に対し、米国EBR-IIの照射等により解決の見通しが得られ、近年米国、日本等で「金属燃料」の研究が活発となっている。このような新型燃料炉心の研究開発状況をふまえ「金属燃料炉心」のFCAによる臨界実験の予備検討を実施した。

FCAによる臨界実験は、金属燃料炉心の基本的炉物理特性の把握を目的とする。このため、まず従来の酸化物燃料と比較した金属燃料高速炉の核特性の特徴を明らかにし、その特徴を確認するための実験項目を抽出しFCA実験への要望項目としてまとめた。

また、金属燃料炉心に対してFCAで実現可能なゾーン型部分模擬炉心を設定し予備解析を実施することにより、FCAでの金属炉心模擬の可能性を検討した。ここでの対象金属燃料炉心は3章の1000MWe級大型金属燃料炉心とし、予備解析は部分模擬炉心の臨界体系の検討、中性子スペクトルの模擬性の検討を中心に実施した。

5.2 金属燃料高速炉の核特性上の特徴

FCAによる金属燃料炉心の臨界実験の予備解析を進めるに当たっては、従来の酸化物燃料炉心に対した金属燃料炉心の核特性上の特徴を明確にした上で臨界実験としての必要事項を検討する必要がある。従って、以下では酸化物燃料と金属燃料とを核特性の観点から比較すると共に金属燃料炉心の核特性の特徴をまとめ、その結果を参考に金属燃料炉心の臨界実験の必要事項をまとめた。

5.2.1 酸化物燃料と金属燃料

酸化物燃料と金属燃料の核特性の相違を酸化物燃料と金属燃料の物質組成の差、物性の差等に基づく核特性へ影響についてまとめて以下に示す。

金属燃料は酸化物燃料に比較し、組成の観点からは酸素が含有されていないこと、Zrが加えられることが異なる。物性の観点からは密度、膨張係数、スエリング、熱伝導率等が異なる。またその他として金属燃料にはボンドNaが用いられるため、その核特性への影響が予想される。

以下、それらの核特性への影響を個別に検討した。

(1) 酸素の削除

酸素の削除………・酸素の減速効果の削除 =スペクトル硬化（図5-1）
・酸素の中性子無駄吸収の削除=燃料外無駄吸収の低減

↓

核特性への影響 ①増殖比増大
②Naボイド反応度増大
③ドップラ反応度減少（負の値が小さくなる。）
④燃焼欠損反応度の減少

(2) 金属による密度の増大

密度の増大………・燃料数密度(^{238}U)の増大 =親物質の増大
・燃料重量比の増大 =Pu富化度の低減
(ただし燃料スミヤ密度75%，Zr10%組成の場合
被覆管内の燃料実効密度の増大は20~25%程度である。)

↓

核特性への影響 ①増殖比増大
②燃料欠損反応度の減少

(3) 金属による膨張係数の増大

膨張係数増大………・温度上昇時膨張量増大 =軸方向膨張の増大

↓

核特性への影響 ①COLDからHOTへの投入反応度，負に増大
②過渡事象，事故事象時投入反応度への影響

(4) 金属による燃料スエリングの増大

燃料スエリング増大………・燃料燃焼時燃料伸びの増大=軸方向膨張の増大

↓

核特性への影響 ①燃焼欠損反応度の増大

(5) 金属による熱伝導率の増大

起動時及び定格出力時

燃料温度差の減少………・出力当たりの燃料温度変化の減少

↓

核特性への影響 ①ドップラ反応度による投入反応度の減少

(6) Zr合金化

Zr合金………・Zrの中性子無駄吸収の増大＝燃料外無駄吸収の増大

・Zrの中性子減速効果 =スペクトルやや軟化(図5-2)



核特性への影響 ①金属燃料の特徴である高増殖性に関してややマイナス効果があると考えられる。

(7) ボンドNa

ボンドNa………・Na面積の増大 =スペクトル軟化

(燃焼による燃料スエーリングによるボンドNaの挙動検討必要)



核特性への影響 影響は大きいと考えられ、その確認が必要である。

(8) その他

Pu/Uメタル…・燃料組成の変化



核特性への影響 ①Uメタル燃料はPuメタル燃料に比較しNaボイド反応度が負側に移行する。(固有の安全性)

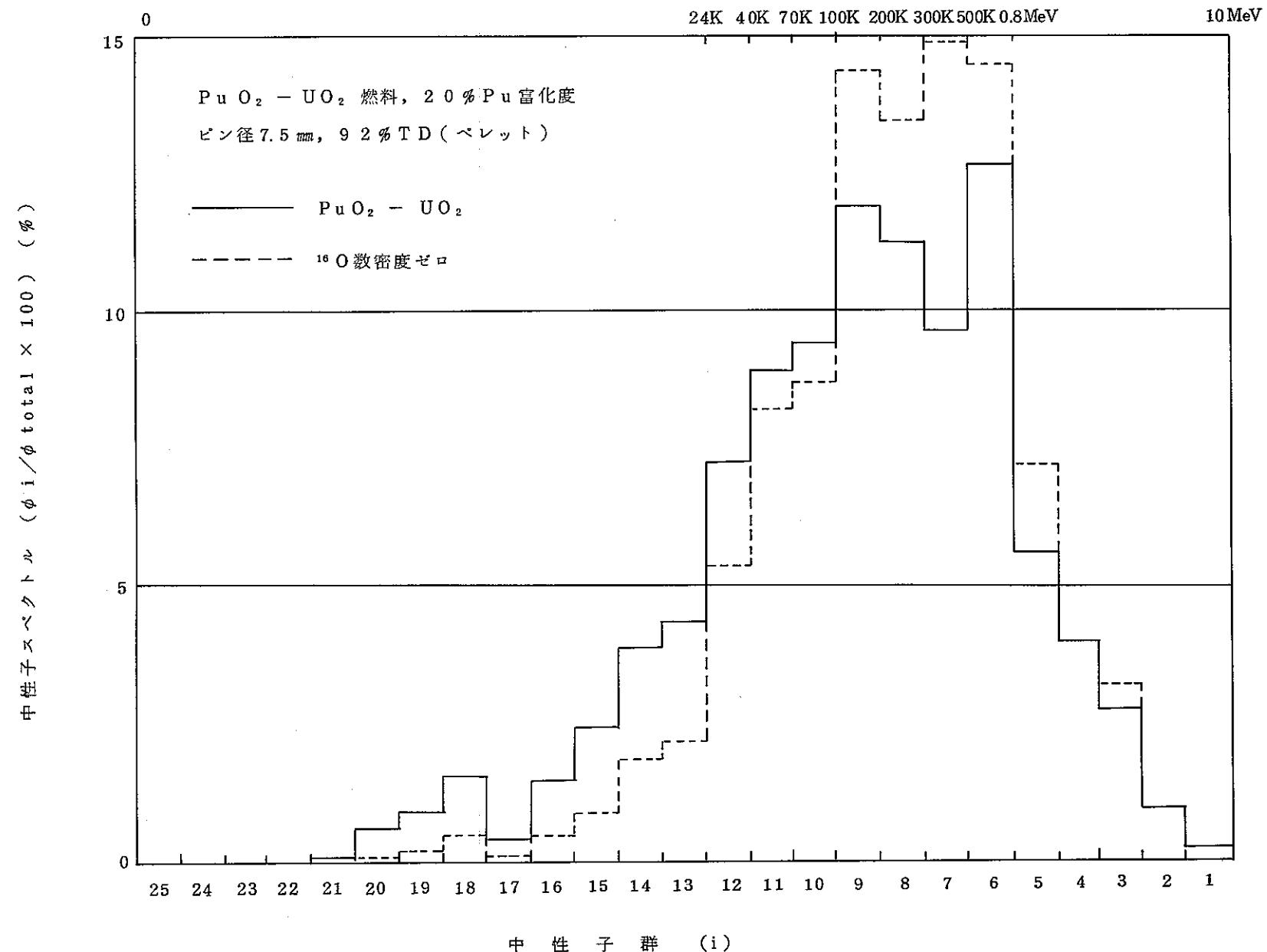


図 5-1 MOX 燃料及び酸素削除時 中性子スペクトルの変化例

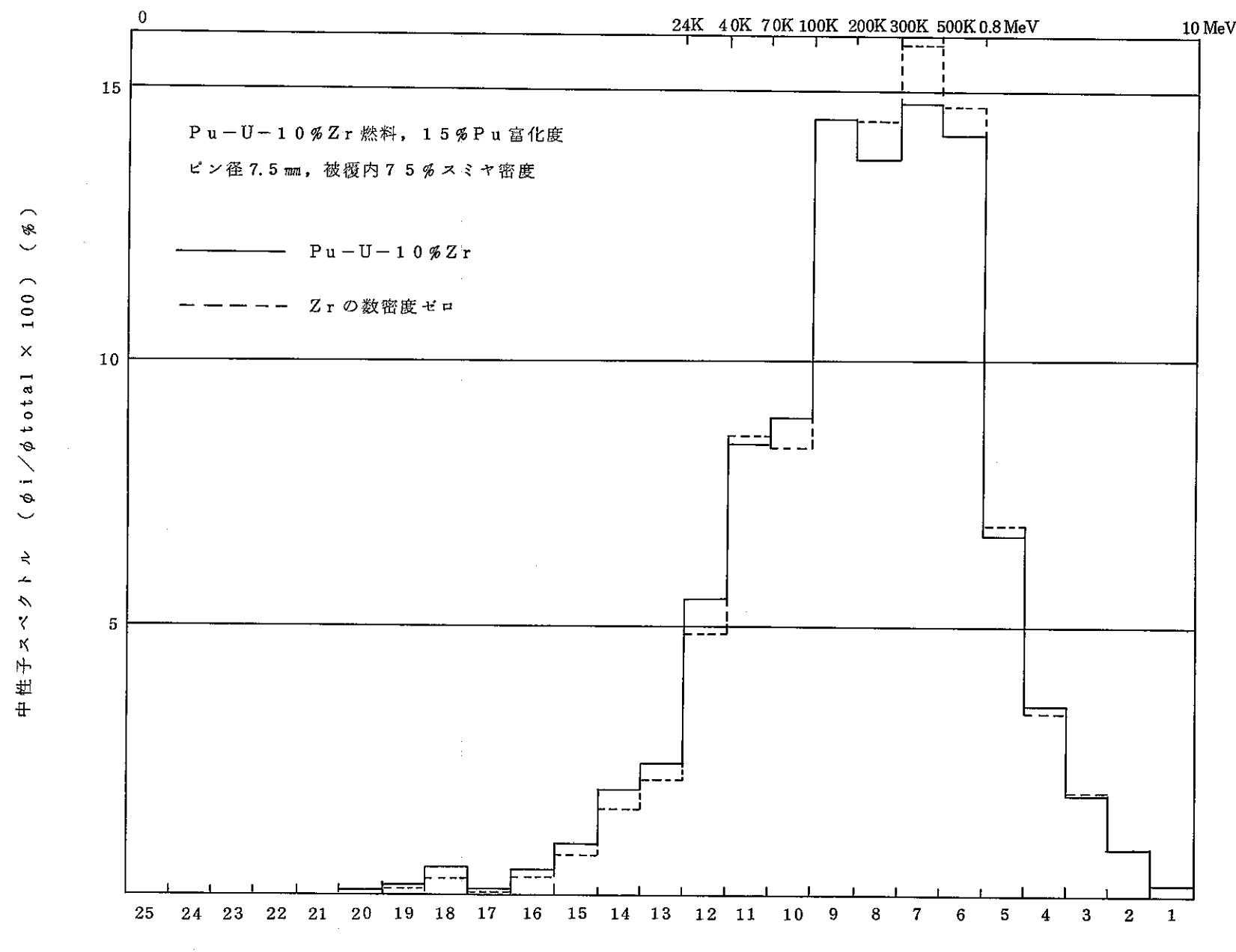


図 5-2 Pu/U メタル燃料及び Zr 削除時 中性子スペクトルの変化例

5.2.2 金属燃料炉心核特性の特徴まとめ

金属燃料は酸化物燃料に比較し高密度であること、減速効果を有する酸素を含有しないこと等により中性子経済が優れている。（中性子無駄吸収が少ない）

増殖性が優れている。

また上記核特性が優れている結果として燃焼反応度をゼロ近傍にできるためUTOP時（制御棒誤引抜時制御棒非スクラム事象）の制御棒引抜投入反応度が小さい。さらに、金属燃料は熱伝導度が大きく、ボンドNaも利用できることにより出力運転中の燃料温度が低い。この結果ULOF時（冷却材流量低下、制御棒非スクラム事象）の出力安定までの正の投入反応度が小さい。

よって、金属燃料炉心は

固有の安全性が優れている。

5.2.3 金属燃料の臨界実験の必要事項

金属燃料に対してはその特徴の確認が最も重要であり、臨界実験の必要事項として「高増殖性及びその特性に関連する炉物理特性の確認」及び「固有の安全性に関連した炉物理特性（各種反応度係数等）の確認が必要である。

また金属燃料の特徴の確認について重要な実験事項として「金属燃料炉心設計上必要な精度の確認」がある。

上記の「特徴の確認」、「精度の確認」の内容を表5-1にまとめる。

(1) 金属燃料炉心の特徴の確認

(a) 増殖性能の確認

金属燃料の高増殖性を確認する必要がある。これは、 U^{238} のCapture、燃料各物質の反応率比等を求め間接的に求めることができる。

また、増殖性に関連し金属燃料の中性子スペクトル特性を求めることが望ましい。金属燃料では燃焼初期に燃料スエーリングによりボンドNaが上部プレナム部へ移動すると考えられるため前記増殖性の確認はボンドNaの有、無に対応して求めることが望ましい。

(b) 固有の安全性関連の炉物理特性の確認

金属燃料は固有の安全性が高いと評価されており、これに関連した炉物理特性を確認する必要がある。実験による確認が必要な項目としては下記がある。

- ① Naボイド反応度
- ② ドップラ反応度
- ③ 膨張反応度（軸、径方向）
- ④ 曲がりによる反応度
- ⑤ 制御棒反応度

これらの各種反応度に対してもボンドNaの有、無に対する特性を求めることが望ましい。

(c) 金属合金材質の影響

金属燃料は増殖性が高いと共に固有の安全性が高いと言われているが個々の炉物理特性では中性子スペクトルが硬いために、負のドップラ係数は小さく、Naボイド反応度は正側に大きくなる。従って金属燃料の中でより特性の良好な材料を判定するためにもPu金属、U金属の違い、Zr金属の有無において主要炉物理特性を確認することが望ましい。

また将来は合金燃料以外にも炭化物、窒化物燃料の炉物理特性を確認する必要がある。

(2) 金属燃料炉心の解析精度の確認

金属燃料炉心の有利性を生かし炉心設計を将来採用する上では、その解析精度を確認する必要がある。これは酸化物燃料炉心に対する従来のアプローチと同様の実験項目及び解析評価項目が必要になる。

表5-1に示すように主要なものは臨界性、制御棒値、出力分布、各種反応度である。

(3) まとめ

金属燃料炉心における核特性の確認が必要な項目は第一に「金属炉心の有利な炉物理特性（増殖性）の確認」があり、第二に将来設計に採用していく上での「金属炉心の核特性解析精度の確認」があげられる。

表5-1にはそれらのすべての項目を示したがFCA実験に対しては、その機能から、実験項目を限定する必要があり、「FCA実験要望項目」としてまとめた。

表5-1 金属燃料炉心の臨界実験必要事項のまとめ

5.3 予備解析結果及び考察

FCA臨界実験検討の参考とするため本節ではまず従来の代表的な金属燃料炉心の臨界実験についてまとめる。具体的には米国のANLによってIFR（Integral Fast Reactor）プロジェクトの一環として実施されたZPPR（Zero Power Physics Reactor）-15の実験と、国内のFCA臨界実験の初期に実施されたFCA-I臨界実験（濃縮ウラン金属臨界実験）についてまとめる。まず、優先度の高いクリーンベンチマーク炉心の炉心サイズを検討する。次に、臨界実験で対象とするターゲット炉心とFCA模擬体系の選定手順をまとめ、解析検討として仮想フルモックアップ体系、ゾーンタイプ模擬体系の結果をまとめる。

5.3.1 従来の代表的金属燃料臨界実験のまとめ

内外の代表的金属燃料臨界実験として米国のZPPR-15実験及びFCA-I実験についてまとめる。

(1) ZPPR-15実験⁽¹⁾

世界の高速増殖炉の開発段階（実験炉段階）では金属燃料が主流であったがスエリングの問題から酸化物燃料に開発が移行した。しかし、米国のEBR-II（Experimental Breeder Reactor）において金属燃料の照射が繰り返され前記問題の解決の見通しが得られた。この結果とし1984年からのIFRプロジェクトにおいて金属（合金）燃料が取り上げられた。

EBR-IIは20年以上運転されたがこの間、金属炉心の臨界実験は行われず、前記IFRプロジェクトの一環としてIFRベンチマーク炉物理試験が計画された。その計画がZPPR-15臨界実験である。

ZPPR-15実験は1985年4月から1986年7月まで実施された。

ZPPR-15での実験目標は下記の2点であった。

- ① 複数のベンチマーク臨界集合体に基づく金属燃料炉心の炉物理特性の確認
- ② MOX炉心と比較した核特性予測精度の確認

以上のZPPR-15臨界実験の実施経緯を図5-3に示す。

ZPPR-15ではIFRプロジェクトの一環として300MW電気出力クラスの金属燃料炉心として、その炉物理特性を実験的に求めると共に、その予測精度評価を広範囲に実施している。これは、300MWクラスのSAFR、150MWクラスのPRISMの設計が進められてきたことと関連し金属燃料炉心の解析精度を確認する必要性が高かったためと考えられる。炉心は、300MW、SAFR炉に対応した径方向2領域炉心を基準としている（図5-4参照）。実験体系の重量データを表5-2に、測定項目を表5-3に示す。表5-3に

示すようにZPPR-15では一般的な核特性以外に膨張反応度、Naマノメータ反応度等の安全性に関連した測定が行われた。これは小型金属燃料炉心の特徴と言われている「固有の安全性」について実験データの蓄積を図るためと考えられる。図5-5から図5-8にZPPR-15臨界実験における各種中性子スペクトルを示す。

図5-5 Pu-U-Zr炉心スペクトル
(測定/計算)

図5-6 U-Zr炉心スペクトル
(測定/計算)

図5-7 Pu-U-Zr炉心とU-Zr炉心の比較

図5-8 15B (Pu-U-Zr) 炉心とZr-2(酸化物) 炉心比較

一方国内では、MOX燃料を用いた大型炉心であるFBR実証炉の開発が進められており、金属燃料炉心に関しては種々の研究が増大している段階で金属燃料炉心の出力規模等のターゲットは決められていない。またZPPR-15炉心でもウラン金属からプルトニウム・ウラン金属炉心への移行について炉心を構成し炉物理特性を検討したが、ZPPR-15の金属燃料炉心と酸化物燃料炉心の直接的な比較は実施していない。

従って、FCA金属燃料炉心臨界実験には下記の項目が期待される。

- ① 金属燃料炉心の基本的物理特性の把握
- ② 酸化物燃料炉心との相対的な核特性差の明確化

よって、FCA臨界実験では、金属燃料と共に比較のための酸化物燃料の実験を実施することが望ましい。

表5-2 Z P P R -15臨界実験の重量データ

Parameter	ZPPR-15A	ZPPR-15B	ZPPR-15C	ZPPR-15D
Plutonium mass (kg)	1338	1328	651	162
^{235}U mass (kg)	16	16	872	1517
Core heavy metal (kg)	8679	8666	8842	8999
Average enrichment				
Inner core zone (%)	10.9	10.9	13.4	15.2
Outer core zone (%)	16.5	16.3	19.1	21.4
β_{eff}	0.0034	0.0034	0.0052	0.0066
Zirconium in inner core zone (kg)	None	409	409	409

