

JAERI-Research  
2005-018



JP0550412



## KRITZ-2臨界実験のベンチマーク解析

2005年 8月

奥村 啓介・川崎 憲二\*・森 貴正

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2005

編集兼発行 日本原子力研究所

## KRITZ-2 臨界実験のベンチマーク解析

日本原子力研究所東海研究所エネルギーシステム研究部

奥村 啓介・川崎 憲二\*・森 貴正

(2005 年 7 月 5 日受理)

KRITZ-2 臨界実験では、微濃縮 UO<sub>2</sub> 燃料または低 Pu 富化度の MOX 燃料を装荷した 3 種類の炉心 (KRITZ-2:1、KRITZ-2:13、KRITZ-2:19) で、常温及び高温 (約 245 °C) 体系における臨界性と出力分布が測定されている。近年、この実験データに基づき、国際ベンチマーク問題が OECD/NEA と ORNL により整備された。微濃縮及び高温体系での公開実験データは世界的にも希少であり、核データの検証に有用である。そこで、連続エネルギーモンテカルロコード MVP と 4 種類の核データライブラリ (JENDL-3.2、JENDL-3.3、JEF-2.2、ENDF/B-VI.8) を使用して、ベンチマーク解析を行った。その結果、出力分布に関しては、どの核データも実験値と良く一致したが、臨界性と等温温度係数に関しては、JENDL-3.2 や JEF-2.2 の結果の方が良好であり、より新しい核データ評価である JENDL-3.3 と ENDF/B-VI.8 の結果は、微濃縮 UO<sub>2</sub> 炉心の臨界性を過小評価し、等温温度係数を負側に過大評価する傾向が見られた。この原因を調べるため、無限格子計算による詳しい検討を行った結果、核データライブラリ間の計算結果の差異は、1.0 eV 以下の U-235 核分裂断面積の差異に起因していることが判明した。

## Benchmark Analysis of KRITZ-2 Critical Experiments

Keisuke OKUMURA, Kenji KAWASAKI<sup>\*</sup> and Takamasa MORI

Department of Nuclear Energy System  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 5, 2005)

In the KRITZ-2 critical experiments, criticality and pin power distributions were measured at room temperature and high temperature (about 245 °C) for three different cores (KRITZ-2:1, KRITZ-2:13, KRITZ-2:19) loading slightly enriched UO<sub>2</sub> or MOX fuels. Recently, international benchmark problems were provided by ORNL and OECD/NEA based on the KRITZ-2 experimental data. The published experimental data for the system with slightly enriched fuels at high temperature are rare in the world and they are valuable for nuclear data testing. Thus, the benchmark analysis was carried out with a continuous-energy Monte Carlo code MVP and its four nuclear data libraries based on JENDL-3.2, JENDL-3.3, JEF-2.2 and ENDF/B-VI.8. As a result, fairly good agreements with the experimental data were obtained with any libraries for the pin power distributions. However, the JENDL-3.3 and ENDF/B-VI.8 give under-prediction of criticality and too negative isothermal temperature coefficients for slightly enriched UO<sub>2</sub> cores, although the older nuclear data JENDL-3.2 and JEF-2.2 give rather good agreements with the experimental data. From the detailed study with an infinite unit cell model, it was found that the differences among the results with different libraries are mainly due to the different fission cross section of U-235 in the energy range below 1.0 eV.

Keywords: KRITZ-2 Critical Experiment, High Temperature Core, Benchmark Analysis, Criticality, Isothermal Temperature Coefficient, MVP, Nuclear Data, JENDL-3.2, JENDL-3.3, JEF-2.2, ENDF/B-VI.8

---

<sup>\*</sup>Engineering Development Co., Ltd.

## 目 次

1.	はじめに.....	1
2.	実験体系.....	1
3.	解析手法と解析モデル.....	9
3.1	解析手法.....	9
3.2	解析モデル.....	9
4.	解析結果.....	12
4.1	臨界性.....	12
4.2	等温温度係数.....	13
4.3	出力分布.....	14
5.	格子計算による検討.....	30
5.1	格子計算モデルと解析手法.....	30
5.2	無限中性子増倍率.....	31
5.3	等温温度係数.....	37
5.4	核データライブラリの違い.....	42
6.	他のベンチマーク解析結果との整合性.....	46
6.1	溶液燃料体系の臨界固有値.....	46
6.2	臨界固有値の U-235 濃縮度依存性.....	46
6.3	CENDL-2.1 による KRITZ-2(UO <sub>2</sub> 炉心)のベンチマーク解析.....	48
4.	結論.....	50
	参考文献.....	52
	附録 KRITZ-2:1 炉心の MVP 入力データ .....	54

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Experimental Configuration .....	1
3. Analysis Methods and Models .....	9
3.1 Methods .....	9
3.2 Models .....	9
4. Results .....	12
4.1 Criticality.....	12
4.2 Isothermal Temperature Coefficient .....	13
4.3 Power Distribution .....	14
5. Study with Infinite Unit Cell Model.....	30
5.1 Unit Cell Model and Analysis Method .....	30
5.2 Infinite Neutron Multiplication Factors.....	31
5.3 Isothermal Temperature Coefficients.....	37
5.4 Effects of Different Nuclear Data Libraries.....	42
6. Consistency with Other Benchmark Results .....	46
6.1 Criticality of Solution Fuel Systems.....	46
6.2 Dependence of Critical Eigenvalues on U-235 Enrichment .....	46
6.3 Benchmark Analysis of KRITZ-2(UO <sub>2</sub> Core) with CENDL-2.1.....	48
4. Conclusions .....	50
References.....	52
Appendix Sample Input Data of MVP for KRITZ-2:1Cores.....	54

## 1. はじめに

1970 年代前半に Studsvic 社が軽水減速臨界実験装置 KRITZ を使用して行った臨界実験データの一部<sup>1)</sup>が、1990 年に公開された。その後、経済協力開発機構原子力機関の原子力科学委員会 (OECD/NEA/NSC)が組織する TFRPD (Task Force on Reactor-Based Plutonium Disposition)の活動の一環として、OECD/NEA/NSC と米国・オークリッジ国立研究所(ORNL)が中心となって、燃料棒ピッチが異なる 2 種類の UO<sub>2</sub> 燃料炉心(KRITZ-2:1、KRITZ-2:13)と 1 種類の MOX 燃料炉心 (KRITZ-2:19)に対し、詳細な 3 次元モデルによる国際ベンチマーク問題が整備された<sup>2)~6)</sup>。これにより、従来は解析者に依存していた KRITZ-2 の解析モデルが、実験内容に照らして、最適なものとして標準化された。

KRITZ-2 の各炉心は、何れも 1 種類の燃料棒格子で構成された一様な炉心であり、常温及び約 245°C の高温条件における臨界性と径方向出力分布が測定されている。高温条件における一様な軽水炉体系の公開実験データは極めて希少であり、核データの積分テストに有用である。そこで、現在使用されている主要な核データによる核特性予測精度評価と今後の核データの高精度化に資することを目的として、KRITZ-2 ベンチマーク問題の解析を、4 種類の核データライブラリと連続エネルギーモンテカルロコードを使用して実施し、臨界性、等温温度反応度効果、径方向出力分布に対して、実験データとの比較を行った。また、核データライブラリによる差異要因を明らかにするため、無限格子計算による反応率比較等の検討を行った。

## 2. 実験体系

KRITZ 炉の垂直及び水平方向断面図を、それぞれ Fig.2.1 及び Fig.2.2 に示す。また、各炉心の主要なパラメータ値を Table 2.1 に示す。高さ約 5m、直径約 1.5m の円柱形状の圧力タンクの内部には、インサートベッセルと呼ばれる容器が置かれ、その外側部境界は円柱形状であり、ほぼ圧力タンクに隣接している。インサートベッセル外側部と正方柱形状の内側部の間には、中性子検出器や安全用水シャッターなどが置かれている。この領域は、非常時に水シャッターが開き、炉心部の水がダンプされるスペースに利用されるが、原子炉の運転中は、飽和蒸気の雰囲気にある。

炉心は、内側インサートベッセルの中に、Fig.2.2 の南西方向を基点に、正方格子配列で燃料棒が並べられ、減速材のボロン濃度の調整と最終的には水位により臨界とされる。KRITZ-2 の何れの炉心も燃料長に比べて、臨界水位は低く、炉心上部に飽和蒸気で満たされたドライラティス部が存在する。

KRITZ-2:1 と KRITZ-2:13 炉心では、同じ UO<sub>2</sub> 燃料棒が使用されているが、KRITZ-2:13 炉心の方が、燃料棒配列のピッチが大きい。また、これらの炉心で使用される UO<sub>2</sub> 燃料棒のウラン濃縮度は、1.86wt.% と低いのが特徴である。

UO<sub>2</sub> 燃料はペレットであるが、KRITZ-2:19 炉心の MOX 燃料は振動充填法で製造されており、

$\text{PuO}_2$  粒のサイズは  $25 \mu\text{m}$  と報告されている。MOX 燃料の平均プルトニウム富化度は、1.5wt.% であり、母材ウランの U-235 濃縮度は 0.16wt.%である。プルトニウムの組成は、Table 2.2 に示すように、兵器級に近いプルトニウムが使われている。実機軽水炉で使用される MOX 燃料とは異なるが、U-235、高次プルトニウム、アメリシウムの反応寄与が小さい体系であり、Pu-239 の核データ積分テストには好都合なベンチマーク体系である。

Table 2.1 Major parameters of KRITZ-2 cores

Core name	KRITZ-2:1	KRITZ-2:13	KRITZ-2:19		
Fuel type	$\text{UO}_2$	←	MOX		
Enrichment (wt.%)	1.86 ( $^{235}\text{U}$ )	←	1.5 (Total Pu)		
Fuel rod outer dia. (mm)	12.25 <sup>a</sup>	←	10.79 <sup>a</sup>		
Fuel dia. (mm)	10.58 <sup>a</sup>	←	9.45 <sup>a</sup>		
Fuel length (mm)	3650 <sup>a</sup>	←	1232		
Fuel density ( $\text{g}/\text{cm}^3$ )	10.145 (in cold)	←	9.58 (in cold)		
Cladding material	Zircaloy-2	←	←		
Cladding thickness (mm)	0.74 <sup>a</sup>	←	0.67 <sup>a</sup>		
Rod lattice pitch (mm)	14.85 <sup>a</sup>	16.35 <sup>a</sup>	18.0 <sup>a</sup>		
Lattice size	$44 \times 44$	$40 \times 40$	$25 \times 24$		
Water reflector thickness <sup>b</sup> $\Delta_s, \Delta_w, \Delta_n, \Delta_e$ (mm)	81, 81, 335.6, 335.6	113, 113, 303, 303	99, 99, 539, 521		
Core temperature (°C)	19.7	248.5	22.1	243.0	21.1
Critical water level (mm)	652.8	1055.2	961.7	1109.6	665.6
Boron concentration (ppm)	217.9	26.2	451.9	280.1	4.8
H/HM <sup>c</sup>	3.4	2.8	5.0	4.1	10.4
					8.5

<sup>a</sup>Values are in cold conditions. They are slightly increased in hot conditions because of thermal expansion.

<sup>b</sup>Radial reflector on the south, west, east, (See Fig. 2.2)

<sup>c</sup>Atomic number density ratio of hydrogen and heavy metals

Table 2.2 Composition of Pu isotopes and Am-241 in MOX fuel of KRITZ-2:19

	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241
atm.%	91.41	7.83	0.44	0.03	0.29

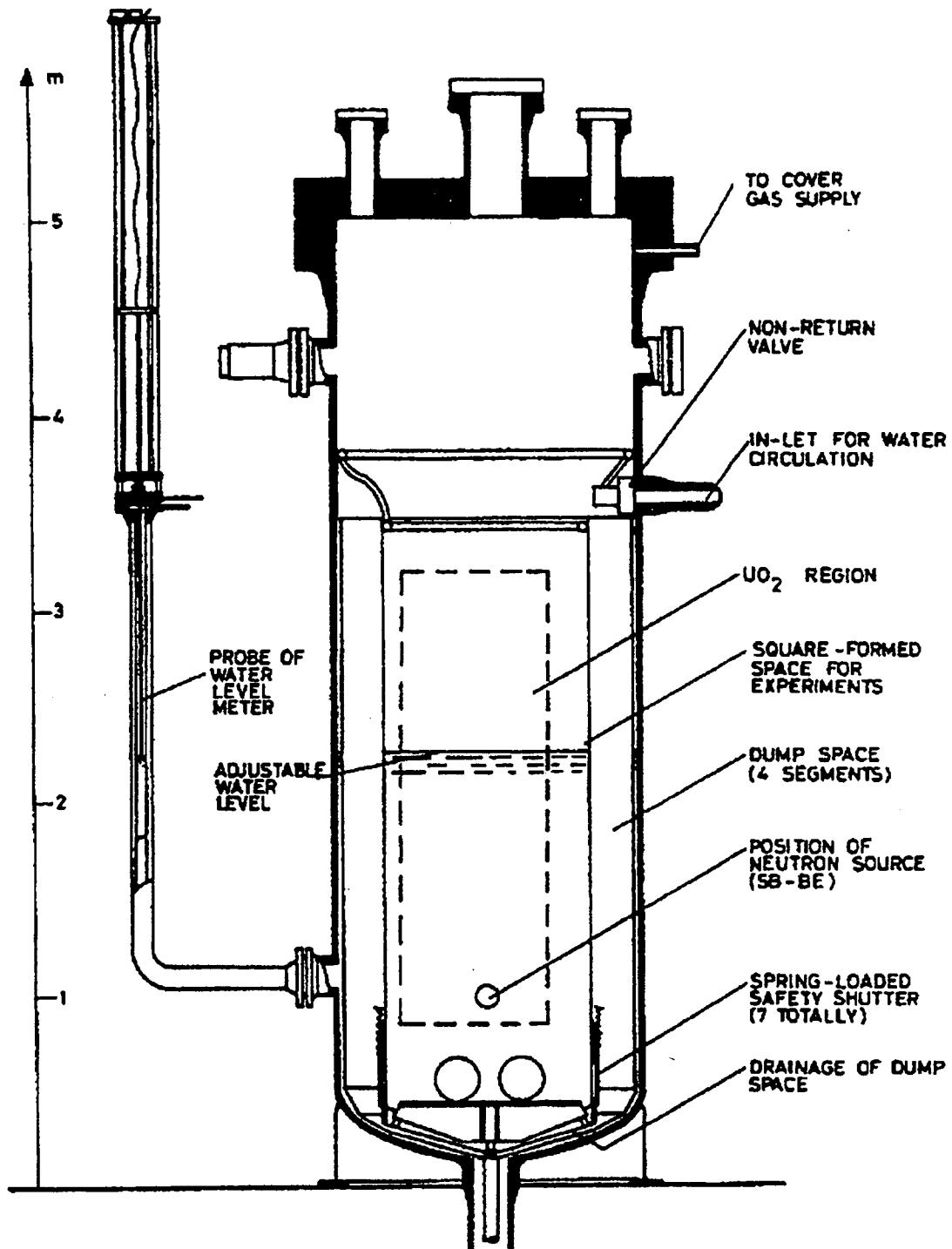


Fig. 2.1 Vertical cross section of the KRITZ reactor<sup>1)</sup>

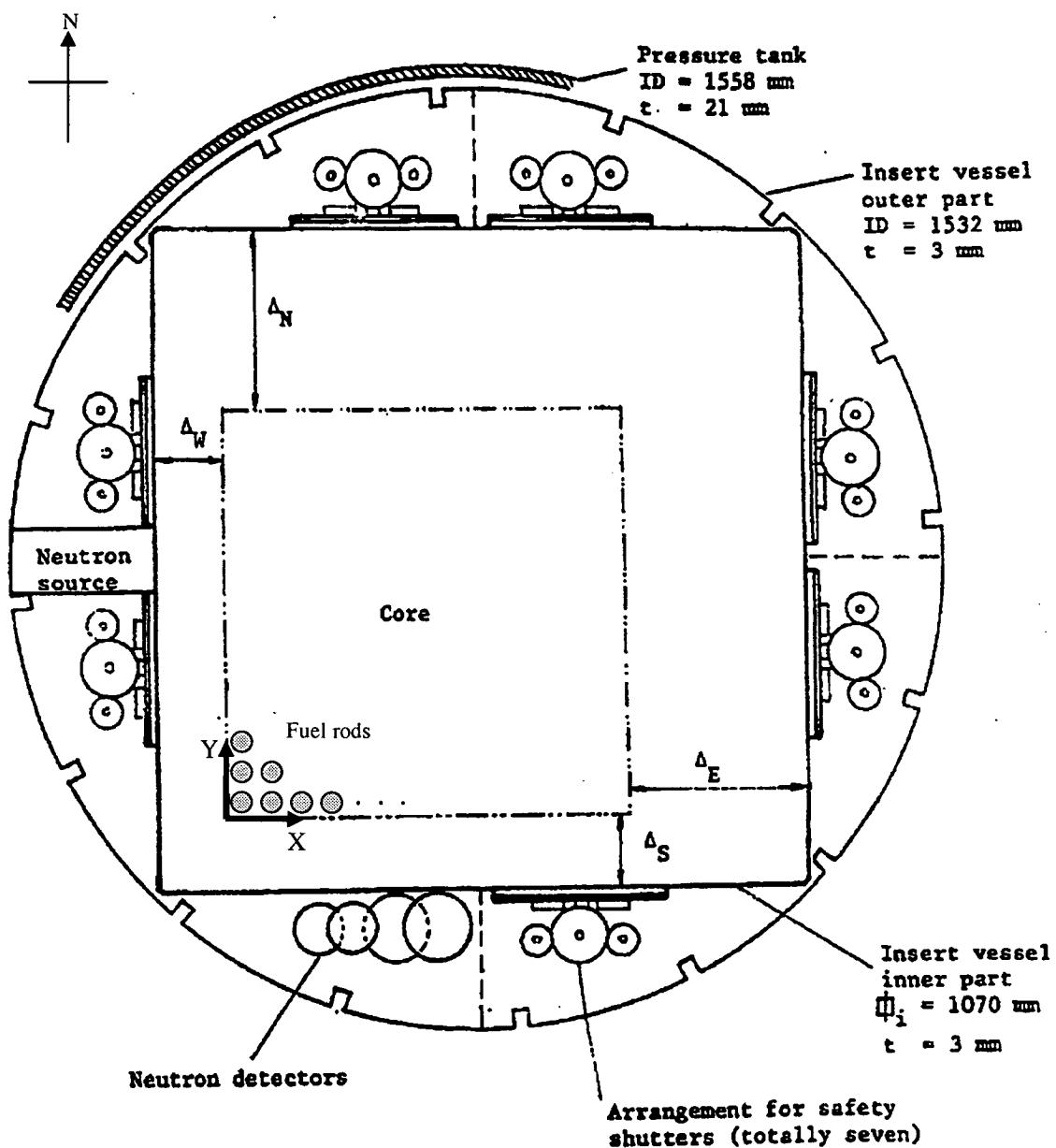


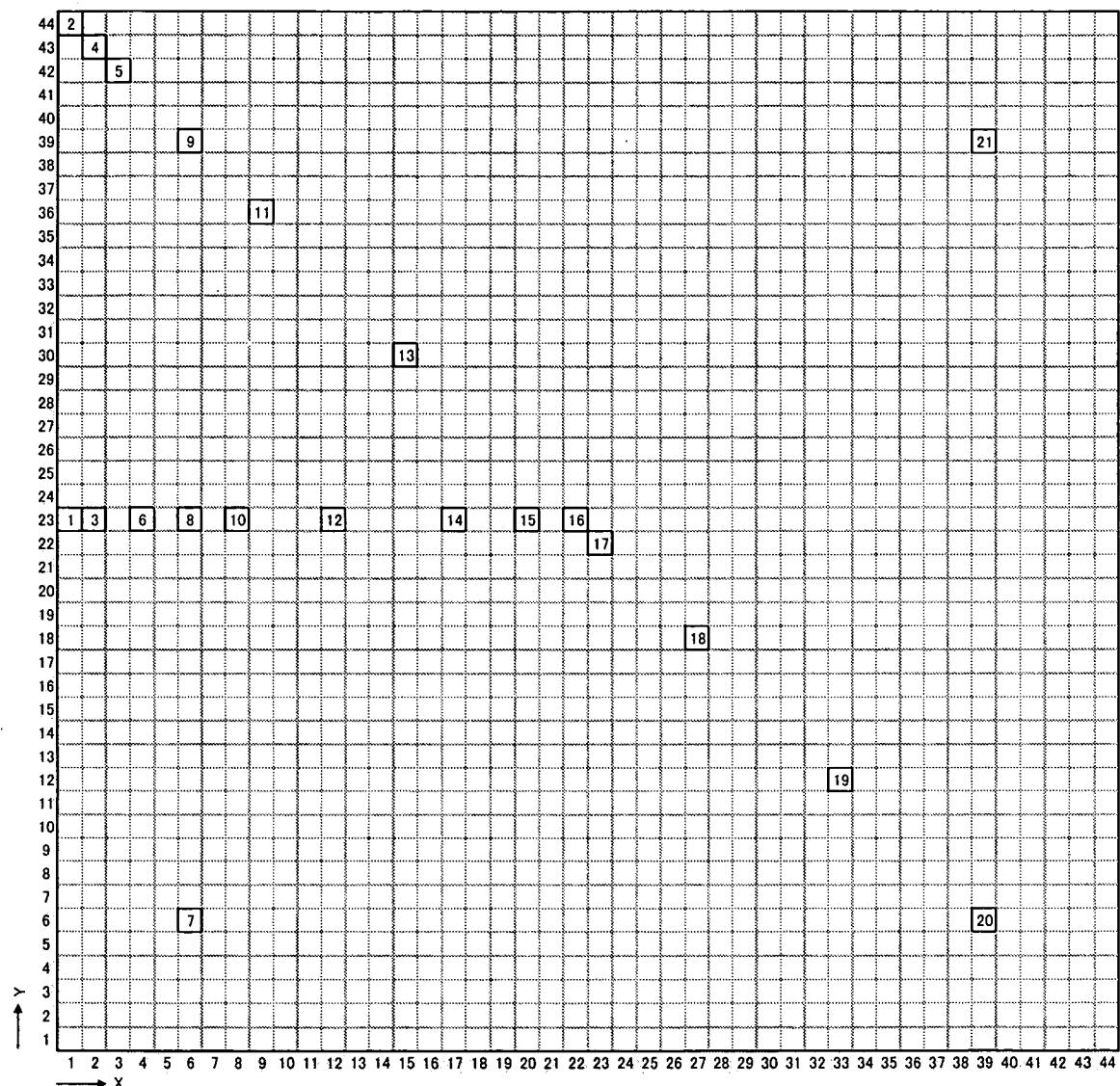
Fig. 2.2 Horizontal cross section of the KRITZ reactor<sup>1)</sup>

