



JAEA-Research

2006-008



JP0650367

FCA 軽水炉模擬体系における
 ^{238}U ドップラー効果の予測精度評価
—JENDL-3.3 ライブラリー及びSRAC システムによる解析—
(共同研究)

Evaluation of Prediction Accuracy for ^{238}U Doppler Effect Measured
in FCA LWR Simulating Cores
- Analysis with JENDL-3.3 Library and SRAC System-(Joint Research)

川崎 憲二* 安藤 真樹 岡嶋 成晃
福島 昌宏 中野 誠* 松本 英樹*

Kenji KAWASAKI*, Masaki ANDOH,
Shigeaki OKAJIMA, Masahiro FUKUSHIMA,
Makoto NAKANO* and Hideki MATSUMOTO*

原子力基礎工学研究部門
核設計技術開発グループ

Reactor Physics Group
Nuclear Science and Engineering Directorate

March 2006

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA
Research

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に刊行している研究開発報告書です。
本レポートの全部または一部を複写・複製・転載する場合は下記にお問い合わせ下さい。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課

Tel.029-282-6387, Fax.029-282-5920

This report was issued subject to the copyright of Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about the copyright and reproduction should be addressed to :

Intellectual Resources Section,

Intellectual Resources Department

2-4, Shirakata-shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, JAPAN

Tel.029-282-6387, Fax.029-282-5920

©日本原子力研究開発機構, Japan Atomic Energy Agency, 2006

FCA 軽水炉模擬体系における ^{238}U ドップラー効果の予測精度評価
– JENDL-3.3 ライブラリー及び SRAC システムによる解析 –
(共同研究)

日本原子力研究開発機構原子力基礎工学研究部門核工学・炉工学ユニット
川崎 憲二^{*1}・安藤 真樹・岡嶋 成晃・福島 昌宏・中野 誠^{*2}・松本 英樹^{*2}

(2006 年 1 月 25 日受理)

軽水減速ウラン燃料模擬体系 FCA-XXI-1D2 炉心及び中性子スペクトルを変化させた 3 実験体系からなる MOX 燃料装荷軽水炉模擬体系 FCA-XXII-1 シリーズ炉心で測定された ^{238}U ドップラー効果に対する最新の核データ JENDL-3.3 及び熱中性子炉解析コードシステム SRAC を用いた解析手法の予測精度を評価するため実験解析を実施した。拡散計算に基づく解析の結果、各種サンプルについて拡散計算と実験値との差は、室温 20°C から 800°C へのドップラー効果について -4% ~ +11% となり、全般的に過大評価となった。しかしながら、軽水炉に近い比較的軟らかいスペクトルを持つ炉心においては、概ね実験誤差の範囲内で実験値と一致した。

本研究は日本原子力研究開発機構と三菱重工株式会社との共同研究の成果に関するものである。

原子力科学研究所（駐在）：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

*1 エンジニアリング開発株式会社（2005 年 3 月まで日本原子力研究所エネルギーシステム研究部炉物理研究グループに所属）

*2 三菱重工業株式会社

Evaluation of Prediction Accuracy for ^{238}U Doppler Effect
Measured in FCA LWR Simulating Cores
- Analysis with JENDL-3.3 Library and SRAC System -
(Joint Research)

Kenji KAWASAKI^{*1}, Masaki ANDOH, Shigeaki OKAJIMA,
Masahiro FUKUSHIMA, Makoto NAKANO^{*2} and Hideki MATSUMOTO^{*2}

Division of Nuclear Data and Reactor Engineering
Nuclear Science and Engineering Directorate
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 25, 2006)

Analysis was performed to evaluate prediction accuracy of a neutronics code system for thermal reactor; the SRAC system with the use of the latest nuclear data library JENDL-3.3 for the ^{238}U Doppler effect measured in a uranium fueled core FCA-XXI-1D2 and MOX fueled three cores FCA-XXII-1 series, where neutron spectra were varied. The results of the analysis with the diffusion theory on the Doppler effect from 20°C to 800°C showed overestimation by up to +11% for various samples. In relatively soft neutron spectra, however, the calculated values agreed with the experimental ones within the experimental errors.

Keywords: ^{238}U Doppler Effect, MOX Fueled LWR, FCA, SRAC System, JENDL-3.3

This work was performed in JAEA as a joint research with MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD.

*1 Engineering Development Co.Ltd. (Attached to Research Group for Reactor Physics, Department of Nuclear Energy System, Japan Atomic Energy Research Institute until March 2005.)

*2 MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD.

目 次

1. 序文	1
2. 実験	1
2.1 実験体系	1
2.2 測定手法及び結果	2
3. 解析	15
3.1 解析手法	15
3.2 解析結果	16
4. まとめ	30
謝辞	31
参考文献	32
付録	33

Contents

1. Introduction	1
2. Experiment.....	1
2.1 Core configuration	1
2.2 Experimental Technique and Results	2
3. Analysis	15
3.1 Method of Analysis.....	15
3.2 Results of Analysis	16
4. Conclusion	30
Acknowledgements.....	31
References	32
Appendix	33

This is a blank page.

1. 序文

^{238}U ドップラー効果は、原子炉の出力上昇事象において即発的に負の反応度フィードバックを与える安全上重要なパラメータのひとつである。冷却材ボイド反応度が正となりうる高速炉体系においては、これまで原子力機構の FCA を用いて様々な体系にて ^{238}U ドップラー効果の測定が行われている^{1)~4)}ほか、世界各国で測定が実施されてきた。しかしながら、軽水炉など中性子スペクトルの軟らかい体系については、多くの測定は 1960 年前後に行われたものであり、それ以降は実験データの拡充や計算予測精度の検証は図られていないのが現状である。今後、軽水炉で MOX 燃料の運用が始まることが予想されることからも、炉心燃料や中性子スペクトルを変化させ実験データを幅広く取得しデータベースの拡充を図ることが必要であると考えられる。また、解析面では、中性子スペクトルの軟らかい体系に対する最新の核データ及び解析ツールの予測精度を評価することが重要な課題であるといえる。

このような現状を踏まえ、熱中性子炉体系でのドップラー係数評価の信頼性向上に資する実験データを取得することを目的として、FCA を用い軽水減速ウラン燃料炉心及び MOX 燃料炉心を模擬した体系において、低エネルギー領域に重点を置いた ^{238}U ドップラー効果の測定が実施された⁵⁾。また、FCA 高速炉体系での ^{238}U ドップラー効果の解析において実績のある高速炉解析手法による解析結果が参照解として示され、その予測精度が評価された。

これら FCA 軽水減速ウラン燃料炉心及び MOX 燃料炉心模擬体系が軟らかい中性子スペクトルを持つ体系であることから、本研究では、熱中性子炉の解析に一般的に用いられている汎用熱中性子炉解析コードシステム SRAC⁶⁾及び我が国の最新の核データである JENDL-3.3⁷⁾による ^{238}U ドップラー効果に対する予測精度を評価することが重要課題であると考え、FCA 軽水炉模擬体系において測定された ^{238}U ドップラー効果について実験解析を実施した。

本報告書では次章以降、第 2 章において実験について述べる。第 3 章では解析について述べる。第 4 章において解析結果をまとめる。また、付録にて三菱重工業株式会社による軽水炉解析手法による実験解析結果について述べる。

2. 実験

ここでは、実験体系及び測定手法の概要とともに測定結果について示す。実験体系や測定条件の詳細は文献 5)を、測定手法の詳細は文献 1),2)をそれぞれ参照されたい。

2.1 実験体系

低エネルギー領域に重点を置いた ^{238}U ドップラー効果の測定が実施された実験体系は、ウラン

燃料を用いた FCA-XXI-1D2 炉心（以降 XXI-1D2 炉心と呼ぶ）及び MOX 模擬燃料を用いた FCA-XXII-1 シリーズ炉心（以降 XXII-1 シリーズ炉心と呼ぶ）である。これら実験体系は、炉心中央に減速材としてポリスチレンを用いた試験領域（テスト領域：Test zone）を持ち、その径方向周囲に臨界を維持するためのドライバー領域（Driver zone）を配置したゾーン型炉心である。運転のための制御・安全棒（Safety/Control rod）8 系統 16 本及び微調整棒（Fine rod）1 系統が備わる。また、炉心部の径方向外側に 2 重のブランケット（内側：ソフトブランケット（SB）及び外側：劣化ウランブロック（DUB））が、軸方向外側には SB または天然ウランブロック（NUB）が配置されている。なお、XXI-1D2 炉心では微調整棒は用いていない。実験体系を構成する各領域の燃料セル板配列パターンを Fig. 1~Fig. 4 に示す。また、ドップラー効果の測定に用いた炉心の水平断面図を Fig. 5~Fig. 8 に示す。各炉心の概要を以下に示す。

XXI-1D2 炉心

ウラン燃料炉心 XXI-1D2 のテスト領域セル EUP は、燃料物質として 20%濃縮ウラン板と天然ウラン板、減速材模擬物質としてボイド率 80%のポリスチレン板を用い、 ^{235}U 平均濃縮度は 15.2%、水素対重金属比(H/HM)は 0.50 となる。ドライバー領域セル EUS には濃縮ウラン（濃縮度 93% 及び 20%）が燃料として用いられている。

XXII-1 シリーズ炉心

MOX 燃料装荷軽水炉の中性子スペクトルを模擬した XXII-1 シリーズ炉心では、テスト領域に減速材として用いるポリスチレンのボイド率を系統的に変化させ、中性子スペクトルを広範囲に変化させた 3 体系にて実験が行われた。テスト領域とドライバー領域の間には、スペクトルの急激な変化を緩衝するためのステンレスブロックのバッファ領域（SUS）が配置されている。

テスト領域セル T16CH⁺は、92% fissile プルトニウム板（以下、単に Pu 板と呼ぶ）と天然ウラン板及び劣化ウラン酸化物板を燃料として用い、プルトニウム富化度は 15.8% ($^{239+241}\text{Pu}/\text{HM}$) である。ドライバー領域には主に濃縮ウラン燃料板を燃料として用いているが、その組成は各実験体系のテスト領域の臨界性により異なる。

これら各炉心のテスト領域セルの特性量について Table 1 にまとめる。各炉心の中性子スペクトルを MOX 燃料装荷軽水炉（図中 LWR-MOX）⁸⁾とともに Fig. 9 に示す。本シリーズ炉心の中で XXII-1(45V)炉心は中性子スペクトルが最も軟らかく、MOX 燃料装荷 PWR に近い中性子スペクトルとなる。XXII-1(65V)炉心は、ウラン燃料炉心 XXI-1D2 と水素対重金属比はほぼ等しいことから、炉心中心での中性子スペクトルもほぼ等しくなる。

2.2 測定手法及び結果

* 減速材として用いたポリスチレンのボイド率により、テスト領域燃料セルを T16CH45、T16CH65 及び T16CH95 と呼ぶ。

ドップラー効果はサンプル加熱反応度価値測定法により測定された。本実験では、炉心中心にてドップラー効果測定用サンプル（以下、ドップラーサンプルと呼ぶ）を、室温から 300、550、800°Cの各温度点まで昇温し、室温と昇温後の反応度価値の差からドップラー反応度価値(ρ_{Doppler})を求めた。

$$\rho_{\text{Doppler}}(T) = \rho(T) - \rho(\text{室温})$$

測定中、炉心温度は様々な要因により+時間と共に変動し、これに伴い臨界状態も変化する。このため、ドップラー反応度価値は、ドップラーサンプルと室温のダミーサンプルを交互に炉心中心に挿入し、その際の各サンプルの反応度価値の変化より求められた（これをサンプル・オレーション法という）。また、この測定を数回繰り返して得る標準偏差を測定誤差とした。

$$\begin{aligned}\rho(T) &= \Delta \rho_{\text{dummy} \rightarrow \text{Sample}}(T) \\ \rho(\text{室温}) &= \Delta \rho_{\text{dummy} \rightarrow \text{Sample}}(\text{室温})\end{aligned}$$

反応度変化は、臨界調整に用いた制御棒の挿入位置変化量（mm 単位）として測定されるため、制御棒較正曲線を用いて制御棒位置変化を反応度変化 ($\Delta k/k$ 単位) に変換した。変換の際に用いた制御棒の微分反応度は、各炉心について以下のとおりである。

	XXI-1D2	XXII-1(45V)	XXII-1(65V)	XXII-1(95V)
微分反応度 ($\times 10^{-6} \Delta k/k/\text{mm}$) :	7.76±0.04	6.31±0.09	6.03±0.07	5.68±0.07

ドップラーサンプルには、円筒形の天然ウランサンプル（金属ウラン（U）及び二酸化ウラン（ UO_2 ））が用いられた。それぞれ外径の異なるサンプルを用いることにより、自己遮蔽効果を変化させることができる。以下に、各炉心でドップラー効果測定に用いられたサンプルの一覧を示す。これらドップラーサンプルの寸法及び重量を Table 2 に示す。

サンプル	XXI-1D2	XXII-1(45V)	XXII-1(65V)	XXII-1(95V)
U-25 φ	○	○	○	○
U-20 φ	○	○	○	○
U-15 φ	×	○	○	△
UO_2 -25 φ	○	○	○	○
UO_2 -20 φ	○	○	○	△
UO_2 -15 φ	×	△	×	×

○ : 300°C、550°C及び800°Cにて測定実施

△ : 550°C及び800°Cにて測定実施

× : 測定未実施

* 発熱源としてプルトニウム（主に ^{240}Pu ）が挙げられる。そのため FCA では、プルトニウム燃料からの α 崩壊に伴う発熱を除去するための送風冷却装置が備わる。

ウラン燃料炉心 XXI-1D2 及び MOX 燃料模擬炉心 XXII-1 でのドップラー反応度価値測定結果を Table 3 に示す。

Table 1 Characteristics of the XXI-1D2 and XXII-1 series cores

Core name	Enrichment(%)	Void fraction(%)	H/HM ^a
XXI-1D2	15.2 ^b	80	0.50
XXII-1(45V)	15.8 ^c	45	0.81
XXII-1(65V)	15.8 ^c	65	0.52
XXII-1(95V)	15.8 ^c	95	0.091

a: Atomic number ratio between hydrogen and heavy metal.

b: ^{235}U enrichment (wt %)

c: Ratio of fissile plutonium to heavy metal ; $^{239+241}\text{Pu}/\text{HM}$.