表5-3 Z P P R -15臨界実験測定項目

Measurement	15A	15B	15C	15D
Critical loading	○	○	○	○
Reaction rates				
Fission distributions	○	○	○	○
^{238}U capture distribution	○	○	○	○
In-rod boron capture	○	○	○	○
Gamma heating	○	○	○	○
Control rod worths				
Central rods of various designs	○	○	○	○
Rod banks		○	○	○
Reactivity coefficients				
Sodium void	○	○	○	○
Doppler	○	○	○	○
Small samples	○	○	○	○
Expansion and bowing	○	○	○	○
Neutron spectrum	○	○	○	○
Kinetics				
Noise	○		○	○
Oscillator	○		○	○
Rod drop	○	○	○	○
Radial shield effects		○		
Sodium manometer reactivity	○			

I F R (Integral Fast Reactor) — • 金属燃料
 1984年より A N L 研究開始 • 固有の安全性
 • 経済的燃料サイクル費

↓
 酸化物燃料炉心との相違
 • スペクトルに依存するパラメータ …… ドップラ係数等
 • 燃料組成に依存するパラメータ …… 増殖比等

↓
 E B R - II 20年以上運転
 (金属燃料炉心の炉物理試験未実施)

↓
 Z P P R - 15 実験計画及び実施 (1985年4月～1986年7月)
 • I F R ベンチマーク炉物理実験
 • 目標 ①炉物理特性の確認 (小型金属炉心)
 ②核特性予測精度の確認 (M O X 炉心との比較)
 • I F R の炉特性モックアップ
 ①初装荷 …… 濃縮ウラン炉心
 ②移 行 …… 濃縮ウランとプルトニウムの混合
 ③平 衡 …… プルトニウム炉心

図5-3 Z P P R - 15 臨界実験経緯

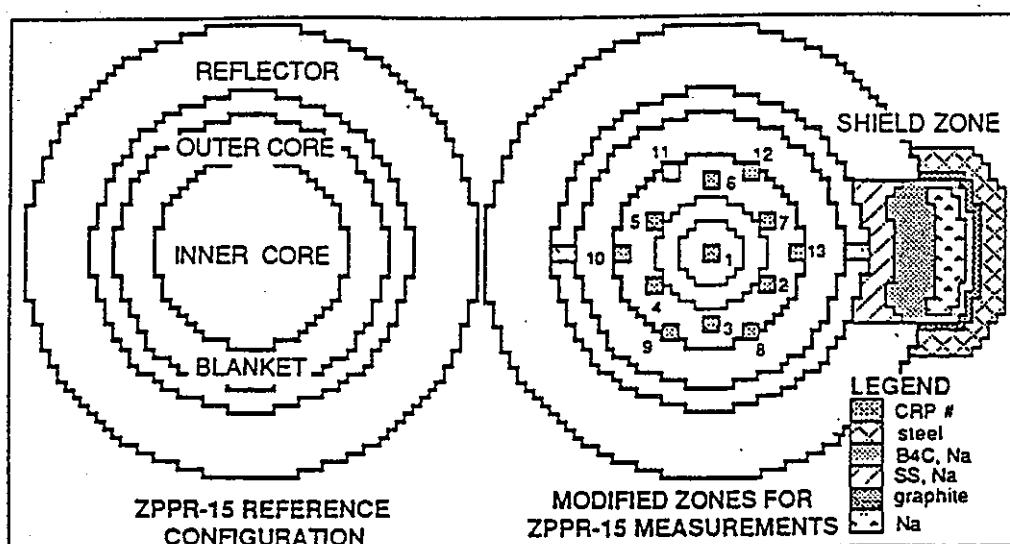


図5-4 Z P P R - 15 実験体系

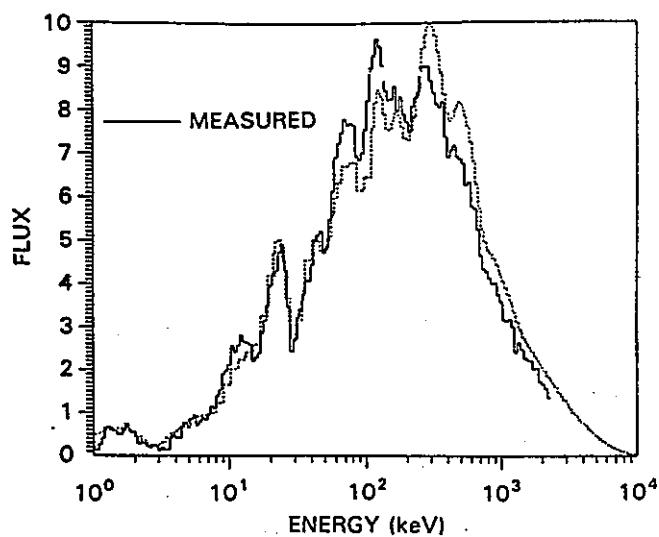


図5-5 Z P P R -15B (Pu-U-Zr炉心) スペクトルの測定／計算比較

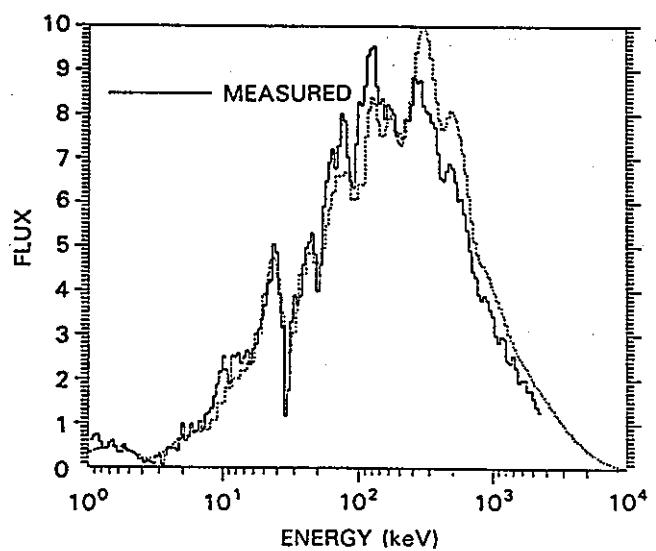


図5-6 Z P P R -15D (U-Zr炉心) スペクトルの測定／計算比較

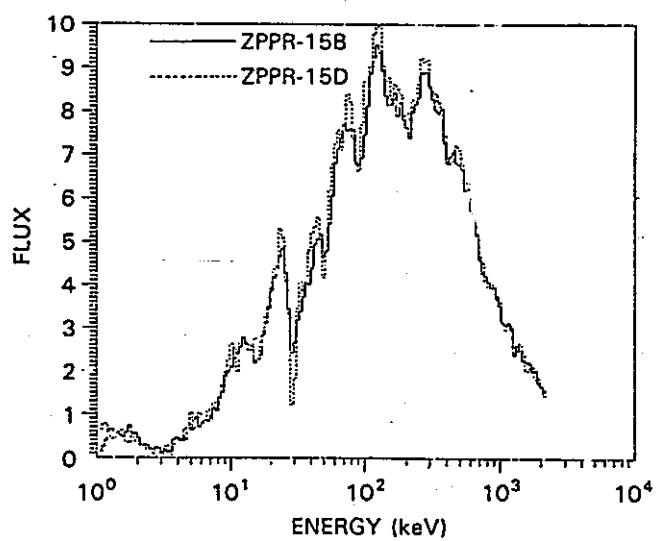


図5-7 Z P P R -15B と15D炉心のスペクトル比較

Z P P R - 15B : Pu - U - Zr 金属炉心, 定数: ENDF/B-V2
Z P P R - 2 : MOX炉心, 定数: ENDF/B-IV

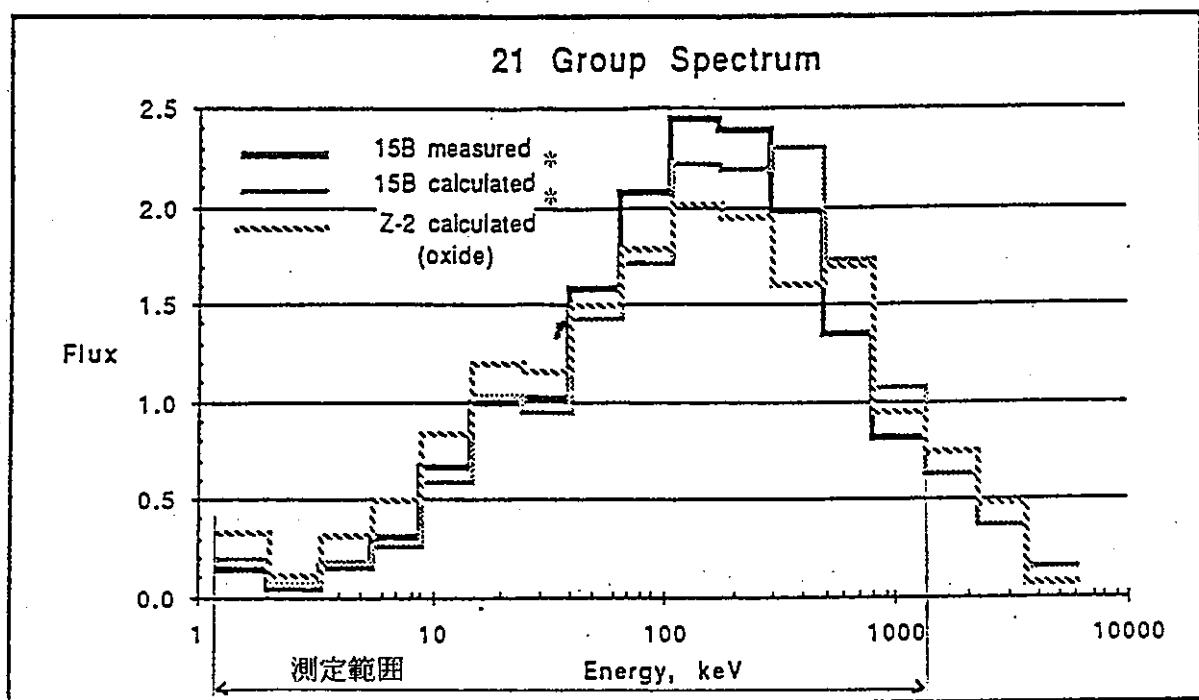


図5-8 Z P P R - 15B と Z P P R - 2 炉心の中性子スペクトル比較 (内側炉心中央領域)

(2) FCA-I 臨界実験⁽²⁾

国内では酸化物燃料中心と比較する観点から金属燃料炉心を模擬した臨界実験はまだ行われていない。

しかし、高速臨界実験装置FCAによる初期の実験であるFCA-I 臨界実験では、20%濃縮ウランを用いた臨界実験が行われており、金属燃料臨界実験の国内例として以下に要約する。

なお、FCA-Iは昭和42年4月29日に臨界が達成されている。

(i) 実験体系

炉心：20%濃縮ウラン円筒型体系

反射体：30cm厚さ天然ウラン反射体

実験体系 (FCA-I-1) 図5-9

(ii) 実験種類^{(3), (4), (5), (6)}

- (a) FCA-I-1 20% EU, 30cm天然ウランブランケット体系
- (b) FCA-I-2 I-1炉心よりブランケットを10cmにうすくした体系
- (c) FCA-I-4 I-1体系の20% EUの1/4をグラファイトに置きえた体系
- (d) FCA-I-5 20% EUのみの体系
- (e) FCA-I-6 20% EU炉心周辺を～25cmのグラファイトで囲む体系

(iii) 測定項目

臨界質量、核分裂分布、核分裂比、中性子スペクトル等

(iv) 実験結果の例

- (a) 臨界質量の例 表5-4
- (b) 体系中心の中性子スペクトル例 図5-10

図5-4 FCA-I 臨界実験の臨界質量例

Assembly No.	Core composition (v/o)			Core height (cm)	Equivalent core radius (cm)	Core volume (ℓ)	Blanket thickness (cm)	Loaded mass at criticality (kg)
	U (20% enriched)	Stainless steel	Graphite					
I-1-C	82.7	10.8	—	35.56	16.99	32.24	30.9	98.4
I-2-B	82.7	10.8	—	35.56	18.16	36.84	10.2	110.5
I-4-B	62.0	10.8	20.7	40.46	21.55	59.25	29.2	131.2

Core Cross Section (Fixed Half)

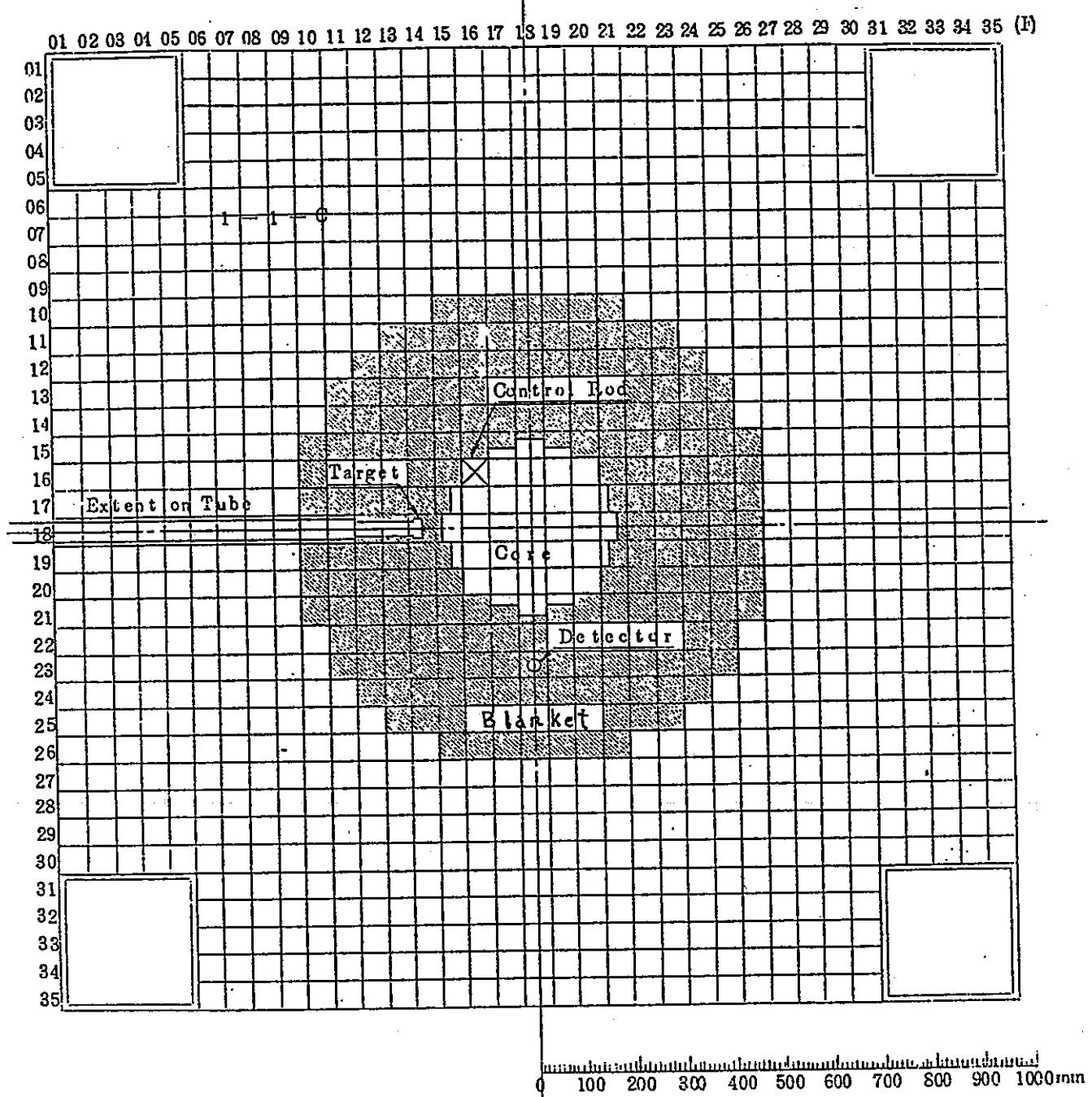


図5-9 FCA-I-1 実験体系⁽⁴⁾

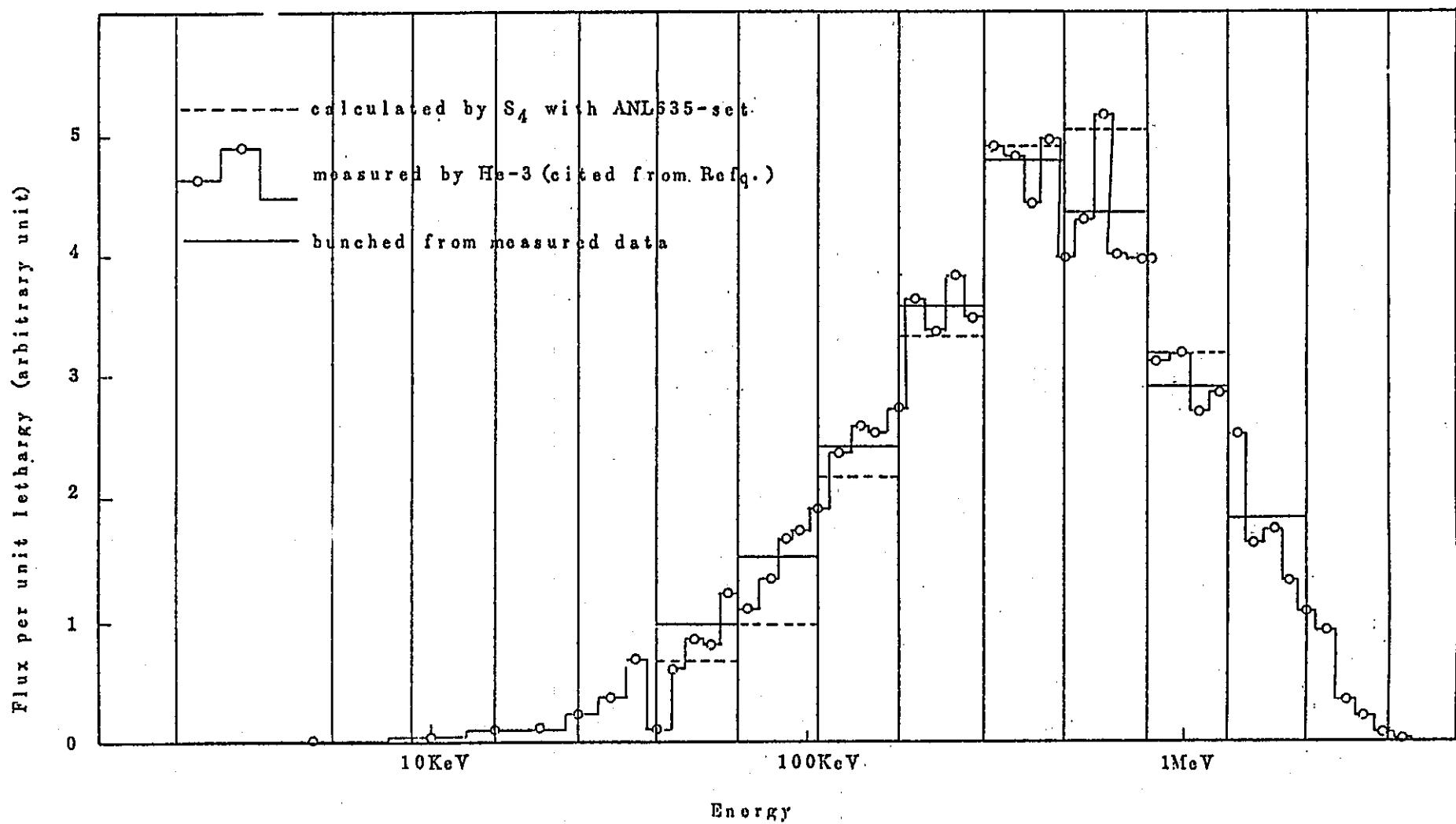


図5-10 F C A - I - 5 炉心中央の中性子スペクトル (5)