Fig.2.3～Fig.2.5 には、KRITZ-2:1、KRITZ-2:13、KRITZ-2:19 の各炉心における燃料装荷図を、径方向出力分布の測定位置と併せて示す。また、出力分布の測定値(相対分布)を Table 2.3 に示す。出力分布は、軸方向 11cm 区間の  $\gamma$ スキャニングで行われており、出力分布の実験誤差( $1\sigma$ )は±1%である。また、臨界性( $k_{eff}=1.0000$ )の実験誤差( $1\sigma$ )は、水位の測定誤差(低温で±0.1mm、高温で±1~2mm)、ボロン濃度の誤差(通常 1%、100ppm 以下では~1.5%)、温度の誤差(1%未満)によるものとして、±0.0008 (80pcm)と評価されている。これは、各炉心で厳密に評価されたものではなく、過去の同様な実験からの推定によるものである。

Table 2.3 Horizontal power distributions of KRITZ-2 experiments

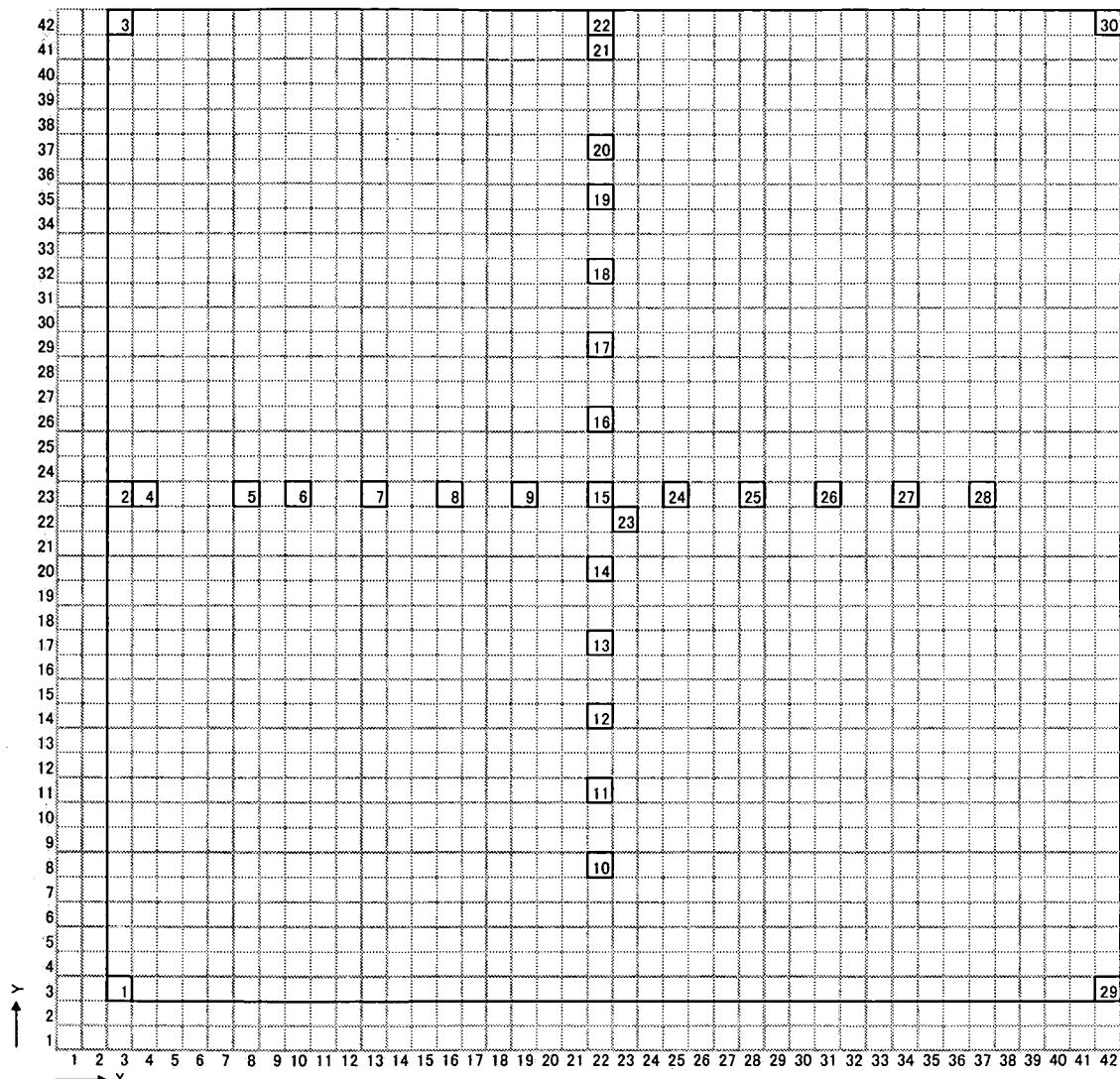
KRITZ-2:1			KRITZ-2:13			KRITZ-2:19		
U rods 44×44 Pitch 14.85mm			U rods 40×40 Pitch 16.35mm			Pu rods 25×24 Pitch 18.00mm		
X	Y	248.5°C	X	Y	22.1°C 243.0°C	X	Y	21.1°C 235.9°C
1	23	0.7133	3	3	0.1570 0.2601	2	14	0.5571 0.6953
1	44	0.4309	3	23	0.4167 0.5427	3	14	0.5360 0.5985
2	23	0.5899	3	42	0.1554 0.2563	5	14	0.6412 0.6535
2	43	0.3431	4	23	0.3846 0.4858	7	14	0.7648 0.7644
3	42	0.314	8	23	0.5573 0.5929	9	14	0.8688 0.8583
4	34	0.5689	10	23	0.6646 0.6903	11	14	0.9731 0.9297
6	6	0.3763	13	23	0.8021 0.8214	13	14	0.9774 0.9486
6	23	0.6231	16	23	0.9228 0.8951	14	6	0.7697 0.7354
6	39	0.3954	19	23	0.9608 0.9519	14	8	0.8493 0.8216
8	23	0.7074	22	8	0.5653 0.6048	14	10	0.9275 0.8917
9	36	0.5653	22	11	0.7174 0.7332	14	12	0.9772 0.9384
12	23	0.8602	22	14	0.8347 0.8563	14	14	1.0000 1.0000
15	30	0.7902	22	17	0.9192 0.9145	14	15	0.9970 0.9459
17	23	0.967	22	20	0.9859 0.9640	14	17	0.9367 0.9230
20	23	0.9868	22	23	0.9656 0.9784	14	19	0.8522 0.8329
22	23	1.0000	22	26	0.9522 0.9375	14	21	0.7369 0.7277
23	22	0.9965	22	29	0.8907 0.9085	14	22	0.6641 0.6856
27	18	0.9679	22	32	0.8129 0.8405	14	23	0.5941 0.6435
33	12	0.7071	22	35	0.6667 0.6960	16	14	0.9591 0.9217
39	6	0.3832	22	37	0.5647 0.5983	18	14	0.9344 0.9015
39	39	0.4025	22	41	0.3802 0.4763	20	14	0.8359 0.8170
			22	42	0.4032 0.5406	22	14	0.7063 0.7045
			23	22	1.0000 1.0000	23	14	0.6406 0.6511
			25	23	0.9640 0.9628	25	14	0.5265 0.6054
			28	23	0.9256 0.9177	26	14	0.5580 0.6898
Sum		13.689			19.9826 21.1095			19.7839 19.885

で囲まれたデータは、測定上の不具合の可能性が報告されている<sup>1)</sup>。



bottom-left corner pin position : (1,1)

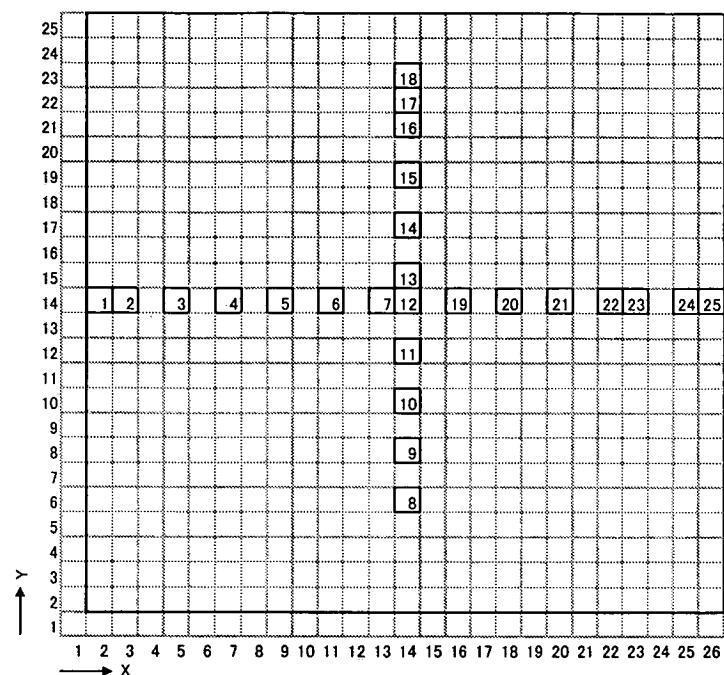
Fig.2.3 Row and column position of fuel rod in which power distribution was measured  
in KRITZ-2:1 experiment



bottom-left corner pin position : (3,3)

Fig.2.4 Row and column position of fuel rod in which power distribution was measured

in KRITZ-2:13 experiment



bottom-left corner pin position : (2,2)

Fig.2.5 Row and column position of fuel rod in which power distribution was measured  
in KRITZ-2:19 experiment

### 3. 解析手法と解析モデル

#### 3.1 解析手法

一連の解析には、連続エネルギーモンテカルロコード MVP<sup>7),8)</sup>を用い、核データライブラリとしては、JENDL-3.2<sup>9)</sup>、JENDL-3.3<sup>10)</sup>、ENDF/B-VI(R8)<sup>11)</sup>、JEF-2.2<sup>12)</sup>に基づく合計4種類の MVP ライブラリ<sup>13)</sup>を使用した。MVP ライブラリでは、H<sub>2</sub>Oの中性子散乱データ S(α, β)として、JENDL-3.2 と JEF-2.2 ライブラリについては、従来の ENDF/B-III のものを、ENDF/B-VI(R8)と JENDL-3.3 ライブラリについては、最新の ENDF/B-VI のデータ<sup>14)</sup>を利用している。

有効追跡中性子数は 60,000,000 であり、バッチサイズは 10,000、バッチ数は 6,000 (スキップバッチ数は 100) として解析を実施した。これにより、 $k_{eff}$ の統計誤差( $1\sigma$ )は、±0.0001 以下となり、実験データの誤差に比べて十分に小さくできる。

実際の径方向出力分布の測定では、γスキャニングは軸方向の 11cm 区間のみで行われているが、統計誤差をできるだけ小さくするため、核分裂率のタリーは、ウェット部燃料棒の軸方向全領域について、track length estimator により行った。この際、炉の対称性は考慮していない。

一様な KRITZ-2 炉心では、軸方向の出力分布は径方向位置に大きく依存しないことが期待できる。出力分布の統計誤差( $1\sigma$ )は、特に径方向位置に依存するが、Table 3.1 に示すように、平均で 0.3%~0.5% の範囲である。炉心コーナー位置燃料棒の出力についても、誤差 1%以下の精度が得られている。なお、KRITZ-2:1 炉心の低温条件における径方向出力分布は、実験データが無いため、計算値との比較は行っていない。

Table 3.1 Range of statistical errors (%) of power distribution

Core	KRITZ2:1		KRITZ2:13		KRITZ2:19	
	Temp.	Cold	Hot	Cold	Hot	Cold
Min.	0.35	0.31	0.34	0.30	0.26	
Max.	0.88	0.58	0.96	0.66	0.36	
Ave.	0.52	0.42	0.48	0.39	0.30	

Values are shown as relative standard deviation ( $1\sigma$ ) in the case using JENDL-3.3 library

#### 3.2 解析モデル

MVP による解析モデルの一例として、KRITZ-2:1 炉心の水平方向及び軸方向断面図を Fig.3.1 に示す。このモデルは、ベンチマーク問題の仕様<sup>2),3,6)</sup>で指定された幾何形状とサイズを正確に取り込んだものである。これに対応する MVP の入力データは Appendix に示してある。なお、高温条件では、熱膨張の効果が考慮されている。

ベンチマーク問題の仕様では、実体系と比べて、以下のモデル化が行われていることが報告されている<sup>1)~3)</sup>。

- ① 水平方向のモデル化の範囲は、圧力タンクまでであるが、インサートベッセルの外側と内側の間に存在する中性子源や検出器などはモデル化されていない。2次元計算により、内部インサートベッセルの外側の構造は、 $k_{eff}$ にはほとんど影響を与えないことが確認されている。
- ② 軸方向のモデル化では、上部は燃料上端までとしている。 $UO_2$  燃料棒の燃料長は約 365cm、 $MOX$  燃料長は約 123cm であり、臨界水位に比べて十分に高いため、燃料より上のプラグなどの構造はモデル化されていない。燃料上部の構造とその周りにある蒸気による中性子の反射は無視できるとしている。
- ③ 燃料棒の下部は、プラグ部( $UO_2$  燃料棒の場合 23mm 長、 $MOX$  燃料棒の場合 46mm 長)と SUS の支持ビーム(10mm  $\phi$  × 80mm)で構成されているが、凸形状のプラグ部に対する詳細なデータは与えられていないため、10mm  $\phi$  × 80mm の SUS 円柱のみでモデル化されている。
- ④ 下部の水反射体は、燃料下端から 400mm までの範囲とし、それより下は真空境界条件としている。
- ⑤ 燃料棒支持のために軸方向 3 箇所にスペーサグリッドが使用されているが、水没しているものは燃料下端に近いもの 1 箇所だけであり、スペーサグリッドは全てモデル化されていない。

この 3 次元モデルを使用した場合のベンチマーク  $k_{eff}$  すなわちモデル化に起因するバイアスを考慮した実験値  $k_{eff}$  は、今のところ 1.0000 と評価されているが、詳しい感度解析は今後行われることになっている。

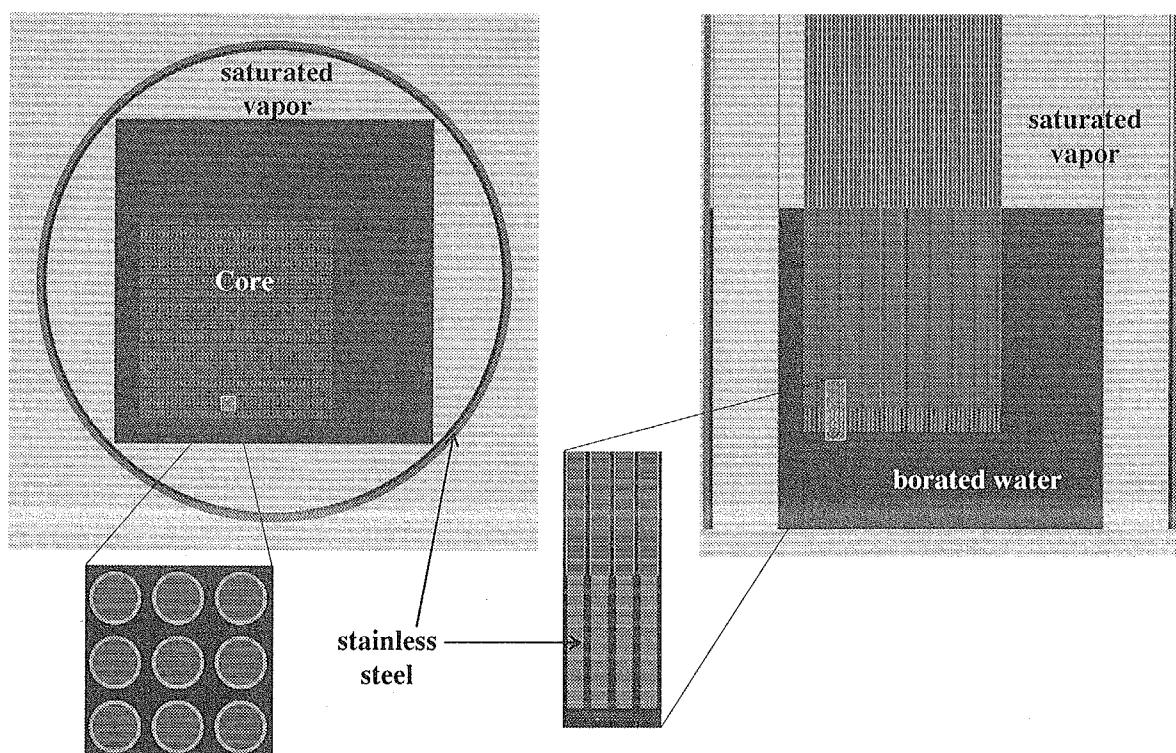
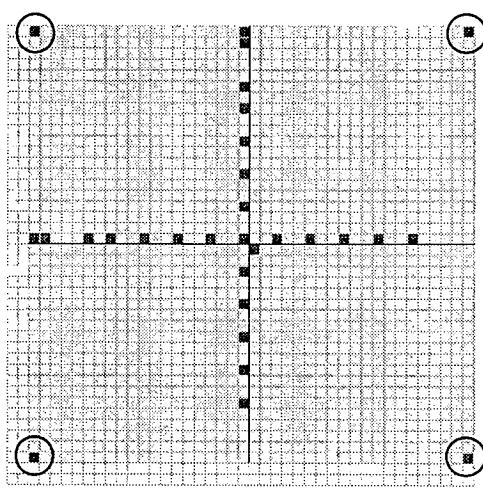


Fig.3.1 Benchmark calculation model (KRITZ-2;1)

ベンチマーク仕様では、インサートベッセルの外側と内側の間に存在する中性子源や検出器などをモデル化で無視した効果は、 $k_{eff}$ に対して十分に小さいとの記述はあるが、Fig.2.2 で西側と南側の反射体厚さは、 $\Delta_w = \Delta_s = 約 10\text{cm}$  と比較的薄いため、モデル化で無視した中性子源や検出器などの構造材が出力分布に影響を与える懸念がある。そこで、出力分布の対称性をチェックすることで、影響の有無を確認した。KRITZ-2:13 炉心は、正方形炉心であり、常温及び高温において、水反射体に接する炉心の 4 つのコーナー( Fig.3.2 の○印)で出力分布が測定されている。これらの位置での出力分布の測定値を比較することで、炉外構造による出力分布のチルトがあるかどうかを判定した。結果を Fig.3.2(右表)に示す。



Pin position (See Fig.2.4)

(3,42)	(42,42)
(3,3)	(42,3)

Pin power at corner rods (Cold)

1.001	0.997
1.012	0.990

Pin power at corner rods (Hot)

0.993	1.010
1.007	0.990

Fig.3.2 Power distribution at symmetric corner positions in KRITZ-2:13 (Cold, Hot)

(Note : pin power is shown as relative value to average of four corner rods)

Fig.3.2(右表)の結果から、4 つのコーナーロッドの出力分布は、測定誤差(1%)内でほぼ一致しており、反射体やその外側の構造材等による出力分布への影響は小さいと判断される。

## 4. 解析結果

### 4.1 臨界性

各炉心の臨界固有値の解析結果を Table 4.1 及び Fig.4.1 に示す。

Table 4.1  $k_{\text{eff}}$  values of KRITZ-2 cores calculated with MVP and different nuclear data libraries

Core	Temperature	$k_{\text{eff}}$			
		°C	JENDL-3.2	JENDL-3.3	ENDF/B-VI(R8)
KRITZ-2:1	19.7	0.99525	0.99137	0.98962	0.99309
	248.5	0.99501	0.98980	0.98785	0.99339
KRITZ-2:13	22.1	0.99903	0.99564	0.99397	0.99648
	243.0	0.99857	0.99362	0.99146	0.99625
KRITZ-2:19	21.1	1.00126	1.00091	0.99609	0.99636
	235.9	1.00001	0.99970	0.99471	0.99510

Statistical uncertainty of 1 standard deviation ( $1\sigma$ ) :  $\pm 0.000080 \sim \pm 0.000092$   
 Experimental error is estimated as  $\pm 0.0008$ .