Table 2 Doppler sample configuration

Sample	Diameter (mm)	Length (mm)	Weight	
			U total(g)	^{238}U (g)
U-25 φ	24.8	150.0	1,346.7	1,336.5
U-20 φ	20.0	150.0	869.2	863.0
U-15 φ	15.0	150.0	482.6	479.1
UO_2 -25 φ	25.0	150.0	604.8	600.5
UO_2 -20 φ	20.0	150.0	376.7	374.0
UO_2 -15 φ	15.0	150.0	210.6	209.1

Table 3 Results of the Doppler reactivity worth measurement in the XXI-1D2 and XXII-1 series cores⁵⁾

Sample	Temp. (°C)	Doppler reactivity worth ($\times 10^{-5} \Delta k/k$)			
		XXI-1D2	XXII-1(45V)	XXII-1(65V)	XXII-1(95V)
U	300	-2.15 ± 0.18*	-2.78 ± 0.20	-2.52 ± 0.14	-1.44 ± 0.12
		(8%)	(7%)	(6%)	(8%)
	550	-3.44 ± 0.16	-4.68 ± 0.22	-4.11 ± 0.16	-2.47 ± 0.13
		(5%)	(5%)	(4%)	(5%)
25φ	800	-4.61 ± 0.18	-6.22 ± 0.21	-5.46 ± 0.15	-3.06 ± 0.13
		(4%)	(3%)	(3%)	(4%)
	300	-1.47 ± 0.17	-2.00 ± 0.14	-1.78 ± 0.15	-1.06 ± 0.09
		(12%)	(7%)	(8%)	(8%)
20φ	550	-2.35 ± 0.15	-3.32 ± 0.15	-3.01 ± 0.15	-1.64 ± 0.09
		(6%)	(5%)	(5%)	(6%)
	800	-3.20 ± 0.16	-4.44 ± 0.16	-3.89 ± 0.15	-2.10 ± 0.08
		(5%)	(4%)	(4%)	(4%)
U	300	-	-1.23 ± 0.15	-1.19 ± 0.19	-
			(12%)	(16%)	
	550	-	-1.91 ± 0.16	-1.89 ± 0.19	-0.86 ± 0.08
			(8%)	(10%)	(10%)
15φ	800	-	-2.72 ± 0.14	-2.51 ± 0.19	-1.15 ± 0.08
			(5%)	(8%)	(7%)
	300	-1.30 ± 0.17	-1.84 ± 0.21	-1.56 ± 0.14	-0.68 ± 0.13
		(13%)	(11%)	(9%)	(19%)
UO ₂	550	-2.02 ± 0.16	-3.02 ± 0.20	-2.62 ± 0.15	-1.23 ± 0.14
		(8%)	(7%)	(6%)	(11%)
	800	-2.72 ± 0.16	-4.10 ± 0.22	-3.42 ± 0.15	-1.55 ± 0.13
		(6%)	(5%)	(4%)	(8%)
UO ₂	300	-0.88 ± 0.15	-1.16 ± 0.14	-1.11 ± 0.13	-
		(17%)	(12%)	(12%)	
	550	-1.38 ± 0.15	-1.97 ± 0.13	-1.72 ± 0.15	-0.73 ± 0.09
		(11%)	(7%)	(9%)	(12%)
20φ	800	-1.87 ± 0.16	-2.71 ± 0.16	-2.30 ± 0.13	-1.01 ± 0.08
		(9%)	(6%)	(6%)	(8%)
	300	-	-	-	-
	550	-	-1.26 ± 0.11	-	-
15φ			(9%)		
	800	-	-1.83 ± 0.12	-	-
			(7%)		

*: Experimental error. Values in the parentheses are relative error.

EUP Cell (Test zone)

SUS(1/16)
SUS(1/16)
NU(1/16)
CH(80V)
CH(80V)
EU20(1/8)
CH(80V)
CH(80V)
CH(80V)
EU20(1/8)
CH(80V)
CH(80V)
CH(80V)
EU20(1/8)
CH(80V)
CH(80V)
NU(1/16)
SUS(1/16)
SUS(1/16)

SCR3 Cell (Safety/Control rod)

EU20(1/8)
SUS(1/4)
EU93
SUS(1/4)
EU20(1/8)
SUS(1/4)
EU20(1/8)
SUS(1/4)
EU20(1/8)
SUS(1/4)
SUS(1/4)
SUS(1/16)

EUS Cell (Driver zone)

SUS(1/16)
SUS(1/16)
EU20(1/16)
SUS(1/4)
EU93
SUS(1/4)
EU20(1/8)
SUS(1/4)
EU20(1/8)
SUS(1/4)
EU20(1/8)
SUS(1/4)
EU93
SUS(1/4)
EU20(1/16)
SUS(1/16)
SUS(1/16)

SB Cell (common to the XXII-1 series cores)

Na(1/4)
DUO ₂
Na(1/4)
DUO ₂
DUO ₂
Na(1/4)
DUO ₂
Na(1/4)

Note:

The numbers in the parentheses are thickness of the plates (unit: inch).

EU93: 93% enriched uranium metal, 1/16"; 0.16cm thick

EU20: 20% enriched uranium metal, 1/8"; 0.32cm thick and 1/16"; 0.16cm thick

NU: Natural uranium metal, 1/16"; 0.16cm thick

DUO₂: Depleted uranium dioxide, 1/4"; 0.64cm thick

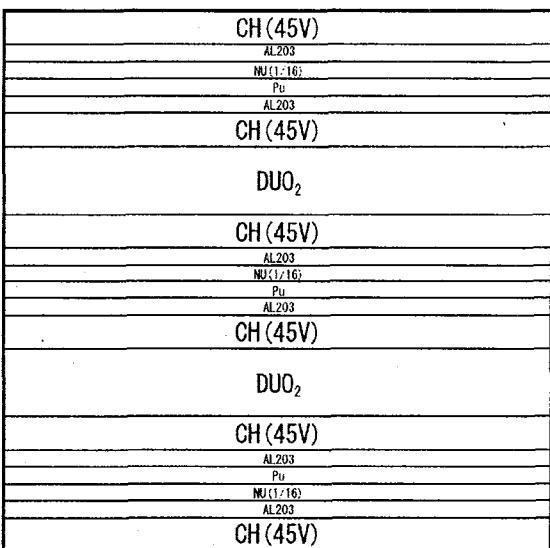
Na: Sodium (stainless steel clad), 1/4"; 0.64cm thick

CH(80V): 80% voided polystyrene, 1/8"; 0.32cm thick

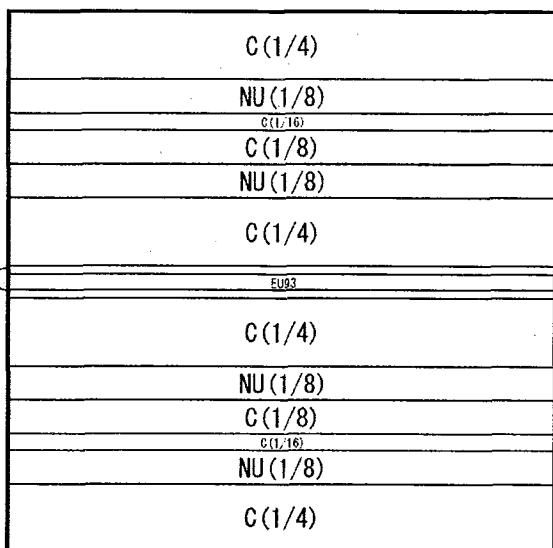
SUS: Stainless steel, 1/4"; 0.64cm thick and 1/16"; 0.16cm thick

Fig. 1 Configurations of each fuel cell in the XXI-1D2 core

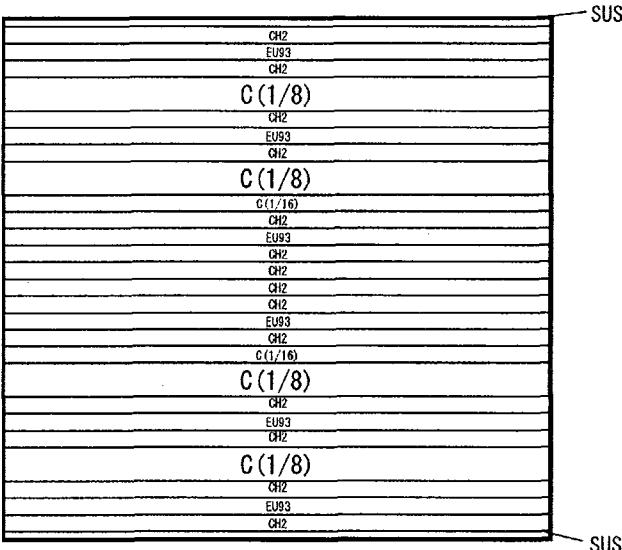
T16CH45 Cell (Test zone)



EUD Cell (Driver zone)



SCR4 Cell (Safety/Control rod & Fine rod)



Note:

The numbers in the parentheses are thickness of the plates (unit: inch).

Pu: Alloy of 92% fissile plutonium metal and aluminum (stainless steel clad), 1/16"; 0.16cm thick

EU93: 93% enriched uranium metal, 1/16"; 0.16cm thick

NU: Natural uranium metal, 1/8"; 0.32cm thick and 1/16"; 0.16cm thick

DUO₂: Depleted uranium dioxide, 1/4"; 0.64cm thick

CH(45V): 45% voided polystyrene, 1/8"; 0.32cm thick

CH2: Polyethylene, 1/16"; 0.16cm thick

C: Carbon (graphite), 1/4"; 0.64cm thick, 1/8"; 0.32cm thick and 1/16"; 0.16cm thick

AL2O3: Aluminum oxide, 1/16"; 0.16cm thick

SUS: Stainless steel, 1/32"; 0.08cm thick

Fig. 2 Configurations of each fuel cell in the XXII-1(45V) core

T16CH65 Cell (Test zone)

CH (65V)
AL203
NU(1/16)
Pu
AL203
CH (65V)
DUO ₂
CH (65V)
AL203
NU(1/16)
Pu
AL203
CH (65V)
DUO ₂
CH (65V)
AL203
Pu
NU(1/16)
AL203
CH (65V)

HU2NU4C Cell (Driver zone)

C (1/8)
NU(1/8)
C (1/16)
C (1/8)
EU93
C (1/4)
NU(1/8)
C (1/4)
NU(1/8)
C (1/4)
EU93
C (1/8)
C (1/16)
NU(1/8)
C (1/8)

SCR2 Cell (Safety/Control rod & Fine rod)

C (1/8)
EU93
C (1/4)
EU93
C (1/4)
EU93
CH2
EU93
C (1/4)
EU93
C (1/4)
EU93
C (1/8)

Note:

The numbers in the parentheses are thickness of the plates (unit: inch).

Pu: Alloy of 92% fissile plutonium metal and aluminum (stainless steel clad), 1/16"; 0.16cm thick

EU93: 93% enriched uranium metal, 1/16"; 0.16cm thick

NU: Natural uranium metal, 1/8"; 0.32cm thick and 1/16"; 0.16cm thick

DUO₂: Depleted uranium dioxide, 1/4"; 0.64cm thick

CH(65V): 65% voided polystyrene, 1/8"; 0.32cm thick

CH2: Polyethylene, 1/16"; 0.16cm thick

C: Carbon (graphite), 1/4"; 0.64cm thick, 1/8"; 0.32cm thick and 1/16"; 0.16cm thick

AL2O3: Aluminum oxide, 1/16"; 0.16cm thick

SUS: Stainless steel, 1/16"; 0.16cm thick

Fig. 3 Configurations of each fuel cell in the XXII-1(65V) core

T16CH95 Cell (Test zone)

CH (95V)
AL203
NU (1/16)
Pu
AL203
CH (95V)
DUO ₂
CH (95V)
AL203
NU (1/16)
Pu
AL203
CH (95V)
DUO ₂
CH (95V)
AL203
Pu
NU (1/16)
AL203
CH (95V)

EUD2 Cell (Driver zone)

C (1/4)
EU20 (1/8)
C (1/4)
EU93
C (1/8)
EU20 (1/16)
C (1/4)
EU20 (1/16)
C (1/8)
EU93
C (1/4)
EU20 (1/8)
C (1/4)

SCR5 Cell (Safety/Control rod)

C (1/8)
EU93
C (1/4)
EU93
C (1/4)
EU93
C (1/8)
SUS
C (1/8)
EU93
C (1/4)
EU93
C (1/4)
EU93
C (1/8)

FR Cell (Fine rod)

C (1/16)
C (1/4)
EU93
C (1/4)
EU93
C (1/4)
SUS
C (1/4)
EU93
C (1/4)
EU93
C (1/4)
C (1/16)

Note:

The numbers in the parentheses are thickness of the plates (unit: inch).

Pu: Alloy of 92% fissile plutonium metal and aluminum (stainless steel clad), 1/16"; 0.16cm thick

EU93: 93% enriched uranium metal, 1/16"; 0.16cm thick

EU20: 20% enriched uranium metal, 1/8"; 0.32cm thick and 1/16"; 0.16cm thick

NU: Natural uranium metal, 1/16"; 0.16cm thick

DUO₂: Depleted uranium dioxide, 1/4"; 0.64cm thickAl₂O₃: Aluminum oxide, 1/16"; 0.16cm thick

CH(95V): 95% voided polystyrene, 1/8"; 0.32cm thick

C: Carbon (graphite), 1/4"; 0.64cm thick, 1/8"; 0.32cm thick and 1/16"; 0.16cm thick