5.3.2 金属燃料炉心の臨界実験の考え方

一般に、臨界実験ではクリーンベンチマーク実験とモックアップ実験に分類される。一方、FCA所有燃料の範囲で組める金属燃料炉心のサイズは概略以下の通りである。

- (1) 80MWe級Pu炉心 (Pu-fissile 250kg)
- (2) 100MWe級U炉心 (U-fissile 550kg)
- (3) 150MWe級Pu/U炉心 (U-fissile 550kg, Pu-fissile 250kg)

そこで、クリーンベンチマーク実験としては、上記の(1), (2), (3)の小型炉心に限られるが、FCAの特徴を活かした実験としては優先度が最も高いと考える。

これらの炉心で、組成(Pu, Uの違い、重金属密度の違い、Zrの有無等)や炉心サイズなどのパラメータを変化させて基本核特性を測定する。この際、酸化物燃料炉心の特性と比較できるようにしておく。

測定項目としては、増殖性、安全性関連特性(Naボイド、ドップラー)の実験に重点を置き、また膨張、湾曲による反応度変化などの特徴実験も実施すべきである。

一方、モックアップ実験としては過去のFCA-XI, XII炉心のごとく部分模擬実験にならざるをえないでの、クリーンベンチマーク実験に比べると優先度は落ちると考える。以下に、モックアップ実験の可能性について検討する。

5.3.3 ターゲット炉心及びFCA模擬体系の選定手順

(1) ターゲット炉心

FCAによる金属燃料炉心の臨界実験の予備解析を実施する上でのターゲット炉心を設定する。国内では金属炉心について出力規模等、開発方針は未定である。従って、ここでターゲット炉心は暫定であり、実際のFCA臨界実験を計画する上では見直しが必要である。

ここでは下記理由により、1000MWe級の動燃61年度レファレンス炉心をターゲット炉心とする。

- ① 新型燃料高速炉の炉心核特性評価ワーキンググループで評価している炉心の中から選定する。金属炉心では下記である。
 - ・1000MWe級金属炉心
 - ・300MWe級金属炉心
- ② 国内ではFBR実証炉として大型炉心(MOX)の開発が進められている。
- ③ ①②より1000MWe級金属炉心をターゲット炉心として選定する。選定した炉心仕様を表5-5に、炉心配置を図5-11に示す。また金属燃料仕様を表5-6に示す。

(2) FCA模擬体系の選定手順

金属燃料炉心のFCA模擬体系の選定手順を図5-12に示す。選定は図5-12に示すように燃料、プランケットセルの選定、フルモックアップ体系による特性評価及び部分模擬体系の選定の順で実施する。

表5-5 FCA金属燃料臨界実験のターゲット炉心仕様（暫定）

		ターゲット金属炉心	酸化物炉心 (左記炉心に対応)
燃 料 ピ ン 径		8.3mm	8.3mm
集 合 体 ピ ッ チ		179.8mm	179.8mm
集合体数	内側炉心	175体	
	外側炉心	180体	
	プランケット	72体	
	制御棒 主	18体	
	後備	6体	
組 成	Core	(Pu-U)10Zr	(Pu-U)O ₂
	Bl.	U-10Zr	UO ₂
理 論 密 度 (g/cm ³)	Core	15.8	11.0
	Bl.	15.9	10.96
スミヤ密 度 (%TD)	Core	75	87.6
	Bl.	80	90.8
O, Zr, C, Nと 重金属の原子数比	Core	0.291	1.98
	Bl.	0.291	2.00
実 効 重 金 属 密 度 (g/cm ³)	炉心部	10.7	8.5

- Pu同位元素比 Pu239/Pu240/Pu241/Pu242: 58/24/14/4
- U同位元素比 U235/U238: 0.3/99.7

表5-6 金 属 燃 料 仕 様

(参考 酸化物燃料仕様)

炉心燃料仕様

炉心燃料仕様

燃料組成	Pu-U-10w/oZr Na-BOND
スミア密度	75%TD
燃料ベレット密度	100%TD
理論密度	15.8 g/cm ³
最大熱出力	(550W/cm) <small>35W/cmでは</small> 430W/cm
燃料平均温度	(-550°C)
熱伝導度	-20W/m·°K
ギャップコンダクタンス	-10 ⁵ BTU/R ² ·hr·°F

燃料組成	(Pu,U)O ₂ He-BOND
スミア密度	87.6%TD
燃料ベレット密度	92.0%TD
理論密度	11.0 g/cm ³
最大熱出力	430W/cm
燃料平均温度	-1100°C
熱伝導度	-2W/m·°K
ギャップコンダクタンス	-10 ³ BTU/R ² ·hr·°F

プランケット燃料仕様

燃料組成	U-10w/oZr Na-BOND
スミア密度	80TD%
燃料ベレット密度	100%TD
理論密度	15.9 g/cm ³
最大熱出力	-
熱伝導度	-
ギャップコンダクタンス	-

プランケット燃料仕様

燃料組成	UO ₂ He-BOND
スミア密度	90.8%TD
燃料ベレット密度	94.5%TD
理論密度	10.96 g/cm ³
最大熱出力	-
熱伝導度	-
ギャップコンダクタンス	-

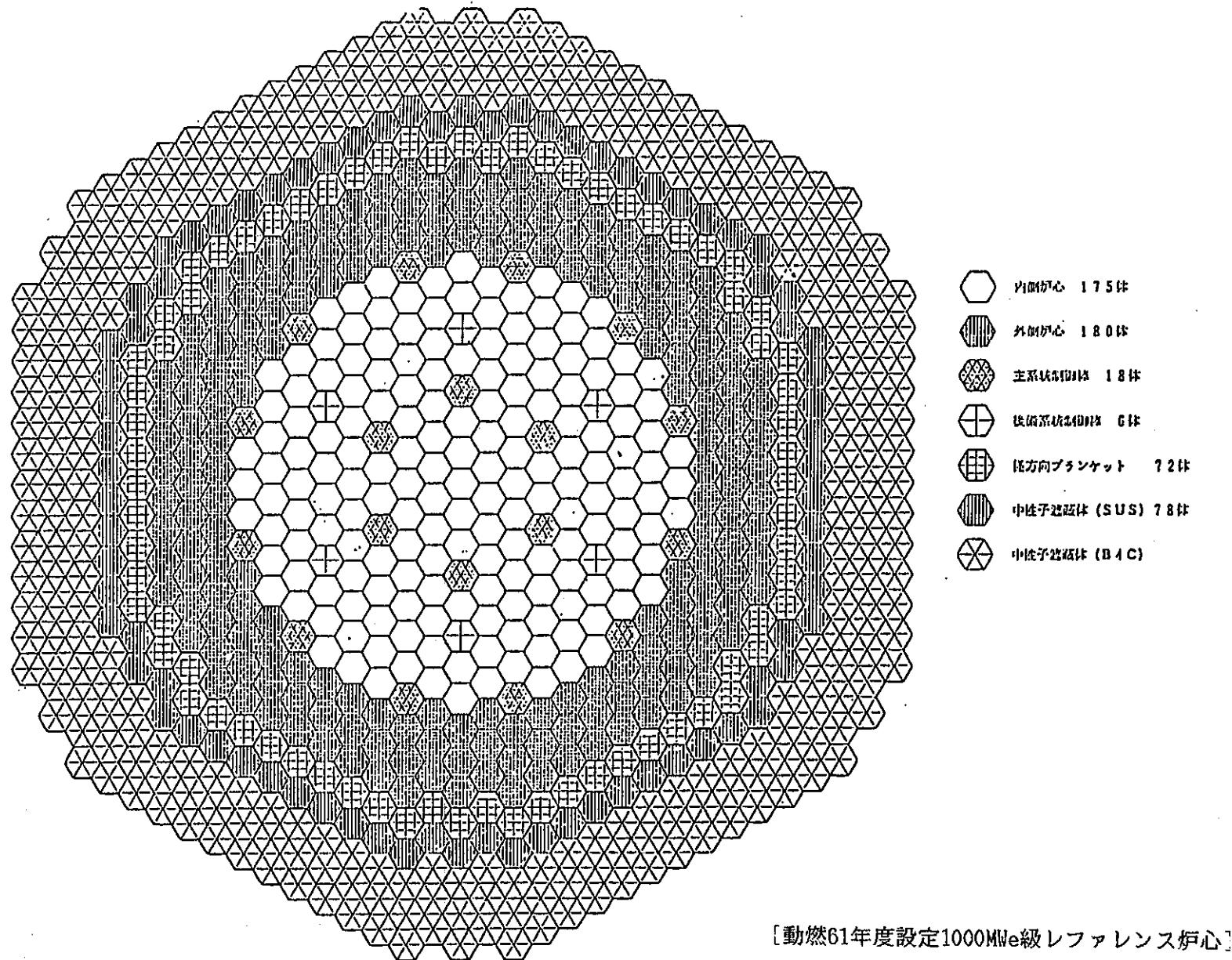


図5-11 F C A金属燃料臨界実験ターゲット炉心（暫定）の炉心配置

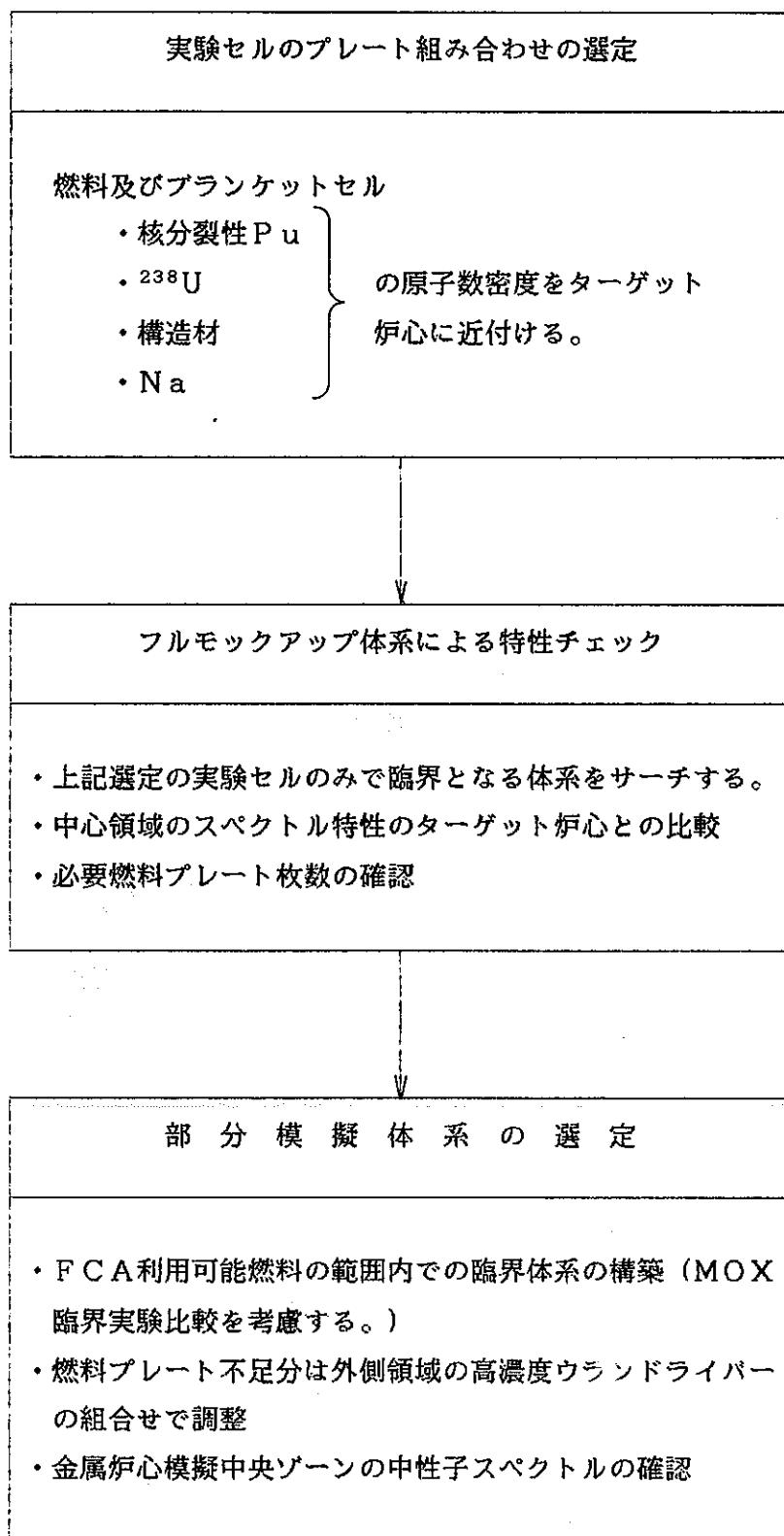


図5-12 金属燃料炉心のFCA模擬体系の選定手順

5.3.4 仮想フルモックアップ体系の検討

(1) 計算モデル

RZ-70群拡散計算

(2) ターゲット炉心 (5.3.2節参照)

1000MWe級レファレンス炉心 (61年度動燃のMOX炉心の燃料仕様を用い、燃料物質を金属燃料に変更した炉心。)

(3) FCAの燃料及びプランケットセル

臨界体系を形成する燃料セル、プランケットセルはターゲット炉心の原子数密度に近づけるようにするがFCAの利用できるプレートを最大限に利用するものとし、Pu, Na, SUS等のプレートは現在利用できる寸法(厚み)のプレートを用いるものとした。また、劣化ウランプレートとZrプレートは今後入手されるものと想定してそれぞれのセルを設定した。

候補FCA燃料セルを図5-13に、候補FCAプランケットセルを図5-14に示す。また、候補セルとターゲット炉心の原子数密度の比較を燃料セルとプランケットセルについてそれぞれ表5-7、表5-8に示す。図5-13に示すように燃料セルは1/16インチのZrプレートを3枚用い、その他SUSとNaプレートを用いるものとした。また図5-14よりプランケットセルは燃料セルの2枚のPuプレートをSUSプレートにおきかえるものとした。表5-7より核分裂性Puはターゲット炉心よりも候補セルの方がやや大きいが全TRUではターゲット炉心と候補セルは比較的良く一致している。

(4) 仮想フルモックアップ体系の検討結果

(a) 臨界体系のサーチ

大型炉(1000MW級動燃61年設定炉心)に対して、FCA燃料セル、プランケットセルを設定し軸方向の寸法は前記大型レファレンス炉心に合わせた体系で臨界となる炉心半径Rcを求めた。結果を図5-15に示す。すなわち、 $R_c = 100\text{cm}$ で $k_{eff} = 1.002$ となり臨界となる。

(b) 中性子エネルギースペクトル

図5-16に従来のMOX炉心と比較した大型レファレンス炉心の炉心中心領域の中性子スペクトルを示す。また図5-17に仮想フルモックアップ体系の中性子スペクトルを前の図5-16と比較して示す。図5-17に示すように仮想フルモックアップ体系の中性子スペクトルは大型レファレンス炉心よりも核分裂性Puがやや多いため(表5-7)やや硬くなっているがMOX炉心と比較すると金属炉心の中性子スペクトル硬化の傾向を示しており、大型レファレンス炉心に近いスペクトルとなっていることがわかる。

(c) Puプレート必要枚数

上記 $R_c = 100\text{cm}$ の体系で必要とされる “2-2-1/16” Puプレート数は約41,200枚であり、FCA保有枚数約7600枚を大幅に超過する。

5.3.5 ゾーンタイプ模擬体系の検討

FCAの利用可能なPuプレートを最大限に使用した場合のゾーンタイプ模擬臨界体系について検討する。

(1) 計算モデル

RZ-70群拡散計算

(2) ターゲット炉心

1000MWe級大型金属燃料炉心（動燃61年設定炉心）

(3) FCA燃料セル、プランケットセル

5.3.3(3)と同一のセルを使用するものとする。

FCA燃料セル …… 図5-13

プランケットセル …… 図5-14

(4) ドライバーセル

Puは金属燃料炉心模擬に用いるため、ドライバーセルは濃縮ウランドライバーとし、FCA-XII炉心等で使用実績のあるEUCDセルを用いるものとした。表5-14にEUCDセルのセルパターンと原子数密度を示す。

(5) ゾーンタイプ模擬体系

ゾーンタイプ模擬体系を図5-18に示す。図5-18は、軸方向の1/2を示し、炉心高さはターゲット炉心に合わせて 1 m ($50.8\text{cm} \times 2$) とし、軸方向プランケットの厚さは30cmとする。炉心中央のPuテスト領域は使用可能なPuコレートを用いて組める半径42.6cmの領域とし、その外側に濃縮ウランドライバー領域と劣化ウランの径方向プランケット領域を配置するものとする。

(6) 臨界体系サーチ結果

図5-18の体系で臨界となるドライバー領域径RDを求めた。

$RD = 55.5\text{cm}$ で $k_{eff} = 1.00$ となり臨界となる。

(7) 中性子エネルギースペクトル

図5-19にゾーンタイプ模擬体系の中性子スペクトルを仮想フルモックアップ体系と比較して示す。

図5-19に示すように両者のスペクトルはほぼ同一であり、ゾーンタイプ模擬体系によっても中心領域では金属炉心のスペクトルを得ることができる。

5.3.6 FCA臨界実験体系（案）

(1) FCA臨界実験体系（案）

図5-20に100万kW電気出力ターゲット金属炉心のFCA臨界実験体系（案）を示す。図5-20に示すように前節で検討したゾーンタイプ模擬体系である。

(2) Puプレート枚数とEUプレート枚数

（FCA装荷可能枚数）

“2-2-1/16” Puプレート 7500枚 ≦ 7600枚 (240kg)

(92%Pu + 8%U)

“2-2-1/16” 93%EUプレート 2600枚 ≦ 2900枚 (197kg)

“2-2-1/8” 93%EUプレート 10400枚 ≦ 10400枚 (307kg)

○燃料に関しては、いずれもFCA装荷可能範囲内にあり、体系が組める見通しである。

5.3.7 他の臨界実験の検討

前節では100万kW電気出力ターゲット金属炉心のFCA臨界実験体系（案）を示したが本節では他のより小型の金属炉心に対する臨界実験、ウラン金属炉心のFCA実験セル及び体系を概略検討する。