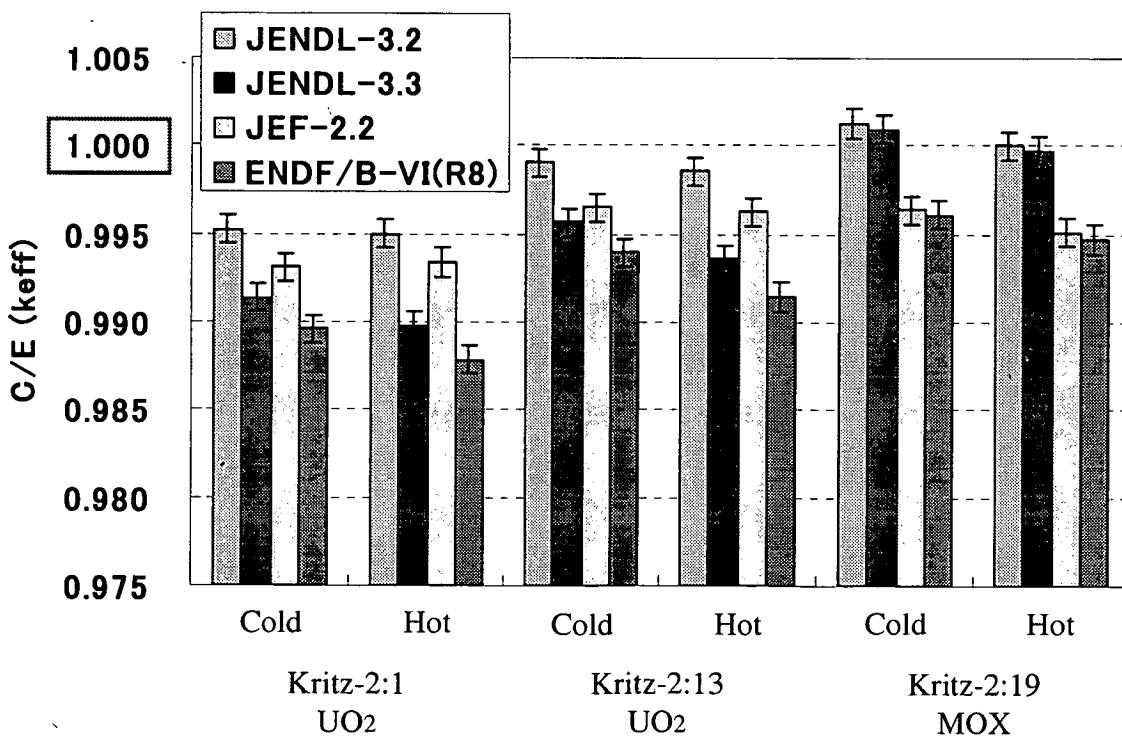


Fig.4.1 C/E value of  $k_{\text{eff}}$  for KRITZ-2 cores obtained with MVP and different nuclear data libraries  
 Error bar denotes experimental error ( $1\sigma$ ). Statistical error of calculation is negligibly small.

ウラン燃料炉心である KRITZ-2:1 炉心及び KRITZ-2:13 では、いずれの核データライブラリを用いた解析結果においても、 $0.1\sim1.2\% \Delta k$  の範囲で  $k_{eff}$  の過小評価が見られる。過小評価の程度は、JENDL-3.2、JEF-2.2、JENDL-3.3、ENDF/B-VI(R8)の順に大きくなり、特に、ENDF/B-VI(R8)の過小評価は  $1\% \Delta k$  前後で顕著である。また、H/HM 比が異なる KRITZ-2:1 と KRITZ-2:13 との比較では、KRITZ-2:1 の方が全体に過小評価の程度が大きく、これは臨界性の予測精度に、スペクトル依存性があることを示している。低温状態と高温状態での比較では、JENDL-3.2 と JEF-2.2 による結果には、過小評価の程度に差異はほとんど見られないが、JENDL-3.3 と ENDF/B-VI(R8)の結果では、高温状態の方が過小評価の程度が大きい。

MOX 燃料炉心である KRITZ-2:19 炉心では、JEF-2.2 と ENDF/B-VI(R8)の結果は、共に  $0.5\% \Delta k$  程度の過小評価であり、JENDL の結果が最も良好な結果となっている。UO<sub>2</sub>燃料の場合と異なり、JENDL-3.2 と JENDL-3.3 の結果には顕著な差異は見られない。

## 4.2 等温温度係数

等温温度係数(*ITC : Isothermal Temperature Coefficient*)を以下の式で定義する。

$$ITC = \frac{\Delta\rho}{\Delta T} = \frac{\frac{1}{k_{Cold}} - \frac{1}{k_{Hot}}}{T_{Hot} - T_{Cold}} \times 10^5 \quad (\text{pcm}/^\circ\text{C}) \quad (4.1)$$

また、これに対する誤差  $\delta(ITC)$  は、温度の誤差(1%未満)を無視すると、以下の式で評価される。

$$\delta(ITC) = \frac{1}{T_{Hot} - T_{Cold}} \sqrt{\left( \frac{\delta k_{Cold}}{(k_{Cold})^2} \right)^2 + \left( \frac{\delta k_{Hot}}{(k_{Hot})^2} \right)^2} \times 10^5 \quad (4.2)$$

*ITC* の計算値誤差  $\delta(ITC)_{Cal}$  は、低温及び高温条件での各統計誤差を用いて(4.2)式で評価した。実験値誤差  $\delta(ITC)_{Exp}$  は、 $k_{eff}$  の実験誤差  $\pm 0.0008$  から評価した。また、*ITC* の計算値と実験値の差に対する誤差は次式で求めた。

$$\delta(ITC_{Cal} - ITC_{Exp}) = \sqrt{(\delta(ITC)_{Cal})^2 + (\delta(ITC)_{Exp})^2}, \quad (4.3)$$

KRITZ-2 実験では、低温炉心と高温炉心のいずれもボロン濃度と水位で臨界調整されており、通常の臨界状態から摂動を与えて測定される温度係数とは異なり、KRITZ-2:1、KRITZ-2:13、KRITZ-2:19 炉心の何れも等温温度係数の実験値はゼロである。(4.1)式による KRITZ-2 の等温温度係数の計算値と(4.2)式及び(4.3)式による誤差を Table 4.2 に示す。これらの値のゼロからの差異が大きいほど、等温温度係数の予測精度が悪いことを意味する。

Table 4.2 Calculated results of isothermal temperature coefficients ( $ITC$  : pcm/ $^{\circ}$ C) for KRITZ-2

	JENDL-3.2	JENDL-3.3	ENDF/B-VI(R8)	JEF-2.2
KRITZ-2:1	-0.106 ± 0.053 [± 0.497]	-0.699 ± 0.053 [± 0.497]	-0.791 ± 0.054 [± 0.497]	+0.133 ± 0.054 [± 0.497]
KRITZ-2:13	-0.209 ± 0.052 [± 0.515]	-0.924 ± 0.052 [± 0.515]	-1.153 ± 0.053 [± 0.515]	-0.105 ± 0.052 [± 0.497]
KRITZ-2:19	-0.581 ± 0.059 [± 0.530]	-0.563 ± 0.060 [± 0.530]	-0.650 ± 0.060 [± 0.530]	-0.592 ± 0.060 [± 0.530]

Reference experimental values of  $ITC$  are 0.0, because both of cold and hot cores are critical.

Upper error is statistical one by Eq.(4.2), lower value by Eq.(4.3) in [ ] contains experimental error.

$$1\text{pcm} = 10^{-5} \Delta k/k = 0.001\% \Delta k/k$$

Table 4.2 に示した  $ITC$  は計算値であると同時に、計算値と実験値の差異でもある。後者の意味では、誤差は[ ]内の値を適用する。いずれの結果も  $2\sigma$  内では実験値と一致しているが、 $UO_2$  燃料炉心に対しては、JENDL-3.3 と ENDF/B-VI(R8)の結果は、低温と高温での  $k_{eff}$  の過小評価の程度が異なっており、その  $ITC$  が負側に過大評価されている。仮に、 $ITC$  が負側に 1pcm/ $^{\circ}$ C程度の過大評価されていると、低温から  $300^{\circ}$ Cの温度上昇があった場合には、低温で臨界固有値のバイアス補正を行っても、高温で  $0.3\% \Delta k$  の臨界性の過小評価が見込まれることを意味する。また、動特性解析の精度にも影響する。一方、 $UO_2$  燃料炉心での臨界固有値の予測精度が最も良い JENDL-3.2 の結果は、 $ITC$  も良く実験値と一致している。

MOX 燃料炉心では、 $ITC$  の実験値との差異は負側であるが、核データに対する依存性は見られず、差異も  $1\sigma$  程度である。

### 4.3 出力分布

各炉心での径方向出力分布の解析結果を Table 4.3～Table 4.6 に示す。なお、これらの計算値は、ベンチマーク問題の仕様に従い、実験値(Table 2.3)の全測定位置の合計出力で規格化してある。また、これらの計算値による相対出力( $C$ )を、実験値出力( $E$ )で割った  $C/E$  値を Table 4.7～Table 4.10 に示す。 $C/E$  値の全体のばらつきを示す平均二乗誤差 ( $RMS$  : Root Mean Square) を、以下の式で算出し、炉心及びライブラリ間の比較を Table 4.11 にまとめた。

$$RMS(\%) = \sqrt{\frac{\sum_i (C_i / E_i - 1)^2}{N}} \times 100 \quad (4.4)$$

$C_i$  : 測定位置  $i$  におけるピン出力の計算値

$E_i$  : 測定位置  $i$  におけるピン出力の測定値

$N$  : 出力分布測定データ数

また、出力分布の予測精度が径方向位置に依存するかどうかを見るため、C/E 値を炉中心からの相対距離順に並べた図を Fig.4.2～Fig.4.4 に示す。

Table 4.3 Calculated relative pin powers ( JENDL-3.2)

KRITZ-2:1			KRITZ-2:13			KRITZ-2:19				
U rods 44×44 Pitch 14.85mm			U rods 40×40 Pitch 16.35mm			Pu rods 25×24 Pitch 18.00mm				
X	Y	248.5°C	X	Y	22.1°C 243.0°C	X	Y	21.1°C 235.9°C		
1	23	0.7271	3	3	0.1577 0.2610	2	14	0.5593 0.6768		
1	44	0.4351	3	23	0.4128 0.5398	3	14	0.5270 0.5903		
2	23	0.5835	3	42	0.1545 0.2615	5	14	0.6394 0.6545		
2	43	0.3410	4	23	0.3883 0.4766	7	14	0.7716 0.7686		
3	42	0.3097	8	23	0.5689 0.5956	9	14	0.8794 0.8592		
4	34	0.5467	10	23	0.6649 0.6917	11	14	0.9584 0.9199		
6	6	0.3803	13	23	0.7946 0.8106	13	14	0.9911 0.9596		
6	23	0.6141	16	23	0.8933 0.8972	14	6	0.7306 0.7279		
6	39	0.3857	19	23	0.9590 0.9503	14	8	0.8519 0.8306		
8	23	0.6977	22	8	0.5691 0.6049	14	10	0.9403 0.9079		
9	36	0.5479	22	11	0.7226 0.7378	14	12	0.9902 0.9480		
12	23	0.8418	22	14	0.8378 0.8449	14	14	0.9975 0.9607		
15	30	0.8422	22	17	0.9155 0.9203	14	15	0.9863 0.9522		
17	23	0.9597	22	20	0.9764 0.9656	14	17	0.9377 0.9119		
20	23	0.9986	22	23	0.9847 0.9833	14	19	0.8534 0.8323		
22	23	1.0153	22	26	0.9617 0.9534	14	21	0.7286 0.7340		
23	22	1.0092	22	29	0.8945 0.8981	14	22	0.6609 0.6794		
27	18	0.9534	22	32	0.7935 0.8151	14	23	0.5910 0.6300		
33	12	0.7109	22	35	0.6700 0.6914	16	14	0.9823 0.9434		
39	6	0.3906	22	37	0.5707 0.5986	18	14	0.9276 0.8938		
39	39	0.3986	22	41	0.3835 0.4826	20	14	0.8310 0.8219		
			22	42	0.4119 0.5462	22	14	0.7108 0.7161		
			23	22	0.9836 0.9819	23	14	0.6441 0.6610		
			25	23	0.9717 0.9704	25	14	0.5286 0.6072		
			28	23	0.9240 0.9242	26	14	0.5649 0.6979		
Sum			13.689			19.9826 21.1095				
						19.7839 19.885				

Table 4.4 Calculated relative pin powers (JENDL-3.3)

<u>KRITZ-2:1</u>			<u>KRITZ-2:13</u>			<u>KRITZ-2:19</u>						
U rods 44×44 Pitch 14.85mm			U rods 40×40 Pitch 16.35mm			Pu rods 25×24 Pitch 18.00mm						
X	Y	248.5°C	X	Y	22.1°C	243.0°C	X	Y	21.1°C	235.9°C		
1	23	0.7233	3	3	0.1604	0.2643	2	14	0.5628	0.6720		
1	44	0.4366	3	23	0.4161	0.5493	3	14	0.5237	0.5923		
2	23	0.5912	3	42	0.1552	0.2622	5	14	0.6433	0.6537		
2	43	0.3407	4	23	0.3838	0.4811	7	14	0.7750	0.7667		
3	42	0.3067	8	23	0.5662	0.6030	9	14	0.8878	0.8599		
4	34	0.5516	10	23	0.6669	0.6938	11	14	0.9555	0.9236		
6	6	0.3837	13	23	0.7980	0.8115	13	14	0.9931	0.9554		
6	23	0.6167	16	23	0.8987	0.8982	14	6	0.7298	0.7269		
6	39	0.3914	19	23	0.9576	0.9540	14	8	0.8502	0.8360		
8	23	0.6981	22	8	0.5681	0.5968	14	10	0.9405	0.9076		
9	36	0.5482	22	11	0.7182	0.7330	14	12	0.9931	0.9474		
12	23	0.8377	22	14	0.8341	0.8363	14	14	1.0007	0.9554		
15	30	0.8456	22	17	0.9253	0.9230	14	15	0.9856	0.9474		
17	23	0.9586	22	20	0.9690	0.9664	14	17	0.9405	0.9156		
20	23	0.9993	22	23	0.9842	0.9788	14	19	0.8502	0.8360		
22	23	1.0086	22	26	0.9595	0.9602	14	21	0.7321	0.7301		
23	22	1.0073	22	29	0.8911	0.9003	14	22	0.6561	0.6744		
27	18	0.9462	22	32	0.8018	0.8074	14	23	0.5891	0.6298		
33	12	0.7079	22	35	0.6631	0.6897	16	14	0.9781	0.9474		
39	6	0.3888	22	37	0.5662	0.6009	18	14	0.9254	0.8997		
39	39	0.4008	22	41	0.3819	0.4853	20	14	0.8351	0.8200		
			22	42	0.4161	0.5534	22	14	0.7102	0.7197		
			23	22	0.9861	0.9705	23	14	0.6373	0.6616		
			25	23	0.9709	0.9664	25	14	0.5274	0.6051		
			28	23	0.9158	0.9230	26	14	0.5613	0.7014		
			31	23	0.8303	0.8445						
			34	23	0.7163	0.7330						
			37	23	0.5681	0.6009						
			42	3	0.1579	0.2622						
			42	42	0.1560	0.2602						
Sum		13.689				19.9826	21.1095			19.7839	19.885	

Table 4.5 Calculated relative pin powers (ENDF/B-VI(R8))

<u>KRITZ-2:1</u>			<u>KRITZ-2:13</u>			<u>KRITZ-2:19</u>				
U rods 44×44 Pitch 14.85mm			U rods 40×40 Pitch 16.35mm			Pu rods 25×24 Pitch 18.00mm				
X	Y	248.5°C	X	Y	22.1°C	243.0°C	X	Y	21.1°C	235.9°C
1	23	0.7237	3	3	0.1562	0.2645	2	14	0.5600	0.6776
1	44	0.4375	3	23	0.4152	0.5460	3	14	0.5291	0.5954
2	23	0.5877	3	42	0.1575	0.2643	5	14	0.6377	0.6553
2	43	0.3380	4	23	0.3840	0.4827	7	14	0.7703	0.7632
3	42	0.3083	8	23	0.5632	0.6049	9	14	0.8851	0.8623
4	34	0.5565	10	23	0.6697	0.6923	11	14	0.9552	0.9195
6	6	0.3802	13	23	0.7979	0.8108	13	14	0.9954	0.9543
6	23	0.6169	16	23	0.9005	0.8949	14	6	0.7316	0.7241
6	39	0.3854	19	23	0.9579	0.9615	14	8	0.8490	0.8347
8	23	0.6964	22	8	0.5686	0.5981	14	10	0.9373	0.9057
9	36	0.5451	22	11	0.7127	0.7343	14	12	0.9892	0.9529
12	23	0.8489	22	14	0.8305	0.8407	14	14	0.9970	0.9581
15	30	0.8512	22	17	0.9214	0.9178	14	15	0.9912	0.9501
17	23	0.9607	22	20	0.9692	0.9681	14	17	0.9398	0.9094
20	23	0.9924	22	23	0.9859	0.9785	14	19	0.8525	0.8351
22	23	1.0040	22	26	0.9572	0.9554	14	21	0.7280	0.7343
23	22	1.0024	22	29	0.8971	0.8949	14	22	0.6609	0.6784
27	18	0.9558	22	32	0.7980	0.8085	14	23	0.5892	0.6326
33	12	0.7091	22	35	0.6738	0.6925	16	14	0.9813	0.9434
39	6	0.3924	22	37	0.5705	0.5983	18	14	0.9252	0.8989
39	39	0.3963	22	41	0.3846	0.4781	20	14	0.8362	0.8217
			22	42	0.4201	0.5522	22	14	0.7080	0.7141
			23	22	0.9850	0.9803	23	14	0.6422	0.6584
			25	23	0.9735	0.9644	25	14	0.5295	0.6052
			28	23	0.9166	0.9191	26	14	0.5628	0.7003
Sum		13.689	19.9826			21.1095	19.7839			19.885

Table 4.6 Calculated relative pin powers (JEF-2.2)

KRITZ-2:1			KRITZ-2:13			KRITZ-2:19				
U rods 44x44 Pitch 14.85mm			U rods 40x40 Pitch 16.35mm			Pu rods 25x24 Pitch 18.00mm				
X	Y	248.5°C	X	Y	22.1°C      243.0°C	X	Y	21.1°C      235.9°C		
1	23	0.7250	3	3	0.1595      0.2645	2	14	0.5580      0.6751		
1	44	0.4335	3	23	0.4131      0.5462	3	14	0.5257      0.5952		
2	23	0.5845	3	42	0.1571      0.2640	5	14	0.6410      0.6528		
2	43	0.3345	4	23	0.3823      0.4761	7	14	0.7787      0.7614		
3	42	0.3093	8	23	0.5647      0.5980	9	14	0.8871      0.8615		
4	34	0.5550	10	23	0.6666      0.6904	11	14	0.9530      0.9188		
6	6	0.3788	13	23	0.7972      0.8131	13	14	0.9924      0.9533		
6	23	0.6124	16	23	0.8973      0.8991	14	6	0.7316      0.7282		
6	39	0.3866	19	23	0.9591      0.9552	14	8	0.8549      0.8280		
8	23	0.6990	22	8	0.5650      0.5978	14	10	0.9361      0.9081		
9	36	0.5466	22	11	0.7125      0.7303	14	12	0.9906      0.9478		
12	23	0.8397	22	14	0.8311      0.8462	14	14	0.9983      0.9615		
15	30	0.8533	22	17	0.9181      0.9254	14	15	0.9848      0.9534		
17	23	0.9649	22	20	0.9740      0.9677	14	17	0.9383      0.9102		
20	23	0.9994	22	23	0.9830      0.9793	14	19	0.8488      0.8346		
22	23	1.0090	22	26	0.9558      0.9543	14	21	0.7292      0.7345		
23	22	1.0109	22	29	0.8966      0.8983	14	22	0.6588      0.6775		
27	18	0.9568	22	32	0.7971      0.8087	14	23	0.5892      0.6308		
33	12	0.7059	22	35	0.6618      0.6891	16	14	0.9787      0.9442		
39	6	0.3902	22	37	0.5644      0.6002	18	14	0.9268      0.8984		
39	39	0.3935	22	41	0.3848      0.4825	20	14	0.8339      0.8221		
			22	42	0.4136      0.5509	22	14	0.7122      0.7216		
			23	22	0.9834      0.9808	23	14	0.6415      0.6634		
			25	23	0.9744      0.9695	25	14	0.5306      0.6070		
			28	23	0.9246      0.9174	26	14	0.5640      0.6957		
			31	23	0.8416      0.8438					
			34	23	0.7226      0.7322					
			37	23	0.5673      0.6039					
			42	3	0.1589      0.2640					
			42	42	0.1552      0.2606					
Sum	13.689			19.9826	21.1095		19.7839	19.885		

Table 4.7 C/E values of relative pin powers (JENDL-3.2)