SUS: Stainless steel, 1/16"; 0.16cm thick

Fig. 4 Configurations of each fuel cell in the XXII-1(95V) core

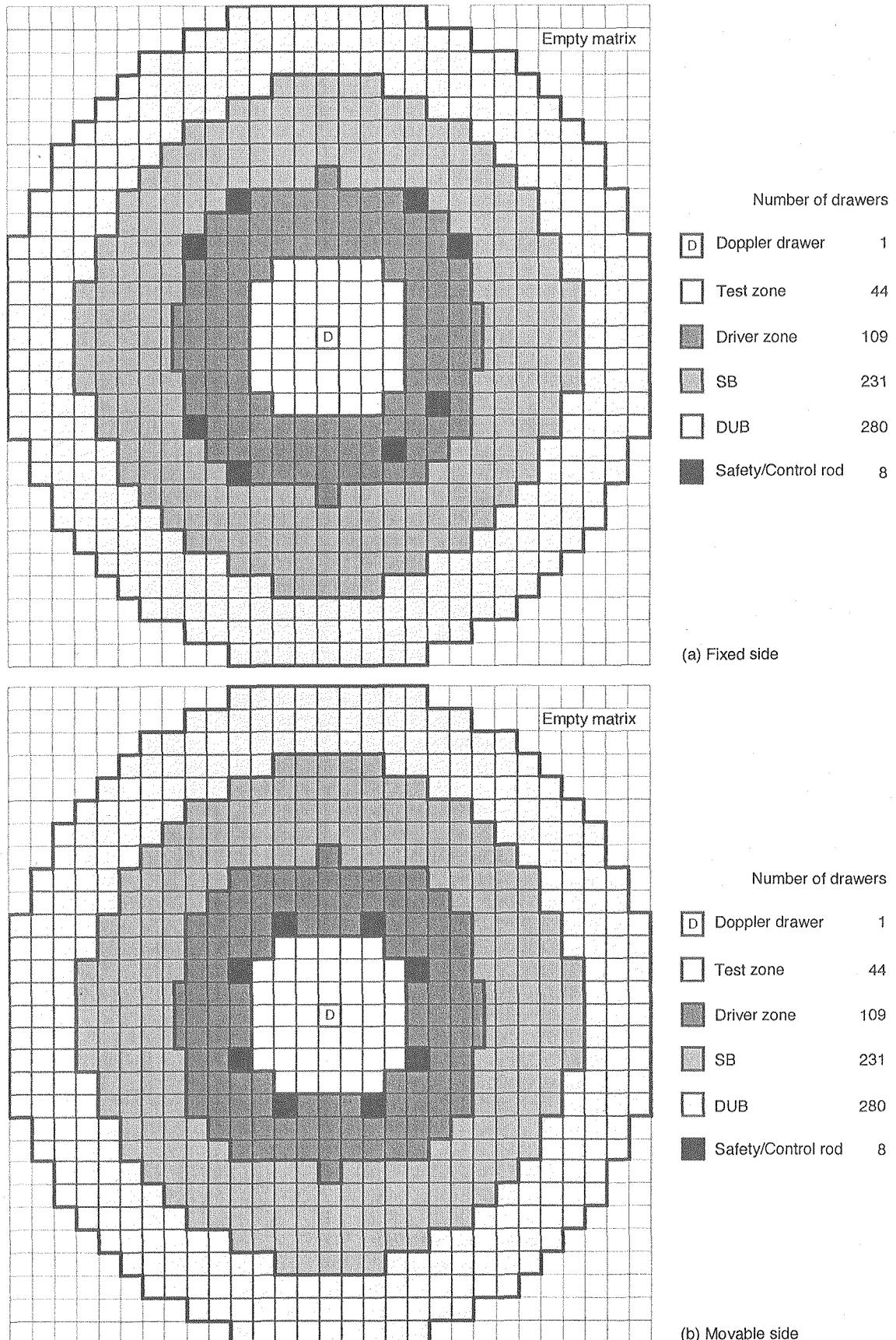


Fig. 5 Horizontal cross sections of the XXI-1D2 core

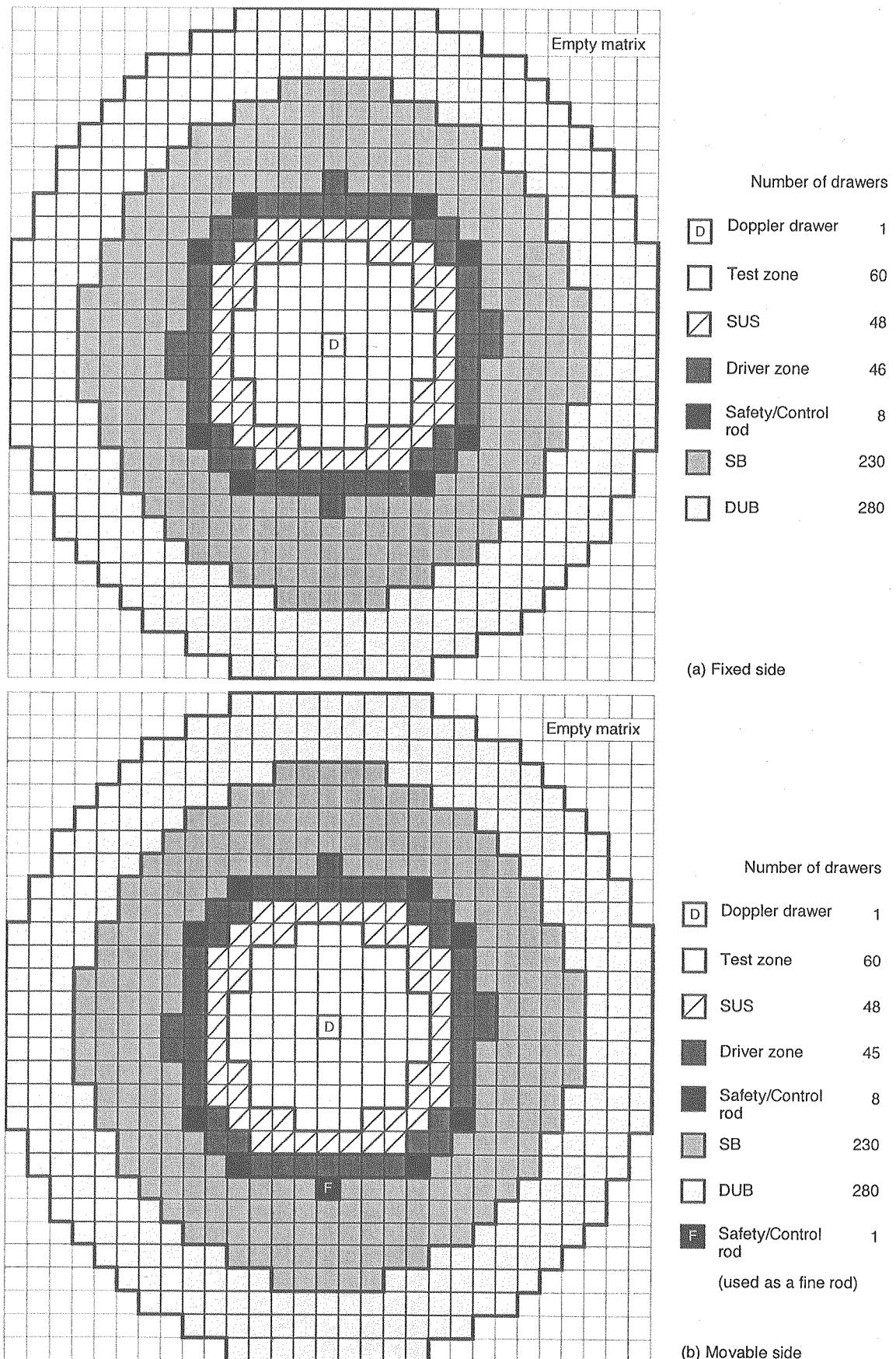


Fig. 6 Horizontal cross sections of the XXII-1(45V) core

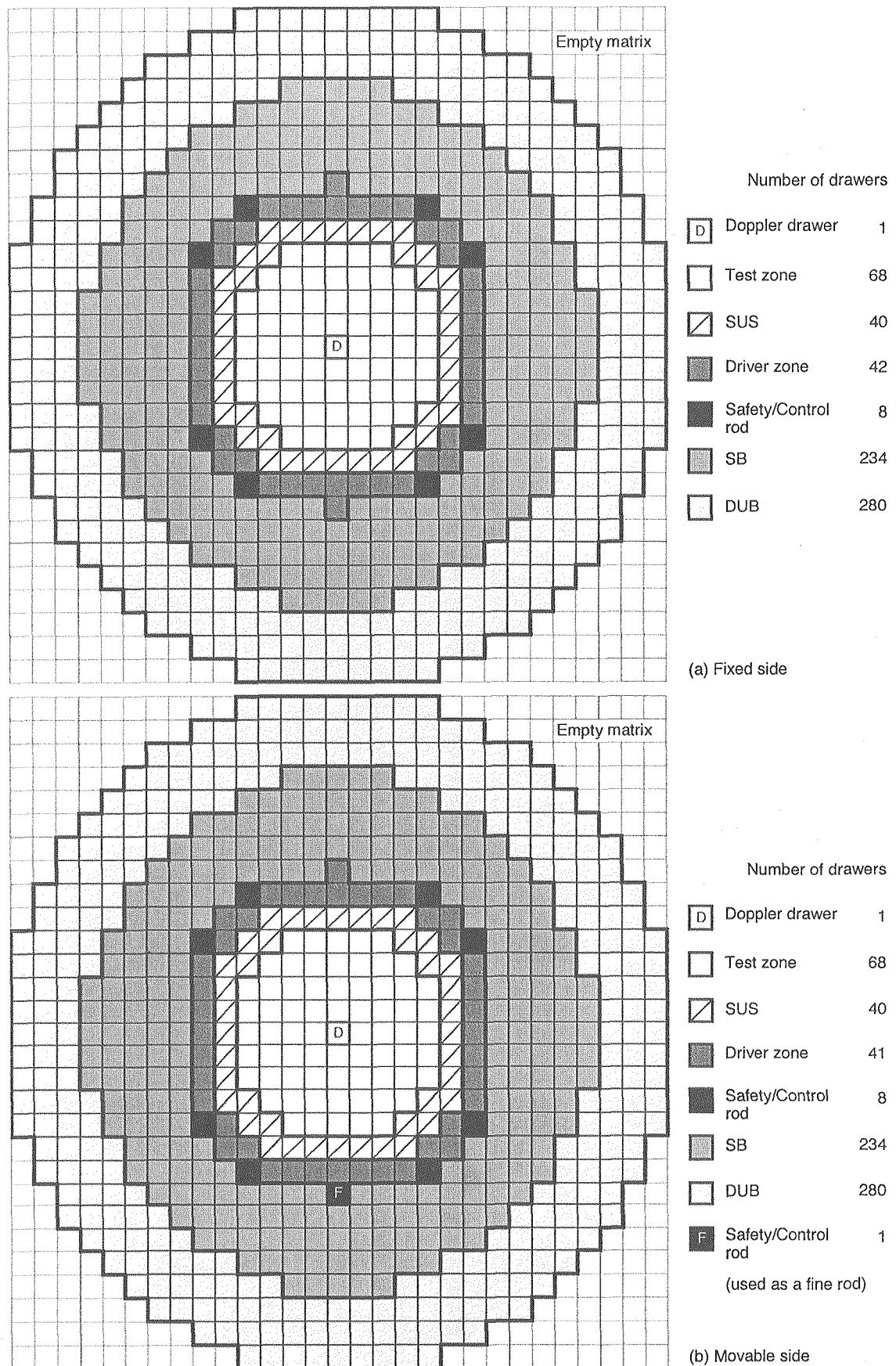


Fig. 7 Horizontal cross sections of the XXII-1(65V) core

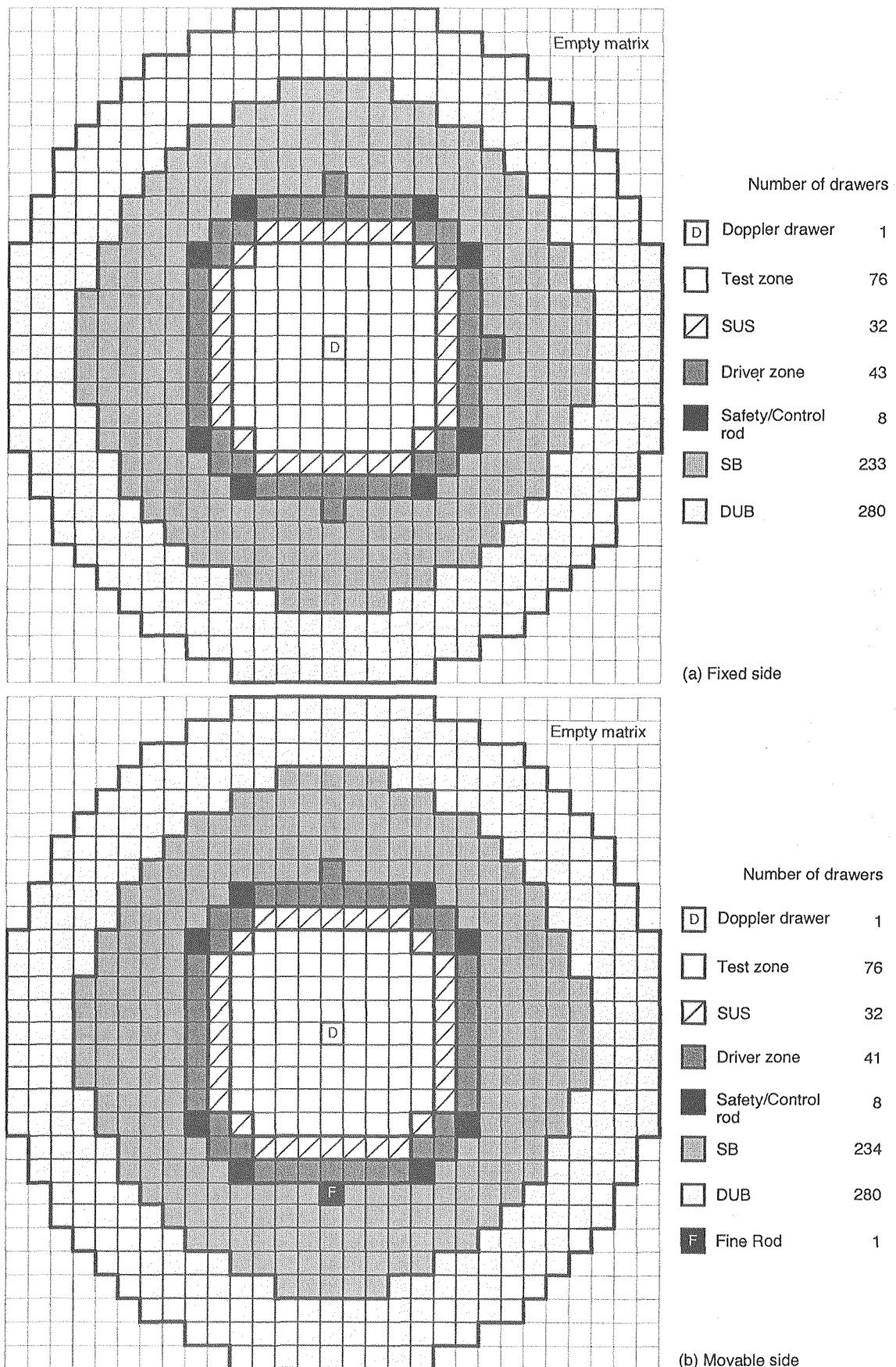


Fig. 8 Horizontal cross sections of the XXII-1(95V) core

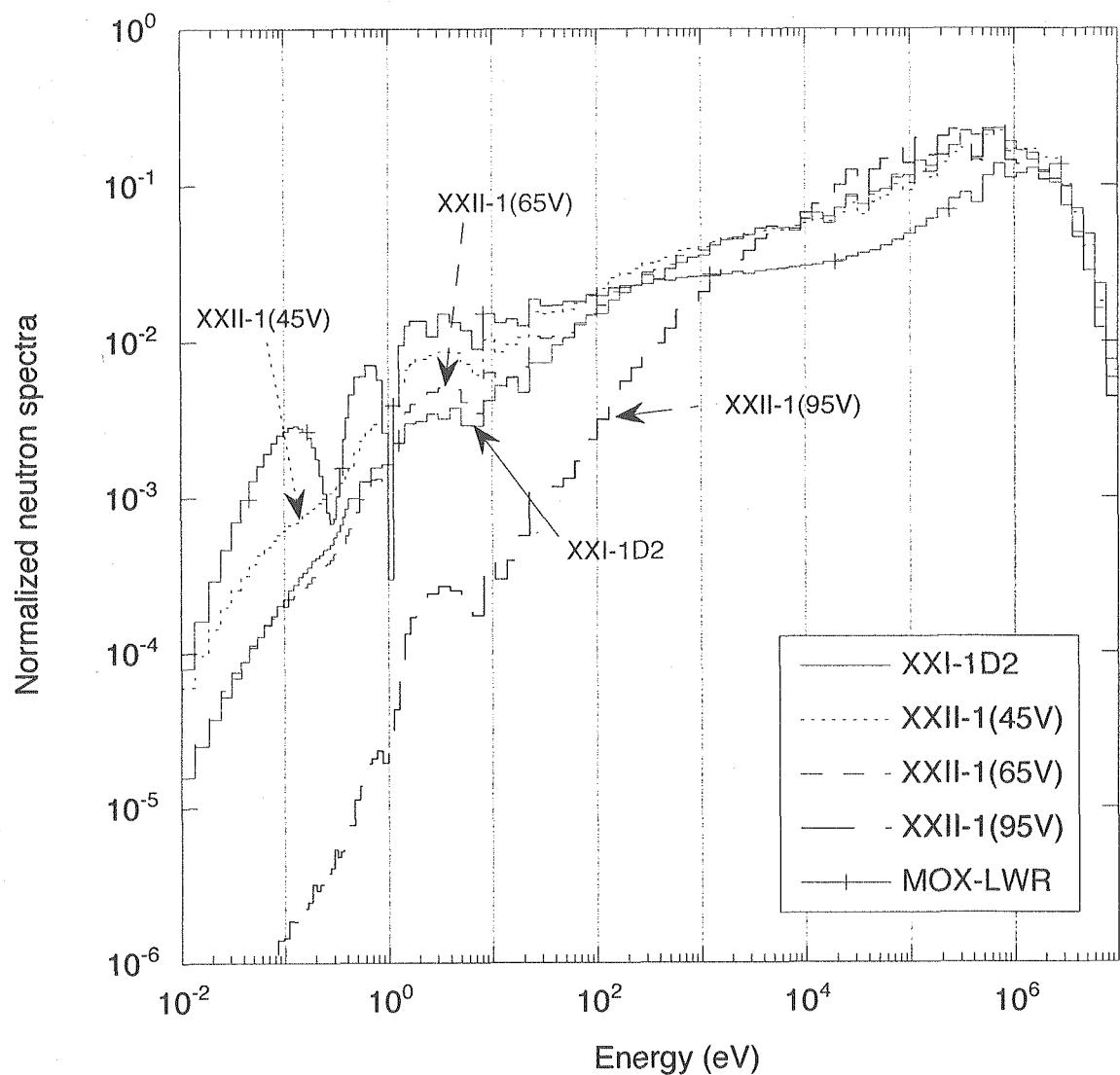


Fig. 9 Comparison of neutron spectra between a typical MOX-LWR core and the FCA experimental cores