(1) 30万kW電気出力炉心

3章での「炉心核特性比較評価」より1000MW炉心に比較して300MW炉心は中性子のもれが大きいため内側領域炉心でPu富化度を約10%程度増大させている。表5-10に1000MW炉心と300MW炉心の主要原子の原子数密度を比較して示す。FCAの金属燃料炉心のセルパターンは1000MW炉心に対して図5-13に示したように1/16インチのPuプレートを2枚用いたものを候補とした。300MW炉心のPu富化度増大(約10%)に対してはPuプレートを3枚用いる場合2枚に対して1.5倍となるため、Puプレート2枚のセルと3枚のセルの組合せにより10%程度増大させる方法が考えられる。10%のPu増大のためにはPuプレート2枚のセル4に対しPuプレート3枚のセル1とする必要がある。従来のFCA実験では、FCAXI実験（大型MOX炉心の伝物理特性試験）でテスト領域に2種類のセルをほぼ交互に配置した実験例がある。

図5-21に金属燃料炉心の候補セル（Puプレート2枚）とPuプレートを3枚とする時を比較して示す。また、図5-21の2種類のセルを用いてテスト領域を形成し、300MW炉心を模擬する場合のFCA体系を図5-22に示す。図5-22に示すように炉心高さは実機と同等の約1mとし軸方向プランケットは30cmとしている。径方向は300MW内側炉心を模擬したテスト領域を利用できるPuを最大限に用いて形成するものとし等価半径で約40.6cmまで設ける。テスト領域の径方向外側に臨界とするための濃縮ウランドライバーセル領域を設け、さらにその外側に約20cm厚さの径方向プランケット領域を設けるものとした。図5-23にMOX燃料と金属燃料の核分裂性PuとU²³⁸の原子数密度を300MW炉心と1000MW炉心について比較して示す。

MOX燃料と金属燃料の燃料組成の違いは、金属燃料では酸素が存在しないこと及びZrを10%含有させることが主な相違点であるが、燃料物質に注目すると核分裂性Puの原子数密度はMOX燃料と金属燃料で大差なく金属燃料の方が10%程度小さいにすぎない。一方、U²³⁸はMOX燃料と金属燃料で差が大きく金属燃料の方が30%程度大きい。金属燃料炉心の中性子スペクトルが硬い特徴は中性子減速効果を有する酸素が存在しないことと前記U²³⁸の数密度が大きくなることに起因する。また、このU²³⁸の数密度増大は増殖比の増大効果をもたらす。すなわち、MOX炉心に比較した金属燃料炉心の特徴は、燃料物質の中ではPu fissに依存するのではなくU²³⁸に依存すると言える。この観点から300MW炉心と1000MW炉心を比較すると核分裂性Pu富化度は10%程度変わらるがU²³⁸の数密度は両炉心で大差ない。従って金属炉心の300MWと1000MW炉心の炉特性の差はMOX炉心と金属炉心の差に比較すると小さいと考えられる。この例として本報告書付録Fig.2, 3があり大型炉(1000MW)と小型炉(300MW)の中性子スペクトルの差は小さいことがわかる。

(2) ウラン金属

ウラン金属炉心はPu金属炉心に比較し増殖性は低いが、ボイド反応度は小さい等の利点がある。ここでウラン金属炉心に対するFCA実験を概略検討する。ウラン金属炉心としてFCA-Iで20%濃縮ウラン体系における臨界実験が行われた。ここではPu金属炉心に対応したウラン金属炉心を検討する。ウラン金属炉心の場合Pu金属炉心に比較し、核分裂性物割合は約30%増大させる必要がある。従って、ウラン金属炉心の濃縮度はターゲット炉心のPu金属炉心からの変更を仮定すると約14%濃縮ウランとなる。図5-24に14%濃縮ウラン金属燃料に対応したセル候補を示す。図5-24に示すようにセルは20%濃縮ウランのプレートは1/8インチ(厚さ)が2枚、1/16インチ厚さが1枚を装荷し、それ以外に劣化ウラン、Zr、SUS、Naプレートを装荷するものとしている。また、図5-25にウラン金属燃料臨界実験体系の概要を示す。中央はウラン金属炉心を模擬したテスト領域であり、高さはPu金属炉心と同一である。テスト領域の径方向外側には臨界とするためのPuドライバー領域を配置し、さらにはその外側に径方向プランケットを配置するものとした。

表5-7 候補FCA燃料セルとターゲット金属炉心の原子数密度

(単位: 10^{24} 個/cc)

核種		FCA燃料セル	リファレンスマタル IcO	FCA/Reference
Pu	Pu-239	1.047×10^{-3}	6.822×10^{-4}	
	Pu-241	3.841×10^{-6}	1.647×10^{-4}	
	総計	1.050×10^{-3}	0.847×10^{-3}	1.24
他TRU	Pu-240	9.189×10^{-5}	2.823×10^{-4}	
	Pu-242	-	4.705×10^{-5}	
	Am-241	4.326×10^{-6}	-	
全TRU		1.146×10^{-3}	1.176×10^{-3}	0.97
U-235		2.098×10^{-5}	3.103×10^{-5}	
U-238		1.004×10^{-2}	1.031×10^{-2}	0.97
Zr		3.423×10^{-3}	3.341×10^{-3}	1.02
構造材 (Cr, Ni, Fe, Al, Mn, Mo)		1.642×10^{-2}	1.681×10^{-2}	0.98
Na		7.656×10^{-3}	1.072×10^{-2}	0.71

表5-8 候補FCA軸方向プランケットセルと金属炉心プランケットの原子数密度

	FCA B1. セル	リファレンス B1.	FCA/Reference
U-235	2.099×10^{-5}	3.523×10^{-5}	
U-238	1.004×10^{-2}	1.156×10^{-2}	0.87
Zr	3.423×10^{-3}	3.362×10^{-3}	1.02
構造材 (Cr, Ni, Fe, Mn, Mo)	1.922×10^{-2}	1.681×10^{-2}	1.14
Na	7.656×10^{-3}	1.072×10^{-2}	0.71

表5-9 F C A XII 集合体の原子数密度

Composition of FCA Assembly XII-1

(x 10¹¹ n / cm³)

Material	T2B2 (core)	IB&AB (core)	PD92B (core)	PD81B (core)	PUDB (core)	EUCD
Pu-239	0.10455	-	0.2091	0.2080	0.1568	-
Pu-240	0.00922	-	0.01843	0.02564	0.01382	-
Pu-241	0.00048	-	0.00097	0.00171	0.00073	-
Pu-242	-	-	-	0.00028	-	-
Am-241	0.00038	-	0.00076	0.00150	0.00057	-
U-235	0.00140	0.00316	0.00140	0.00140	0.1144	0.2845
U-238	0.6869	0.9307	0.6669	0.6869	0.6954	0.6892
O	1.7038	1.7038	1.3762	1.3762	1.3762	1.3623
Na	0.7656	0.7656	0.7656	0.7656	0.7656	-
Al	0.2319	0.2169	0.0300	0.03071	0.0225	0.9082
Cr	0.3347	0.3079	0.3615	0.3624	0.3481	0.1772
Fe	1.2351	1.1304	1.3397	1.3431	1.2873	0.6452
Ni	0.1530	0.1396	0.1664	0.1666	0.1597	0.0772
C	-	-	-	-	-	3.5969

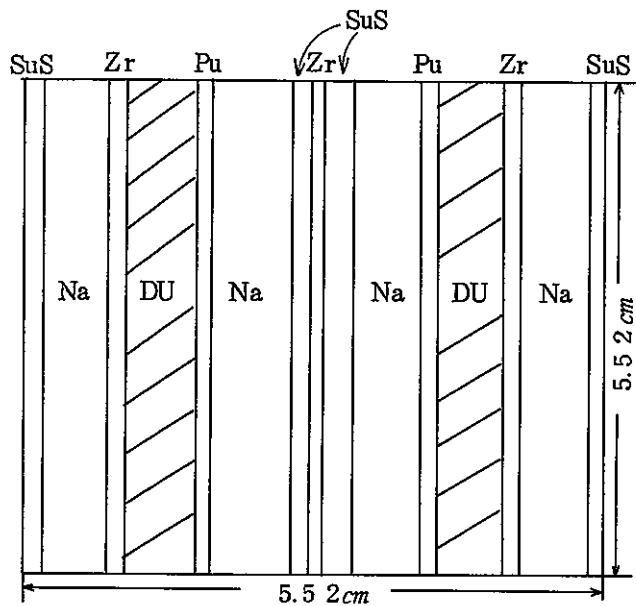
Material	CR & SR	NU Block	DU Block	DUO ₁	MATRIX
Pu-239	-	-	-	-	-
Pu-240	-	-	-	-	-
Pu-241	-	-	-	-	-
Pu-242	-	-	-	-	-
Am-241	-	-	-	-	-
U-235	0.4521	0.0289	0.00840	0.0037	-
U-238	0.0342	3.9889	4.0174	1.8317	-
O	-	-	-	3.6691	-
Na	-	-	-	-	-
Al	1.8364	-	-	-	-
Cr	0.2936	0.1846	0.1846	0.1772	0.1228
Fe	1.0684	0.6722	0.6722	0.6452	0.4473
Ni	0.5275	0.0804	0.0804	0.0772	0.0535
C	-	-	-	-	-

0	1	2	3	4	5	6	7	8	9
EU(20%)									
C									
EU(20%)									
Al ₂ O ₃									
C									
EU(93%)									
C									
Al ₂ O ₃									
EU(20%)									
C									
EU(20%)									

(EUCD)

表5-10 1000MWと300MW金属炉心の主要原子の原子数密度(内側領域炉心)

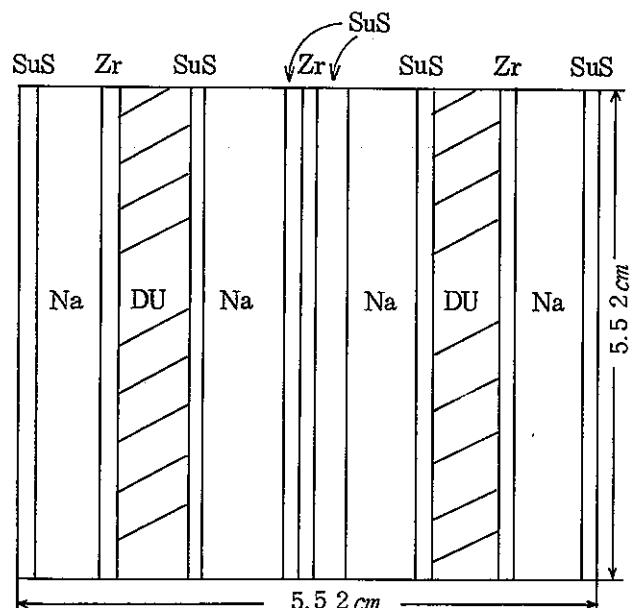
核種	炉心	1000MW	300MW	300MW炉心
		金属炉心	金属炉心	1000MW炉心
Pu	Pu-239	6.822×10^{-4}	7.439×10^{-4}	1.09
	Pu-241	1.647×10^{-4}	1.796×10^{-4}	1.09
他Pu	Pu-240	2.823×10^{-4}	3.078×10^{-4}	1.09
	Pu-242	4.705×10^{-5}	5.130×10^{-5}	1.09
U	U-235	3.103×10^{-5}	3.109×10^{-5}	1.00
	U-238	1.031×10^{-2}	1.020×10^{-2}	0.99
Zr		3.341×10^{-3}	3.341×10^{-3}	1.00



2-2-1/16* Pu プレート 2枚
 2-2-1/4 Na プレート 4枚
 2-2-1/4 DU プレート 2枚
 2-2-1/16 Zr プレート 3枚 } FCAで現在ないプレート
 2-2-1/8 SuS " 1枚
 2-2-1/16 " 1枚

* 従一横一厚さ (単位 : inch)

図 5 - 1 3 候補 F C A 燃料セル



2-2-1/4 Na プレート 4枚
 2-2-1/4 DU プレート 2枚
 2-2-1/16 Zr プレート 3枚 } FCAで現在ないプレート
 2-2-1/8 SuS " 1枚
 2-2-1/16 " 3枚