KRITZ-2:1			KRITZ-2:13				KRITZ-2:19					
U rods 44×44 Pitch 14.85mm			U rods 40×40 Pitch 16.35mm				Pu rods 25×24 Pitch 18.00mm					
X	Y	248.5°C	X	Y	22.1°C	243.0°C	X	Y	21.1°C	235.9°C		
1	23	1.02	3	3	1.00	1.00	2	14	1.00	0.97		
1	44	1.01	3	23	0.99	0.99	3	14	0.98	0.99		
2	23	0.99	3	42	0.99	1.02	5	14	1.00	1.00		
2	43	0.99	4	23	1.01	0.98	7	14	1.01	1.01		
3	42	0.99	8	23	1.02	1.00	9	14	1.01	1.00		
4	23	0.96	10	23	1.00	1.00	11	14	0.98	0.99		
6	6	1.01	13	23	0.99	0.99	13	14	1.01	1.01		
6	23	0.99	16	23	0.97	1.00	14	6	0.95	0.99		
6	39	0.98	19	23	1.00	1.00	14	8	1.00	1.01		
8	23	0.99	22	8	1.01	1.00	14	10	1.01	1.02		
9	36	0.97	22	11	1.01	1.01	14	12	1.01	1.01		
12	23	0.98	22	14	1.00	0.99	14	14	1.00	0.96		
15	30	1.07	22	17	1.00	1.01	14	15	0.99	1.01		
17	23	0.99	22	20	0.99	1.00	14	17	1.00	0.99		
20	23	1.01	22	23	1.02	1.00	14	19	1.00	1.00		
22	23	1.02	22	26	1.01	1.02	14	21	0.99	1.01		
23	22	1.01	22	29	1.00	0.99	14	22	1.00	0.99		
27	18	0.99	22	32	0.98	0.97	14	23	0.99	0.98		
33	12	1.01	22	35	1.00	0.99	16	14	1.02	1.02		
39	6	1.02	22	37	1.01	1.00	18	14	0.99	0.99		
39	39	0.99	22	41	1.01	1.01	20	14	0.99	1.01		
			22	42	1.02	1.01	22	14	1.01	1.02		
			23	22	0.98	0.98	23	14	1.01	1.02		
			25	23	1.01	1.01	25	14	1.00	1.00		
			28	23	1.00	1.01	26	14	1.01	1.01		
			31	23	1.01	1.03						
			34	23	1.00	0.98						
			37	23	0.99	1.00						
			42	3	1.00	1.03						
			42	42	0.99	1.00						
RMS	2.24%	RMS	1.23%	1.34%	RMS	1.43%	1.48%					

で囲まれたデータは、測定上の不具合の可能性が報告されている<sup>1)</sup>。

Table 4.8 C/E values of relative pin powers (JENDL-3.3)

<u>KRITZ-2:1</u>			<u>KRITZ-2:13</u>			<u>KRITZ-2:19</u>				
U rods 44×44 Pitch 14.85mm			U rods 40×40 Pitch 16.35mm			Pu rods 25×24 Pitch 18.00mm				
X	Y	248.5°C	X	Y	22.1°C	243.0°C	X	Y	21.1°C	235.9°C
1	23	1.01	3	3	1.02	1.02	2	14	1.01	0.97
1	44	1.01	3	23	1.00	1.01	3	14	0.98	0.99
2	23	1.00	3	42	1.00	1.02	5	14	1.00	1.00
2	43	0.99	4	23	1.00	0.99	7	14	1.01	1.00
3	42	0.98	8	23	1.02	1.02	9	14	1.02	1.00
4	23	0.97	10	23	1.00	1.01	11	14	0.98	0.99
6	6	1.02	13	23	0.99	0.99	13	14	1.02	1.01
6	23	0.99	16	23	0.97	1.00	14	6	0.95	0.99
6	39	0.99	19	23	1.00	1.00	14	8	1.00	1.02
8	23	0.99	22	8	1.00	0.99	14	10	1.01	1.02
9	36	0.97	22	11	1.00	1.00	14	12	1.02	1.01
12	23	0.97	22	14	1.00	0.98	14	14	1.00	0.96
15	30	1.07	22	17	1.01	1.01	14	15	0.99	1.00
17	23	0.99	22	20	0.98	1.00	14	17	1.00	0.99
20	23	1.01	22	23	1.02	1.00	14	19	1.00	
22	23	1.01	22	26	1.01	1.02	14	21	0.99	1.00
23	22	1.01	22	29	1.00	0.99	14	22	0.99	0.98
27	18	0.98	22	32	0.99	0.96	14	23	0.99	0.98
33	12	1.00	22	35	0.99	0.99	16	14	1.02	1.03
39	6	1.01	22	37	1.00	1.00	18	14	0.99	1.00
39	39	1.00	22	41	1.00	1.02	20	14	1.00	1.00
			22	42	1.03	1.02	22	14	1.01	1.02
			23	22	0.99	0.97	23	14	0.99	1.02
			25	23	1.01	1.00	25	14	1.00	1.00
			28	23	0.99	1.01	26	14	1.01	1.02
		31 23 1.01 34 23 1.00 37 23 0.99 42 3 1.03 42 42 1.01		1.03 0.98 1.00 1.03 1.00						
RMS	2.22%	RMS	1.28%	1.66%		RMS	1.55%	1.65%		

で囲まれたデータは、測定上の不具合の可能性が報告されている<sup>1)</sup>。

Table 4.9 C/E values of relative pin powers (ENDF/B-VI(R8))

<u>KRITZ-2:1</u>			<u>KRITZ-2:13</u>				<u>KRITZ-2:19</u>					
U rods 44×44 Pitch 14.85mm			U rods 40×40 Pitch 16.35mm				Pu rods 25×24 Pitch 18.00mm					
X	Y	248.5°C	X	Y	22.1°C	243.0°C	X	Y	21.1°C	235.9°C		
1	23	1.01	3	3	0.99	1.02	2	14	1.01	0.97		
1	44	1.02	3	23	1.00	1.01	3	14	0.99	0.99		
2	23	1.00	3	42	1.01	1.03	5	14	0.99	1.00		
2	43	0.99	4	23	1.00	0.99	7	14	1.01	1.00		
3	42	0.98	8	23	1.01	1.02	9	14	1.02	1.00		
4	23	0.98	10	23	1.01	1.00	11	14	0.98	0.99		
6	6	1.01	13	23	0.99	0.99	13	14	1.02	1.01		
6	23	0.99	16	23	0.98	1.00	14	6	0.95	0.98		
6	39	0.97	19	23	1.00	1.01	14	8	1.00	1.02		
8	23	0.98	22	8	1.01	0.99	14	10	1.01	1.02		
9	36	0.96	22	11	0.99	1.00	14	12	1.01	1.02		
12	23	0.99	22	14	0.99	0.98	14	14	1.00	0.96		
15	30	1.08	22	17	1.00	1.00	14	15	0.99	1.00		
17	23	0.99	22	20	0.98	1.00	14	17	1.00	0.99		
20	23	1.01	22	23	1.02	1.00	14	19	1.00			
22	23	1.00	22	26	1.01	1.02	14	21	0.99	1.01		
23	22	1.01	22	29	1.01	0.99	14	22	1.00	0.99		
27	18	0.99	22	32	0.98	0.96	14	23	0.99	0.98		
33	12	1.00	22	35	1.01	1.00	16	14	1.02	1.02		
39	6	1.02	22	37	1.01	1.00	18	14	0.99	1.00		
39	39	0.98	22	41	1.01	1.00	20	14	1.00	1.01		
			22	42	1.04	1.02	22	14	1.00	1.01		
			23	22	0.99	0.98	23	14	1.00	1.01		
			25	23	1.01	1.00	25	14	1.01	1.00		
			28	23	0.99	1.00	26	14	1.01	1.02		
				31	23	1.01	1.03					
				34	23	1.00	0.98					
				37	23	0.99	1.01					
				42	3	1.00	1.03					
				42	42	1.00	1.01					
RMS	2.30%	RMS	1.30%	1.59%			RMS	1.42%	1.48%			

で囲まれたデータは、測定上の不具合の可能性が報告されている<sup>1)</sup>。

Table 4.10 C/E values of relative pin powers (JEF-2.2)

<u>KRITZ-2:1</u>			<u>KRITZ-2:13</u>			<u>KRITZ-2:19</u>				
U rods 44×44 Pitch 14.85mm			U rods 40×40 Pitch 16.35mm			Pu rods 25×24 Pitch 18.00mm				
X	Y	248.5°C	X	Y	22.1°C      243.0°C	X	Y	21.1°C      235.9°C		
1	23	1.02	3	3	1.02      1.02	2	14	1.00      0.97		
1	44	1.01	3	23	0.99      1.01	3	14	0.98      0.99		
2	23	0.99	3	42	1.01      1.03	5	14	1.00      1.00		
2	43	0.98	4	23	0.99      0.98	7	14	1.02      1.00		
3	42	0.99	8	23	1.01      1.01	9	14	1.02      1.00		
4	23	0.98	10	23	1.00      1.00	11	14	0.98      0.99		
6	6	1.01	13	23	0.99      0.99	13	14	1.02      1.00		
6	23	0.98	16	23	0.97      1.00	14	6	0.95      0.99		
6	39	0.98	19	23	1.00      1.00	14	8	1.01      1.01		
8	23	0.99	22	8	1.00      0.99	14	10	1.01      1.02		
9	36	0.97	22	11	0.99      1.00	14	12	1.01      1.01		
12	23	0.98	22	14	1.00      0.99	14	14	1.00      0.96		
15	30	1.08	22	17	1.00      1.01	14	15	0.99      1.01		
17	23	1.00	22	20	0.99      1.00	14	17	1.00      0.99		
20	23	1.01	22	23	1.02      1.00	14	19	1.00      1.00		
22	23	1.01	22	26	1.00      1.02	14	21	0.99      1.01		
23	22	1.01	22	29	1.01      0.99	14	22	0.99      0.99		
27	18	0.99	22	32	0.98      0.96	14	23	0.99      0.98		
33	12	1.00	22	35	0.99      0.99	16	14	1.02      1.02		
39	6	1.02	22	37	1.00      1.00	18	14	0.99      1.00		
39	39	0.98	22	41	1.01      1.01	20	14	1.00      1.01		
			22	42	1.03      1.02	22	14	1.01      1.02		
			23	22	0.98      0.98	23	14	1.00      1.02		
			25	23	1.01      1.01	25	14	1.01      1.00		
			28	23	1.00      1.00	26	14	1.01      1.01		
			31	23	1.03      1.03					
			34	23	1.01      0.98					
			37	23	0.99      1.01					
			42	3	1.03      1.03					
			42	42	1.00      1.00					
RMS	2.42%		RMS	1.39%		1.58%	RMS	1.51%      1.51%		

で囲まれたデータは、測定上の不具合の可能性が報告されている<sup>1)</sup>。

Table 4.11 Root mean square errors of C/E values for relative pin power distributions

	JENDL-3.2	JENDL-3.3	ENDF/B-VI(R8)	JEF-2.2	Average
KRITZ-2:1 (Hot)	2.24	2.22	2.30	2.42	2.30
KRITZ-2:13 (Cold)	1.23	1.28	1.30	1.39	1.30
KRITZ-2:13 (Hot)	1.34	1.66	1.59	1.58	1.54
KRITZ-2:19 (Cold)	1.43	1.55	1.42	1.51	1.48
KRITZ-2:19 (Hot)	1.48	1.65	1.48	1.51	1.53

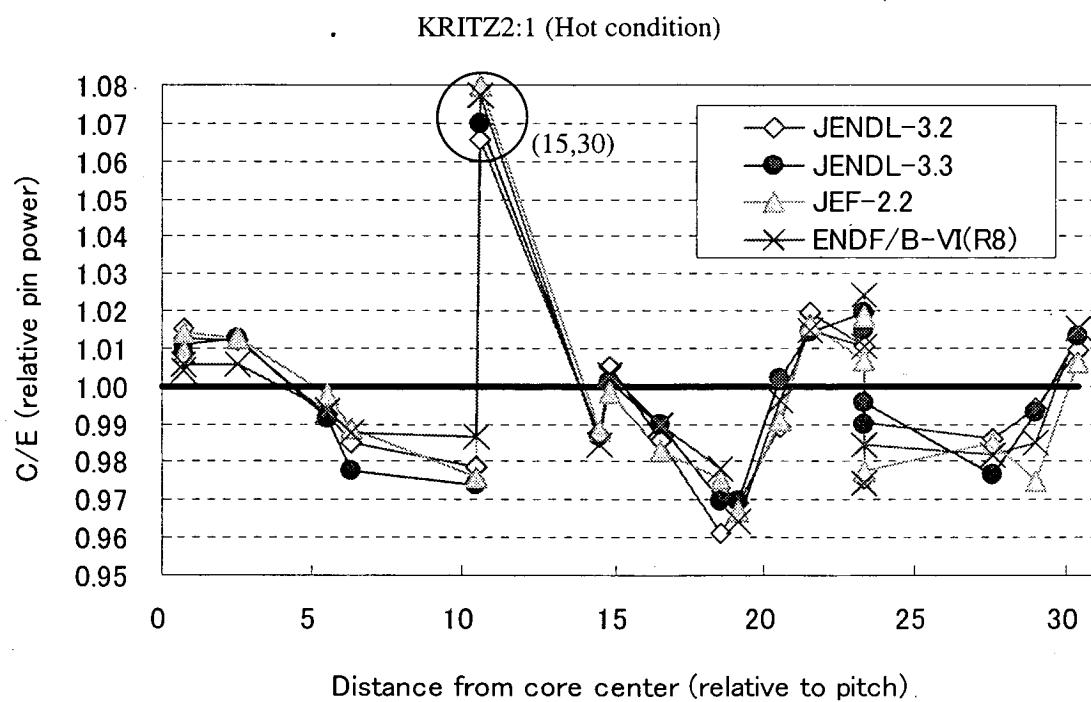


Fig.4.2 C/E values of relative pin power in KRITZ-2:1

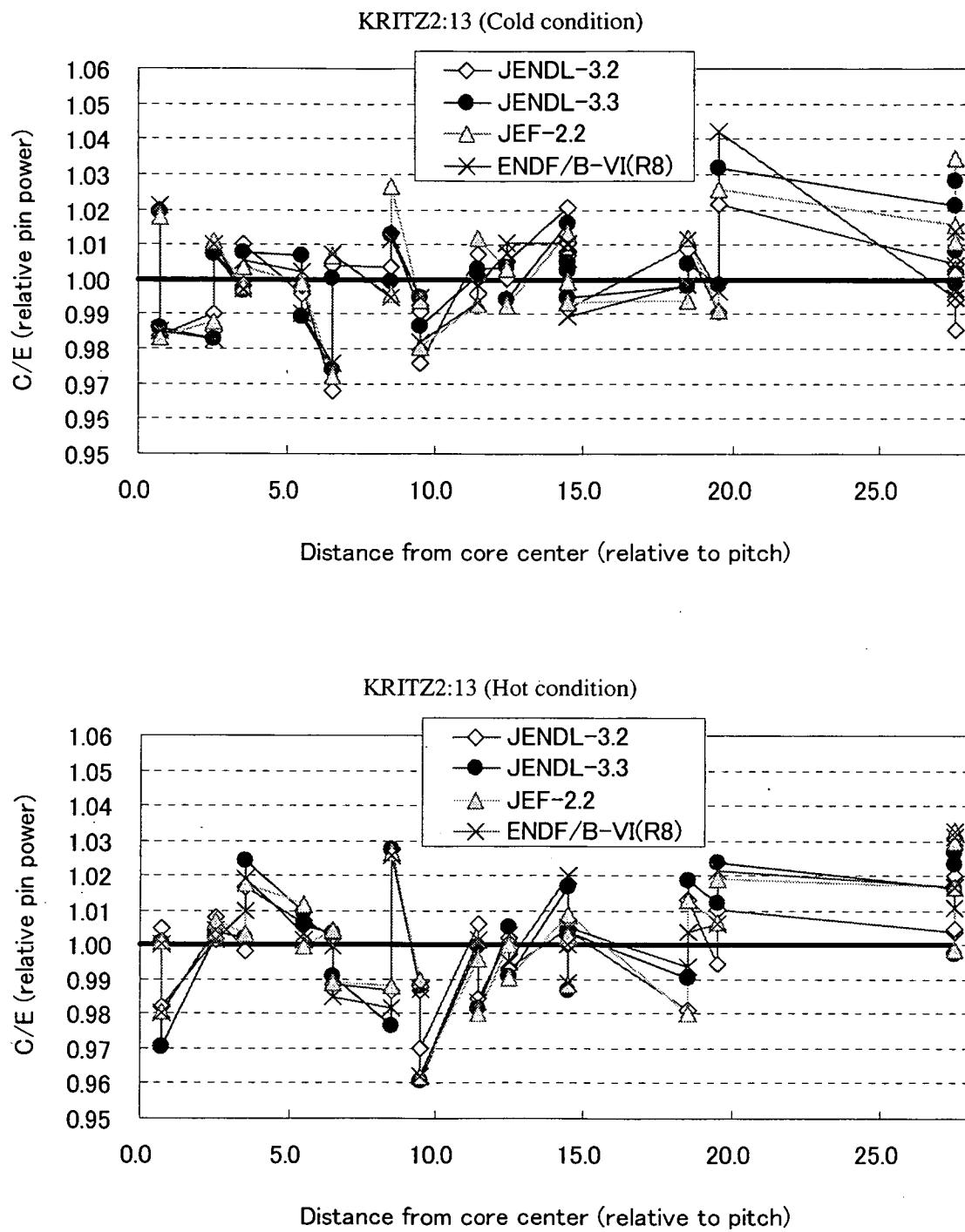


Fig.4.3 C/E values of relative pin power in KRITZ-2:13

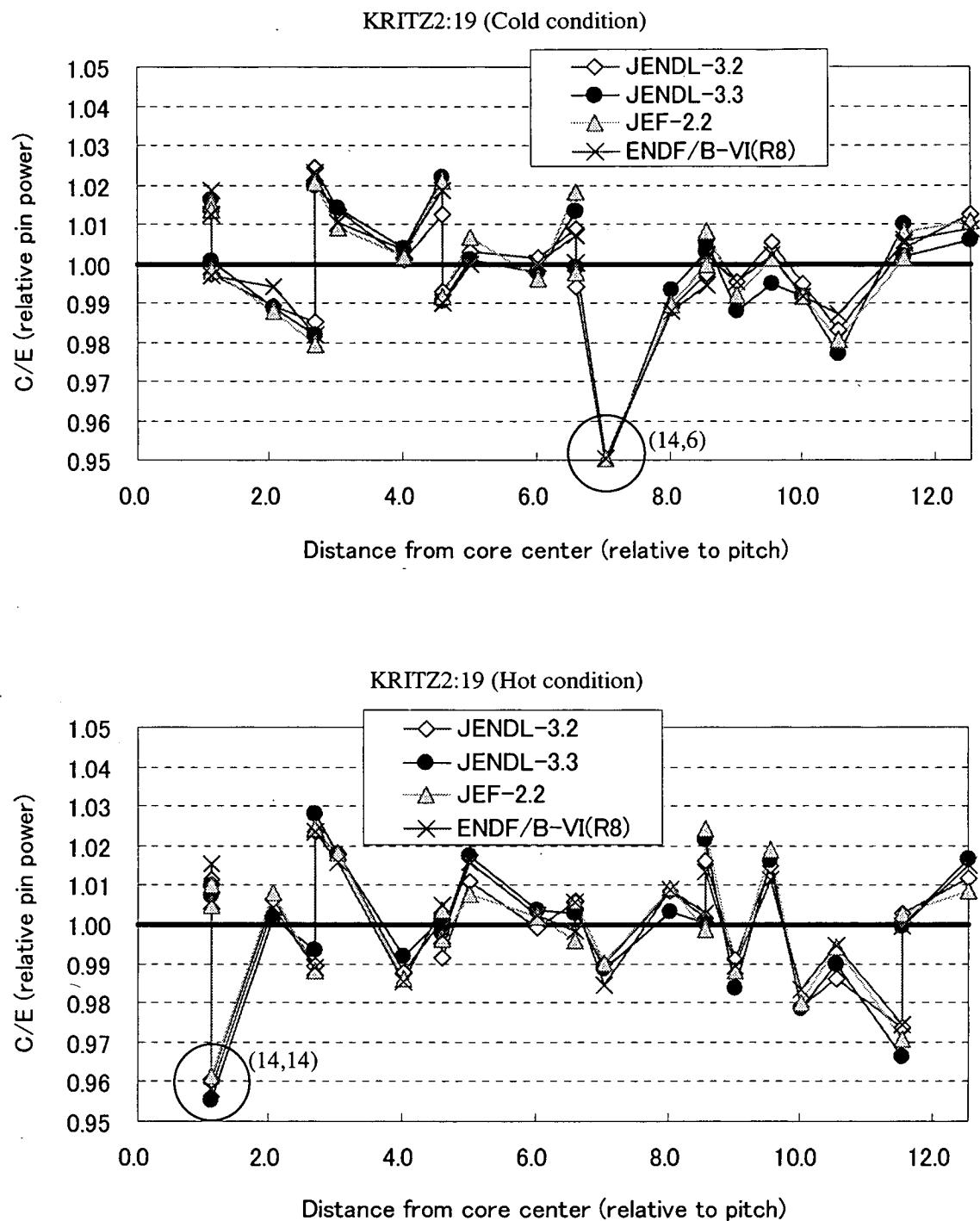


Fig.4.4 C/E values of relative pin power in KRITZ-2:19

出力分布に関する以上の図表から、以下のことが言える。

- ライブラリ間の差異は、 $\pm 1\%$ 程度であり、出力分布計算値の統計誤差( $1\sigma$ )の平均値が $\pm 0.5\%$ 程度であることを考慮すると有意な差異ではない。
- 径方向出力分布のC/E値には、炉心中央からの距離に対する傾向は見られない。
- 径方向出力分布の解析結果は、一部の測定点を除き、概ね $\pm 3\%$ 以内で測定結果と良く一致している。

ここで、計算値と実験値の間に約 $5\%$ を越える大きな差異が見られるのは、以下の測定位置での3点である。

KRITZ-2:1(Hot) : (X,Y)=(15,30)  
KRITZ-2:19(Cold) : (X,Y)=(14,6)  
KRITZ-2:19(Hot) : (X,Y)=(14,14)

これらの測定位置の結果については、実験報告書である文献1においても、測定データの不具合の可能性が指摘されているが、これらのデータの扱いについては、ベンチマーク問題の仕様には今のところ明言されていない。そこで、これら3点を含む1つの直線上の径方向出力分布をプロットし、測定値の妥当性を吟味した。KRITZ-2:1(Hot)、KRITZ-2:19(Cold)、KRITZ-2:19(Hot)に対応する図を、それぞれ、Fig.4.5、Fig.4.6、Fig.4.7に示す。

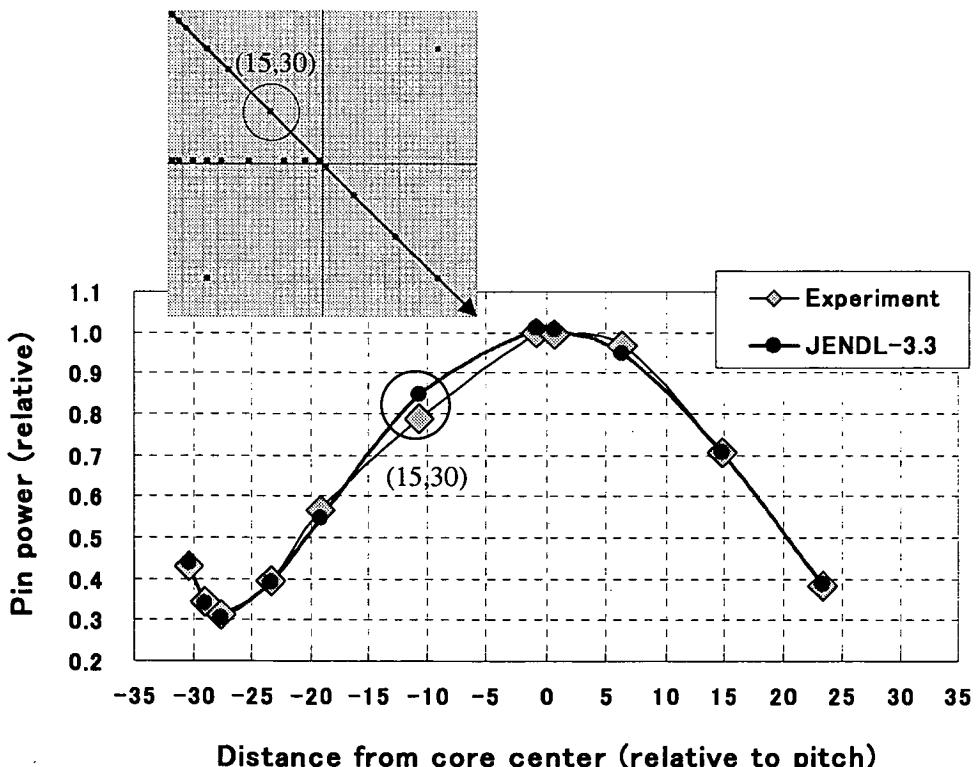


Fig.4.5 Radial power distribution which traverses the measured point (15,30) in KRITZ-2:1 (Hot) core.