3. 解析

解析は、軟スペクトル場でのドップラー効果測定を考慮し、熱中性子炉解析コードである SRAC システム⁶⁾を用いることとした。以下に SRAC システムを用いた本解析手法（以下、SRAC 解析手法と呼ぶ）及び解析結果について述べる。

3.1 解析手法

核データライブラリは JENDL-3.3⁷⁾に基づく SRAC ライブラリ（エネルギー 107 群）を用い、ユーザライブラリのエネルギー群構造を 107 群、Thermal Cut-off は 2.38eV として解析計算を実施した。ただし、XXI-1D2 炉心解析では、Thermal Cut-off エネルギー 0.68eV とし、高速炉解析手法（70 群構造）との比較を念頭に、10MeV から 0.4eV の範囲を等レーザー幅 0.25 の 68 群とし（0.4eV 以下は 33 群）、合計 101 群構造とした。このようにエネルギー群構造等に統一性は欠くが、XXI-1D2 炉心での一部サンプルについてエネルギー群構造による効果及び Thermal Cut-off の効果を調べたところ、その効果は 1%未満である事を確認した。

炉心の各燃料領域のセル計算は、SRAC-PII モジュールを用いて行った。燃料セルを 1 次元無限平板にモデル化し、共鳴エネルギー領域における実効共鳴断面積を NR 近似に基づく f-table 内挿法（以下、単に f-table 内挿法とする）により求め、衝突確率計算により均質化実効断面積を作成した。

ドップラーサンプルのセル計算では、ドップラーサンプルの周囲を加熱容器その他からなるカプセル領域及び均質化したテスト領域燃料で囲む 1 次元円筒モデルとし、f-table 内挿法（炉心の²³⁸U による影響を考慮しない孤立円柱）及び詳細エネルギー群衝突確率計算ルーチン PEACO（炉心の²³⁸U による影響を考慮）により、室温及び各温度点における実効断面積を作成した。その際、ドップラーサンプル以外は、室温のままとした。PEACO ルーチンによる超詳細群計算では、取り扱うエネルギー領域を 961eV～Thermal Cut-off（XXII-1 シリーズ炉心では 2.38eV、XXI-1D2 炉心では 0.68eV）とした。拡散係数は後に述べる理由により等方拡散係数 $D=1/(3 \sum_{\text{transport}})$ を用いた。なお、炉心燃料セルについては、PEACO ルーチンは用いていない。

体系計算は、サンプルの形状から 2 次元 RZ モデルとし、SRAC-CITATION により 107 群（XXI-1D2 炉心では 101 群）拡散計算を行った。各実験体系の 2 次元 RZ 体系モデルの図を Fig. 10～Fig. 13 に示す。体系計算ではドップラーサンプルの実効断面積として f-table 内挿法により作成した実効断面積を用いた場合と PEACO ルーチンを用いて超詳細群計算により作成した実効断面積を用いた場合の 2 種類の計算を行った。

SRAC-CITATION の 1 次摂動計算オプションにより室温ドップラーサンプルの断面積から 300、550、800°C の各温度点のドップラーサンプルの断面積に置き換える摂動計算を行い、ドップラー反応度価値を求めた。なお、SRAC システムには、S_N 輸送計算コード TWOTRAN が組み込まれているが、CITATION のような 1 次摂動計算オプションが備わっていないため、本解析には用いなかった。

FCA の実験解析においては、燃料要素の構造が薄板形状であることから、Benoist⁹⁾の理論に基づいた方向依存拡散係数を用いることにより、燃料プレートに対し平行方向と垂直方向への中性子の漏れの違い（中性子漏洩の異方性）の効果を考慮する。2 次元 RZ モデルにて方向依存拡散係数を用いる場合、拡散係数の平行成分を D_{\parallel} 、垂直成分を D_{\perp} として、R(径)方向の拡散係数には $(D_{\parallel}+D_{\perp})/2$ を Z(軸)方向には D_{\parallel} を指定すべきところであるが、SRAC-CITATION では $(D_{\parallel}+D_{\perp})/2$ を指定することが出来ない。これまでの高速炉解析手法を用いた XXI-1 シリーズ炉心についてのドップラー効果の計算では、方向依存拡散係数を用いた中性子漏洩の異方性効果は約 1% と小さい。炉心が極端に小さく漏れの多い体系でなければ、ドップラー効果は炉心中心部での測定であるため、方向依存拡散係数を用いた中性子漏洩の異方性効果は無視できるほど小さいと考えられる。

3.2 解析結果

XXI-1D2 炉心及び XXII-1 シリーズ炉心についての SRAC 解析手法による解析結果を Table 4 にまとめて示す。また、各炉心の解析結果の C/E 値を Fig. 14~Fig. 17 に図示する。

(1) 予測精度の評価

- XXI-1D2 炉心 (Fig. 14)

f-table を用いた解析では C/E 値は 0.86~0.97 となり、全般的に過小評価の傾向にある。実験誤差の小さい 800°C では、実験誤差の範囲を超えて過小評価している。PEACO を用いた解析では C/E 値は 0.98~1.07 となり、解析結果は実験値と測定誤差の範囲内で一致した。

- XXII-1(45V)炉心 (Fig. 15)

f-table を用いた解析では C/E 値は 0.87~1.04 となり、XXI-1D2 炉心と同様に、全般的に過小評価の傾向にある。実験誤差の小さい 800°C では、実験誤差の範囲を超えて過小評価となった。PEACO を用いた解析では C/E 値は 0.97~1.12 と過大評価の傾向となり、特に、自己遮蔽効果の大きい U-25 φ サンプルについては実験誤差の範囲を超えて過大評価となった。

- XXII-1(65V)炉心 (Fig. 16)

f-table を用いた解析では C/E 値は 0.83~0.99 となり、上記 2 炉心と同様、実験値に対して過小評価の傾向にある。PEACO を用いた解析では C/E 値は 0.94~1.08 となり、過大評価の傾向にあるが、自己遮蔽効果の最も大きな U-25 φ サンプルを除き、実験誤差の範囲内で計算と実験は一致した。

- XXII-1(95V)炉心 (Fig. 17)

f-table を用いた解析では C/E 値は 0.98~1.16 となり、何れの解析値も実験値と測定誤差の範囲内にて一致する。PEACO を用いた解析では C/E 値は 1.02~1.22 であり全般的に実験誤差の範囲を超えて過大評価となつた。

以上の解析結果より、最も中性子スペクトルの軟らかい XXII-1(45V)炉心や XXI-1D2 炉心及び XXII-1(65V)炉心では、PEACO を用いた方が実験値とよく一致し、最も中性子スペクトルの硬い XXII-1(95V)炉心では、PEACO を用いると過大評価の傾向が強まる。実験誤差が比較的小さく精度良く求められた 800°Cについてみると、中性子スペクトルの比較的軟らかい炉心では、全体的に f-table による解析結果は実験値に対して過小評価し、PEACO を用いた解析結果は過大評価する傾向にある。 ^{238}U 量が最大となる U-25 φ サンプルを除き、実験誤差の範囲内で計算と実験は一致している。拡散計算では、塊状の共鳴吸収物質を含む体系に対する中性子束計算の精度がよくないことが推測されることから、U-25 φ サンプルについては、輸送計算を行う必要があると考えられる。

本研究で用いた SRAC 解析手法による予測精度と高精度での ^{238}U ドップラー効果解析に実績のある高速炉解析手法による予測精度⁵⁾とを比較すると、 ^{238}U 量が最大となる U-25 φ サンプルや中性子スペクトルの硬い XXII-1(95V)炉心に対する SRAC 解析手法の予測精度に課題があるが、中性子スペクトルの比較的軟らかい炉心では、両解析手法とも同程度の高い予測精度を持つことが示されたといえる。

(2)超詳細群計算による効果

PEACO による超詳細群計算の効果（以下、超詳細群効果と呼ぶ）を Table 5 に示す。表中 P/f 値（f-table に対する PEACO の比）をみると、XXI-1D2 炉心では+7%~+19%、XXII-1(45V)炉心では+7%~+12%、XXII-1(65V)炉心では+9%~+18%、XXII-1(95V)炉心では+4%~+8% と、いずれも反応度価値を増大させる方向となつた。以下、超詳細群効果について考察する。

まず、f-table と PEACO を用いた場合の各炉心での 800°Cにおけるドップラー反応度価値のエネルギーブレークダウンを比較する。U-25 φ サンプルについて Fig. 18~Fig. 21 に、 UO_2 -25 φ サンプルについて Fig. 22~Fig. 25 に示す。これら図より、超詳細群効果は、約 961eV~60eV のエネルギー領域において、ドップラー反応度価値を増大させる効果をもたらしていることが分かる。SRAC の PEACO では、扱うことの出来るエネルギー範囲が 961eV 以下と限られているため、中性子スペクトルの硬い炉心ほど超詳細群効果は小さくなると考えられる。

次に、超詳細群効果をもたらす主要因であると考えられるドップラーサンプルの実効断面積の変化について調べる。平均的な中性子スペクトルを持つ XXII-1(65V)炉心でのドップラーサンプルの温度変化（室温から 800°C）による巨視的実効吸収断面積の変化 $\delta\Sigma_a$ について、f-table と PEACO を比較した図を U-25 φ サンプルについて Fig. 26 に、 UO_2 -25 φ サンプルについて Fig. 27 に示す。これら図より、両サンプルとも、PEACO を用いた方が 60eV 以上のエネルギー範囲において $\delta\Sigma_a$ が大きくなり、60eV 以下では $\delta\Sigma_a$ が小さくなっていることが分かる。本実験炉心では、60eV 以

を比較した図を U-25 φ サンプルについて Fig. 26 に、 UO_2 -25 φ サンプルについて Fig. 27 に示す。これら図より、両サンプルとも、PEACO を用いた方が 60eV 以上のエネルギー範囲において $\delta\Sigma_a$ が大きくなり、60eV 以下では $\delta\Sigma_a$ が小さくなっていることが分かる。本実験炉心では、60eV 以上のエネルギー範囲が支配的であり 60eV 以下のエネルギー範囲でのドップラー反応度価値への寄与が小さいために、超詳細群効果はドップラー反応度価値を増大させる効果をもたらしたといえる。

(3) 中性子束計算精度の検証

本実験解析では、ドップラーサンプルを含む体系に対する中性子束計算精度の評価指標であるドップラーサンプルの室温反応度価値について解析していない。(摂動量が大きく 1 次摂動計算では計算精度が悪く、サンプル置換前後の k_{eff} から反応度価値を計算するためには収束判定条件(通常 10^{-5})をさらに厳しくする必要がある。) そこで、実験体系内の中性子束分布及び摂動分母の計算精度を検証する指標として、XXII-1 シリーズ炉心において測定した Pu 板の炉中心反応度価値に対する予測精度を調べる。ただし、計算体系は 3 次元 XYZ モデルとした。

Pu 板反応度価値の解析結果を Table 6 に示す。Table 6 より、XXII-1(45V)及び XXII-1(65V)炉心では比較的よく一致しているが、XXII-1(95V)炉心では約 7% の過大評価となった。硬い中性子スペクトル体系に対する中性子束の計算精度に問題があり、摂動分母を過小評価していると考えられる。XXII-1(95V)炉心でのドップラー効果の解析で、過大評価傾向となった要因のひとつと考えられる。高速炉体系に近い中性子スペクトルを持つ炉心に対する本解析手法の適応性については、さらに検証する必要がある。

Table 4 Results of the SRAC analysis on the Doppler reactivity worth

Sample	T (°C)	C/E value							
		XXI-1D2		XXII-1(45V)		XXII-1(65V)		XXII-1(95V)	
		f-table ^a	PEACO ^b	f-table	PEACO	f-table	PEACO	f-table	PEACO
U 25φ	300	0.96 (±8%) ^c	1.02 (±8%)	1.04 (±7%)	1.11 (±7%)	0.99 (±6%)	1.05 (±6%)	1.09 (±8%)	1.13 (±8%)
	550	0.97 (±5%)	1.05 (±5%)	1.00 (±5%)	1.07 (±5%)	0.99 (±4%)	1.06 (±4%)	1.00 (±5%)	1.04 (±5%)
	800	0.94 (±4%)	1.02 (±4%)	0.98 (±3%)	1.06 (±3%)	0.98 (±3%)	1.05 (±3%)	1.03 (±4%)	1.08 (±4%)
	300	0.94 (±12%)	1.02 (±12%)	0.99 (±7%)	1.06 (±7%)	0.96 (±8%)	1.02 (±8%)	0.98 (±8%)	1.02 (±8%)
U 20φ	550	0.95 (±6%)	1.05 (±6%)	0.96 (±5%)	1.05 (±5%)	0.92 (±5%)	1.00 (±5%)	1.00 (±6%)	1.04 (±6%)
	800	0.91 (±5%)	1.01 (±5%)	0.94 (±4%)	1.03 (±4%)	0.94 (±4%)	1.01 (±4%)	1.00 (±4%)	1.05 (±4%)
	300	-	-	0.97 (±12%)	1.06 (±12%)	0.86 (±16%)	0.93 (±16%)	-	-
	550	-	-	1.02 (±8%)	1.12 (±8%)	0.88 (±10%)	0.96 (±10%)	1.09 (±10%)	1.16 (±10%)
U 15φ	800	-	-	0.93 (±5%)	1.03 (±5%)	0.87 (±8%)	0.96 (±8%)	1.04 (±7%)	1.11 (±7%)
	300	0.89 (±13%)	1.00 (±13%)	0.97 (±11%)	1.05 (±11%)	0.96 (±9%)	1.03 (±9%)	1.16 (±19%)	1.22 (±19%)
	550	0.93 (±8%)	1.07 (±8%)	0.97 (±7%)	1.06 (±7%)	0.93 (±6%)	1.02 (±6%)	1.01 (±11%)	1.08 (±11%)
	800	0.91 (±6%)	1.05 (±6%)	0.94 (±5%)	1.03 (±5%)	0.94 (±4%)	1.03 (±4%)	1.03 (±8%)	1.10 (±8%)
UO ₂ 25φ	300	0.86 (±17%)	0.98 (±17%)	1.04 (±12%)	1.12 (±12%)	0.89 (±12%)	0.96 (±12%)	-	-
	550	0.89 (±11%)	1.04 (±11%)	1.00 (±7%)	1.10 (±7%)	0.95 (±9%)	1.04 (±9%)	1.09 (±12%)	1.17 (±12%)
	800	0.86 (±9%)	1.02 (±9%)	0.96 (±6%)	1.06 (±6%)	0.94 (±6%)	1.03 (±6%)	1.01 (±8%)	1.09 (±8%)
	550	-	-	0.96 (±9%)	1.06 (±9%)	-	-	-	-
UO ₂ 15φ	800	-	-	0.87 (±7%)	0.97 (±7%)	-	-	-	-

a) Effective cross sections calculated by the f-table method were used.

b) Effective cross sections calculated by the PEACO routine were used.

c) Values in the parentheses are experimental error (relative error).