図 5 - 1 4 候補 F C A ブランケットセル

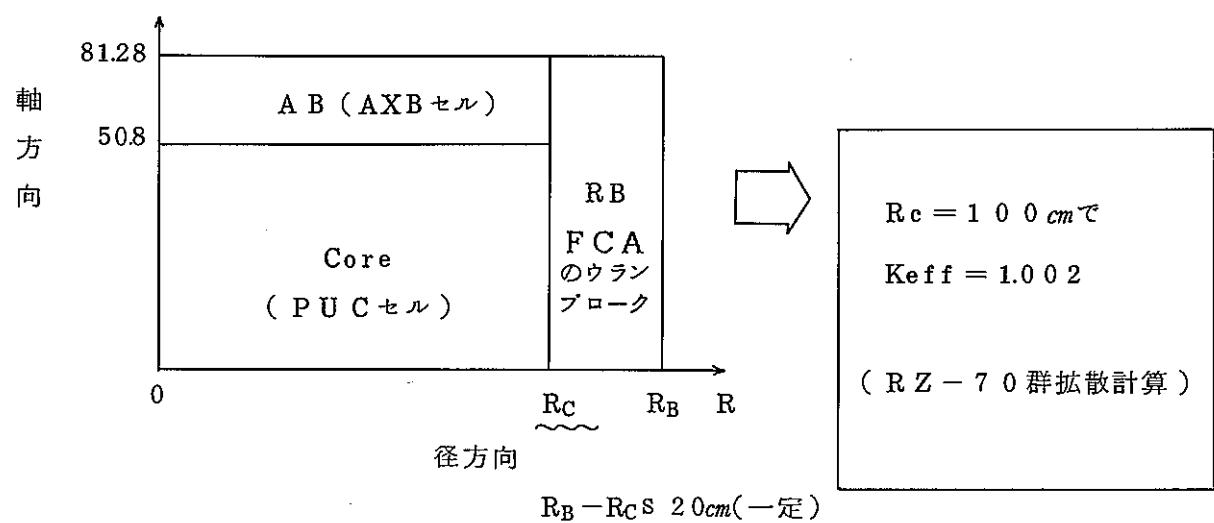


図 5-15 仮想的フルモックアップ体系

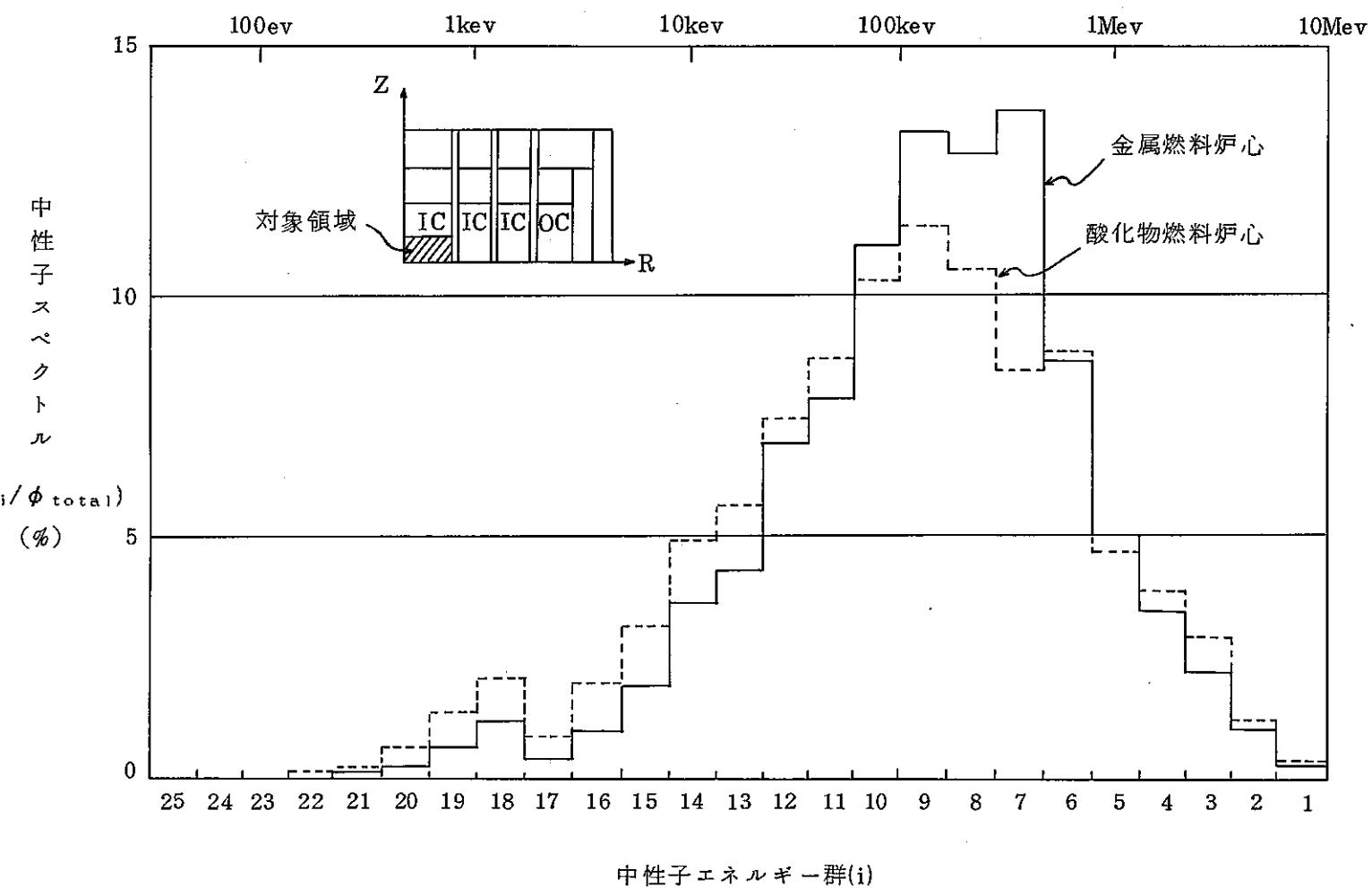


図5-16 レファレンス炉心体系における金属燃料炉心と酸化物燃料炉心の中性子スペクトル

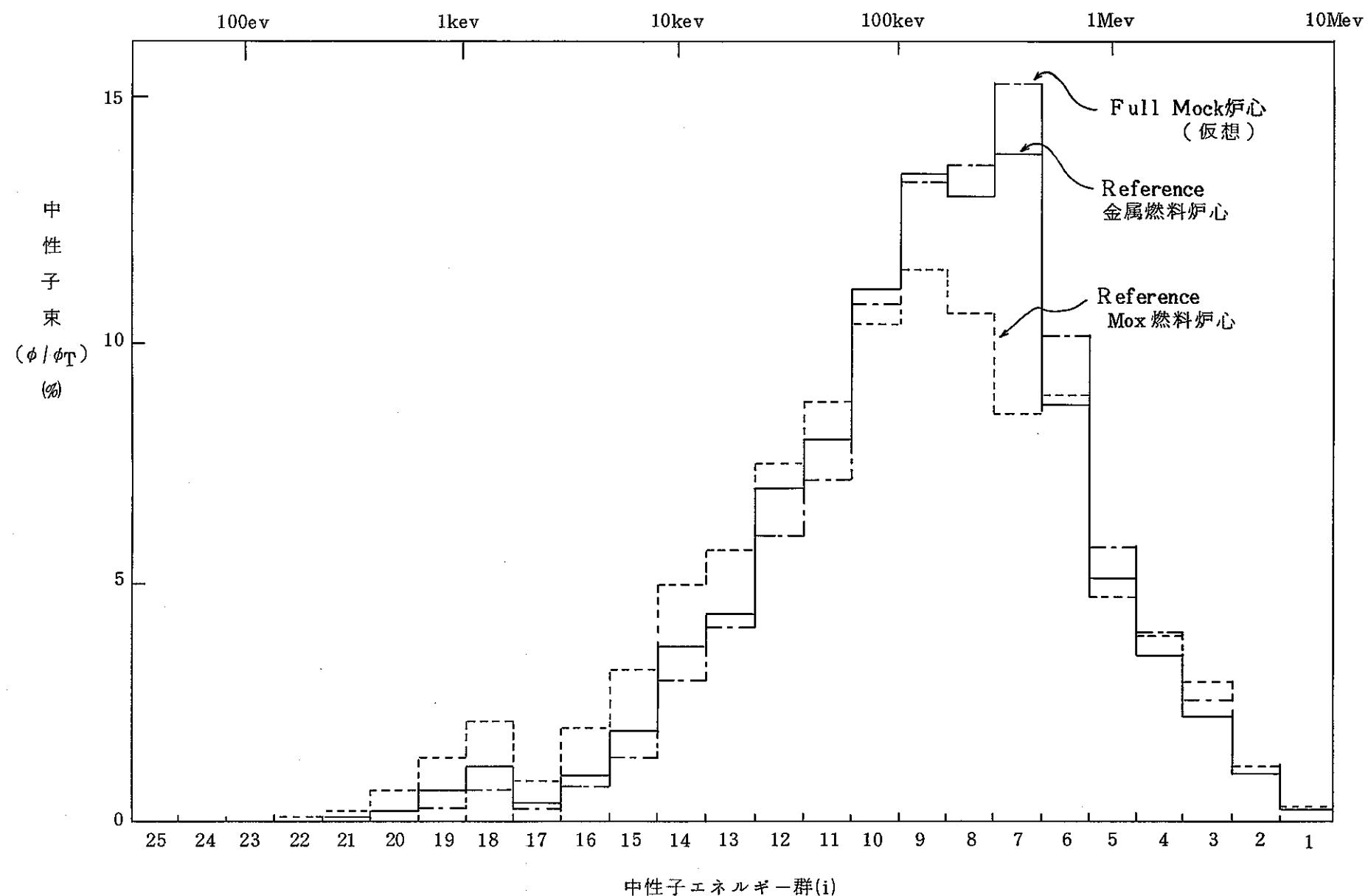
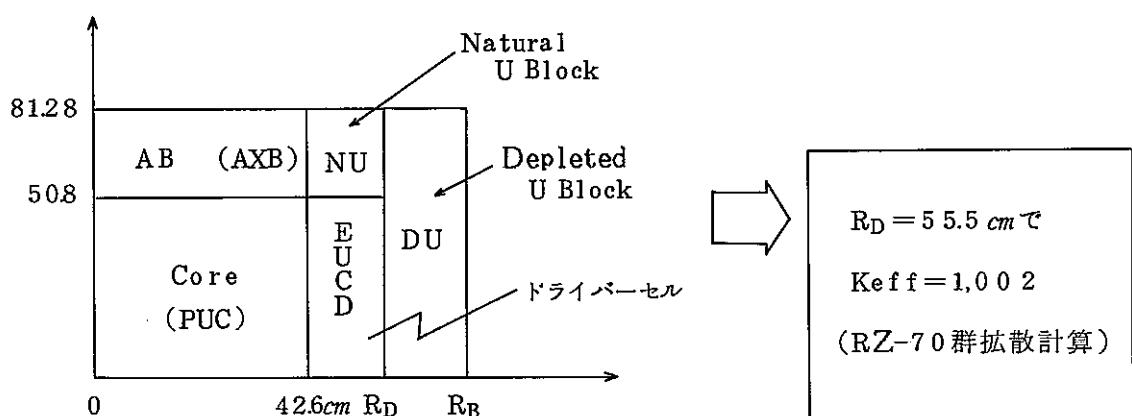


図5-17 大型MOX炉心と大型レファレンス金属炉心及び仮想フルモックアップ炉心の
中性子スペクトル比較



$$R_B - R_D = 20\text{ cm} \quad (\text{一定})$$

Pu 燃料を最大限に
利用時の値

図 5-18 ゾーンタイプ模擬体系

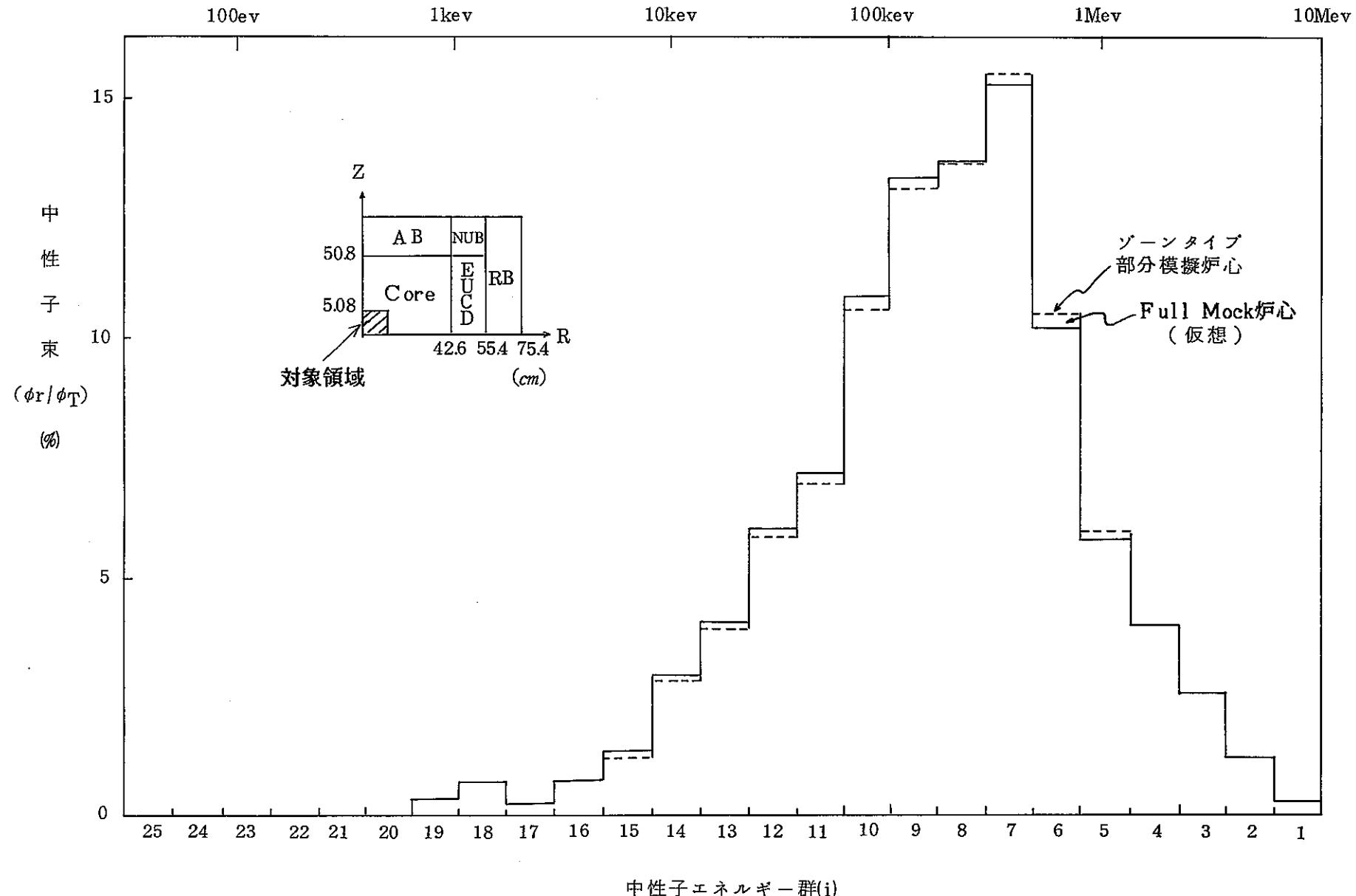
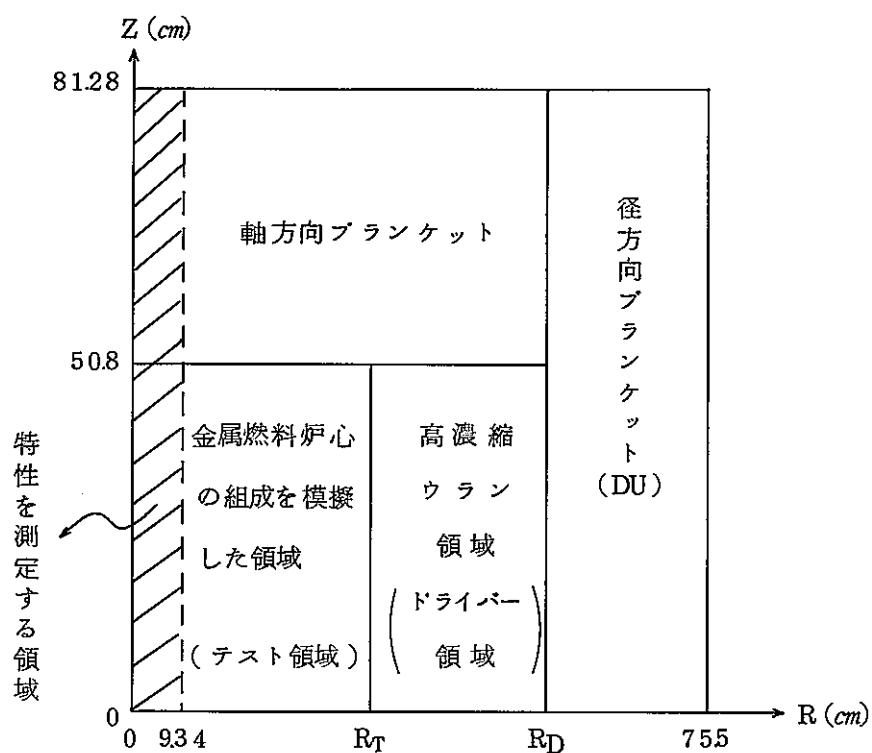


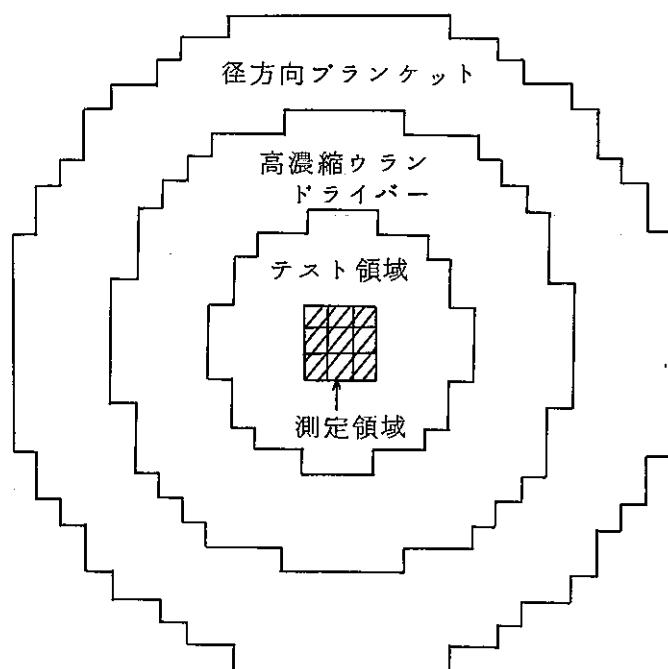
図 5 - 1 9 F C A での部分模擬炉心と仮想フルモックアップ炉心の中心領域中性子スペクトル



$$R_T : 42.6 \text{ cm}$$

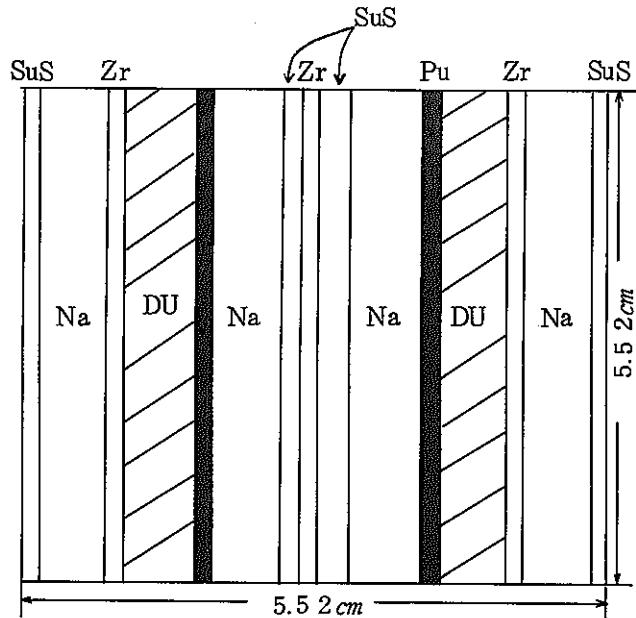
$$R_D : 55.5 \text{ cm}$$

(b) 2次元R-Zモデル



(a) 水平断面図

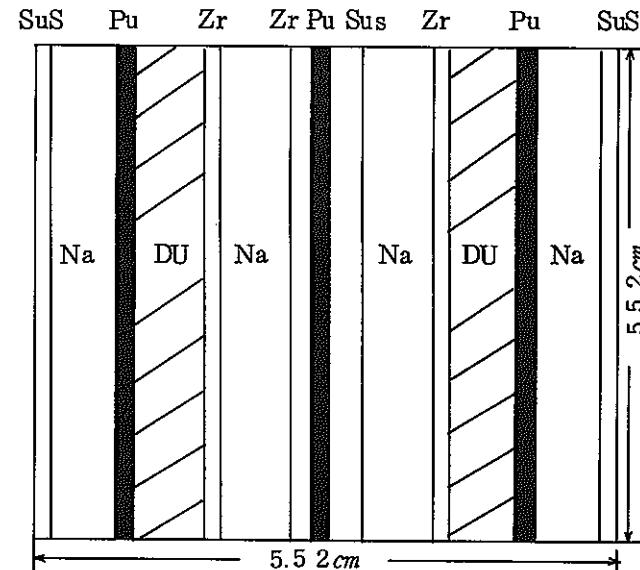
図5-20 新型燃料炉心の模擬体系案(1000MW級)



2-2-1/16^{*} Pu プレート 2枚
 2-2-1/4 Na プレート 4枚
 2-2-1/4 DU プレート 2枚 } FCAで現在ないプレート
 2-2-1/16 Zr プレート 3枚 } FCAで現在ないプレート
 2-2-1/8 SuS プレート 1枚
 2-2-1/16 " 1枚

* 縦一横一厚さ (単位: inch)

1000MW級金属燃料内側炉心候補セル



2-2-1/16 Pu プレート 一枚
 2-2-1/4 Na プレート 4枚
 2-2-1/4 DU プレート 2枚 } FCAで現在ないプレート
 2-2-1/16 Zr プレート 3枚 } FCAで現在ないプレート
 2-2-1/8 SuS プレート 1枚