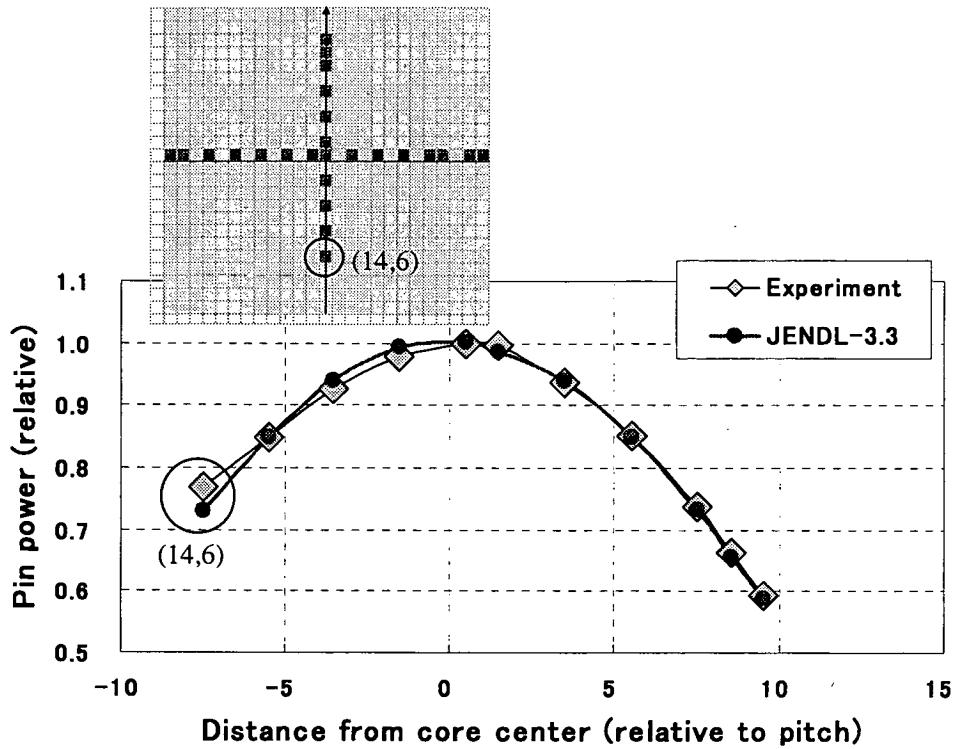


Fig.4.6 Radial power distribution which traverses the measured point (14,6) in KRITZ-2:19 (Cold) core.

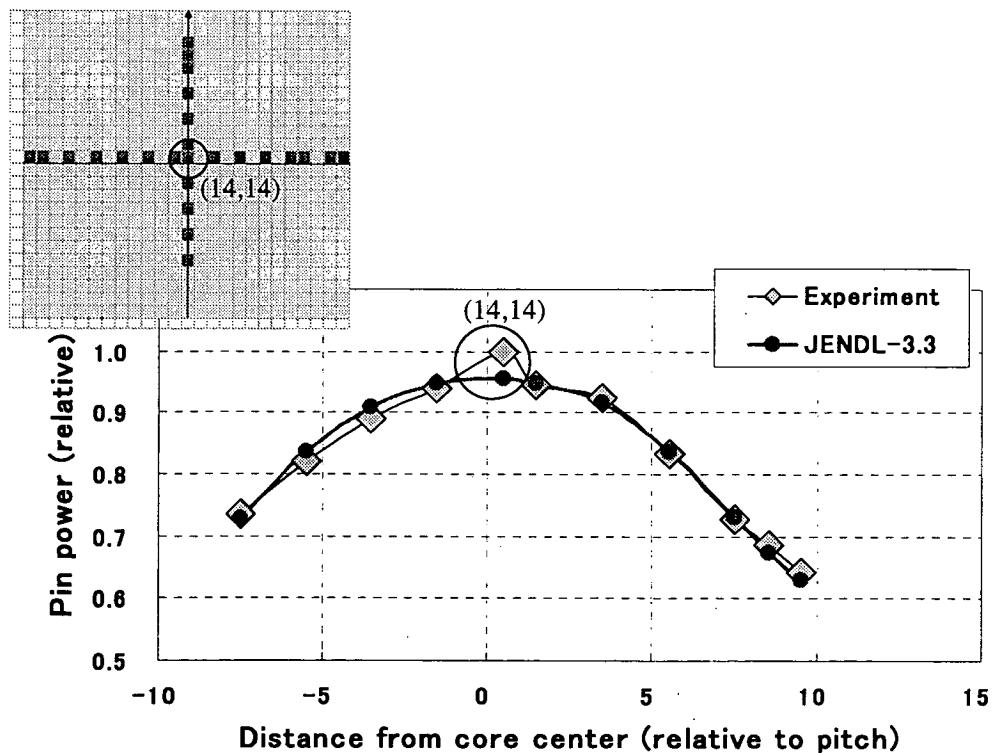


Fig.4.7 Radial power distribution which traverses the measured point (14,14) in KRITZ-2:19 (Hot) core.

これらの図から、差異が大きい測定データ(3点)を除けば、測定値は、計算値と良く一致しており、反射体境界から数ピッチ以上離れたところでは、炉中心に対して対称な基本モード(コサイン)分布をしていることが分かる。したがって、差異が大きい上記の3点については、明らかに何らかの測定上の不具合があったものと判断される。このような不適切なデータを含めて、総出力で規格化を行うと、他の測定データに対してもバイアスが加わる。そこで、KRITZ-2:1(Hot)とKRITZ-2:19(Cold/Hot)については、これら3点の測定データを棄却し、改めて規格化を行い、径方向出力分布のC/E値を求めた。ここでは、Table 4.12にJENDL-3.3の結果のみを示す。

Table 4.12 C/E values of relative pin powers when three invalid data are rejected (JENDL-3.3)

KRITZ-2:1			KRITZ-2:13				KRITZ-2:19			
U rods 44×44 Pitch 14.85mm			U rods 40×40 Pitch 16.35mm				Pu rods 25×24 Pitch 18.00mm			
X	Y	248.5°C	X	Y	22.1°C	243.0°C	X	Y	21.1°C	235.9°C
1	23	1.02	3	3	1.02	1.02	2	14	1.01	0.96
1	44	1.02	3	23	1.00	1.01	3	14	0.97	0.99
2	23	1.01	3	42	1.00	1.02	5	14	1.00	1.00
2	43	1.00	4	23	1.00	0.99	7	14	1.01	1.00
3	42	0.98	8	23	1.02	1.02	9	14	1.02	1.00
4	23	0.97	10	23	1.00	1.01	11	14	0.98	0.99
6	6	1.02	13	23	0.99	0.99	13	14	1.01	1.00
6	23	0.99	16	23	0.97	1.00	14	6	reject	0.99
6	39	0.99	19	23	1.00	1.00	14	8	1.00	1.02
8	23	0.99	22	8	1.00	0.99	14	10	1.01	1.02
9	36	0.97	22	11	1.00	1.00	14	12	1.01	1.01
12	23	0.98	22	14	1.00	0.98	14	14	1.00	reject
15	30	reject	22	17	1.01	1.01	14	15	0.99	1.00
17	23	1.00	22	20	0.98	1.00	14	17	1.00	0.99
20	23	1.02	22	23	1.02	1.00	14	19	1.00	1.00
22	23	1.01	22	26	1.01	1.02	14	21	0.99	1.00
23	22	1.02	22	29	1.00	0.99	14	22	0.99	0.98
27	18	0.98	22	32	0.99	0.96	14	23	0.99	0.98
33	12	1.01	22	35	0.99	0.99	16	14	1.02	1.03
39	6	1.02	22	37	1.00	1.00	18	14	0.99	1.00
39 39 1.00			22	41	1.00	1.02	20	14	1.00	1.00
			22	42	1.03	1.02	22	14	1.00	1.02
			23	22	0.99	0.97	23	14	0.99	1.01
			25	23	1.01	1.00	25	14	1.00	1.00
			28	23	0.99	1.01	26	14	1.00	1.01
			31	23	1.01	1.03				
			34	23	1.00	0.98				
			37	23	0.99	1.00				
			42	3	1.03	1.03				
			42	42	1.01	1.00				
RMS	1.59%		RMS	1.28%		1.66%	RMS	1.17%		1.40%

Table 4.12 を、3 点の測定データを棄却していない Table 4.8 の結果と比較すると、KRITZ-2:1(Hot) と KRITZ-2:19(Cold/Hot)の出力分布は全体的に改善されている。同様な修正を、他の核データライブラリを使用した結果にも施すと、Table 4.11 に示した出力分布の *RMS* 誤差は Table 4.13 のように修正される。

Table 4.13 Root mean square errors of C/E values for relative pin power distributions  
(Three invalid experimental data are rejected)

	JENDL-3.2	JENDL-3.3	ENDF/B-VI(R8)	JEF-2.2	Average
KRITZ-2:1 (Hot)	1.69	1.59	1.51	1.60	1.60
KRITZ-2:13 (Cold)	1.23	1.28	1.30	1.39	1.30
KRITZ-2:13 (Hot)	1.34	1.66	1.59	1.58	1.54
KRITZ-2:19 (Cold)	1.01	1.17	1.03	1.15	1.09
KRITZ-2:19 (Hot)	1.27	1.40	1.23	1.31	1.30

KRITZ-2 体系の出力分布の計算値は、測定値に比べて、*RMS* 誤差で 1.1~1.6% の範囲で一致しており、満足できる範囲であると言える。ただし、低温条件に比べると、*RMS* 誤差は高温条件の方がやや大きくなっている。また、MOX 燃料炉心での結果は、UO<sub>2</sub> 燃料炉心の結果に比べて、同程度以上の精度が得られている。

## 5. 格子計算による検討

### 5.1 格子計算モデルと解析手法

#### (1) 格子計算モデル

KRITZ-2 の炉心ベンチマーク解析で得られた結果を検討するため、炉心を構成する単一燃料棒の無限格子モデルを使用した解析を行った。格子計算の結果には、実験データに基づく参照解はないが、核データ間の差異の要因を検討することは炉心計算に比べて容易である。

格子計算では、炉心計算において、JENDL-3.3 と ENDF/B-VI(R8)による等温温度係数の実験値との不一致が最も大きかった KRITZ-2:13 炉心( $\text{UO}_2$ 燃料)のベンチマーク仕様をベースに、以下の簡素化を行ったモデルを使用した。

- ① 燃料ペレット、被覆管、減速材の 3 領域からなる正方格子モデルを使用し、バッククリングはゼロとして、漏れの効果は扱わない。
- ② 燃料ペレット外径、被覆管外径、格子ピッチは、常温時の炉心計算に使用したものと同じとする。ペレットと被覆管の間のギャップは無視し、被覆管材料をスマアして扱う。すなわち、被覆管内径をペレット外径に合わせ、被覆管材料の密度を小さくする。
- ③ 被覆管材料(ジルカロイ-2)の実際の構成核種は、Zr 同位体(5 核種)、Sn 同位体(10 核種)、Fe 同位体(4 核種)、Cr 同位体(4 核種)、N 同位体(2 核種)であるが、被覆管は問題の本質ではないと判断し、被覆管材料の全てが主要成分である Zr-90 であるとしてモデル化した。これは、扱い核種を減らして、反応度寄与成分の分析を容易にするための簡素化である。
- ④ 格子計算では、KRITZ-2:13 炉心に対応した低温条件(22.1°C)と高温条件(243°C)を扱う。この際、高温条件では、熱膨張による幾何形状の寸法変化と燃料及び被覆管の組成変化は考慮しない。また、実際の炉心では臨界調整に使用されている減速材中のボロンの濃度は、低温条件と高温条件ともにゼロとする。

低温条件と高温条件での違いは、燃料温度、被覆管及び減速材温度、水密度のみであり、これらはそれぞれ、ドップラー反応度効果、熱中性子散乱断面積の変化による減速材温度反応度効果、減速材密度反応度効果に対応している。

#### (2) 解析手法

格子計算には、SRAC コードシステム<sup>15)</sup>の衝突確率法ルーチンを 107 群で使用した。微視的実効断面積の計算では、1.8554eV(cut-off エネルギー)～130.07eV のエネルギー範囲で、超詳細群衝突確率ルーチン PEACO を使用し、その他の範囲はダンコフ補正をした自己遮蔽因子を使用する  $f$  テーブル法を使用した。

多群定数としては、MVP 計算と同様に、JENDL-3.2、JENDL-3.3、JEF-2.2、ENDF/B-VI(R8)に基づく 107 群 SRAC ライブライアリを使用した。水の熱中性子散乱断面積には、JENDL-3.2 と JEF-2.2 ライブライアリには ENDF/B-III、JENDL-3.3 と ENDF/B-VI(R8)ライブライアリに対しては、ENDF/B-VI の

データ<sup>13)</sup>を使用してある。これは、MVP ライブライリと同じ条件である。

## 5.2 無限中性子増倍率

SRAC による計算で得られた低温及び高温条件での無限中性子増倍率の核データライブライリ間の比較を Table 5.1 に示す。同表には、(4.1)式に無限中性子増倍率  $k_\infty$  を適用して得られる  $ITC_\infty$  も示してある。

Table 5.1 Infinite neutron multiplication factor ( $k_\infty$ ) for the unit cell of KRITZ-2:13 (SRAC code)

	JENDL-3.2	JEF-2.2	JENDL-3.3	ENDF/B-VI(R8)
Cold (22.1°C)	1.28551	1.28346	1.28291	1.28156
Hot (243°C)	1.26051	1.25871	1.25586	1.25466
$ITC_\infty^*$ (pcm/°C)	-6.98	-6.94	-7.60	-7.57

\* Isothermal temperature coefficient from  $k_\infty$  for uncontrolled infinite unit cell, 1pcm=10<sup>-5</sup> Δk/k

低温状態も高温状態も  $k_\infty$  の値は、JENDL-3.2 > JEF-2.2 > JENDL-3.3 > ENDF/B-VI(R8)の関係にあるので、本節では、先ず低温状態のみに着目する。格子計算と炉心計算との類似性を見るため、Table 5.1 の  $k_\infty$  と Table 4.1 に示した炉心計算による  $k_{eff}$  (KRITZ-2:13)の核データ依存性を比較した。Fig.5.1 は、各核データライブライリによる  $k_{eff}$  び  $k_\infty$  を炉心計算で最も臨界固有値が良かった JENDL-3.2 の結果からの差異として示したものである。

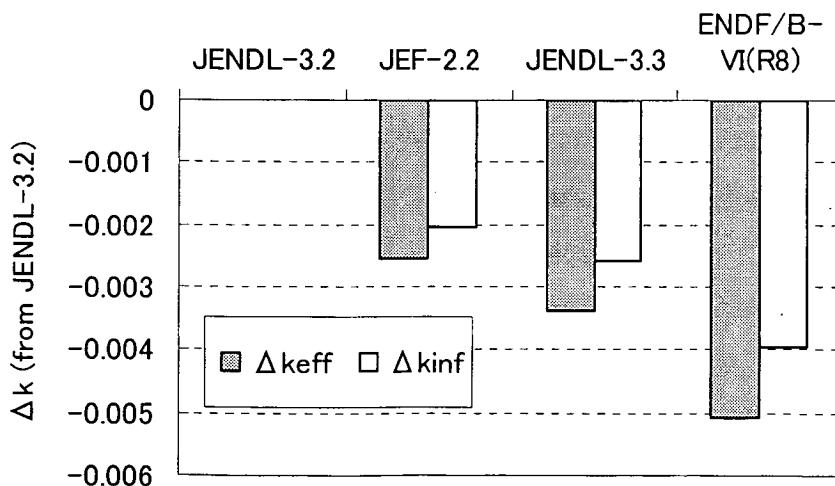


Fig.5.1 Differences of  $k_{eff}$  and  $k_\infty$  from JENDL-3.2 results

Fig.5.1において、格子計算においても炉心計算と同様な中性子増倍率の核データ依存性が見られることから、炉心計算における臨界固有値の過小評価の本質は、中性子の漏れや燃料棒格子以外の炉心構造とは無関係であると推察される。

格子計算の結果を用いて、炉心計算での臨界固有値や  $ITC$  の結果が最も良好な JENDL-3.2 と

JENDL-3.3 による結果の差異要因を明らかにすれば、今後の核データ改良にフィードバックできる情報が得られるものと考えられる。

Fig.5.2 は、SRAC の JENDL-3.3 ライブライアリをベースに、核種毎に JENDL-3.2 ライブライアリで置き換えた場合の  $k_{\infty}$  (低温)への効果、すなわち、全核種 JENDL-3.3 ライブライアリを使用した場合の  $k_{\infty}$  からの差異を示したものである。同図から、KRITZ-2 炉心で JENDL-3.2 の結果が JENDL-3.3 と異なる原因の大部分は、U-235 反応率の違いに起因していることが分かる。水素と酸素のライブライアリ置換で約 0.04%  $\Delta k$  程度の差異が現れているのは、第 5.1 節で述べた熱中性子散乱断面積の違いによるものであるが、この効果は小さい。また、U-238 の効果が小さいのは、JENDL-3.2 と JENDL-3.3 では、1MeV 以下の U-238 の捕獲反応断面積に差異がないためである。

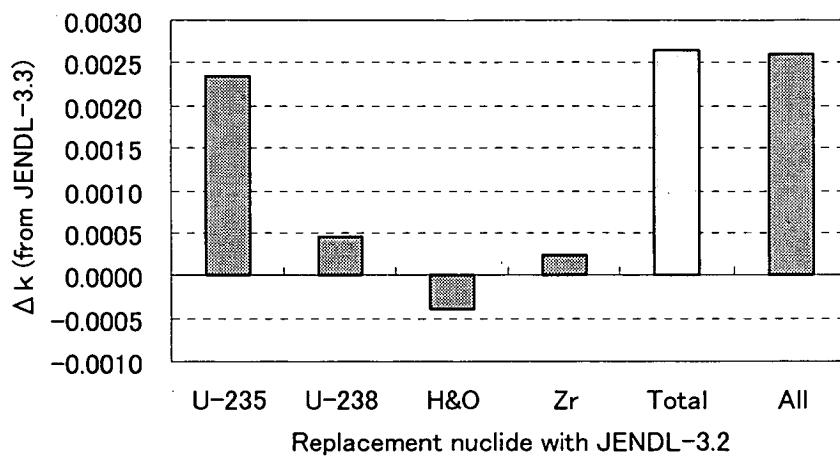


Fig.5.2 Replacement effects on  $k_{\infty}$  (Cold) of nuclear data library from JENDL-3.3 to JENDL-3.2:  
Data replacement was done one by one for complete set of JENDL-3.3 library,  
“H&O” means Hydrogen and Oxygen (in  $H_2O$  and  $UO_2$ ) including difference of  $S(\alpha, \beta)$ ,  
“Total” means the sum of each nuclide replacement effect,  
“All” means the effect of replacement with complete set of JENDL-3.2 library