Table 5 Effect of the ultra-fine energy group calculation on the Doppler reactivity worth

Sample	T (°C)	P/f value ^a			
		XXI-1D2	XXII-1(45V)	XXII-1(65V)	XXII-1(95V)
U-25φ	300	1.07	1.07	1.08	1.04
	550	1.08	1.08	1.09	1.04
	800	1.09	1.08	1.10	1.04
U-20φ	300	1.08	1.07	1.10	1.04
	550	1.10	1.08	1.11	1.05
	800	1.11	1.09	1.11	1.05
U-15φ	300	—	1.08	1.13	—
	550	—	1.10	1.14	1.06
	800	—	1.11	1.15	1.06
UO ₂ -25φ	300	1.12	1.08	1.12	1.05
	550	1.14	1.10	1.14	1.06
	800	1.15	1.10	1.15	1.07
UO ₂ -20φ	300	1.15	1.08	1.14	—
	550	1.18	1.10	1.17	1.07
	800	1.19	1.11	1.18	1.08
UO ₂ -15φ	550	—	1.11	—	—
	800	—	1.12	—	—

a) Ratio of the Doppler reactivity worth between PEACO and f-table.

Table 6 Results of the analysis on the Pu sample reactivity worth⁺

	Experiment	Experiment	Calculation	C/E
	(ρ₀) ^a	(×10 ⁻⁴ Δk/k)	(×10 ⁻⁴ Δk/k)	
XXII-1(45V)	1.607±0.012 ^b	6.82±0.07(1.0%) ^b	6.83	1.00
XXII-1(65V)	1.222±0.011	6.04±0.07(1.2%)	6.19	1.02
XXII-1(95V)	0.911±0.010	4.81±0.06(1.3%)	5.13	1.07

a) Unit of the standard reactivity worth depending on the cores;

XXII-1(45V): 1 (ρ₀)=4.24±0.03(×10⁻⁴Δk/k), XXII-1(65V): 1 (ρ₀)=4.94±0.04(×10⁻⁴Δk/k),XXII-1(95V): 1 (ρ₀)=5.28±0.04(×10⁻⁴Δk/k).

b) Experimental error. Values in the parentheses are relative error.

⁺ Pu 板*3 枚を炉心中心セルに挿入した際の反応度値として測定した。詳細は、参考文献：
JAEA-Research として公開予定。

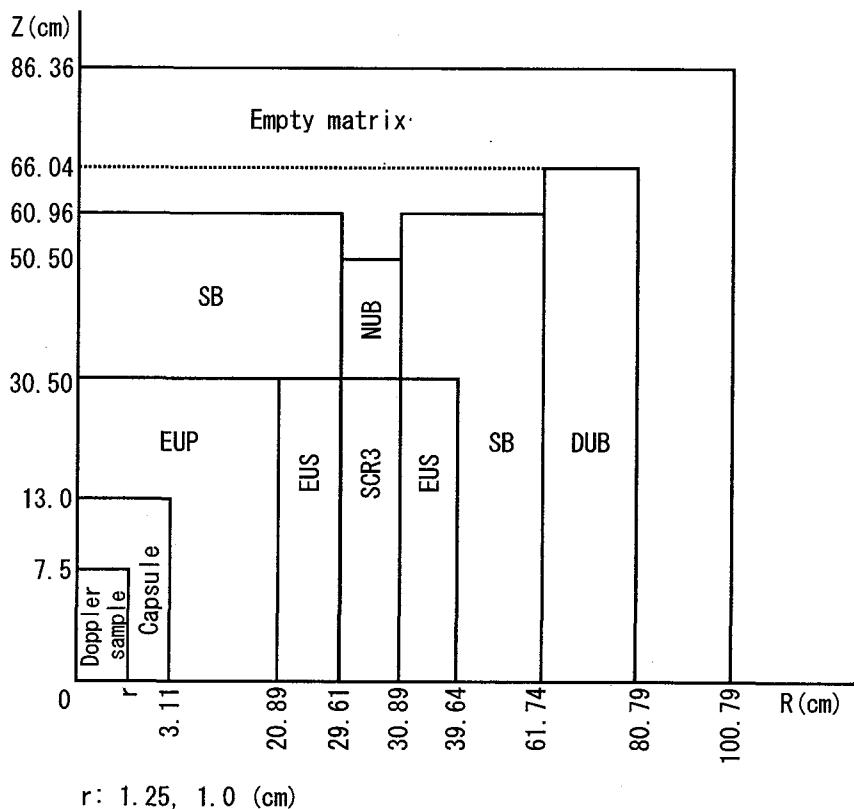


Fig. 10 RZ model of the XXI-1D2 core

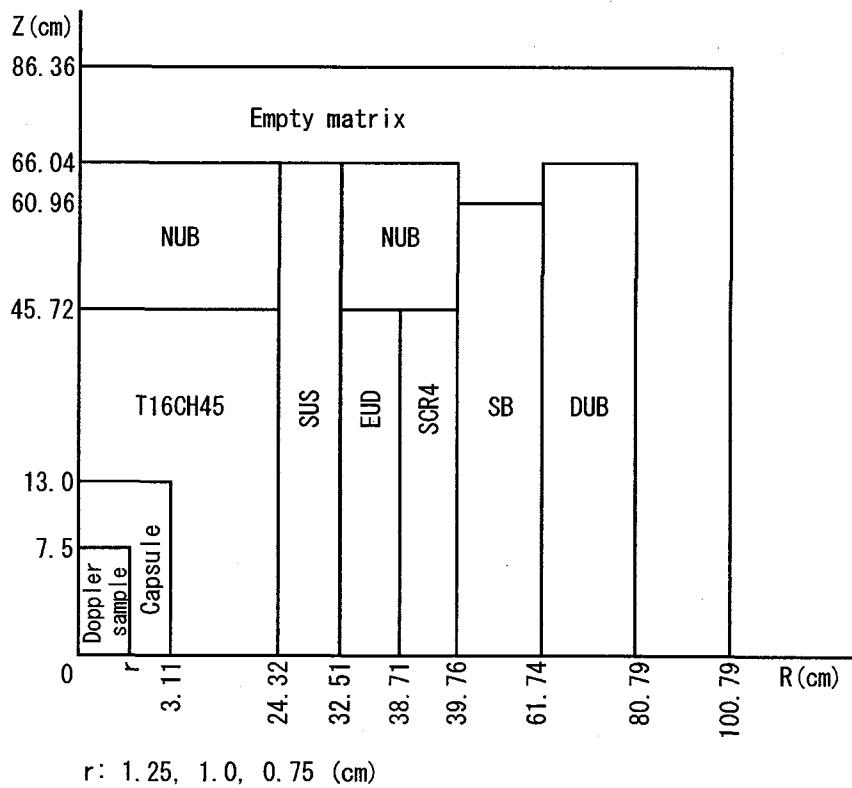


Fig. 11 RZ model of the XXII-1(45V) core

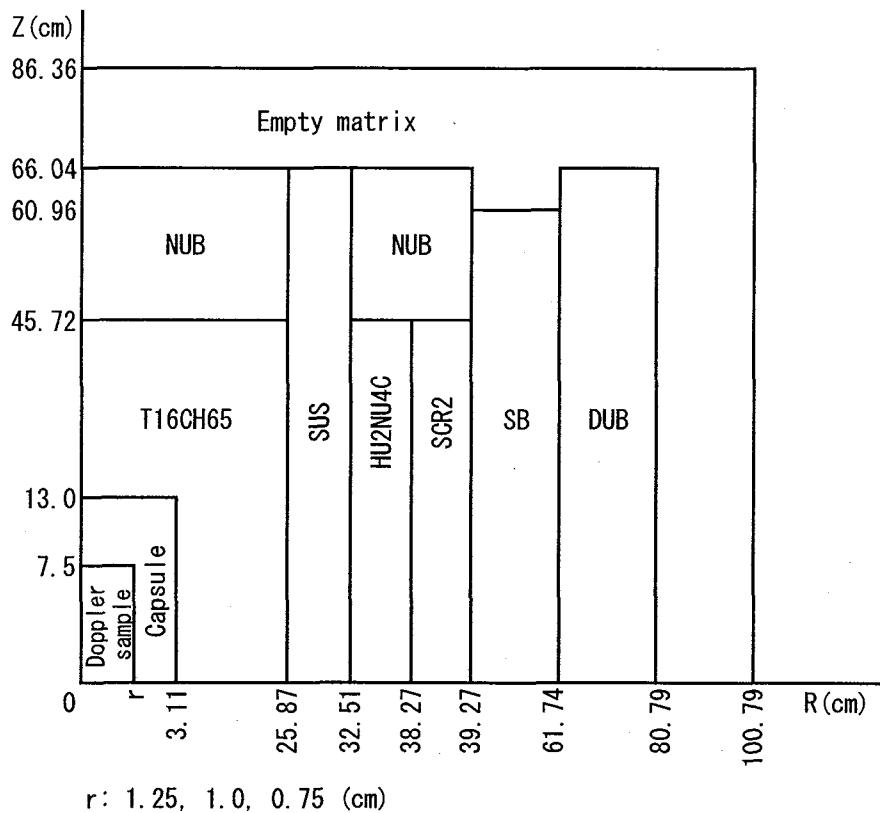


Fig. 12 RZ model of the XXII-1(65V) core

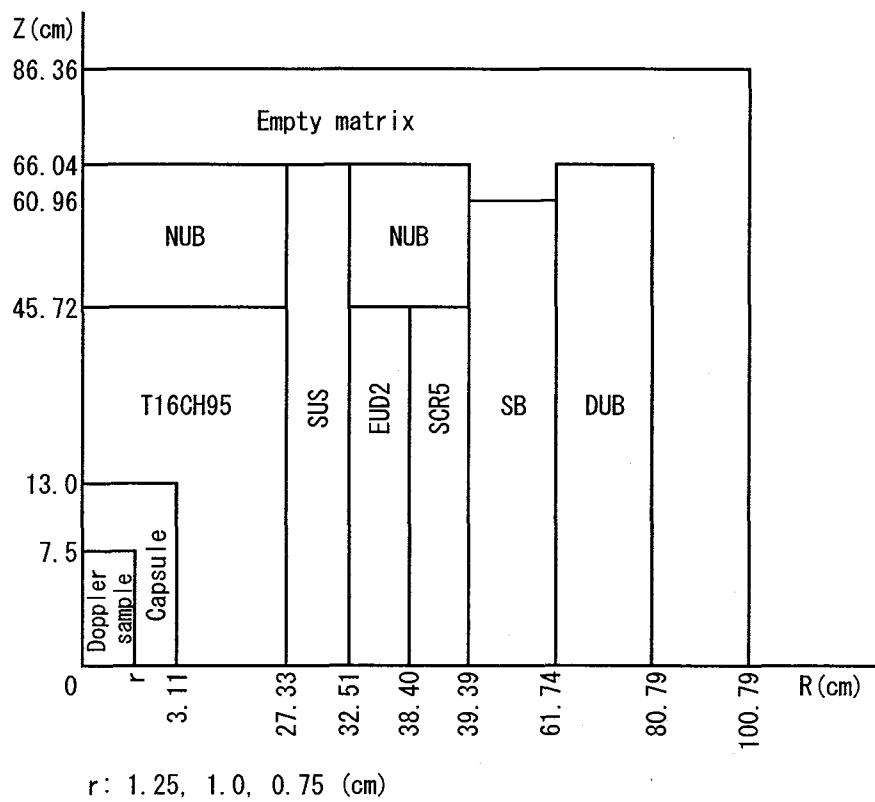


Fig. 13 RZ model of the XXII-1(95V) core

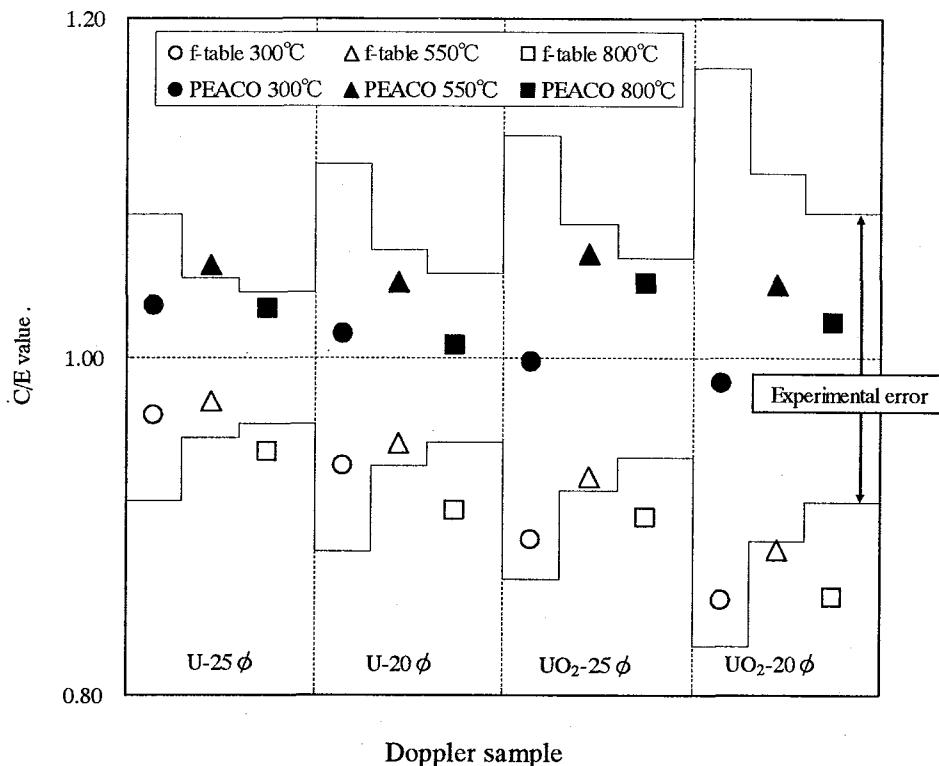


Fig. 14 The C/E values of the Doppler reactivity worth for each Doppler sample in the XXI-1D2 core