金属燃料炉心Pu富化度調整用セル案

図 5-21 1000MW級金属燃料内側炉心候補セルとPu富化度調整用セル案

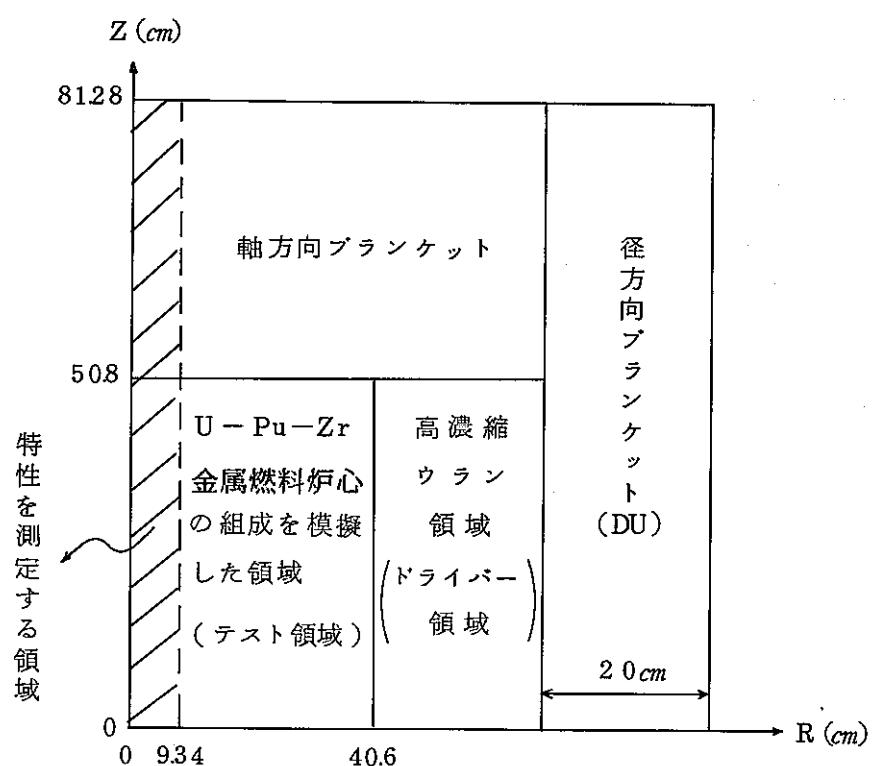


図 5-22 300 MW 級金属炉心の模擬体系

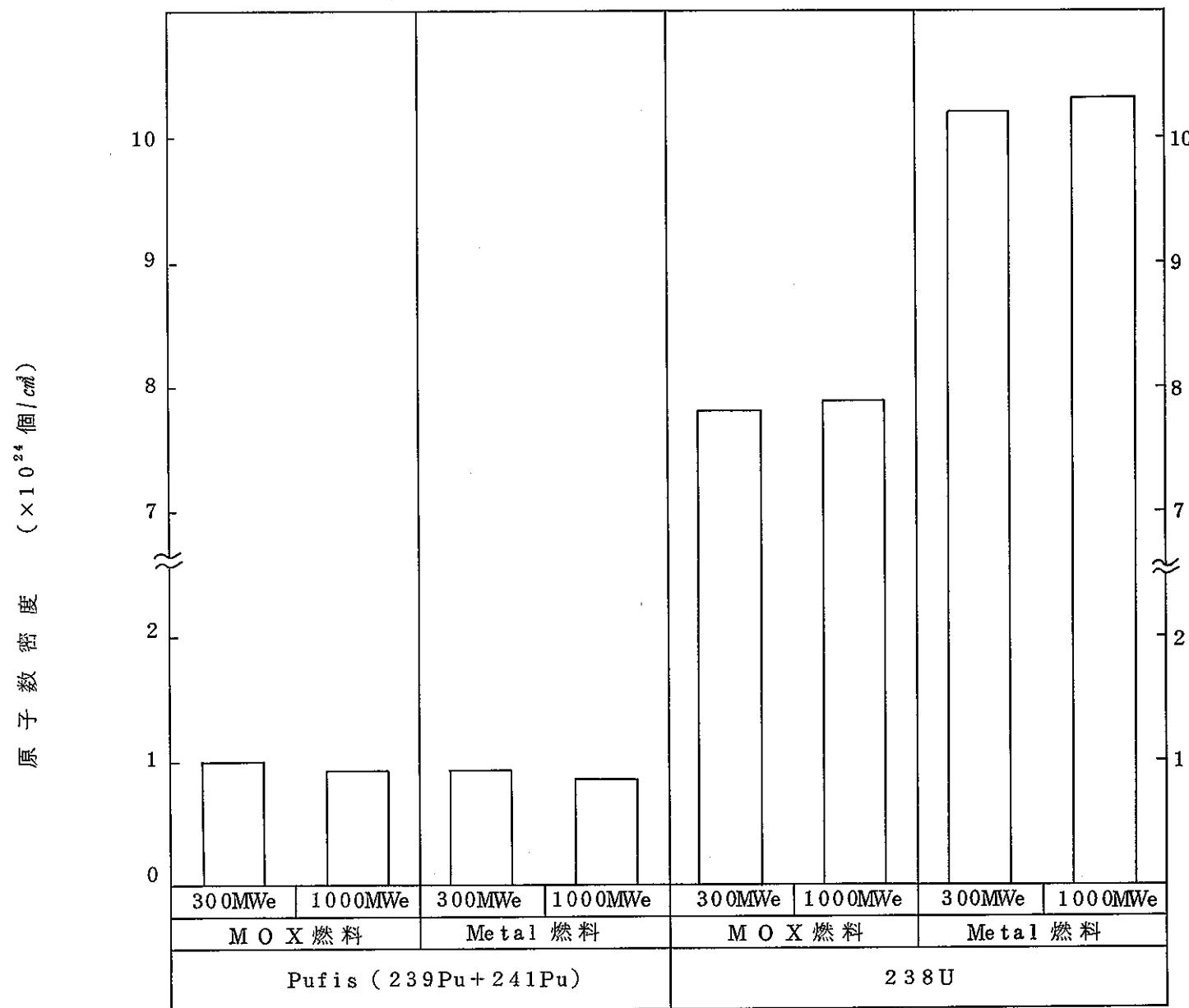


図 5-23 300 MW, 1000 MW 廉心の MOX 燃料, Metal 燃料における
核分裂性 Pu と U-238 の原子数密度比較

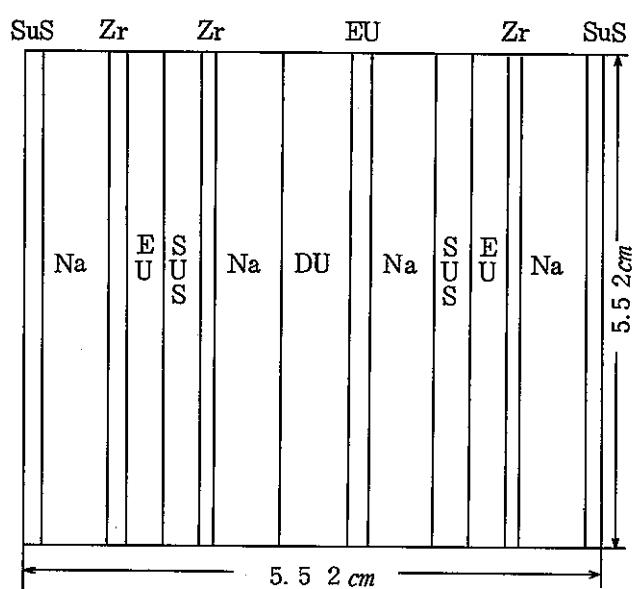


図 5-24 ウラン金属燃料炉心候補セル

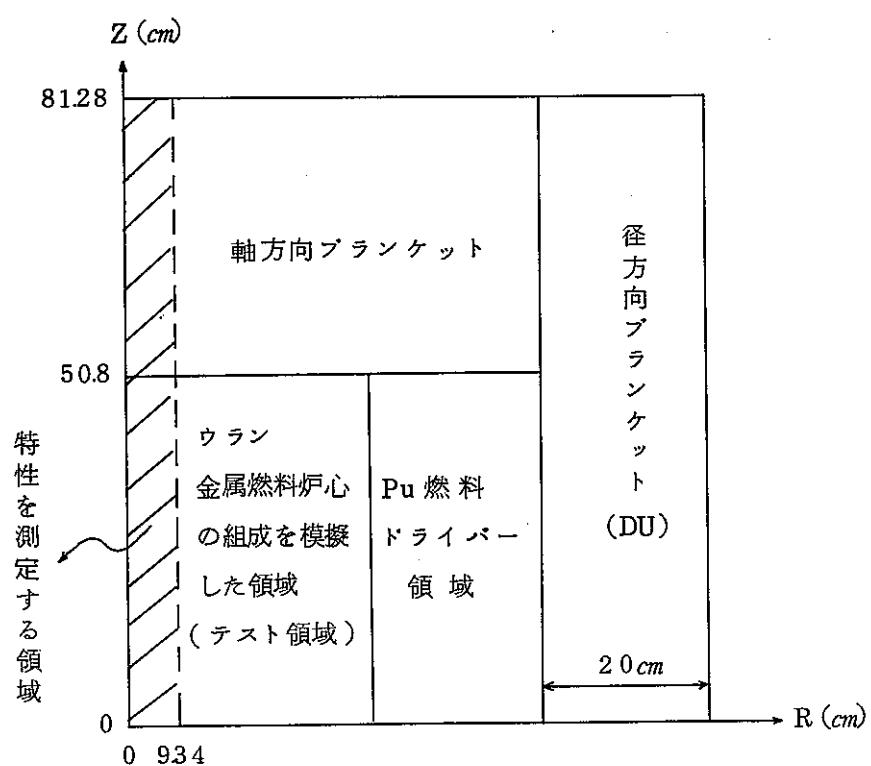


図 5-25 ウラン金属燃料炉心の模擬体系

5.4 まとめ

(1) 金属燃料の臨界実験による確認必要事項

金属燃料炉心における核特性の確認が必要な項目は第一に「金属炉心の有利な炉物理特性の確認」があり、この具体的な項目としては良好な増殖性の確認及び安全性に関連した炉物理特性の確認があげられる。また第二に将来金属燃料炉心を採用していくための「金属炉心の核特性解析精度の確認」が必要である。これらの金属燃料の臨界実験による確認必要事項を表5-1にまとめた。

(2) FCAによる臨界実験の予備解析

FCA臨界実験検討の参考とするため、米国ZPR-15実験とFCA-I実験を調査し、まとめた。

次に、金属燃料炉心の臨界実験の考え方をまとめ、まず優先度の高いクリーンベンチマーク実験を検討し、80MWe～150MWe級炉心の実験体系が組めることを確認した。

また、FCAで利用できる燃料を用いた部分模擬体系の金属燃料臨界実験体系の選定を実施し、実験体系の中心領域ではMOX炉心に比較しターゲット炉心とした1000MWe級の金属炉心の中性子スペクトルに近いスペクトルを得られることを確認した。

6. 結 言

金属、炭化物、窒化物などいわゆる新型燃料の高速炉燃料としての実用化の可能性を評価する一環として、新型燃料高速炉の炉心核特性を酸化物燃料炉心との比較において評価した。昭和63年度作業として下記4項目を実施し、以下のような結果を得た。

(1) 新型燃料炉心の調査

新型燃料の臨界実験及び炉心設計例を調査した。新型燃料の臨界実験例は少なく、今後設計が進むにつれて、その精度をつめる上でさらに詳細な実験が必要になる。一方、炉心設計は最近各国で精力的に実施されており、その設計上の特徴と問題点をまとめた。

また、新型燃料炉心の核計算で必要となる断面積のうち、 Z_r , N はJENDL-2に収納されていないので、JENDL-3のものを用いる必要がある。

(2) 炉心核特性比較評価

新型燃料炉心と酸化物燃料炉心の核特性の差及びその要因を検討した。炉心設定は、炉心形状や出力密度を一定とする条件で行った。主な成果は以下の通りである。

- (i) 新型燃料炉心では大幅な増殖性向上が得られ、倍増時間短縮・燃焼反応度減少が可能となる。これは、実効重金属密度の増大・硬スペクトルに基づく内部転換比の向上による。
- (ii) 金属燃料炉心では、燃料が軽核を含まないため、スペクトル硬化が著しく増殖性向上に加え、核分裂性Pu装荷量が低減されるが、一方、高速フルエンスについては実効核分裂断面積の減少も要因となり、大幅に増大する。(約30%)
- (iii) 炭・窒化物燃料炉心では、燃料が軽核を含むが、その割合が少なく(重金属当り酸化物の約半分)、酸素のように大きな共鳴散乱をしないのでやはりスペクトルは硬いが、その度合は金属燃料より小さく、核分裂性Pu装荷量、高速フルエンスは酸化物燃料炉心並である。
- (iv) 金属燃料炉心では、上記スペクトル硬化がドップラー係数の絶対値の減少をもたらす。また、ナトリウムボイド時のスペクトル変化が大きく、ナトリウムボイド係数が増大する。一方、膨張による温度係数は、金属燃料炉心でより負側となる。(燃料膨張、炉心支持板膨張)
- (v) これらの新型燃料炉心の特徴は、1000MWeの大型炉心だけでなく、300MWeの小型炉心においても同様に存在している。

このような新型燃料の特徴を生かす設計としては、炉心の高性能化、炉心の合理化、固有安全性強化等が考えられる。一方、これら新型燃料炉心の核特性に関する課題としては、金属燃料炉心では、耐高フルエンス材料の開発とともに、反応度への影響の点よりボンドNa挙動、燃料スエリング特性の把握が必要である。また、窒化物燃料炉心については、 ^{15}N の濃縮が望ましい。

(3) 感度解析及び核特性量の不確かさ

金属燃料炉心に対して断面積感度解析と核特性量の不確かさの評価を行い、下記の知見を得た。

- (i) 断面積に対する感度は、 $100\text{keV} \sim 1\text{MeV}$ の高速領域では金属燃料炉心の方が大きいことがわかった。Naボイド及びドップラー反応度係数の感度は、特に燃料核種の断面積変化に対し、一般に随伴中性子スペクトルの変化による間接効果が大きな寄与を示した。
- (ii) 断面積に起因する不確かさについては、ほぼ金属燃料炉心は酸化物燃料炉心と同等であるが、 k_{eff} については0.3%程度金属燃料炉心の不確かさが大きくなっている、詳細な検討が望まれる。

以上の結果より、今後例えばJENDL-2とJENDL-3の違いによる核特性量の差を評価し、感度解析を行うことが望まれる。

また、今回は定常状態の核特性を調べたが、今後動特性解析により金属燃料炉心の過渡特性について検討する必要がある。

(4) FCAによる臨界実験の予備解析

金属燃料炉心の基本的炉物理特性の把握（酸化物燃料炉心との特性比較）を目的として、FCAによる臨界実験の可能性を検討した。まず、優先度が高いクリーンベンチマーク実験を検討し、 $80\text{MWe} \sim 150\text{MWe}$ 級炉心の実験体系が組めることを確認した。次に、 1000MWe 級金属燃料炉心（ターゲット炉心）の模擬の可能性を検討し、ゾーン型部分模擬炉心でもその中央領域でターゲット炉心に近いスペクトルが得られることを確認した。

7. 参考文献

(第2章)

- (1) INTERNATIONAL TOPICAL MEETING ON ADVANCES IN REACTOR PHYSICS MATHEMATICS AND COMPUTATION, CO.SPONSORED BY CED AND OECD/NEA, 27-30 AVRIL 1987, HOTEL MERIDIEN MONTPARNASSE PARIS-FRANCE pp.140~156
BENCHMARK PHYSICS TESTS IN THE METTALIC-FUELLED ASSEMBLY ZPPR-15,
H.F. McFARLANE, S.B BRUMBACH, S.G. CARPENTER, P.J. COLLINS (ANL)-INVITED
- (2) TRANSACTIONS OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1970 WINTER MEETING, NOVEMBER 15-19, 1970, VOL.13, NO.2 pp.710~711
MEASUREMENT AND ANALYSIS OF REACTIVITY DOPPLER EFFECTS IN ZPR-3 ASSEMBLY 53
R.E. KAISER, J.M. GASIDLO (ANL-IDAH0)
- (3) TRANSACTIONS OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1970 WINTER MEETING, NOVEMBER 15-19, 1970, VOL.13, NO.2 p.731
PRELIMINARY ANALYSIS OF A MOYBDENUM-REFLECTED, FAST SPECTRUM CRITICAL ASSEMBLY
PAUL G. KLANN, WENDELL MAYO (NASA-LEWIS), T.H. SPRINGER (AT)
- (4) PROCEEDINGS OF THE 1988 INTERNATIONAL REACTOR PHYSICS CONFERENCE, SEPTEMBER 18-22, JACKSON HOLE, WYOMING pp.IV-327~340
ANALYSIS OF SP-100 CRITICAL EXPERIMENTS
J. SAPIR, D. BRANDON (LANL), P.COLLINS (ANL), C. COWAN (GE), C. PORTER, S.ANDRE (WESTINGHOUSE)
- (5) INTERNATIONAL TOPICAL MEETING ON ADVANCES IN REACTOR PHYSICS, MATHEMATICS AND COMPUTATION, CO.SPONSORED BY CEC AND OECD/NEA, 27-30 AVRIL 1987, HOTEL MERIDIEN MONTPARNASSE PARIS-FRANCE pp.311~328
THE INTEGRAL FAST REACTOR (IFR) CONCEPT : PHYSICS OF OPERATION AND SAFETY,
D.C. WADE, Y.I. CHANG(ANL)-INVITED
- (6) INTERNATIONAL TOPICAL MEETING ON ADVANCES IN REACTOR PHYSICS, MATHEMATICS AND COMPUTATION, CO.SPONSORED BY CEC AND OECD/NEA, 27-30 AVRIL 1987, HOTEL MERIDIEN MONTRARNASSE, PARIS-FRANCE pp.295~305
CORE DESIGN AND PERFORMANCE CHARACTERISTICS FOR POWER REACTOR INHERENTLY SAFE MODULE(PRISM), C.L. COWN (GE-NSTO)-INVITED

- (7) EXPERIENCE GAINED AND PATH TO ECONOMICAL POWER GENERATION, SEPT.13-17, 1987
INTERNATIONAL CONFERENCE RICHLAND, WASHINGTON, U.S.A. p.8.6
PRISM REACTOR DESIGN AND DEVELOPMENT -- W. KWANT, A.E. DUBBERLEY, A. HUNSBEDT,
L.J. NEMETH, E.E. OLICH, M.R. PATEL, N.L. RAMSOUR, S.K. RHOW, C. SCHATMEIER.
- (8) EXPERIENCE GAINED AND PATH TO ECONOMICAL POWER GENERATION, SEPT.13-17, 1987
INTERNATIONAL CONFERENCE RICHLAND, WASHINGTON, U.S.A. p.13.1
DESIGN OF PRISM, AN INHERENTLY SAFE, ECONOMIC, AND TESTABLE LIQUID METAL FAST
BREEDER REACTOR PLANT
R.C. BERGLUND, F.E. TIPPETS, L.N. SALERNO, P.R. PLUTA, G.W. MAY, R. NILSON.
- (9) EXPERIENCE GAINED AND PATH TO ECONOMICAL POWER GENERATION, SEPT.13-17, 1987
INTERNATIONAL CONFERENCE RICHLAND, WASHINGTON, U.S.A. p13.2
THE SODIUM ADVANCED FAST REACTOR
R.D. OLDENKAMP, E. GUENTHER, S. GOLAN.
- (10) EXPERIENCE GAINED AND PATH TO ECONOMICAL POWER GENERATION, SEPT.13-17, 1987
INTERNATIONAL CONFERENCE RICHLAND, WASHINGTON, U.S.A. p.8.7
SAFR BACKUP OXIDE CORE DESIGN
E.B. BAUMEISTER, R.A. DONCALS, L.D. FELTON, R.A. MARKLEY.
- (11) PROCEEDINGS OF THE 1988 INTERNATIONAL REACTOR PHYSICS CONFERENCE, SEPTEMBER
18-22, JACKSON HOLE, WYOMING pp.I-177~186
ASSESSMENT OF LMFBR CORE DESIGN CONCEPTS USING METALLIC FUELS
T. NISHIMURA, Y. YOKOO, Y. TANAKA (KOMAE), K. KAWASHIMA (HITACHI), I. KAKEHI (TOSIBA),
M. KAWASHIMA (NAIG), T. HOJUYAMA (MITSUBISHI)
- (12) PROCEEDINGS OF THE 1988 INTERNATIONAL REACTOR PHYSICS CONFERENCE, SEPTEMBER
18-22, JACKSON HOLE, WYOMING pp.I-211~220
PHYSICS AND SAFETY ASPECTS OF THE TRANSFORMATION FROM MOX CORE TO METAL FUELED
CORE IN A LARGE LMR
A. TACHIBANA, H. HAYASHI, H. SHIRAISHI (JAPAN ATOMIC POWER), M. SUZUKI, T. YOKOYAMA
(TOSHIBA), W. KAWASHIMA (NAIG)

- (13) PROCEEDINGS OF THE 1988 INTERNATIONAL REACTOR PHYSICS CONFERENCE, SEPTEMBER 18-22, JACKSON HOLE, WYOMING pp.I-187~196
A HIGH BREEDING FAST REACTOR WITH A NEW CONCEPT OF METALLIC FUEL ASSEMBLIES
T. HIRAKO, K. SAKO, H. TAKANO, M. OSAKABE (JAERI)
- (14) TRANSACTIONS OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1978 ANNUAL MEETING, VOLUME 28, JUNE 18-22, 1978. pp.565~566
RECOMMENDED CRBRP RELOAD CORE DESINGS USING (U-Pu)C FUEL
J.A. VITTI, N.G. GALLUZZO, J.C. BRITTINGHAM (AI)
- (15) W.P. BARTHOLD, S.K. LAM AND Y. ORECHA, "ASSUPTIONS, CONSTRAINTS AND METHODOLOGY OF ANL ADVANCED FUEL SYSTEM STUDIES", PROC. TOPL. MTG. ADVANCED LMFBR FUELS, p.594, TUCSON, ANS (1977).
- (16) R.C. NOUES, R.H. KLINETOB AND M.R. KULWICH, "DESIGN OF CARBIDE FUELED LMFBR CORES", PROC. TOPL. MTG FAST BREEDER REACTOR FUEL PERFORMANCE, p.897, MONTERY, ANS (1979).
- (17) INTERNATIONAL TOPICAL MEETING ON ADVANCES IN REACTOR PHYSICS, MATHEMATICS AND COMPUTATION, CO. SPONSORED BY CEC AND OECD/NEA, 27-30 AVRIL 1987, HOTEL MERIDIEN MONTPARNASSE PARIS-FRANCE pp.975~986
CONCEPTUAL DESIGN STUDY OF LMFBR CORE WITH CARBIDE FUEL,
S. HATTORI, T. NISHIMURA (CENT. RES. INST.), H. TEZUKA, T. HOJUYAMA, H. OSADA, T. ISHII (MITSUBISHI API)
- (18) 社団法人 日本原子力学会
昭和63年秋の大会, 1988年10月8日(土)~10日(月)(神戸商船大学) F会場
海外原子力調査研究連絡会・講演
「インドにおける原子力開発の状況ーとくに炭化物燃料高速増殖炉」
(インディラガンジー原子力研究セ) S.M.LEE
- (19) TRANSACTIONS OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1975 ANNUAL MEETING, JUNE 9-13, 1975, VOL.21 pp.403~404
BREEDING POTENTIAL OF 2000-MW(e) LMFBRs USING CARBIDE AND NITRIDE FUEL
Y. ORECHWA, J. BEITEL, Y.I. CHANG, W.P. BARTHOLD (ANL)