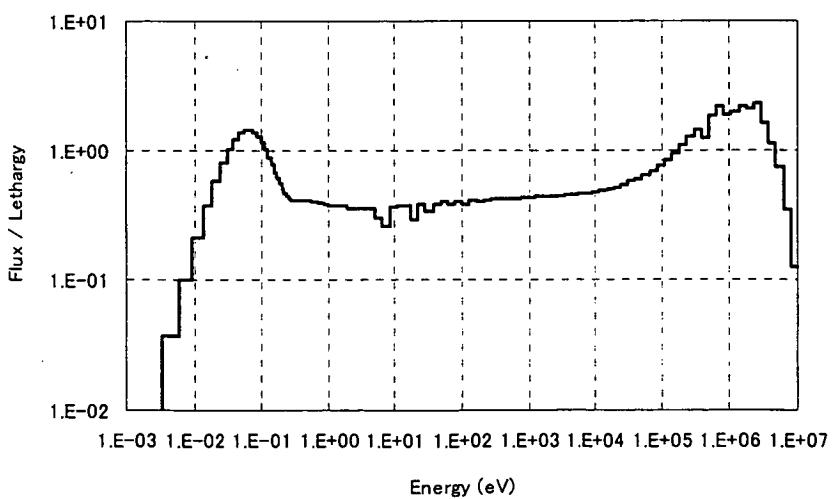


Fig.5.3 Neutron spectrum in fuel region of KRITZ-2:13 (Cold unit cell, JENDL-3.3)

Fig.5.3 は、低温状態での格子計算で得られた燃料部の中性子スペクトルである。また、Fig.5.4～Fig.5.6 には、U-235 の核分裂反応率、U-235 の捕獲反応率、U-238 の捕獲反応率のエネルギー分布、及びそれぞれの反応率の JENDL-3.2 と JENDL-3.3 との差異を示す。

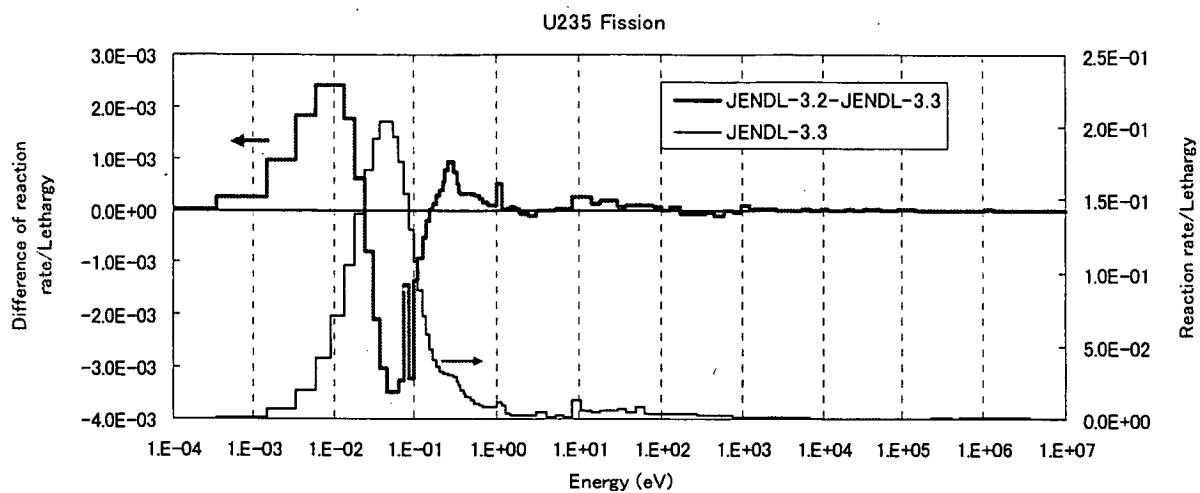


Fig.5.4 Macroscopic fission rate of U-235 and its difference between JENDL-3.2 and JENDL-3.3

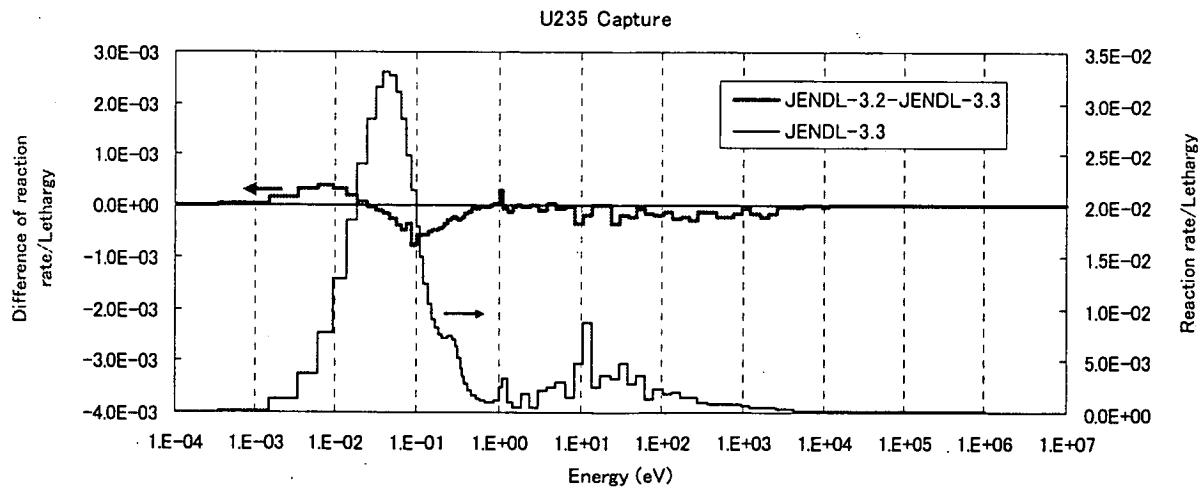


Fig.5.5 Macroscopic capture rate of U-235 and its difference between JENDL-3.2 and JENDL-3.3

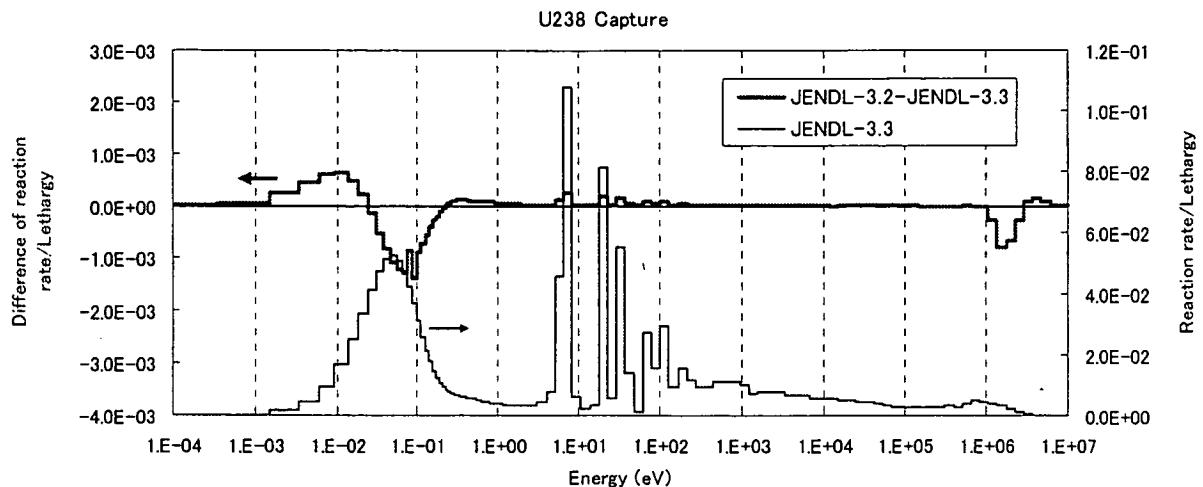


Fig.5.6 Macroscopic fission rate of U-238 and its difference between JENDL-3.2 and JENDL-3.3

これらの図から、JENDL-3.2 と JENDL-3.3 のウランの反応率の差異は、主として 1eV 以下のエネルギー範囲で生じていることがわかる。その中でも、特に、U-235 の核分裂反応の寄与が大きい。また、U-238 については、1eV 以下で捕獲反応断面積に差異はないため、Fig.5.6 における U-238 捕獲反応率の 1eV 以下の差異は、U-235 の断面積の違いにより生じたスペクトル変化によるものと言える。

JENDL-3.3 に基づく U-235 の核分裂及び捕獲反応の断面積を Fig.5.7 に示す。また、JENDL-3.2 との差異を、Fig.5.8～Fig.5.10 に示す。

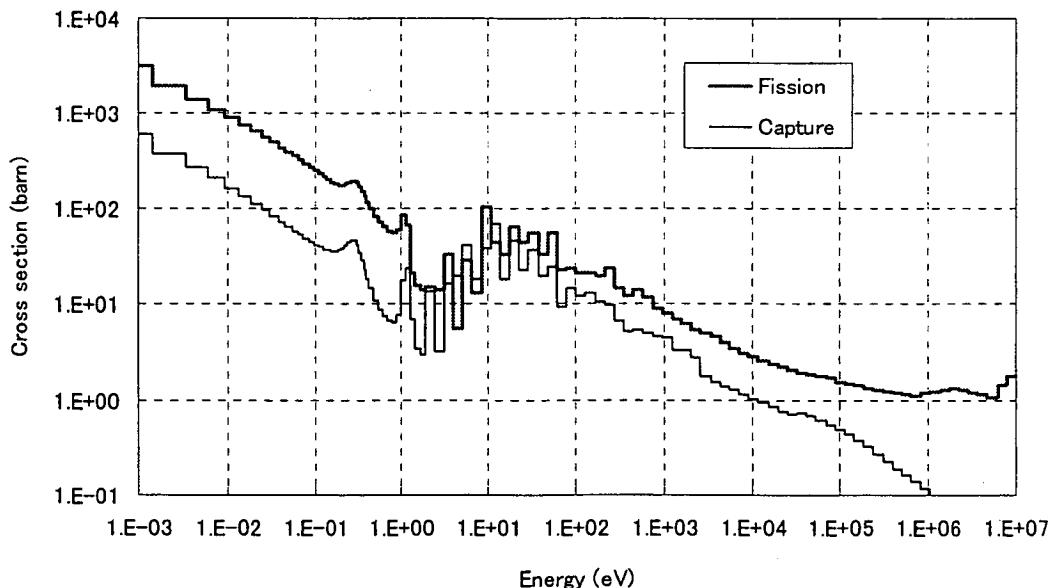


Fig.5.7 Fission and capture cross section of U-235  
(Infinite dilution cross section from 107 group SRAC library based on JENDL-3.3)

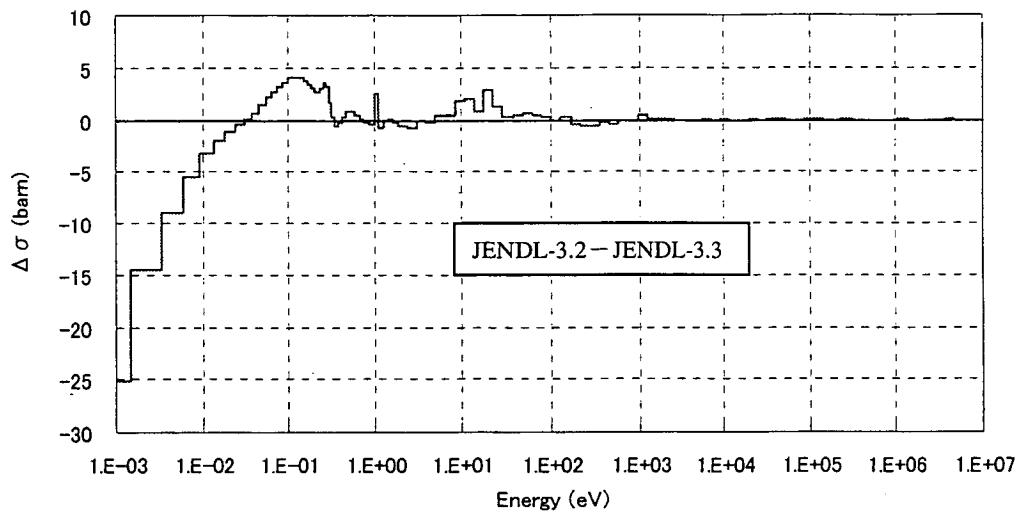


Fig.5.8 Difference of U-235 microscopic fission cross sections between JENDL-3.2 and JENDL-3.3  
(Infinite dilution cross section from 107 group SRAC library)

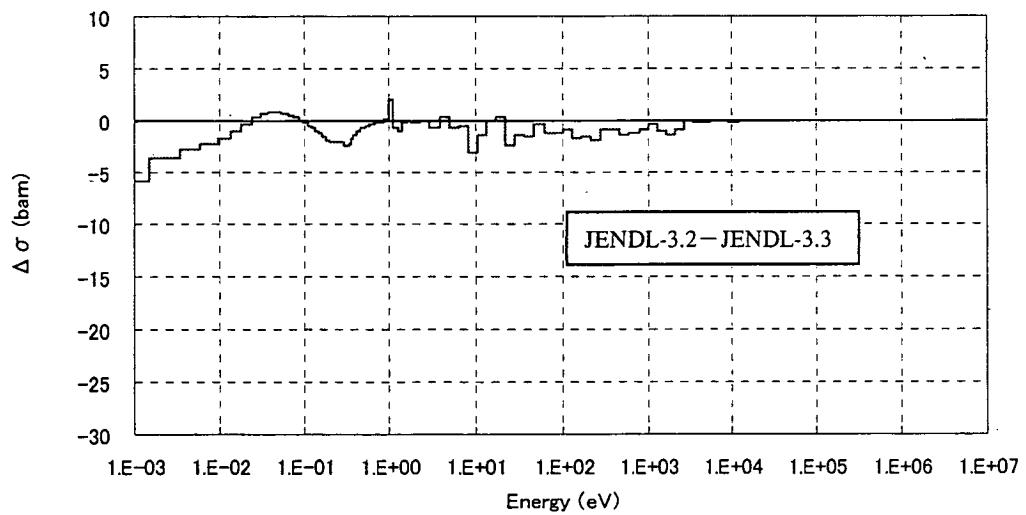


Fig.5.9 Difference of U-235 microscopic capture crosss between JENDL-3.2 and JENDL-3.3  
(Infinite dilution cross section from 107 group SRAC library)

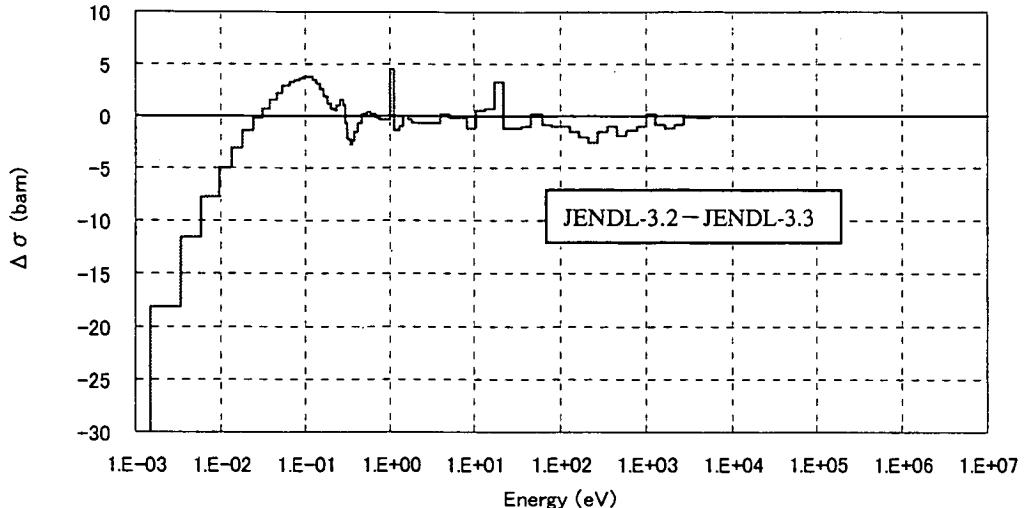


Fig.5.10 Difference of U-235 absorption cross sections between JENDL-3.2 and JENDL-3.3  
(Infinite dilution cross section from 107 group SRAC library)

Fig.5.10 の吸収断面積の差異により、熱中性子束に Fig.5.11 に示すような差異が生まれ、「 $\Delta \Sigma \phi + \sum \Delta \phi$ 」の効果として、Fig.5.4～Fig.5.6 に示した反応率の差が現れている。KRITZ-2 のウラン炉心では、1eV 以上の U-235 吸収断面積の差異は反応率の差異に大きく寄与しておらず、0.001eV ～1eV の範囲での核分裂断面積の差異による寄与が大きい。

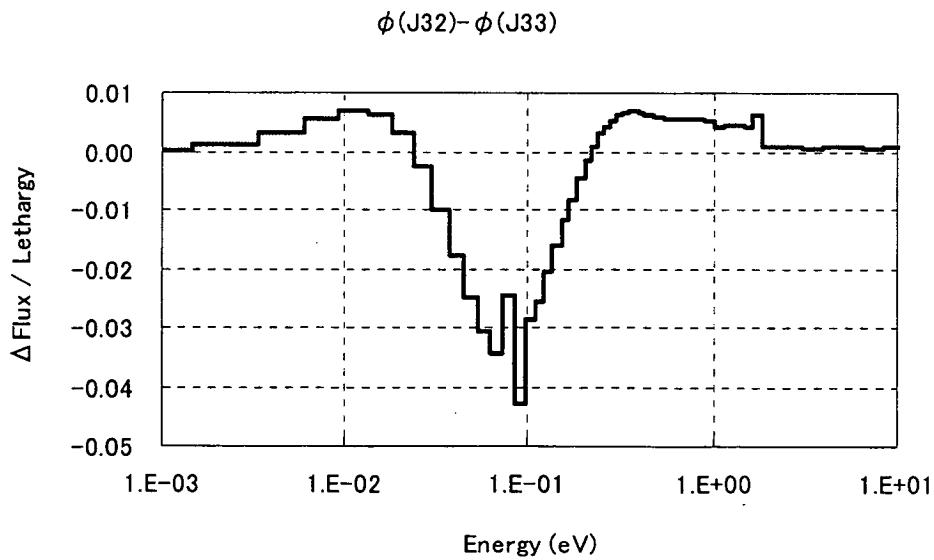


Fig.5.11 Difference of thermal neutron flux caused by difference between JENDL-3.2 and JENDL-3.3

Fig.5.12 は、Fig.5.8 と同じ JENDL-3.2 と JENDL-3.3 の U-235 微視的核分裂断面積の比較を、比として示したものである。このような図では、共鳴エネルギー領域の断面積の違いが強調されて見えるが、反応率の差異は、 $\Delta \Sigma \phi + \Sigma \Delta \phi$  として効くことに留意する必要がある。

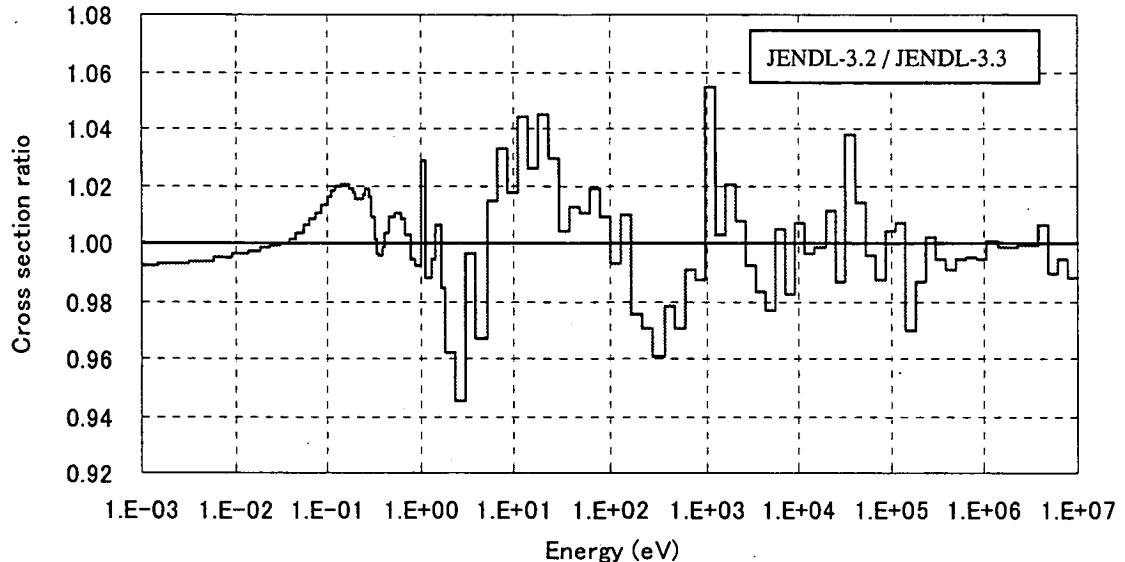


Fig.5.12 Ratio of U-235 microscopic fission cross sections between JENDL-3.2 and JENDL-3.3  
(Infinite dilution cross section from 107 group SRAC library)