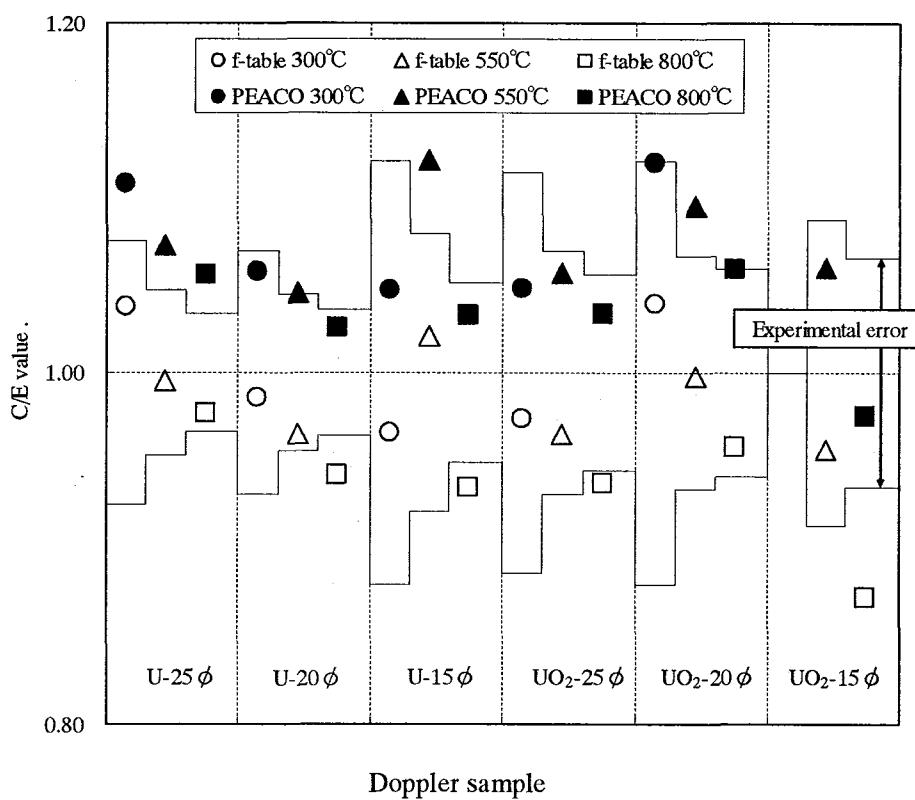


Fig. 15 The C/E values of the Doppler reactivity worth for each Doppler sample in the XXII-1(45V) core

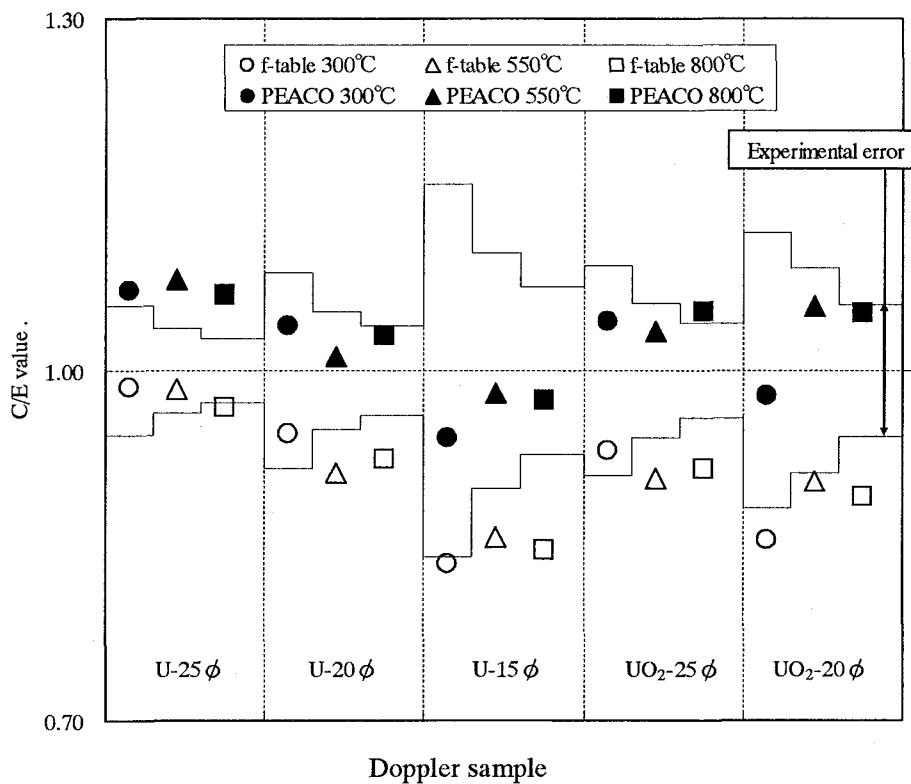


Fig. 16 The C/E values of the Doppler reactivity worth for each Doppler sample in the XXII-1(65V) core

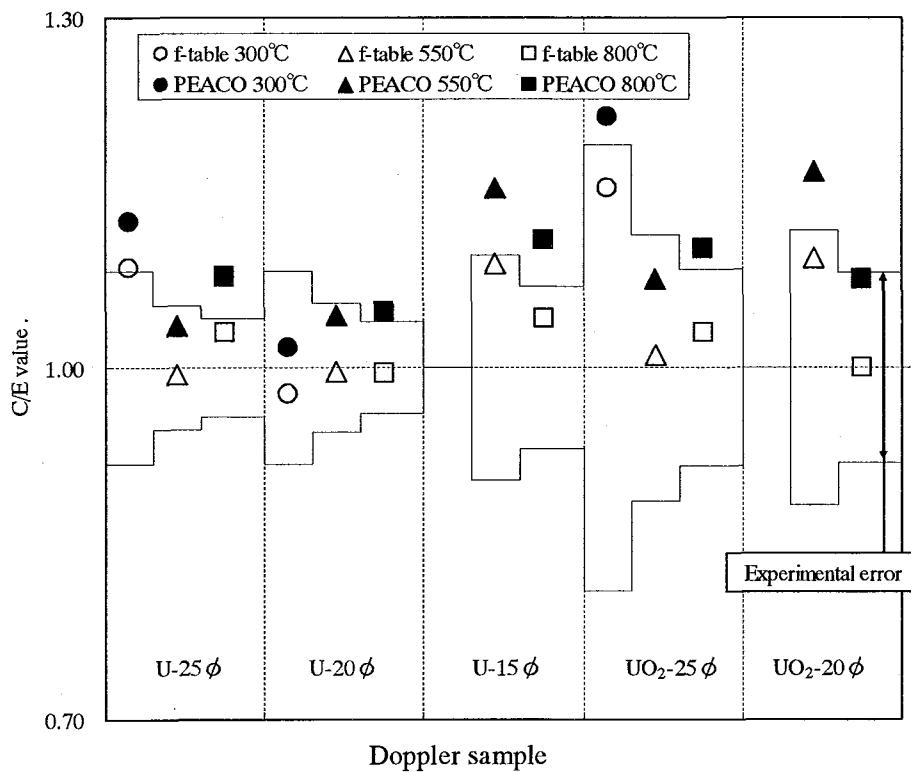


Fig. 17 The C/E values of the Doppler reactivity worth for each Doppler sample in the XXII-1(95V) core

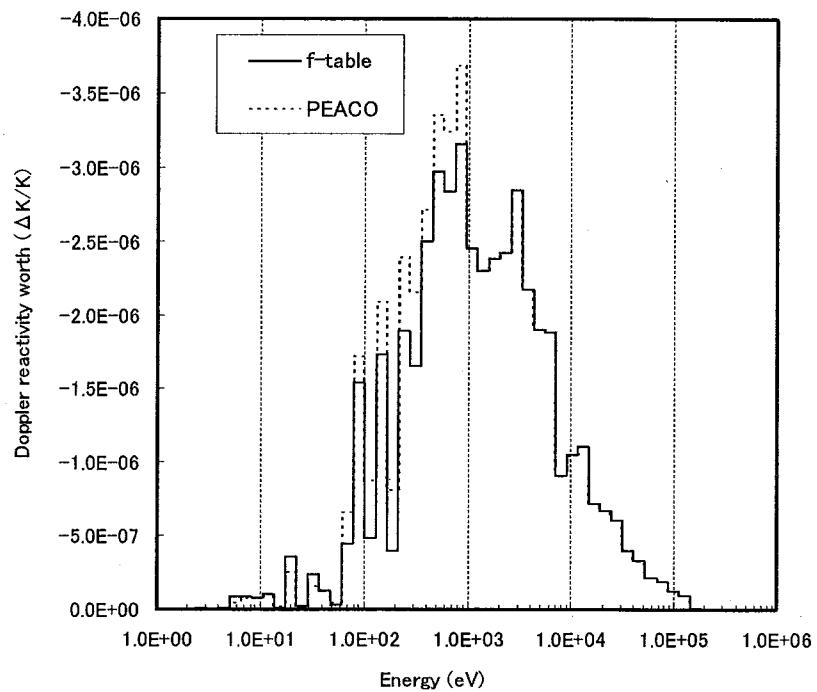


Fig. 18 Comparison of energy breakdown of Doppler reactivity worth in the XXI-1D2 core between f-table and PEACO (U-25 ϕ sample:20 \rightarrow 800°C)

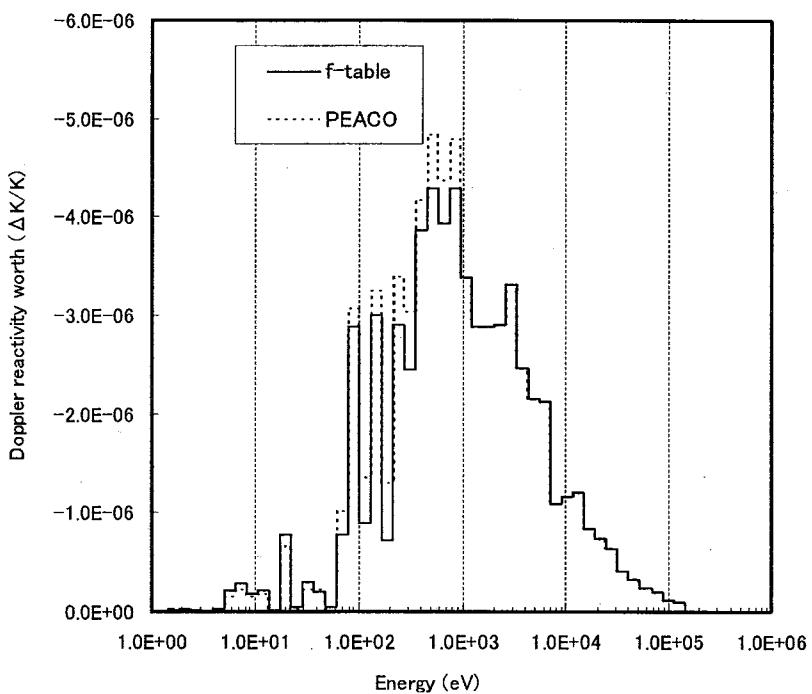


Fig. 19 Comparison of energy breakdown of Doppler reactivity worth in the XXII-1(45V) core between f-table and PEACO (U-25 ϕ sample:20 \rightarrow 800°C)

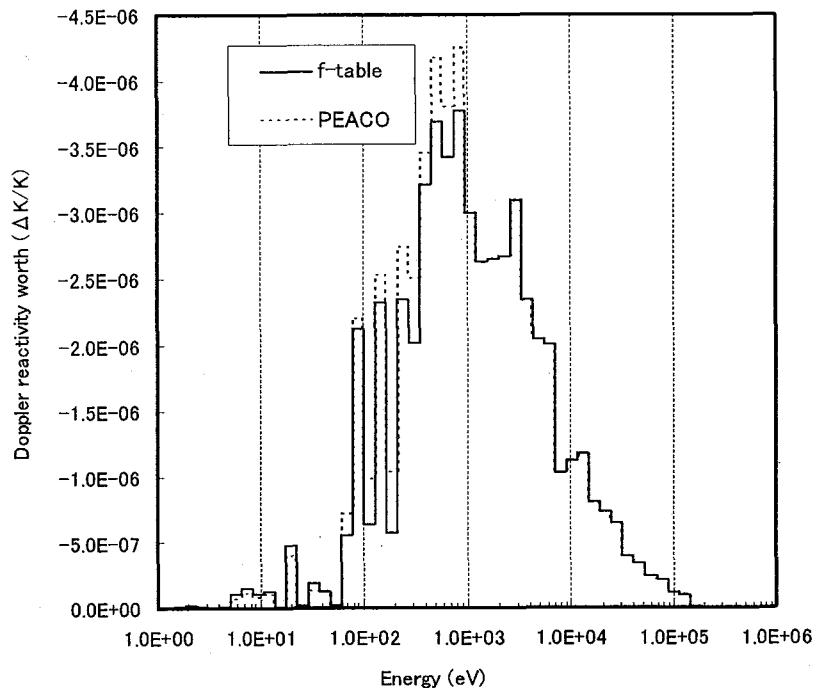


Fig. 20 Comparison of energy breakdown of Doppler reactivity worth in the XXII-1(65V) core between f-table and PEACO (U-25 ϕ sample:20→800°C)

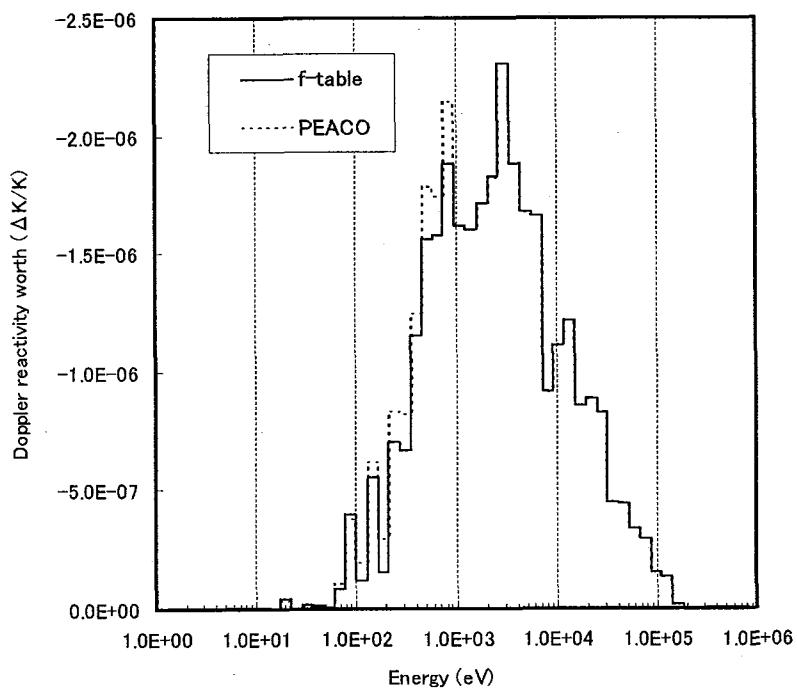


Fig. 21 Comparison of energy breakdown of Doppler reactivity worth in the XXII-1(95V) core between f-table and PEACO (U-25 ϕ sample:20→800°C)

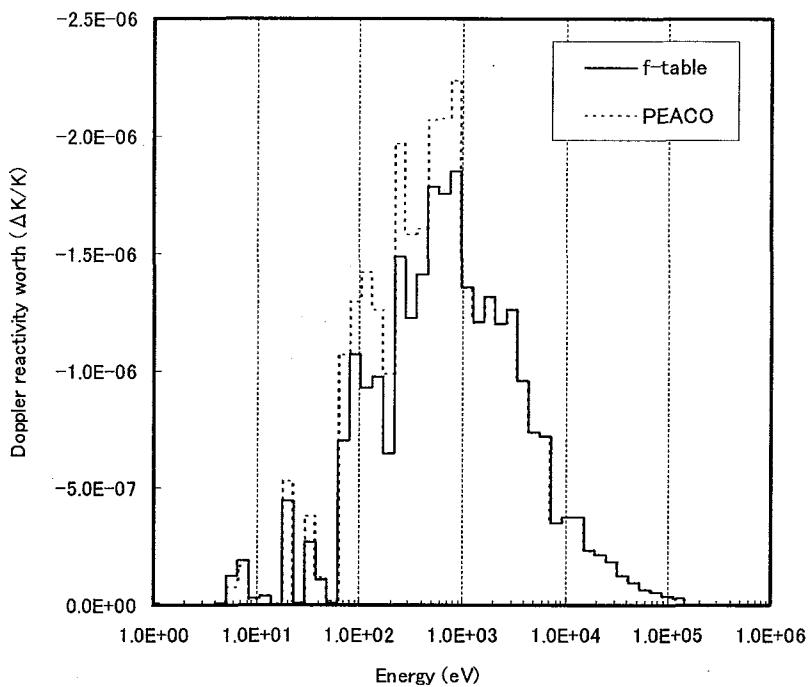


Fig. 22 Comparison of energy breakdown of Doppler reactivity worth in the XXI-1D2 core between f-table and PEACO ($\text{UO}_2\text{-}25\phi$ sample:20 \rightarrow 800°C)