- (20) TRANSACTIONS OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1975 WINTER MEETING, NOVEMBER
16-21, 1975, VOL.22 pp.515~516
OPTIMUM DISCHARGE BURNUP OF ADVANCED FUELED LMFBRS
Y.I. CHANGE, W.P. BARTHOLD (ANL)
- (21) TRANSACTIONS OF THE AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1975 ANNUAL MEETING, JUNE 9-13,
1975, VOL.21 pp.407~408
IMPACT OF NITROGEN ENRICHMENT ON BREEDING PERFORMANCE OF LMFBFR NITRIDE FUEL
Y.I. CHANG, W.P. BARTHOLD (ANL)
- (22) TRANSACTIONS OF AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, 1987 ANNUAL MEETING, VOLUME 28, JUNE
18-22, 1978 pp.563~565
BREEDING PERFORMANCE POTENTIAL FOR (U-Th) OXIDE, CARBIDE, NITRIDEM, AND METAL-
FUELED LMFBRS,
R.B. TURSKI, P.S. LAM, W.P. BARTHOLD (ANL).
- (23) PROCEEDINGS OF THE 1988 INTERNATIONAL REACTOR PHYSICS CONFERENCES, SEPTEMBER
18-22, JACKSON HOLE, WYOMING pp.IV-315~326
SP-100 NUCLEAR REACTOR DESIGN
C. COWAN, A. HARTMAN, G. JENSEN, D. LUNSFORD, R. PROTTSIK, D. SWITCK (GE)
- (24) STUDIES OF THE CRITICALITY OF 20% ENRICHED URANIUM FAST CRITICAL ASSEMBLIES
(FCA-I).
JOURNAL OF NUC. SCI. AND TEC., 6[1], P.35~42, JANUARY 1969
JITSHUYA, HIROTA, SHOJI, NOMOTO, NAOHIRO, HIRAKAWA, MASAFUMI, NAKANO.
- (25) INTERNATIONAL TOPICAL MEETING OF ADVANCES IN REACTOR PHYSICS, MATHEMATICS AND
COMPUTATION, CO.SPONSORED BY CEC AND OECD/NEA, 27-30 AVRIL 1987, HOTEL MERIDIEN
MONTPARNASSE PARIS-FRANCE, P.921~936
RESULTS AND IMPLICATIONS OF THE EBR-II INHERNT SAFETY DEMONSTRATION TESTS,
H.P. PLANCHON JR., G.H. GOLDEN, J.I. SACKETT, R.H. SEVY (ANL)-INVITED
- (26) J. NUCL. SCI. TECHNOL., 22. 593 (1985)
菊池康之 他

- (27) Proc. Int. Conf. NUCLEAR DATA FOR SCIENCE AND TECHNOLOGY, MITO, JAPAN, 521 (1988)
H. TAKANO AND K. KANEKO
- (28) JAERI-M 82-135 (1982)
高野秀機 他

(第3章)

- (1) “レファレンス炉心の設定、高速増殖大型炉の設計主要目に関する研究”,
PNC N9410 87-098, 1987, 7.
- (2) M. NAKAGAWA, K. TSUCHIHASHI : “SLAROM : A CODE FOR CELL HOMOGENIZATION
CALCULATION FOR FAST REACTOR”, JAERI 1294 (1984).
- (3) T.B. FOWLER, et.al., : “NUCLEAR REACTOR CORE ANALYSIS CODE : CITATION,”
ORNL-TM-2496, Rev.2 (1971).

(第4章)

- (1) A. HARA, T. TAKEDA AND Y. KIKUCHI, “SAGEP : TWO-DIMENSIONAL SENSITIVITY
ANALYSIS CODE BASED ON GENERALIZED PERTURBATION THEORY”, JAERI-M 84-065 (1985).

(第5章)

- (1) H.F. MCFARLANE, S.B. BRUMBACH, S.G. CARPENTER, P.J. COLLINS, “BENCHMARK PHYSICS
TESTS IN THE METALLIC-FUELED ASSEMBLY ZPPR-15”, NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING:
101, 137-152 (1989)
- (2) JITSUYA HIROTA, SHOJI NOMOTO, NAOHIRO HIRAKAWA, MASAFUMI NAKANO,
“STUDIES OF THE CRITICALITY OF 20% ENRICHED URANIUM FAST CRITICAL ASSEMBLIES
(FCA-I), JOURNAL OF Nuc. Sci. AND Tec., 6[1], p.35~42 JANUARY 1969
- (3) JAERI-memo 2914 “FCAI-1炉心臨界実験とその解析”, 昭和42年9月 日本原子力研究所

- (4) JAERI-memo 3018 “パルス中性子法によるFCA I-1の即発中性子寿命及び反応度の測定”,
1968年2月 日本原子力研究所
- (5) JAERI-memo 3887 “FCA I-5 炉心の臨界実験”, 1970年2月 日本原子力研究所
- (6) JAERI-memo 3891 “FCA I-6の臨界実験”, 1970年1月 日本原子力研究所

付録 炉心計算のためのエネルギー群数

A. 1 計算手法

70群定数作成には、JENDL-2ライブラリーに基づいて作成された高速炉用70群定数セットJFS-3-J2を用いた。本解析では、金属燃料炉心に対するこれらの70群定数を7, 8群に縮約し、縮約群定数を用いて得られた実効増倍率と70群定数を用いて得られた実効増倍率の差について検討した。対象とした炉心は大型炉(100万kWe級)及び小型炉(28万kWe級)で、ともに燃料初装荷時のものとした。制御棒はすべて引き抜き状態とした。計算はすべて、CITATIONコードを用いて2次元RZモデルで行った。大型炉及び小型炉のRZモデルをFig. A.1, A.2にそれぞれ示す。また、70群エネルギー構造をTable A.1に示す。今回検討した縮約群構造は、Table A.2に示すように次の5つのケースとした。

- ・ 7G(1) : 従来の7群構造
- ・ 7G(2) : 7G(1)の3群を2分割し、6, 7群を1つに縮約
- ・ 7G(3) : 7G(2)の6, 7群の境界を、961.12eVから353.58eVに移動
- ・ 8G(1) : 7G(2)の7群を、7G(1)の6, 7群に2分割
- ・ 8G(2) : 7G(1)の3群を3分割し、6, 7群を1つに縮約

A. 2 計算結果及び考察

上記5つのケースにおける k_{eff} と70群計算による k_{eff} との差をTable A.3に示す。

従来から用いている7G(1)は、大型炉で0.17%dk/kk', 小型炉で約2倍の過大評価をしている。従来の3群を2分割した7G(2)は、大型炉で0.01%dk/kk', 小型炉で0.05%dk/kk'の過大評価にとどまり、かなりの改善が見られた。7G(2)の7群を2分割した8G(1)は、7G(2)に比べて若干過大評価をしており、小型炉では0.01%dk/kk'の差が生じた。また、8G(2)は他の4つのケースとは逆に、大型炉で0.03%dk/kk', 小型炉で0.01%dk/kk'の過小評価をしている。7G(3)は、7G(2), 8G(1)と同程度の精度を示している。これらの原因として各エネルギー群での反応率に着目し、縮約後の反応率がどの程度縮約前の反応率を保存しているかを調べた。7G(1), 7G(2), 8G(1), 8G(2)の各ケースにおける反応率の70群計算による反応率からの%誤差をTable A.4~A.11に示す。漏洩率の誤差が吸収率、核分裂率の誤差より大きい傾向にあるが、漏洩率は+と-の2つの寄与が各群毎に複雑にからみ合い、また輸送断面積 σ_{tr} を縮約する際、漏れを保存するように $D \cdot \text{grad} \phi$ (D:拡散係数, ϕ :中性子束)を重みとして縮約するのを $D\phi$ で近似して縮約したことが原因として考えられる。特に、最も低いエネルギー群での誤差が100%を越えているものが随所にみられるが、このエネルギー領域での反応率のオーダーは最大値を示す反応率のオーダーに比べて3桁程度落ちること、また漏洩量そのものが吸

収量よりもオーダーが1桁は落ちるため、実効増倍率への影響の寄与はそれほど大きくなないと考えられる。反応率の誤差は、反応の種類によらないため、吸収率と核分裂率は同じ値を示している。

以下、大型炉での結果を例に取る。 $7G(1)$ と $7G(2)$ を比較すると、 $7G(1)$ が1～5群の吸収、核分裂率において内側炉心で0.2～0.8%の誤差を生じたのに対し、 $7G(2)$ では0.3%以下に抑えられており、 $7G(1)$ の3群の反応率も $7G(2)$ のように3、4群に分けることにより0.6%から0.1%程度に誤差を低減化できた。このエネルギー領域は、中性子束のピーク位置に相当するため、この部分での反応率の保存改善は全体への影響に大きな寄与を示し、炉心部で0.5%程度生じていた誤差が0.1%程度に低減化されている。漏洩率の保存も改善され、 $7G(1)$ で内側炉心で2%あったものが $7G(2)$ により0.5%にまで抑えられている。特に、4群で10%程度あった誤差が $7G(2)$ では(5群に相当)1.5～2.5%にまで低減化された。同様の傾向は小型炉においてもみられる。

$7G(2)$ と $8G(1)$ では、 $7G(1)$ の7群を2分割するかしないかの違いだけであるため、この部分を除いて各群毎にはほぼ同じ結果を示しており、全体をみても同程度の精度であることがわかる。ただ、 $8G(1)$ は低速群を2分割して扱っているため、炉心の温度上昇によりドップラー反応度が入った時のように、 ^{238}U の共鳴捕獲吸収がより重要になってきた時には $7G(1)$ よりも良い精度が期待されるものと考えられる。

$8G(1)$ と $8G(2)$ では、 $8G(2)$ が従来の7群構造である $7G(1)$ の3群を3分割しているため、内側炉心における吸収率、核分裂率の高速群(1～4群)での誤差が0.1%以下になっている。しかし、全体としてみると $8G(1)$ とそれほど大きな差異は見られない。

以上により、従来の $7G(1)$ の3群を2ないし3つに分割すると反応率の保存の大幅な改善につながることが示された。ただ、群数をできる限り少なくし、かつ低速群もある程度詳細に扱う方が良いとの観点から、検討した5つのケースの中では $8G(1)$ が最も適切なのではないかと考えられる。

A. 3 まとめ

金属燃料炉心では、従来酸化物燃料炉心の解析に用いてきた7群構造をそのまま炉心計算に適用すると、実効増倍率に対し1000MWe級大型炉で17%dk/kk'、300MWe級小型炉で0.3%dk/kk'程度の縮約誤差が生じるが、スペクトル硬化を考慮して100keV～1MeVの高速領域を2分割すると大型炉で0.01%dk/kk'、小型炉で0.05%dk/kk'程度にまで誤差を低減化でき、従来酸化物燃料炉心の解析で得られた精度と同程度の精度を得るには8群程度にする必要があることがわかった。

Table A.1 Energy group structure of 70 groups

Group	Upper energy	Lower energy	Lethargy width
1	10.0 (MeV)	17.7880 (MeV)	0.250
2	7.7880	6.0653	0.250
3	6.0653	4.7237	0.250
4	4.7237	3.6788	0.250
5	3.6788	2.8650	0.250
6	2.8650	2.2313	0.250
7	2.2313	1.7377	0.250
8	1.7377	1.3534	0.250
9	1.3534	1.0540	0.250
10	1.0540	0.82085	0.250
11	0.82085	0.63928	0.250
12	0.63928	0.49787	0.250
13	0.49787	0.38774	0.250
14	0.38774	0.30197	0.250
15	0.30197	0.23518	0.250
16	0.23518	0.18316	0.250
17	0.18316	0.14264	0.250
18	0.14264	0.11109	0.250
19	0.11109 (MeV)	0.086517 (MeV)	0.250
20	86.517 (keV)	67.379 (keV)	0.250
21	67.379	52.475	0.250
22	52.475	40.868	0.250
23	40.868	31.828	0.250
24	31.828	24.788	0.250
25	24.788	19.305	0.250
26	19.305	15.034	0.250
27	15.034	11.709	0.250
28	11.709	9.1188	0.250
29	9.1188	7.1017	0.250
30	7.1017	5.5308	0.250
31	5.5308	4.3074	0.250
32	4.3074	3.3546	0.250
33	3.3546	2.6126	0.250
34	2.6126	2.0347	0.250
35	2.0347	1.5846	0.250
36	1.5846	1.2341	0.250
37	1.2341 (keV)	0.96112 (keV)	0.250

Table A.1 Continued

Group	Upper energy		Lower energy	Lethargy width
38	961.12	(eV)	748.52	0.250
39	748.52		582.95	0.250
40	582.95		454.00	0.250
41	454.00		353.58	0.250
42	353.58		275.36	0.250
43	275.36		214.45	0.250
44	214.45		167.02	0.250
45	167.02		130.07	0.250
46	130.07		101.30	0.250
47	101.30		78.893	0.250
48	78.893		61.442	0.250
49	61.442		47.851	0.250
50	47.851		37.267	0.250
51	37.267		29.023	0.250
52	29.023		22.603	0.250
53	22.603		17.603	0.250
54	17.603		13.710	0.250
55	13.710		10.677	0.250
56	10.677		8.3153	0.250
57	8.3153		6.4760	0.250
58	6.4760		5.0435	0.250
59	5.0435		3.9279	0.250
60	3.9279		3.0590	0.250
61	3.0590		2.3824	0.250
62	2.3824		1.8554	0.250
63	1.8554		1.4450	0.250
64	1.4450		1.1254	0.250
65	1.1254		0.87642	0.250
66	0.87642		0.68256	0.250
67	0.68256		0.53158	0.250
68	0.53158		0.41399	0.250
69	0.41399		0.32242	0.250
70	0.32242		1.0E-5	10.650

Table A.2 Collapsed energy group structures used in five methods

7G(1)		7G(2)		7G(3)		8G(1)		8G(2)	
No.*	U.L.E.**	No.	U.L.E.	No.	U.L.E.	No.	U.L.E.	No.	U.L.E.
1	10.0 MeV								
2	3.6788	2	3.6788	2	3.6788	2	3.6788	2	3.6788
		3	1.3534	3	1.3534	3	1.3534	3	1.3534
3	1.3534	4	0.30197	4	0.30197	4	0.30197	4	0.63928
								5	0.30197
4	86.517 keV	5	86.517 keV	5	86.517 keV	5	86.517 keV	6	86.517 keV
5	9.1188	6	9.1188	6	9.1188	6	9.1188	7	9.1188
6	961.12 eV	7	961.12 eV	7	353.58 eV	7	961.12 eV	8	961.12 eV
7	101.30					8	101.30		

* collapsed energy group number

** upper limit energy of the collapsed energy group

Table A.3 Differences of k_{eff} values between seventy energy group calculation and few energy group calculation

[I] Large Core

	k_{eff}	%dk/kk'
Reference(70 Group)	1.01594	—
7G(1)	1.01766	0.166
7G(2)	1.01607	0.013
7G(3)	1.01603	0.009
8G(1)	1.01610	0.015
8G(2)	1.01567	-0.026

[II] Small Core

	k_{eff}	%dk/kk'
Reference(70 Group)	1.02020	—
7G(1)	1.02334	0.301
7G(2)	1.02071	0.049
7G(3)	1.02070	0.048
8G(1)	1.02083	0.060
8G(2)	1.02009	-0.011

Table A.4 Percent errors of reaction rates obtained by 7G(1) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled large core

(a) Inner Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-1.08%	-0.79	-0.79
2	-1.08	-0.64	-0.64
3	-1.11	-0.58	-0.58
4	-10.05	-0.30	-0.30
5	1.68	-0.21	-0.21
6	14.29	1.60	1.60
7	242.51	120.17	120.17
Total	-2.09	-0.48	-0.48

(b) Outer Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.84%	0.21	0.21
2	0.86	0.35	0.35
3	0.24	0.44	0.44
4	-12.17	1.04	1.04
5	9.23	1.36	1.36
6	25.42	4.85	4.85
7	164.69	113.08	113.08
Total	-0.37	0.62	0.62

Table A.4 Continued

(c) Axial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.00%	-0.45	-0.45
2	-0.06	-0.27	-0.27
3	-0.74	-0.61	-0.61
4	-14.98	-1.40	-1.40
5	-14.88	-1.98	-1.98
6	-12.58	-3.59	-3.59
7	1.54	-0.34	-0.34
Total	-1.53	-0.64	-0.64

(d) Radial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.89%	0.32	0.32
2	-3.31	0.48	0.48
3	-2.08	-1.09	-1.09
4	0.20	-0.95	-0.95
5	-4.21	-1.26	-1.26
6	3.00	0.22	0.22
7	10.46	8.31	8.31
Total	-1.92	0.07	0.07

Table A.5 Percent errors of reaction rates obtained by 7G(2) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled large core

(a) Inner Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.30%	-0.24	-0.24
2	-0.20	-0.09	-0.09
3	0.21	-0.14	-0.14
4	-0.54	-0.10	-0.10
5	-1.55	-0.05	-0.05
6	1.91	0.05	0.05
7	16.19	2.09	2.09
Total	-0.46	-0.07	-0.07

(b) Outer Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.12%	-0.09	-0.09
2	0.10	0.06	0.06
3	0.10	0.06	0.06
4	0.52	-0.00	-0.00
5	-2.40	0.12	0.12
6	8.87	0.50	0.50
7	24.78	4.06	4.06
Total	-0.14	0.10	0.10

Table A.5 Continued

(c) Axial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.07%	-0.35	-0.35
2	-0.09	-0.17	-0.17
3	0.01	-0.08	-0.08
4	0.10	-0.06	-0.06
5	-4.80	-0.32	-0.32
6	-12.99	-0.88	-0.88
7	-6.90	-2.07	-2.07
Total	-0.52	-0.30	-0.30

(d) Radial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.22%	-0.15	-0.15
2	0.11	0.00	0.00
3	-1.09	-0.63	-0.63
4	-0.38	-0.53	-0.53
5	-3.05	-0.68	-0.68
6	-4.24	-1.03	-1.03
7	4.80	1.45	1.45
Total	-0.63	-0.18	-0.18

Table A.6 Percent errors of reaction rates obtained by 8G(1) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled large core

(a) Inner Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.28%	-0.24	-0.24
2	-0.18	-0.09	-0.09
3	0.22	-0.14	-0.14
4	-0.54	-0.10	-0.10
5	-1.56	-0.06	-0.06
6	1.90	0.05	0.05
7	14.97	1.91	1.91
8	244.93	121.52	121.52
Total	-0.48	-0.07	-0.07

(b) Outer Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.12%	-0.10	-0.10
2	0.11	0.06	0.06
3	0.09	0.05	0.05
4	0.51	-0.01	-0.01
5	-2.41	0.12	0.12
6	8.86	0.49	0.49
7	25.13	4.06	4.06
8	164.47	112.67	112.67
Total	-0.15	0.10	0.10

Table A.6 Continued

(c) Axial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.06%	-0.34	-0.34
2	-0.08	-0.16	-0.16
3	0.01	-0.08	-0.08
4	0.09	-0.05	-0.05
5	-4.82	-0.32	-0.32
6	-12.99	-0.88	-0.88
7	-10.18	-2.29	-2.29
8	3.70	1.50	1.50
Total	-0.51	-0.28	-0.28

(d) Radial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.22%	-0.15	-0.15
2	0.10	0.01	0.01
3	-1.10	-0.63	-0.63
4	-0.39	-0.53	-0.53
5	-3.06	-0.69	-0.69
6	-4.23	-1.03	-1.03
7	4.30	0.82	0.82
8	11.89	9.56	9.57
Total	-0.60	-0.14	-0.14