### 5.3 等温温度係数

無限中性子増倍率による等温温度係数は、既に Table 5.1 に示してある。ここで留意すべきことは、炉心ベンチマークでは、温度上昇による反応度低下をボロン濃度と水位の調整により補償して臨界としていたため、 $ITC=0$  を参照解としていたが、ここで扱う  $ITC_{\infty}$  は、反応度補償を考慮しない一般的な等温温度係数である。

格子計算モデルにおいて、体系全体の温度上昇による反応度変化の要因は、以下の 3 つである。

- ① 燃料温度上昇により、共鳴断面積が広がり、減速中に共鳴を逃れる確率が小さくなることによる効果（ドップラー反応度効果）
- ② 減速材温度上昇により、熱中性子散乱断面積が変化し、マクスウェル分布が高エネルギー側にシフトする効果。（減速材温度反応度効果\*）
- ③ 減速材温度上昇により、減速材の密度が小さくなり、中性子の減速能が低下して中性子スペクトルが硬化することによる効果（減速材密度反応度効果）。

\* ここでの減速材温度反応度は、PWR などで慣例的に使用されている水密度変化を含めた反応度を意味せず、減速材密度を固定して減速材温度のみを変化させたときの反応度効果を意味する。一方、減速材密度反応度は、減速材温度を変えないで、減速材密度のみを変化させた場合の反応度である。なお、被覆管の温度上昇による効果は本質ではないため、ここでは②に含める。

これらの3つの効果を分離するため、高温状態での格子計算を、1) UO<sub>2</sub>燃料のみを高温とした場合、2) 水と被覆管の温度のみを高温とした場合、3) 水密度のみを高温時相当に変化した場合、4) 以上の全てを変化させた場合、の4ケースについて行った。なお、被覆管の温度上昇の効果は本質ではないため、以下では、便宜的に減速材温度反応度の効果に含めて表記する。これらの計算結果( $k_{\infty}$ )を Table 5.2 に示す。

Table 5.2  $k_{\infty}$  value when each parameter of  $ITC_{\infty}$  is changed

Changed parameter	JENDL-3.2	JEF-2.2	JENDL-3.3	ENDF/B-VI(R8)
Base condition (Cold)	1.28551	1.28346	1.28291	1.28156
Fuel temp.	1.27703	1.27497	1.27440	1.27303
Moderator* temp.	1.28175	1.27957	1.27718	1.27585
Moderator density	1.27406	1.27234	1.27121	1.27000
All (Hot)	1.26051	1.25871	1.25586	1.25466

\*Including cladding temperature

Table 5.2 の  $k_{\infty}$ を使用して、 $ITC_{\infty}$ をドップラー反応度効果、減速材温度変化、減速材密度変化の成分に分解した結果を Fig.5.13 に示す。

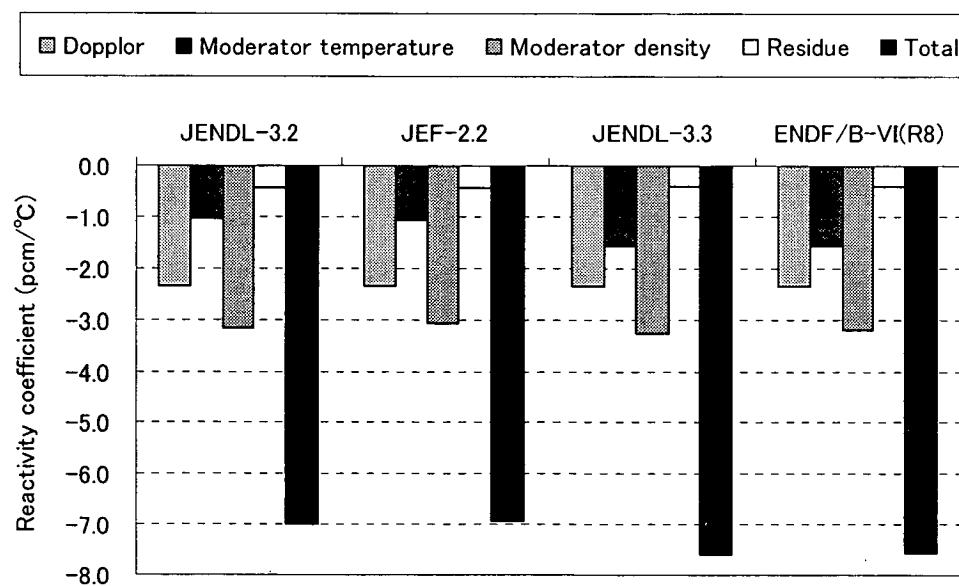


Fig.5.13 Breakdown of isothermal temperature reactivity coefficient in the KRITZ-2:13 cell model  
 “Total” value is obtained from Cold and Hot conditions.  
 “Residue” is higher order component: Total – Sum of Dopplor, Moderator temperature and Moderator density components.

以上の結果から、以下のことが言える。

- ① JENDL-3.2 と JEF-2.2 の  $ITC_{\infty}$  はほぼ等しい。一方、より新しい核データ評価である JENDL-3.3 と ENDF/B-VI(R8)の  $ITC_{\infty}$  もほぼ等しい。
- ② ①は、各成分についても同様なことが言える。
- ③ JENDL-3.3 と ENDF/B-VI(R8)の  $ITC_{\infty}$  (-7.6  $\text{pcm}/\text{C}$ ) は、JENDL-3.2 と JEF-2.2 の  $ITC_{\infty}$  (-7.0  $\text{pcm}/\text{C}$ ) に比べて負側に大きい。
- ④ ①と③の傾向は、炉心ベンチマーク計算の結果と整合している。
- ⑤ JENDL-3.2 (JENDL-3.3)の等温温度係数の内訳は、ドップラー反応度効果が約 34 (31)%、減速材温度反応度効果が約 15 (21) %、減速材密度反応度効果が約 45 (43) %、相乗効果による高次成分が約 6 (5) %である。
- ⑥ JENDL-3.2 (または JEF-2.2)の  $ITC_{\infty}$  と JENDL-3.3(または ENDF/B-VI(R8))との差異は、減速材温度反応度の差異によるものである。

以下では、炉心計算において良好な  $ITC$  の結果を得た JENDL-3.2 と、特に  $\text{UO}_2$  燃料炉心で負側に過大評価の傾向が見られた JENDL-3.3 との差異の要因を検討する。

先ず、減速材温度反応度に差異が見られた要因として考えなければならないのは、JENDL-3.2 と JEF-2.2 ライブライアリで採用している熱中性子散乱断面積(ENDF/B-III)と、JENDL-3.3 と ENDF/B-VI(R8)ライブライアリで採用している熱中性子散乱断面積(ENDF/B-VI)との差異である。別の要因としては、 $k_{\infty}$  の主要な差異要因となっていた U-235 の断面積差異の影響である。そこで、JENDL-3.3 ライブライアリをベースに、 $\text{H}_2\text{O}$  分子結合を考慮した水素(以下では  $\text{HSH}_2\text{O}$  と表記する)と U-235 の断面積データを、それぞれ JENDL-3.2 ライブライアリで置換した場合の  $ITC_{\infty}$  を計算した。結果を Table 5.3 に示す。

Table 5.3 Replacement effect of nuclear data library on  $ITC_{\infty}$  from JENDL-3.3 to JENDL-3.2

Replacement	JENDL-3.3 (base case)	$\text{HSH}_2\text{O}$ replacement	U-235 replacement	JENDL-3.2
Cold (22.1°C)	1.28291	1.28252	1.28525	1.28551
Hot (243°C)	1.25586	1.25560	1.26021	1.26051
$ITC_{\infty}$	-7.60	-7.57	-7.00	-6.98

Data replacement was done one by one for complete set of JENDL-3.3 library.  
“ $\text{HSH}_2\text{O}$ ” means H with  $S(\alpha, \beta)$  of  $\text{H}_2\text{O}$ . JENDL-3.2 libraries of SRAC and MVP employs  $S(\alpha, \beta)$  of ENDF/B-III, while JENDL-3.3 libraries employ that of ENDF/B-VI.  
U-238 replacement was omitted because capture cross sections of JENDL-3.2 and JENDL-3.3 are the same in the energy range below 1 MeV.

Table 5.3 から、SRAC 及び MVP の JENDL-3.2 (JEF-2.2) と JENDL-3.3(ENDF/B-VI(R8)) ライブライアリで採用している熱中性子散乱断面積の差異は、 $ITC_{\infty}$  には効いておらず、JENDL-3.2 と JENDL-3.3 の  $ITC_{\infty}$  の差異は、U-235 断面積によって支配的に効いていることが分かる。

Fig.5.14 は、低温状態から、減速材密度は低温時のままとし、減速材温度のみを 243°C に上げた

場合の燃料部のスペクトル変化を示したものである。

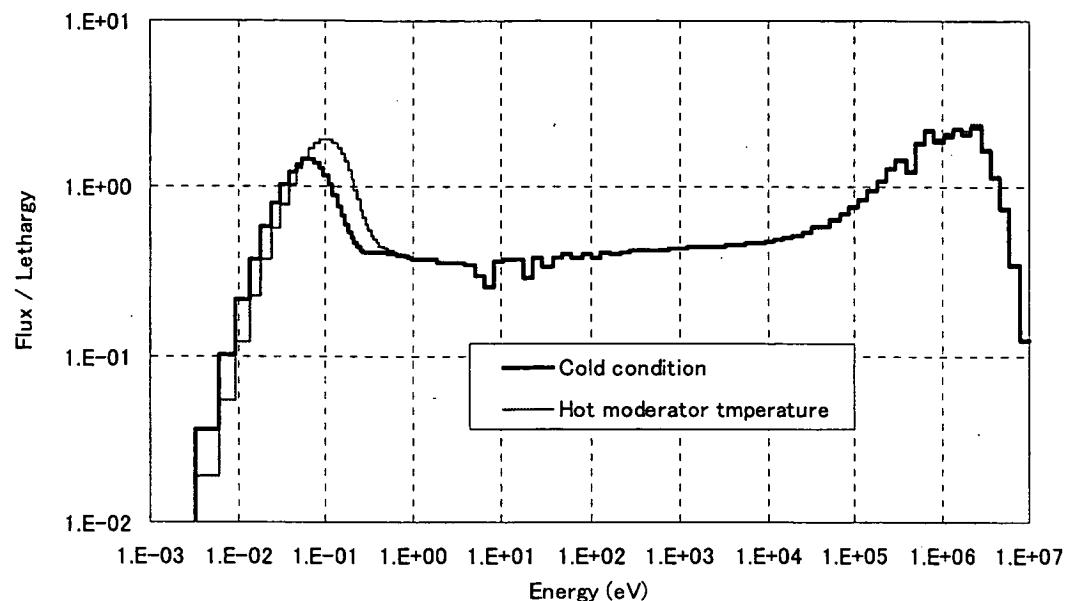


Fig.5.14 Change of neutron spectrum by moderator temperature increase from 22.1°C to 243°C

減速材温度変化によるスペクトル変化は 1eV 以下で顕著であり、これにより、JENDL-3.3 ライブラリの場合、Fig.5.15 及び Fig.5.16 に示すような U-235 及び U-238 の反応率変化が生じる。

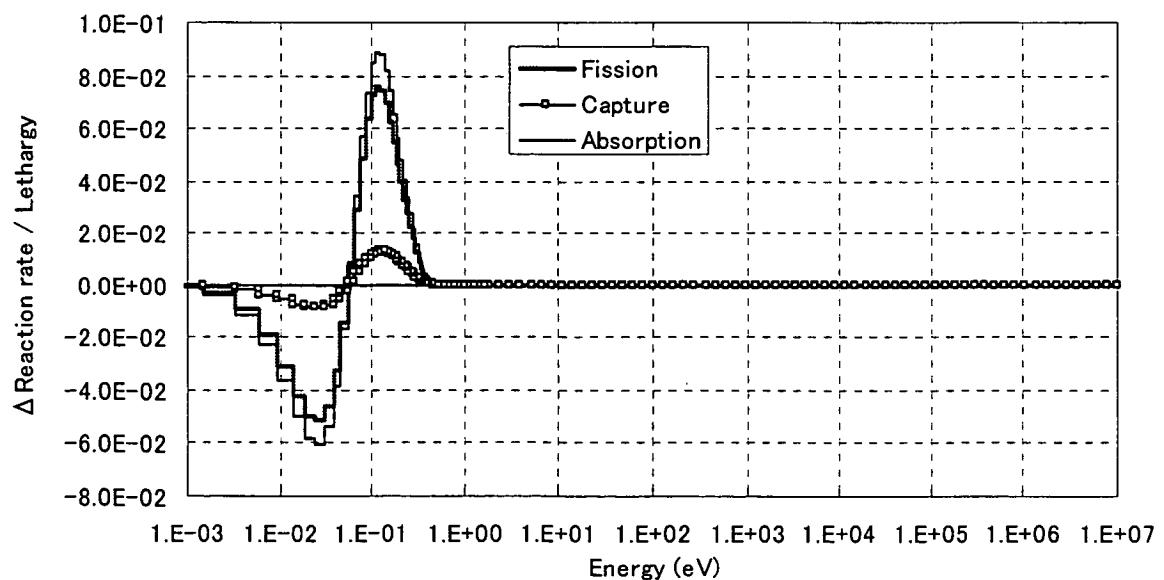


Fig.5.15 Change of U-235 macroscopic reaction rate by moderator temperature increase from 22.1°C to 243°C (JENDL-3.3)

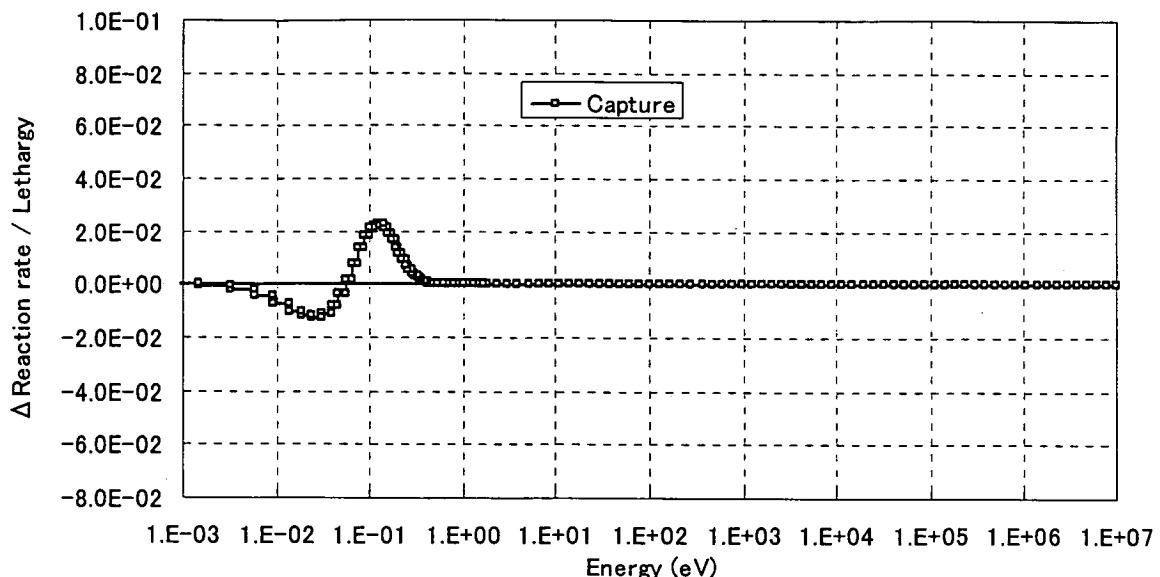


Fig.5.16 Change of U-238 macroscopic reaction rate by moderator temperature increase from 22.1°C to 243°C (JENDL-3.3)

これらの図から、KRITZ-2 の減速材温度上昇による負の反応度効果は、1eV 以下の捕獲反応率と核分裂反応率の変化の相殺<sup>\*</sup>によるものであり、特に U-235 の核分裂反応率の変化が大きく寄与していることが分かる。U-235 核分裂反応率に対する同様な図を、JENDL-3.3 と JENDL-3.2 とで比較して Fig.5.17 に示す。

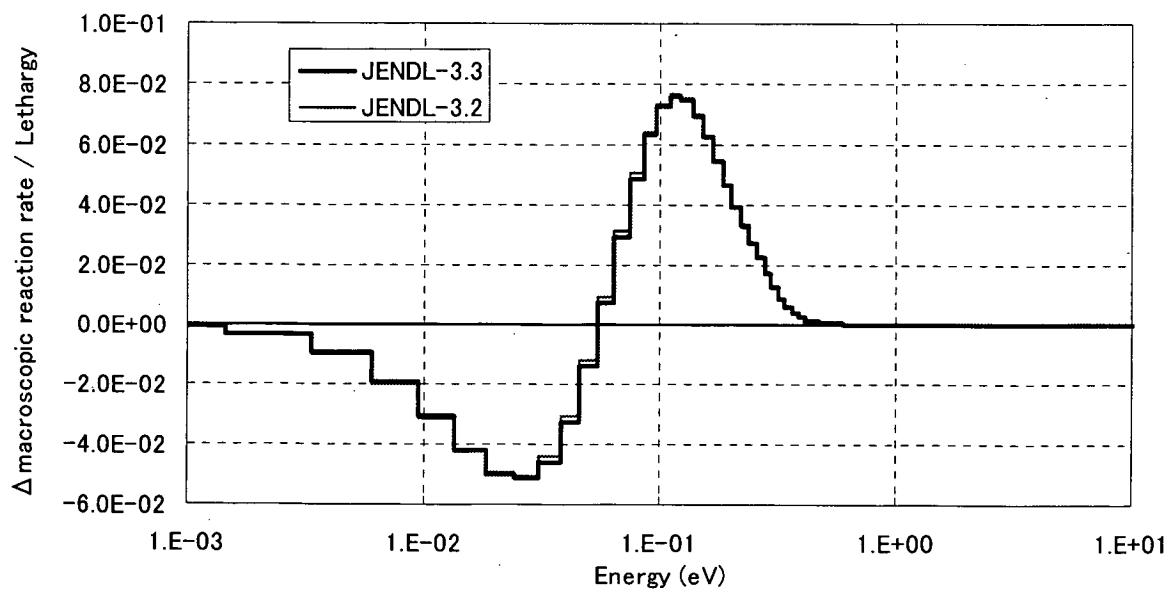


Fig.5.17 Changes of U-235 macroscopic fission rates by moderator temperature increase from 22.1°C to 243°C (JENDL-3.3 and JENDL-3.2)

\*反応率変化はレサジー当たりでプロットしてあるため、正負の相殺は図の値のエネルギー積分(面積)による。

また、エネルギー積分した U-235 と U-238 の主要な巨視的反応率の変化を、JENDL-3.3 と JENDL-3.2 で比較して、Table 5.4 に示す。

Table 5.4 Changes of energy-integrated macroscopic reaction rates of U-235 and U-238 by moderator temperature increase from 22.1°C to 243°C

	Δ Fission (U-235)	Δ Capture (U-235)	Δ Capture (U-238)
JENDL-3.2	-1.61E-3	-1.65E-4	+3.21E-3
JENDL-3.3	-3.46E-3	+6.61E-5	+3.13E-3

Normalization : total absorption in the whole cell is unity  
 $\nu$ -value of JENDL-3.2 and JENDL-3.3 in thermal energy region is about 2.44.