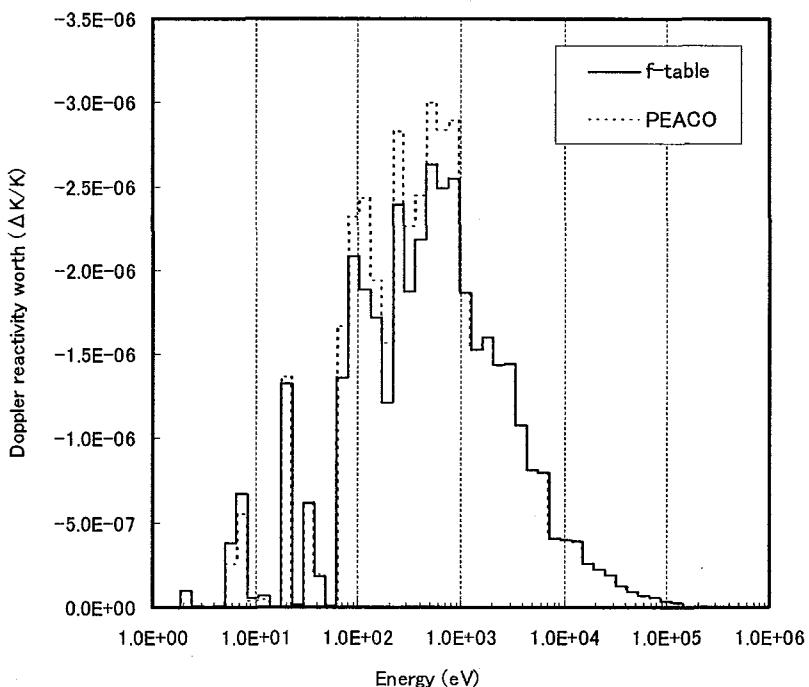


Fig. 23 Comparison of energy breakdown of Doppler reactivity worth in the XXII-1(45V) core between f-table and PEACO ($\text{UO}_2\text{-}25\phi$ sample:20 \rightarrow 800°C)

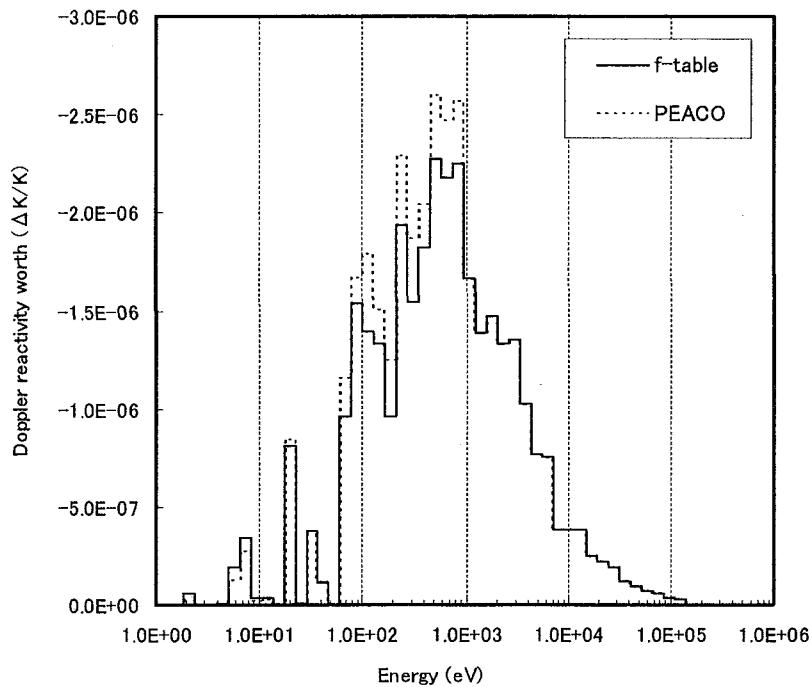


Fig. 24 Comparison of energy breakdown of Doppler reactivity worth in the XXII-1(65V) core between f-table and PEACO (UO_2 -25 ϕ sample:20 \rightarrow 800°C)

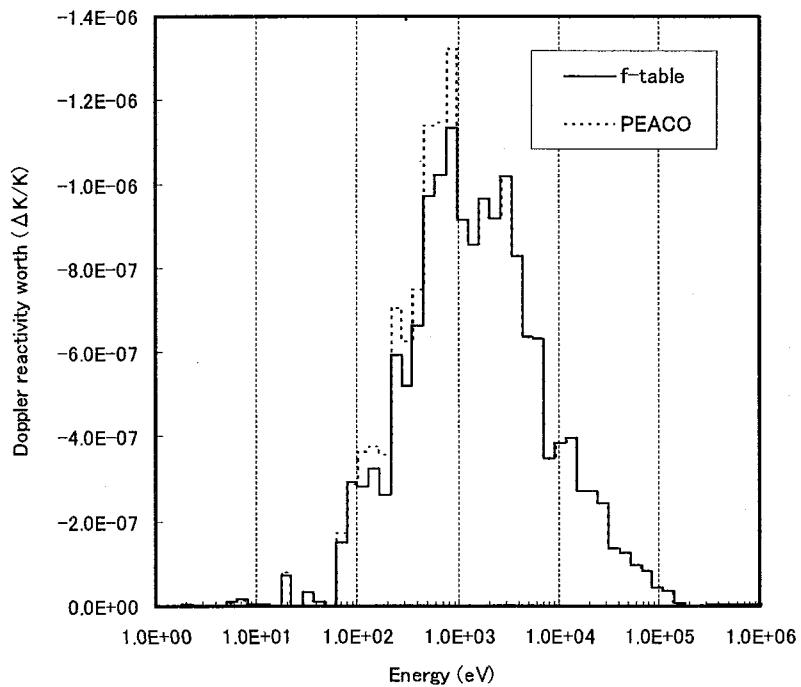


Fig. 25 Comparison of energy breakdown of Doppler reactivity worth in the XXII-1(95V) core between f-table and PEACO (UO_2 -25 ϕ sample:20 \rightarrow 800°C)

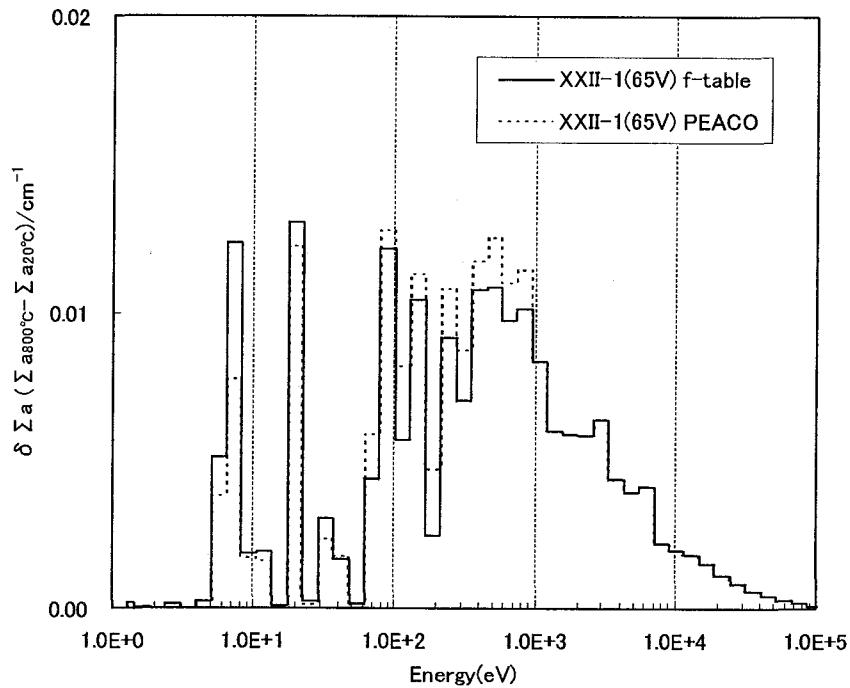


Fig. 26 Comparison of change of macroscopic effective cross sections by temperature change between f-table and PEACO in the XXII-1(65V) core (U-25 ϕ sample: 20 \rightarrow 800°C)

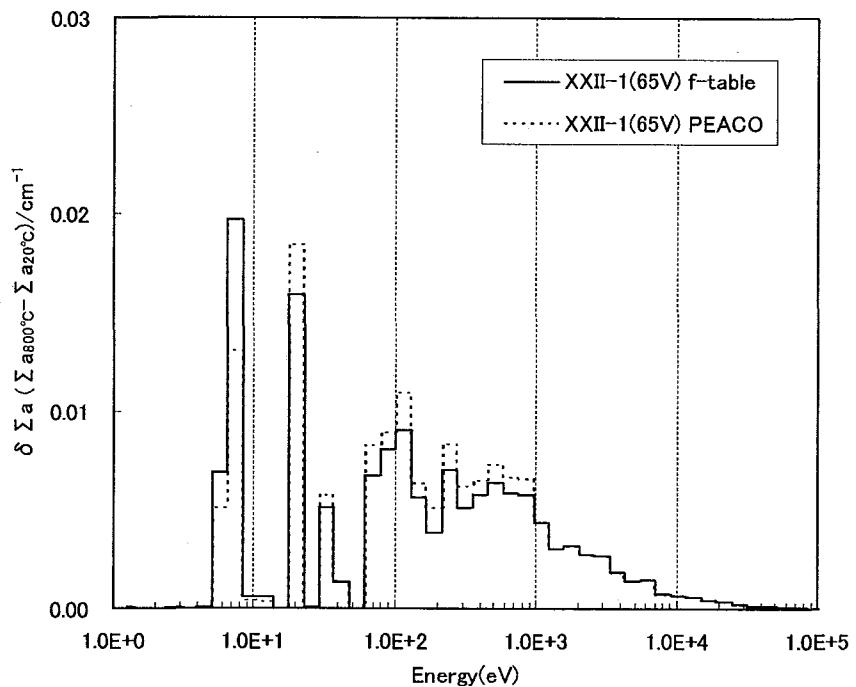


Fig. 27 Comparison of change of macroscopic effective cross sections by temperature change between f-table and PEACO in the XXII-1(65V) core (UO₂-25 ϕ sample: 20 \rightarrow 800°C)

4. まとめ

本研究では、FCA 軽水炉模擬体系にて測定された ^{238}U ドップラー効果について最新の核データ JENDL-3.3 及び SRAC システムを用いて解析を実施し、その予測精度を評価した。以下に本研究により得られた結果をまとめる。

解析予測精度

- 拡散計算値（PEACO を使用）と実験値との差は、ウラン燃料炉心では+1～+5%、MOX 模擬燃料炉心では-4～+11%（いずれも測定精度の比較的高い 800°Cでの測定について）となり、全般的に過大評価の傾向となったが、軽水炉に近い比較的軟らかい中性子スペクトルを持つ体系では、 ^{238}U 量が最大である U-25 φ サンプルを除き実験誤差の範囲内で実験と計算は一致した。

超詳細群計算による効果

- PEACO ルーチンを用いた超詳細群計算は、f-table による解析結果よりもドップラー効果（絶対値）を大きく評価する傾向となった。
- PEACO ルーチンを用いた場合、60eV 以上のエネルギー範囲において $\delta\Sigma_a$ が f-table を用いた場合より大きくなり、60eV 以下では逆に $\delta\Sigma_a$ が小さくなっていることが分かった。

現行 SRAC システムに関する今後の課題を以下にまとめる。

- PEACO ルーチンが取り扱うことができるエネルギー範囲の上限は 961eV であり、ドップラー効果の存在する全エネルギー範囲をカバーしていない。961eV 以上における超詳細群計算の効果を確認する必要がある。
- 高速炉解析手法と同様に輸送効果を評価できるよう、解析コード・システムの改良を図る必要があると考える。
- 高速炉体系に近い中性子スペクトルを持つ XXII-1(95V)炉心に対する SRAC 解析手法の適応性についてさらに検証する必要がある。

謝辞

本研究を進めるにあたり多大な御協力をいただいた FCA 関係者の方々に深く感謝いたします。炉物理研究グループ（現核設計技術開発グループ）の森貴正リーダー、奥村啓介氏、久語輝彦氏には SRAC による本研究の実験解析にあたり、多くの助言や御指導を頂きましたことに深く感謝申し上げます。また、FCA XXI-1D2 炉心の実験及び解析においては将来型炉研究グループ（現次世代原子力システム研究開発部門革新的水冷却炉設計グループ）の中野佳洋氏には多大なご協力を頂きましたことを感謝申し上げます。本研究の遂行にあたり三菱重工株式会社（現エンジニアリング開発株式会社）の田原義壽氏には多くの助言や御指導を頂いたことに感謝申し上げます。また、本解析において、株式会社コンピュータ総合研究所の高崎謙一氏に多大なご協力を頂きましたことに感謝申し上げます。最後に、本研究に参加する貴重な機会を与えて頂いた全ての関係者の皆様に改めて感謝申し上げます。

参考文献

- 1) 岡嶋成晃、向山武彦：“FCA X-3 及び XI-1 集合体におけるドップラー効果の測定”, JAERI-M 84-086 (1984).
- 2) 岡嶋成晃、向山武彦：“FCA XII-1 集合体におけるドップラー効果の測定”, JAERI-M 85-218 (1985).
- 3) 大井川宏之、他：“FCA XVI-1 及び XVI-2 炉心における ^{238}U ドップラー反応度値の測定と解析”, JAERI-M 92-113 (1992).
- 4) 安藤真樹、岡嶋成晃、大井川宏之：“FCA XVII-1 における種々のサンプルを用いた ^{238}U ドップラー効果測定”, JAERI-Research 2001-017 (2001).
- 5) 安藤真樹、他：“FCA を用いた軟スペクトル場における ^{238}U ドップラー効果の測定”, JAERI-Research 2005-026 (2005).
- 6) 奥村啓介、金子邦男、土橋敬一郎：“SRAC95;汎用核計算コード”, JAERI-Data/Code 96-015 (1996).
- 7) K. Shibata, et. al.: "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39**, 1125 (2002).
- 8) 炉物理研究委員会：“軽水炉次世代燃料の炉物理に関するベンチマーク問題の提案及び解析結果”, JAERI-Research 2001-046 (2001).
- 9) P. Benoist : “Streaming Effects and Collision Probabilities on Lattices”, *Nucl. Sci. Eng.*, **34**, 285(1968).

付録 三菱重工業株式会社による実験解析

This is a blank page.