Table A.7 Percent errors of reaction rates obtained by 8G(2) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled large core

(a) Inner Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.10%	-0.08	-0.08
2	0.03	0.07	0.07
3	0.11	0.07	0.07
4	0.92	-0.01	-0.01
5	0.39	-0.01	-0.01
6	-1.73	0.05	0.05
7	2.08	0.17	0.17
8	16.36	2.21	2.21
Total	-0.05	0.06	0.06

(b) Outer Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.16%	-0.18	-0.18
2	-0.18	-0.02	-0.02
3	-0.37	0.03	0.03
4	1.06	-0.21	-0.21
5	0.76	-0.25	-0.25
6	-4.52	-0.00	-0.00
7	9.43	0.40	0.40
8	24.85	3.99	3.99
Total	-0.16	-0.05	-0.05

Table A.7 Continued

(c) Axial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.15%	-0.39	-0.39
2	-0.15	-0.20	-0.20
3	-0.30	-0.26	-0.26
4	1.00	0.23	0.23
5	0.61	0.23	0.23
6	-6.35	-0.16	-0.16
7	-12.95	-0.72	-0.73
8	-6.54	-1.88	-1.88
Total	-0.33	-0.27	-0.27

(d) Radial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.04%	-0.35	-0.35
2	-0.13	-0.19	-0.19
3	-0.38	-0.30	-0.30
4	-0.44	-0.33	-0.33
5	-1.06	-0.46	-0.46
6	-4.43	-0.70	-0.70
7	-4.19	-1.05	-1.05
8	5.01	1.53	1.54
Total	-0.59	-0.28	-0.28

Table A.8 Percent errors of reaction rates obtained by 7G(1) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled small core

(a) Inner Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-1.41%	-0.90	-0.90
2	-1.38	-0.78	-0.78
3	-1.07	-0.76	-0.76
4	-8.92	-0.35	-0.35
5	1.66	-0.14	-0.14
6	11.23	2.46	2.46
7	275.66	161.95	161.93
Total	-2.22	-0.55	-0.55

(b) Outer Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.89%	0.15	0.15
2	0.83	0.26	0.26
3	-0.11	0.55	0.55
4	-35.99	1.28	1.28
5	3.28	1.39	1.39
6	19.00	5.34	5.34
7	97.84	74.00	74.00
Total	-0.40	0.73	0.73

Table A.8 Continued

(c) Axial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.16%	-0.60	-0.60
2	-0.20	-0.43	-0.43
3	-0.56	-0.56	-0.56
4	-125.07	-1.52	-1.52
5	-12.83	-2.08	-2.08
6	-15.55	-4.47	-4.47
7	2.45	-0.23	-0.23
Total	-1.74	-0.80	-0.80

(d) Radial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.64%	0.06	0.06
2	0.45	0.19	0.19
3	-2.55	-1.38	-1.38
4	12.89	-1.06	-1.06
5	-4.59	-1.31	-1.32
6	1.19	-0.59	-0.59
7	8.99	6.58	6.58
Total	-1.12	-0.18	-0.18

Table A.9 Percent errors of reaction rates obtained by 7G(2) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled small core

(a) Inner Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.46%	-0.29	-0.29
2	-0.32	-0.18	-0.18
3	0.10	-0.25	-0.25
4	-0.53	-0.20	-0.20
5	0.07	-0.21	-0.21
6	1.76	0.00	0.00
7	14.42	3.35	3.35
Total	-0.56	-0.14	-0.14

(b) Outer Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.24%	-0.01	-0.01
2	0.16	0.12	0.12
3	0.03	0.16	0.16
4	0.58	0.09	0.09
5	-5.82	0.22	0.22
6	3.39	0.45	0.45
7	18.20	4.49	4.49
Total	-0.07	0.20	0.20

Table A.9 Continued

(c) Axial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.13%	-0.39	-0.39
2	-0.11	-0.20	-0.20
3	0.11	-0.05	-0.05
4	-0.03	-0.06	-0.06
5	-27.98	-0.28	-0.28
6	-10.61	-0.80	-0.80
7	-8.88	-2.70	-2.70
Total	-0.62	-0.36	-0.36

(d) Radial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.23%	-0.14	-0.14
2	0.08	-0.01	-0.01
3	-1.24	-0.70	-0.70
4	0.17	-0.51	-0.51
5	-7.63	-0.64	-0.64
6	-4.04	-0.89	-0.89
7	3.88	0.86	0.86
Total	-0.58	-0.18	-0.18

Table A.10 Percent errors of reaction rates obtained by 8G(1) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled small core

(a) Inner Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.42%	-0.29	-0.29
2	-0.28	-0.19	-0.19
3	0.12	-0.26	-0.26
4	-0.52	-0.21	-0.21
5	0.07	-0.22	-0.22
6	1.76	-0.01	-0.01
7	11.67	2.66	2.66
8	277.32	163.01	162.98
Total	-0.58	-0.10	-0.10

(b) Outer Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.21%	-0.04	-0.04
2	0.13	0.09	0.10
3	-0.01	0.14	0.14
4	0.53	0.06	0.06
5	-5.98	0.20	0.20
6	3.38	0.43	0.43
7	18.88	4.56	4.56
8	98.26	74.13	74.13
Total	-0.12	0.18	0.18

Table A.10 Continued

(c) Axial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.12%	-0.37	-0.37
2	-0.09	-0.18	-0.18
3	0.11	-0.04	-0.04
4	-0.05	-0.06	-0.06
5	-28.31	-0.28	-0.28
6	-10.60	-0.80	-0.80
7	-13.25	-3.01	-3.01
8	4.72	1.73	1.73
Total	-0.60	-0.32	-0.32

(d) Radial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.20%	-0.16	-0.16
2	0.06	-0.04	-0.04
3	-1.27	-0.72	-0.72
4	0.15	-0.54	-0.54
5	-7.58	-0.70	-0.70
6	-4.04	-0.90	-0.91
7	3.04	0.21	0.24
8	10.81	8.15	8.15
Total	-0.56	-0.17	-0.17

Table A.11 Percent errors of reaction rates obtained by 8G(2) from those obtained by seventy group calculation for a metal-fueled small core

(a) Inner Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.22%	-0.13	-0.13
2	-0.05	-0.03	-0.03
3	-0.12	-0.02	-0.02
4	0.76	-0.14	-0.14
5	0.37	-0.15	-0.15
6	-0.09	-0.14	-0.14
7	1.91	0.09	0.09
8	14.56	3.44	3.44
Total	-0.17	-0.03	-0.03

(b) Outer Core

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.00%	-0.04	-0.04
2	-0.07	0.10	0.10
3	-0.32	0.19	0.19
4	1.29	-0.18	-0.18
5	0.79	-0.18	-0.18
6	-13.57	0.15	0.15
7	3.90	0.42	0.42
8	18.32	4.49	4.49
Total	-0.05	0.06	0.06

Table A.11 Continued

(c) Axial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	-0.19%	-0.40	-0.40
2	-0.14	-0.20	-0.20
3	-0.32	-0.28	-0.28
4	1.21	0.24	0.24
5	0.85	0.25	0.25
6	-41.59	-0.11	-0.11
7	-10.54	-0.63	-0.63
8	-8.53	-2.49	-2.49
Total	-0.43	-0.32	-0.32

(d) Radial Blanket

Energy Group	Net leakage	Absorption	Fission
1	0.09%	-0.24	-0.24
2	-0.04	-0.09	-0.09
3	-0.37	-0.24	-0.25
4	-0.55	-0.32	-0.32
5	-1.00	-0.39	-0.39
6	-11.43	-0.58	-0.58
7	-3.81	-0.81	-0.81
8	4.18	1.01	1.01
Total	-0.45	-0.18	-0.18

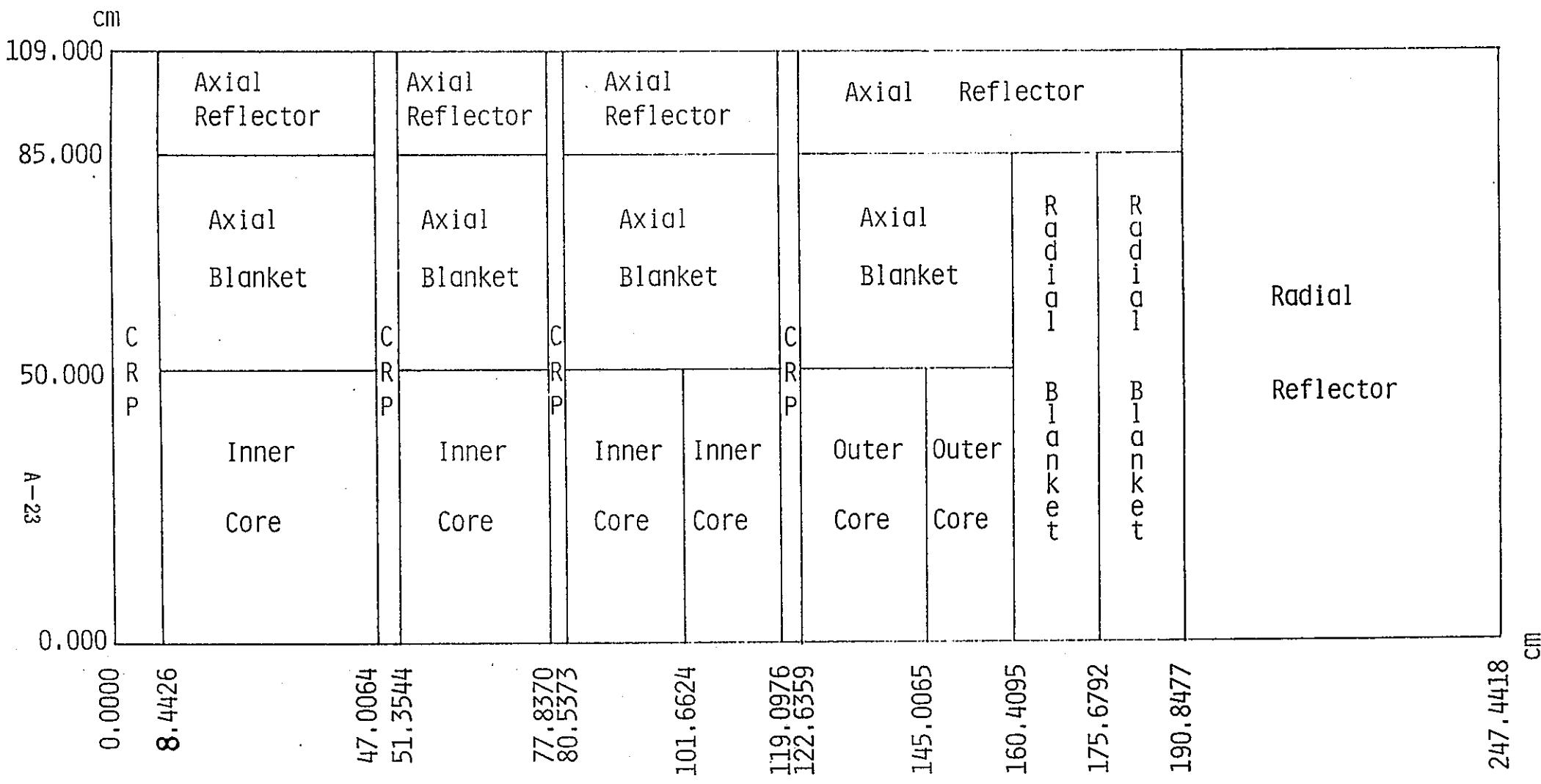


Fig. A.1 RZ calculational model for calculating energy collapsing effect of a large metal-fueled core

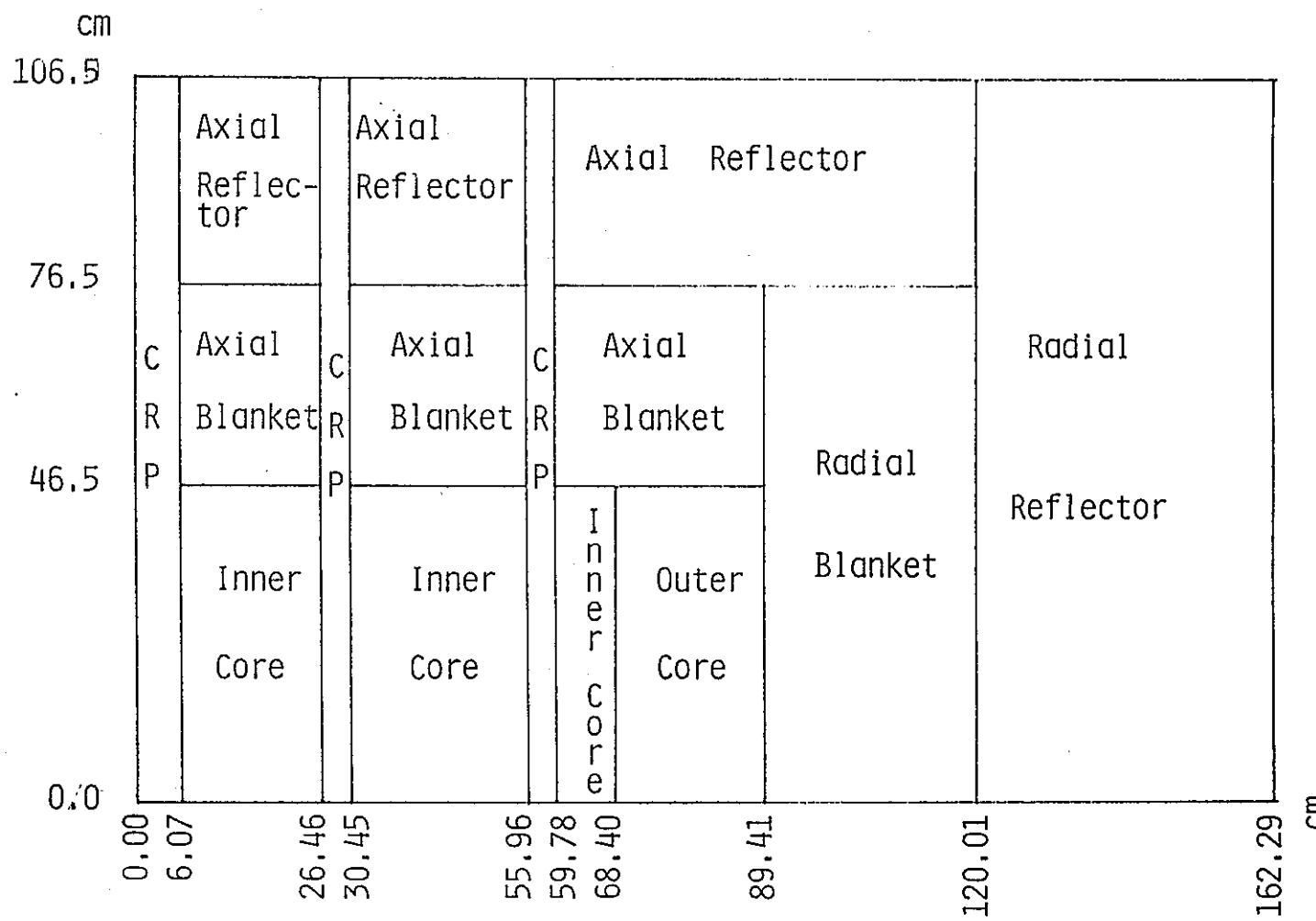


Fig. A.2. RZ calculational model for calculating energy collapsing effect of a small metal-fueled core

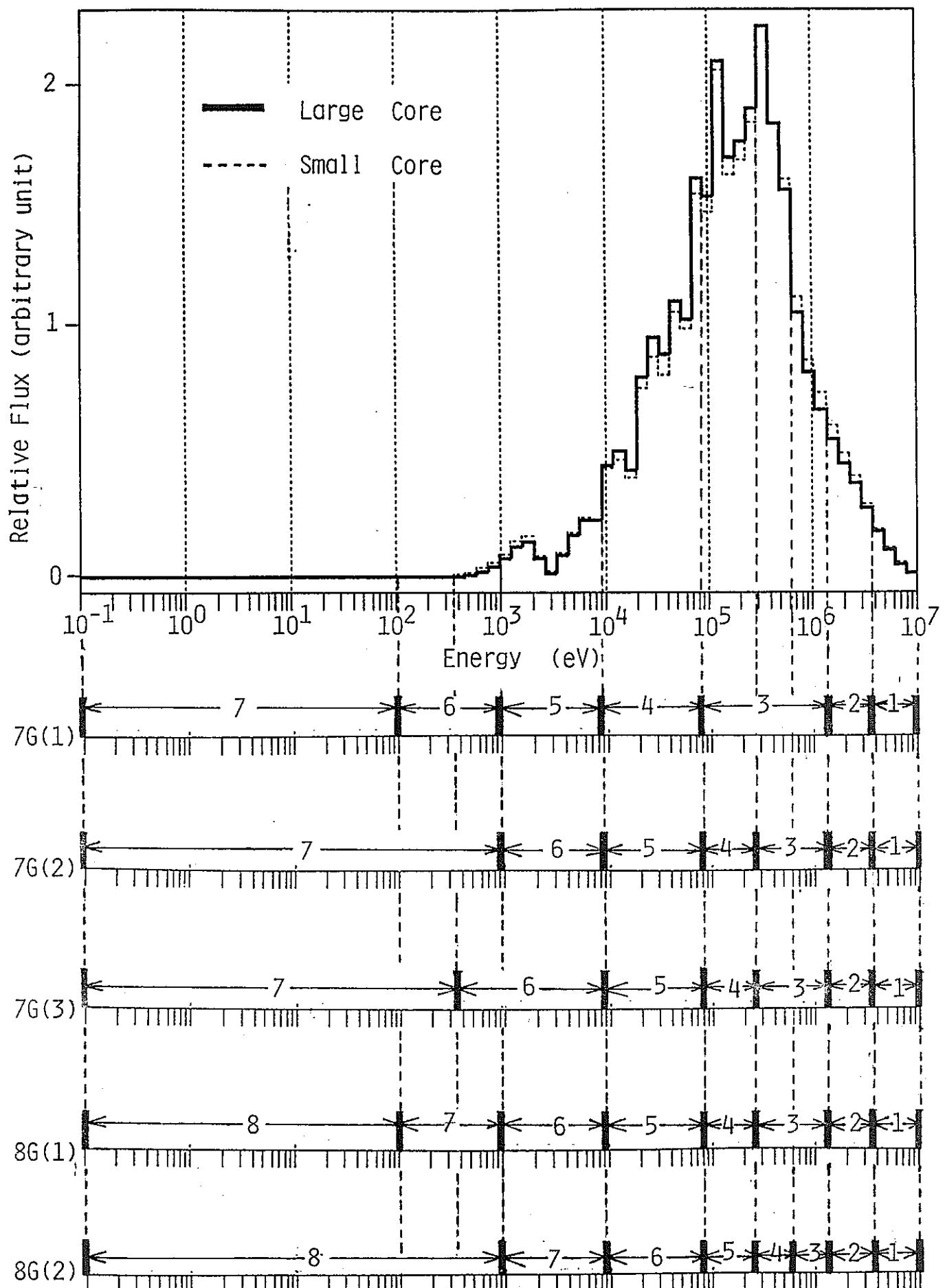


Fig. A.3 Neutron spectrum of inner cores in large and small metal-fueled cores, together with collapsed energy group structures used in five methods