A1. はじめに

高温状態におけるドップラー効果は、世界的に希少なデータであり、日本原子力研究所との共同研究として FCA での MOX 軽水炉体系の実験解析を行った。平成 14 年度より低エネルギー領域に重点をおいた ^{238}U のドップラー効果測定として実施され、三菱重工業株式会社では、軽水炉炉心設計手法に準じた実験解析を実施した。

A2. 解析手法

PWR の炉心設計では、燃料集合体最高燃焼度 48GWd/tまでの燃料から構成される炉心の設計(以後、48 炉心設計)に適用されてきた手法と、同 55GWd/tまで高燃焼度化した炉心に適用する設計手法(以後 55 炉心設計)がある。後者は、MOX 燃料装荷炉心の設計(以後 MOX 炉心設計)にも適用するものもある。

使用するコードシステムは、前者では LEOPARD/HIDRA/PANDA からなるものであり、それぞれ、核定数計算コード、2 次元拡散コード、1 次元拡散コードである。後者の場合、PHOENIX-P/ANC からなるものであり、それぞれ、2 次元核定数計算コード、3 次元ノーダル拡散コードである。このため、前者は、1-2 次元合成法と呼ばれ、後者は 3 次元手法と呼ばれている。

今回の FCA における MOX スペクトル場を想定した実験解析には、3 次元手法に用いられているコードを使用することとした。

燃料温度変化に伴う核設計パラメーターの影響は、炉心計算によって算出されるが、核定数が温度依存性を考慮したものであることに依存する。つまり、炉心計算では、温度に依存した核定数を用いることで、炉心内の局所温度変化に対する反応度効果を算出している。

このため、温度変化に伴う核定数の変化算出の妥当性を確認できれば、計算手法の妥当性が確認できる。そこで、PHOENIX-P コードの核定数に着目した解析評価を行った。つまり、サンプルの温度変化を模擬した核定数を PHOENIX-P で算出し、FCA 炉心解析には、軽水炉核設計コードシステムの ANC ではなく、FCA 解析で実績のある差分コード CITATION を用いた。CITATION 計算においては、サンプル以外のプレート核定数を日本原子力研究所の解析と同様に SRAC によって算出したものとした。

A2.1 PHOENIX-P コードについて

PHOENIX-P コードは、燃料棒、被覆管及び減速材から構成されるセルを非均質な状態のまま、集合体体系を取り扱う 2 次元輸送計算コードである。輸送計算法として、ノード結合法と Sn 法を組み合わせ高速な非均質輸送計算を実現している。今回解析に用いたライブラリは、「次世代軽水炉燃料ベンチマーク」で用いた ENDF/B-VI.3 に基づく 70 群ライブラリである。高速 17 群(10MeV

～9.1KeV)、共鳴 15 群(9.1KeV～2.1eV)及び熱 38 群(2.1eV 以下)で構成される。

ノード結合計算は、ライブラリエネルギー群で実行し、全ての非均質領域の中性子スペクトルを算出する。但し、ノード結合計算では、円筒に対する衝突確率に基づくことから、ノード（セル）入射中性子の散乱による隣接ノード（セル）への放出中性子は、等確率で生じると仮定している。このため、得られた中性子スペクトルを用いたセル均質化及び縮約を行い、Sn 計算によつて中性子束を計算し直している。この少数群中性子スペクトルに対して、ライブラリエネルギー群の非均質中性子束をエネルギー的にも空間的にも規格化することで、多群非均質中性子束を算出する。

中性子束計算に用いる実効断面積は、IR 近似に基づくバックグラウンド断面積を用いた、等価原理に基づく共鳴積分テーブル参照法による。集合体内の核計装管や制御棒案内管、集合体表面及び集合体コーナー位置に隣接する燃料に対するダンコフ効果は、バックグラウンド断面積に対する二項有理式近似の係数を通して個別に考慮される。拡散計算に必要となる核定数は、拡散係数を含め臨界スペクトル計算に用いる B1 計算結果を基に算出している。

A2.2 解析計算

(1)サンプル核定数の計算

金属ウラン棒サンプルの 2 種 (20ϕ 、 25ϕ) 及び二酸化ウラン棒サンプルの 2 種 (20ϕ 、 25ϕ) の核定数を PHOENIX-P によって算出した。対象温度は、300°C、550°C 及び 800°C である。サンプル定数算出体系は、 5×5 格子モデルとした。中心にサンプルを配置し、周辺は XXI-1D2 炉心及び XXII-1(65V)炉心のサンプル周辺燃料を平均的に模擬した格子を配置した。

炉心摂動計算は、SRAC-CITATION の 107 群エネルギー構造と今回用いた PHOENIX-P の 70 群エネルギー構造の違いを考慮してエネルギー格リッドを合わせ、両者共にエネルギー縮約を行うことで、57 群構造とした。尚、このエネルギー縮約によるドップラー反応度に対する効果は、相対値で最大 2%あることを SRAC-CITATION 計算によって確認している。

尚、サンプル以外の CITATION 用核定数は、A2 章で述べた通り、FCA の実験解析で実績のある SRAC により算出した。

(2)サンプルの温度反応度価値計算

上記(1)で得られた核定数を SRAC-CITATION のサンプル領域の核定数として与え、室温状態の計算をベースに、300°C、550°C、800°C の各サンプル断面積に置き換えた一次摂動計算によって、サンプルの温度変化に基づく反応度価値を算出した。

A2.3 PHOENIX-P による実験解析結果

本文 3 章 3.2 節と同様に、XXI-1D2 炉心及び XXII-1 炉心の解析結果を Table A-1 にまとめた。

PHOENIX-P による XXI-1D2 炉心解析結果は、C/E 値が 0.95~1.05 となり、その平均は 0.986 であり、標準偏差 3.4% であった。金属ウランサンプルに対して過小評価(金属サンプル平均 0.962、標準偏差約 1.5%)、二酸化ウランサンプルに対して若干過大評価(二酸化ウランサンプル平均 1.010、標準偏差 3.1%) の傾向がみられる。何れの結果も、測定誤差内で一致しており、良好な解析結果が得られた。

PHOENIX-P による XXII-1(45V)炉心解析結果は、C/E 値が 0.98~1.10 となり、その平均は、1.035 であり、標準偏差 3.4% であった。金属ウランサンプルに対しては、C/E の平均 1.023、標準偏差 3.0%、二酸化ウランサンプルに対しては、C/E の平均 1.049、標準偏差 3.4% となった。このように、過大評価傾向となつたが、測定誤差範囲内では一致した結果となっている。

PHOENIX-P による XXII-1(65V)炉心解析結果は、C/E 値が 0.88~1.05 となり、その平均は、0.983 であり、標準偏差 5.0% であった。金属ウランサンプルに対しては、C/E の平均 0.956、標準偏差 4.2%、二酸化ウランサンプルに対しては、C/E の平均 1.025、標準偏差 2.9% となった。このように、金属ウランサンプルと二酸化ウランサンプルで傾向が大きく異なつたが、何れの結果も測定誤差範囲内では一致した結果となっている。

以上から、PHOENIX-P で求めた温度依存核定数は、全体として FCA のドップラー実験を良く再現している。

A2.4 SRAC と PHOENIX-P の比較

SRAC コードと PHOENIX-P コードの直接比較を行うため、JENDL3.2 から PHOENIX-P ライブライリを作成した。また、今回の実験解析に加え、仮想的にサンプルの ^{238}U 数密度を変化させたベンチマーク体系を XXII-1(65V)炉心を基にして設定した。比較に用いたサンプル棒の原子数密度を Table A-2 に示す。これは、25φ の金属ウランサンプルと二酸化ウランサンプルを用いて、その核計算上の特性の差である酸素の有無、 ^{238}U 共鳴自己遮蔽の強さに着目して設定したものである。比較結果を、Table A-3 に示す。

SRAC(PEACO)コードと PHOENIX-P の差異は、 ^{238}U のバックグラウンド断面積に大きく依存していることが分かる。また、TEST03 と TEST04 の比較結果から、酸素の有無による差は影響を与えていないことが分かる。

PHOENIX-P の共鳴計算は、A2.1 で記載した通りバックグラウンド断面積による共鳴積分テーブル参照法であるが、軽水炉を想定した範囲のバックグラウンド断面積に対して共鳴積分を準備しているため、自己遮蔽効果がこの範囲よりも強くなるケースでの精度は落ちることになる。

今回の金属サンプルに対して、PHOENIX-P が過小評価傾向を示す要因は、共鳴積分テーブルの参照範囲が想定を外れるほど、自己遮蔽効果が大きかったことによるものと考えられる。

一方、二酸化ウランサンプルに対して、つまり、軽水炉燃料に対する温度依存実効断面積計算に対しては、IR 近似と等価原理に基づく PHOENIX-P が超詳細群計算を行う SRAC と等しい結果を与えていていることが分かる。

Table A-4 に示すように、JENDL3.2 と ENDF/BVI.3 の差異の影響も、二酸化ウランサンプルに対しては 1%程度と小さい。

A3. まとめ

FCA で実施された MOX 軽水炉のドップラー効果の測定実験解析を、軽水炉核設計手法で用いる核定数計算コード PHOENIX-P によって実施した。

測定値と計算値を比較したところ、測定誤差内で両者の一致が見られた。しかし、サンプルによって系統的な差異もあり、PHOENIX-P コードの共鳴計算に着目し、SRAC(PEACO)解析との比較を、同一ライブラリ条件で比較した。

この結果、金属サンプルで過小評価傾向となる系統的な差異が、バックグラウンド断面積に依存していることが分かった。また、軽水炉で用いられる二酸化ウランサンプルに対しては、PHOENIX-P の採用する IR 近似及び等価原理に基づく共鳴積分テーブル参照法が、超詳細群計算を採用する SRAC(PEACO)と良く一致することが確認できた。

ドップラー効果は、PWR において重要な核的な負のフィードバックをもたらすパラメータである。PWR の安全評価に用いる空間依存動特性解析では、この計算による不確定性を考慮して、20% の余裕を見込み、安全設計等の余裕を考慮している。

これまで、ドップラー効果の実証性確認は、PWR 初回起動試験時の出力係数測定試験により間接的に行われてきた。直接的な確認としては、海外の臨界集合体を用いた高温実験が幾つかあるが、何れも PWR 燃料の運転状態の温度と比べて低く、炉心設計手法の妥当性確認に対する傍証という位置付けであった。今回 FCA において、800°Cの燃料棒形状に対するドップラー効果を直接測定し、これらと軽水炉核設計コードの核定数計算手法による計算値と比較できた。FCA スペクトルが PWR 炉心に比べて硬めであること、FCA 実験では燃料棒内の温度分布が均一であること等、実際の PWR における燃料と比べて違いがあるが、それぞれ軽水炉 MOX 燃料中のスペクトルとの類似性、軽水炉核設計の燃料棒温度が均一温度を使用することを考慮すると、PWR 炉心設計におけるドップラー効果の計算法の妥当性を示す上で、模擬性の高い検証ができた。

今回の実験解析によって、今後の多次元 PWR 安全解析においてドップラー効果に見込む不確定性 20%に対して、これまでの実機 PWR における間接的な実証性確認結果に加え実証性確認データを蓄積できた。

Table A-1 Results of the analysis on the Doppler reactivity worth in the FCA cores obtained with the PHOENIX-P code based on the ENDF/B-VI.3 70 group library

Sample	Temperature (°C)	XXI-1D2	XXII-1(45V)	XXII-1(65V)
U-25φ	300	0.95 ($\pm 8\%$) [*]	1.03 ($\pm 8\%$)	0.99 ($\pm 6\%$)
	550	0.98 ($\pm 5\%$)	1.02 ($\pm 5\%$)	1.00 ($\pm 4\%$)
	800	0.96 ($\pm 4\%$)	1.01 ($\pm 3\%$)	1.00 ($\pm 3\%$)
U-20φ	300	0.95 ($\pm 12\%$)	1.00 ($\pm 7\%$)	0.97 ($\pm 8\%$)
	550	0.98 ($\pm 6\%$)	1.01 ($\pm 5\%$)	0.95 ($\pm 5\%$)
	800	0.95 ($\pm 5\%$)	1.01 ($\pm 4\%$)	0.97 ($\pm 4\%$)
U-15φ	300	---	1.01 ($\pm 12\%$)	0.88 ($\pm 16\%$)
	550	---	1.10 ($\pm 8\%$)	0.92 ($\pm 10\%$)
	800	---	1.02 ($\pm 5\%$)	0.92 ($\pm 8\%$)
UO ₂ -25φ	300	0.98 ($\pm 13\%$)	1.03 ($\pm 11\%$)	1.03 ($\pm 9\%$)
	550	1.05 ($\pm 8\%$)	1.05 ($\pm 7\%$)	1.02 ($\pm 6\%$)
	800	0.99 ($\pm 6\%$)	1.04 ($\pm 5\%$)	1.04 ($\pm 4\%$)
UO ₂ -20φ	300	0.98 ($\pm 17\%$)	1.09 ($\pm 12\%$)	0.97 ($\pm 12\%$)
	550	1.04 ($\pm 11\%$)	1.08 ($\pm 7\%$)	1.05 ($\pm 9\%$)
	800	1.02 ($\pm 9\%$)	1.05 ($\pm 6\%$)	1.04 ($\pm 6\%$)
UO ₂ -15φ	300	---	---	---
	550	---	1.07 ($\pm 9\%$)	---
	800	---	0.98 ($\pm 7\%$)	---

*) Experimental error (relative error).

Table A-2 Specifications of the benchmark calculations for the comparison of the Doppler reactivity worth between the SRAC(PEACO) and PHOENIX-P codes ($\times 10^{-24}$ atom/cm³)

XXII-1(65V)	²³⁵ U	²³⁸ U	¹⁶ O
Test01	3.35×10^{-4}	8.00×10^{-2}	---
Test02	3.35×10^{-4}	6.00×10^{-2}	---
U-25φ	3.35×10^{-4}	4.59×10^{-2}	---
Test03	3.35×10^{-4}	3.74×10^{-2}	---
Test04	1.53×10^{-4}	3.74×10^{-2}	4.15×10^{-2}
Test05	1.53×10^{-4}	2.90×10^{-2}	4.15×10^{-2}
UO ₂ -25φ	1.53×10^{-4}	2.06×10^{-2}	4.15×10^{-2}

Table A-3 Comparison of the Doppler reactivity worth between the SRAC(PEACO) and PHOENIX-P codes

XXII-1(65V)	Background Cross-section (b) for ^{238}U	Temperature (°C)	PHOENIX-P/SRAC
Test01 (Metal)	22	300	0.89
		550	0.90
		800	0.90
Test02 (Metal)	29	300	0.92
		550	0.92
		800	0.93
U-25φ (Metal)	38	300	0.94
		550	0.94
		800	0.95
Test03 (Metal)	46	300	0.96
		550	0.96
		800	0.97
Test04 (Oxide)	47	300	0.96
		550	0.96
		800	0.97
Test05 (Oxide)	60	300	0.98
		550	0.98
		800	0.98
UO_2 -25φ (Oxide)	85	300	1.00
		550	1.00
		800	1.00

Table A-4 Comparison of the Doppler reactivity worth between JENDL3.2 and ENDF/B-VI.3

Experiment		Temperature (°C)	PHOENIX-P ENDF/B-VI.3	PHOENIX-P JENDL3.2*	SRAC JENDL3.2
XXI-1D2	U 20φ	300	0.95	0.99	1.02
		500	0.98	1.03	1.05
		800	0.95	1.00	1.01
	UO_2 20φ	300	0.98	1.00	0.99
		500	1.04	1.06	1.06
		800	1.01	1.04	1.03

*:The minimum background cross-section for ^{238}U tabulated in the JENDL3.2 library is smaller than the ENDF/B-VI.3 base library by 2.25(b).