Table 5.4 より、JENDL-3.2 に比べて、JENDL-3.3 の方が、減速材温度上昇による U-235 の核分裂反応率の減少が大きく、また U-235 の捕獲反応率が僅かに増大しているため、結果的に JENDL-3.3 の方が、減速材温度反応度をより負側に評価することになる。なお、中性子生成率の変化に対しては、核分裂反応率の変化に  $\nu$  値(1eV 以下で約 2.44)が掛かるため、捕獲反応率の変化に比べ、核分裂反応率の変化の方が減速材温度反応度に対する寄与が大きくなる。

#### 5.4 核データライブラリの違い

これまでの検討では、主に JENDL-3.2 と JENDL-3.3 による差異要因に着目してきた。ここでは、無限希釈断面積のライブラリ間の比較を行うことにより、JEF-2.2 と ENDF/B-VI(R8)の結果についても考察する。

Fig.5.18～Fig.5.20 に、SRAC の 107 群ライブラリに基づく U-235 と U-238 の無限希釈断面積のライブラリ間の比較を、JENDL-3.3 からの差異として示す。なお、エネルギー範囲は 10eV 以下としているが、これは JENDL-3.2 と JENDL-3.3 による  $k_{\infty}$  と減速材温度係数の主要な差異要因となっていた 0.0001eV～1eV の範囲を拡大するためである。また、U-238 の捕獲断面積の比較については、KRITZ-2 の UO<sub>2</sub>燃料に対応する U-238 と U-235 の数密度比( $N_{U238}/N_{U235}$ )を断面積差に乗じたものを Fig.5.21 に示した。これは、U-235 の断面積差異と U-238 の断面積差異を巨視的断面積換算で比較できるようにするためである。

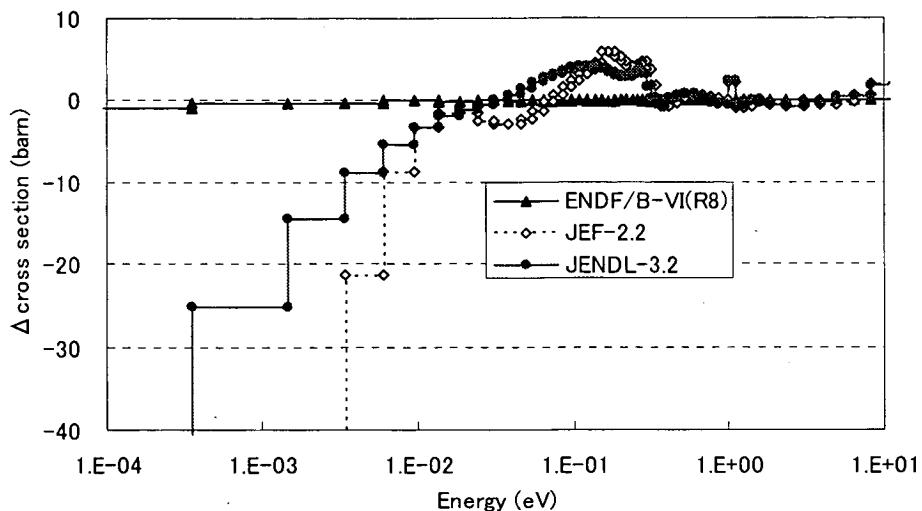


Fig.5.18 Difference of U-235 fission cross sections from JENDL-3.3  
(Infinite dilution cross section from 107 group SRAC library)

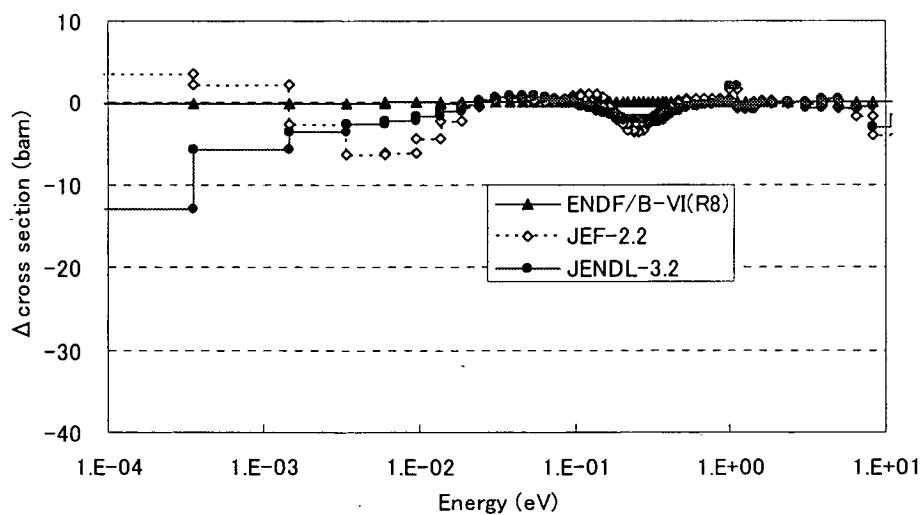


Fig.5.19 Difference of U-235 capture cross sections from JENDL-3.3  
(Infinite dilution cross section from 107 group SRAC library)

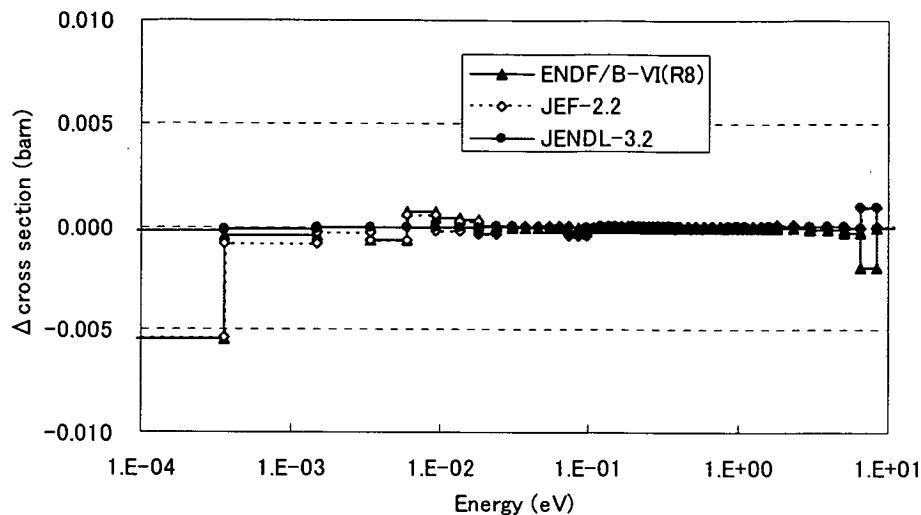


Fig.5.20 Difference of U-238 capture cross sections from JENDL-3.3  
(Infinite dilution cross section from 107 group SRAC library)

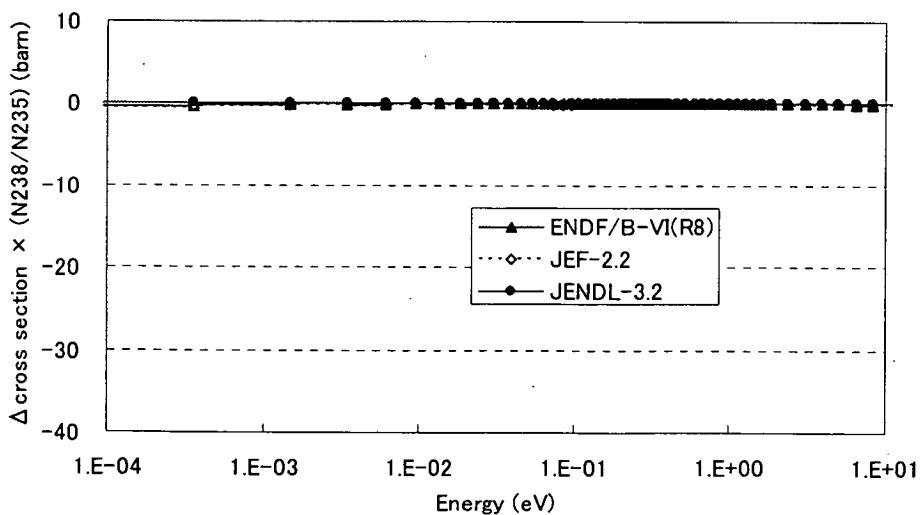


Fig.5.21 Difference of U-238 capture cross sections from JENDL-3.3  
(Infinite dilution cross section from 107 group SRAC library)  
Y-axis values are multiplied by atomic number density ratio ( $N_{U238}/N_{U235} \sim 52$ ) in KRITZ-2  
UO<sub>2</sub> fuel for convenience of comparing with Fig.5.18 for U-235.

これらの図から、1eV 以下の U-235 の核分裂及び捕獲反応の断面積に関しては、JENDL-3.3 と ENDF/B-VI(R8)はほとんど差異が無いのに対し、JENDL-3.2 と JEF-2.2 は、約 0.4eV 以下で JENDL-3.3 との差異が見られる。これらの差異は、捕獲反応に比べ核分裂断面積で大きく、JENDL-3.2 と JEF-2.2 の核分裂断面積は、このエネルギー範囲で比較的似ている。一方、U-238 については、数密度が大きいことを考慮しても、断面積の差異は無視できる。

炉心ベンチマークと格子計算における固有値と等温温度係数の結果において、一貫して、JENDL-3.3 と ENDF/B-VI(R8)、及び JENDL-3.2 と JEF-2.2 が、それぞれ同様な傾向を示しているのは、0.4eV 以下の核分裂断面積の類似性によるものと考えられる。JENDL-3.3 の U-235 断面積は、ENDF/B-VI(R8)と同じ共鳴パラメータ<sup>16)</sup>に基づいているのに対し、JENDL-3.2 の低エネルギー側の評価は、ENDF/B-VI(R2)と同じ共鳴パラメータ<sup>17)</sup>に基づいている。JEF-2.2 の U-235 の共鳴パラメータは、核データファイルに与えられているコメントによると ENDF/B-VI に基づくとあるが、これは、JEF-2.2 の公開時期が 1992 年であることから、ENDF/B-VI の初版(1990 年公開)のことであると推定される。

これらの共鳴パラメータの違いにより、熱エネルギー領域の断面積が僅かに異なっているが、Fig.5.14 の中性子スペクトルに見られるように、0.01~0.4eV の範囲の断面積差異は、KRITZ-2 の  $\text{UO}_2$  燃料体系で、無視できない寄与となっている。

## 6. 他のベンチマーク解析結果との整合性

### 6.1 溶液燃料体系の臨界固有値

KRITZ-2 の  $\text{UO}_2$  炉心に関して言えば、JENDL-3.3 よりも JENDL-3.2 の方が臨界固有値と等温温度係数に関して良好な結果を与えていたが、これは熱中性子炉に対する一般的な結論とは言えない。STACY や TRACY で見られた JENDL-3.2 による大幅な臨界固有値の過大評価( $\sim 0.8\% \Delta k$ )は、JENDL-3.3 で改善された<sup>10),18)</sup>。最近、低濃縮及び高濃縮ウラン溶液燃料体系に対して MVP と JENDL-3.3 で行われた 128 ケースの実験解析でも、非常に良好な結果が得られている<sup>19)</sup>。

STACY における改善要因の内訳は、U-235 データの改訂寄与が約-0.5%  $\Delta k$  であり、N-14 データの改訂寄与が約-0.2%  $\Delta k$  である<sup>20)</sup>。JENDL-3.3 における U-235 データの改訂による寄与が大きいことは確かではあるが、これを理由に JENDL-3.3 に新たに採用された Leal 等の新しい共鳴パラメータ<sup>16)</sup>を全面的に信頼するにはやや疑問が残る。なぜなら、JENDL-3.2 とほぼ同時期の古い共鳴パラメータを採用している JEF-2.2 は、少なくとも STACY や TRACY に対しては、良好な結果を与えていたからである。

### 6.2 臨界固有値の U-235 濃縮度依存性

JENDL-3.3 が溶液燃料体系の臨界固有値を改善する一方で、2.6wt.%濃縮  $\text{UO}_2$  燃料を使用する TCA 実験については、JENDL-3.3 による臨界固有値は、JENDL-3.2 に比べて、やや過小評価をするようになった。また、1.29wt.%濃縮の金属ウラン燃料を使用する軽水減速の TRX 炉ベンチマーク<sup>21)</sup>については、JENDL-3.3 により過小評価の程度が一層顕著なものとなっている<sup>10,18)</sup>。同様な過小評価は、他の最近の核データを使用した場合にも見られ、特に ENDF/B-VI(R8)で顕著である。

筆者らは、これらの結果を踏まえ、最近の核データに共通する問題として、臨界固有値のバイアス(C/E 値の 1 からのずれ)が、約 3wt.%以下の範囲で、濃縮度に対する依存性が大きくなり、濃縮度が小さくなるほど過小評価が進むとの主張をした<sup>18),19)</sup>。また、その原因是、濃縮度が小さくなるほど、熱エネルギー領域での巨視的な  $\eta$  値の勾配が大きくなり、熱エネルギー領域における  $^{238}\text{U}(\text{n}, \gamma)$  と  $^{235}\text{U}(\text{n}, \text{f})$  の断面積誤差に対する感度が大きくなるためであり、これらの断面積比を僅かに小さくすることにより、濃縮度に依存する過小評価が改善されるであろうとの予測をした<sup>19)</sup>。

最近では、欧米でも低濃縮ウラン系での臨界固有値の過小評価が問題視され、その改善に向けた議論が OECD/NEA のワーキングパーティである WPEC/SG-22 などで行われている。しかしながら、臨界固有値の過小評価が濃縮度に依存するといったことは、今のところ共通認識となっていない。

現在、世界中で行われた 3000 ケース以上の臨界実験データを収録するデータベースである ICSBEP ハンドブック<sup>22)</sup>が公開されており、核データの積分テストにもこれが標準的に利用されるようになってきた。Fig.6.1 は、ICSBEP ハンドブックの中から、低濃縮  $\text{UO}_2$  燃料軽水減速体系のうち、FP 核種のような毒物を含まない常温の一様一領域燃料体系で、濃縮度が異なるベンチマーク問題を厳選し、MVP と JENDL-3.3 による臨界固有値の解析(2 千万ヒストリ)を行った結果である。なお、ICSBEP ハンドブック(2003 年版)には、2wt.%以下の適切な問題がなかったため、本

研究で行った KRITZ-2:1 と KRITZ-2:13 炉心の解析結果、及び、格子ピッチが異なる TRX-1 と TRX-2 炉心の解析結果を含めている。また、NUPEC が MVP と JENDL-3.3 を用いて行った MISTRAL-1 炉心(3.7wt.%UO<sub>2</sub>)の解析結果<sup>23),24)</sup>も含めた。

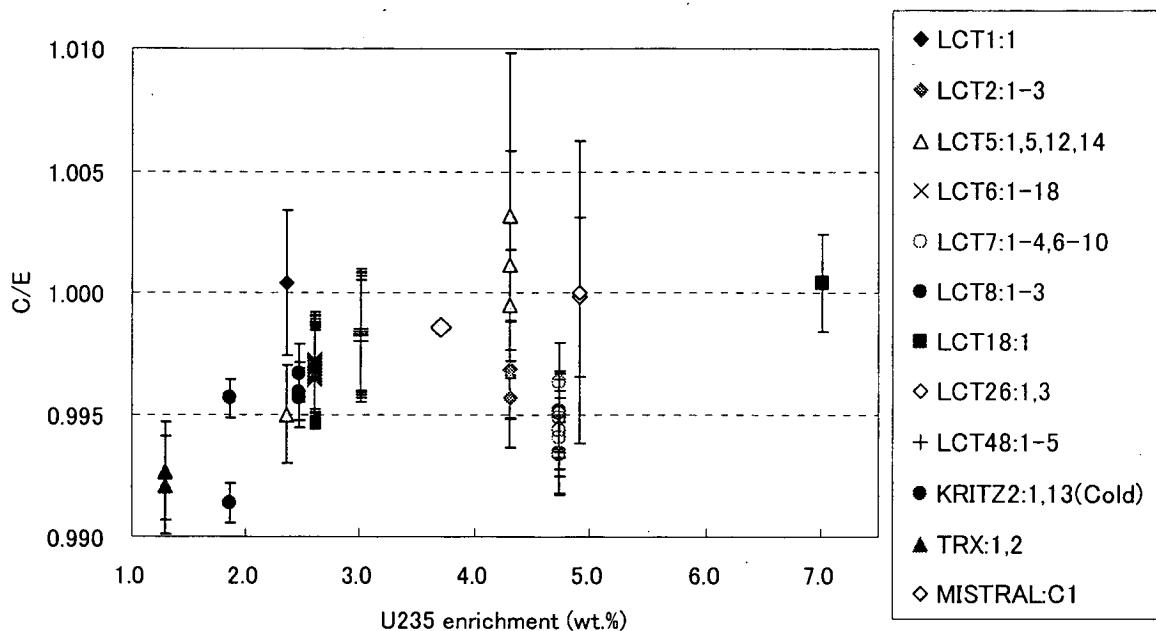


Fig.6.1 C/E values of  $k_{eff}$  obtained by MVP and JENDL-3.3 for low enriched uranium fueled uniform core moderated by light water (dependence on U-235 enrichment).

“LCTx:y” is an abbreviation of the benchmark index in the ICSBEP handbook; LEU-COMP-THERM-00x-00y. MISTRAL data is taken from Ref.23.

Fig.6.1において、ICSBEPに収納される2wt.%以上の実験データだけでは、はっきりしないが、約3wt.%以下の濃縮度域でやや過小評価があり、2wt.%以下の微濃縮域でそれが顕著になる傾向が見られる。

これまでも、ENDF/B-VI(R5, R8)によるTRXベンチマークで、1% $\Delta k$ 近い過小評価が指摘されてきたが<sup>10),18)</sup>、TRXの実験データが古いうえ、核データに関わらず過小評価の傾向が改善されなかつたため、TRXベンチマークの実験値の信頼性が疑問視されることも多い。しかしながら、高温条件も含めKRITZ-2炉心の4ケースのベンチマーク結果が、何れもTRXベンチマークの結果に滑らかに繋がる傾向は、偶然とは考えがたい。

TRXベンチマークの他にも、微濃縮ウラン燃料体系のベンチマークとして、BAPLベンチマーク(軽水減速Al被覆1.3wt.%濃縮UO<sub>2</sub>燃料棒格子でピッチが異なる3ケース)<sup>21)</sup>が存在する。このベンチマークは、臨界バックリングが与えられるゼロ次元問題であるため、連続エネルギーモンテカルロコードによる3次元炉心計算は行われていないが、WIMS-D/5AとENDF/B-VIライブライアリによる解析で、0.5% $\Delta k$ 程度の臨界固有値の過小評価が報告されている<sup>25)</sup>。

低濃縮ウラン体系の臨界固有値の過小評価の問題を検討するのであれば、その問題が顕著化する TRX、BAPL、KRITZ-2 のような微濃縮ウラン燃料体系を無視して論ずることはできないであろう。特に、KRITZ-2 ベンチマークは、体系情報が詳細な上、臨界固有値の他に、出力分布や等温温度係数の実験データも与えられており、微濃縮ウラン燃料体系のベンチマーク素材として優れたものと言える。

### 6.3 CENDL-2.1 による KRITZ-2(UO<sub>2</sub>炉心)のベンチマーク解析

日本では、これまで中国の CENDL を使用したベンチマーク解析は行われてこなかったが、興味深いのは、1995 年に公開された CENDL-2.1 以降、微濃縮ウラン体系である TRX と BAPL ベンチマークにおいて、CENDL が良い結果を出していることである<sup>25,26,27)</sup>。また、最近、筆者を含む Wu 等により、MVP と CENDL-2.1 及び次期 ENDF/B-VII 用のプレリミナリ版データ(PreVII)<sup>28)</sup>を使用した KRITZ-2 ベンチマーク(UO<sub>2</sub>炉心のみ)の解析が行われた<sup>29)</sup>。この検討では、U-235 と U-238 以外の核種については、JENDL-3.3 の MVP ライブラリを使用し、U-235 と U-238 のライブルリのみを CENDL-2.1 または PreVII のデータで置き換え、その効果を調べている。この検討で得られた臨界固有値と等温温度係数の結果を Table 6.1 に示す。

Table 6.1 Results of nuclear data replacement analysis<sup>29)</sup> where U-235 and U-238 data are replaced with CENDL-2.1 and Preliminary ENDF/B-VII (PreVII) data

U-235 data	U-238 data	KRITZ-2:1 $k_{eff}$ (Cold)	KRITZ-2:1 $k_{eff}$ (Hot)	ITC (pcm/°C)	KRITZ-2:13 $k_{eff}$ (Cold)	KRITZ-2:13 $k_{eff}$ (Hot)	ITC (pcm/°C)
JENDL-3.3	PreVII	0.99535	0.99397	-0.616	0.99903	0.99735	-0.763
CENDL-2.1	PreVII	0.99836	0.99830	-0.026	1.00163	1.00172	+0.041
CENDL-2.1	CENDL-2.1	0.99708	0.99696	-0.053	1.00012	1.00009	-0.014

MVP calculation tracking 10,000,000 neutrons ( $1\sigma$  error is about 0.00030) with JENDL-3.3 library data except for replacement nuclides.

これらの結果を Table 4.1 及び Table 4.2 の結果と比較すると、以下のことが言える。

- ① Pre-VII の U-238 データは、JENDL-3.3 などの最近の核データで共通する KRITZ-2(UO<sub>2</sub>)炉心に対する臨界固有値の大幅な過小評価を 0.5~0.7% Δ k 程度改善する効果がある。
- ② Pre-VII の U-238 データは、KRITZ-2(UO<sub>2</sub>)炉心の等温温度係数を改善しない。
- ③ CENDL-2.1 の U-235 データは、JENDL-3.2 に勝るとも劣らず、臨界固有値の過小評価と等温温度係数の負側への過大評価を改善する。

Wu 等はこの結果は踏まえて、U-238 に PreVII のデータを全面採用し、U-235 については、PreVII のデータをベースに、共鳴パラメータのみを CENDL-2.1(オリジナルは ENDF/B-VI (R2))のもので置き換えた断面積評価を合成し、TRX や KRITZ-2 のみならず、溶液燃料体系を含むその他の ICSBEP ベンチマークでも、実験値と計算値が良く一致することを示した<sup>29)</sup>。PreVII の U-238 については、0.0253eV の捕獲断面積値が、従来に比べてやや小さくされたことが効いていると考え

られたが<sup>19,29)</sup>、それだけでは、臨界固有値の濃縮度依存性や KRITZ-2 の等温温度係数のバイアスは十分には改善されず、U-235 データの改良まで踏み込んだ検討を行っている。しかしながら、この研究では、U-235 データのどの反応のどのエネルギー領域の断面積が、改善効果をもたらしたかは明らかとされなかった。

その後、Wu 等が提案した U-235 断面積データを使用し、広範囲な中性子スペクトルを有する FCA での一連のウラン炉心<sup>30)</sup>のベンチマーク解析が MVP で実施されたが、臨界固有値の C/E 値は 1.001～1.018 の範囲でスペクトル依存性をもって過大評価され、JENDL-3.3 の結果に比べて改善効果は認められなかった<sup>31)</sup>。このことは、CENDL-2.1 の U-235 断面積は、微濃縮 UO<sub>2</sub>燃料の熱中性子炉体系では JENDL-3.3 に対して改善効果を有するが、高速炉の共鳴エネルギー領域に対しては必ずしもそうではないことを意味している。

## 4. 結論

KRITZ-2炉心のベンチマーク解析を、連続エネルギーモンテカルロコード MVP と、JENDL-3.2、JENDL-3.3、JEF-2.2、ENDF/B-VI(R8)に基づく核データライブラリにより行い、以下の結論を得た。

臨界性：

- ① 1.86wt%濃縮 UO<sub>2</sub>を燃料とする KRITZ-2:1 炉心及び KRITZ-2:13 炉心では、いずれの核データライブラリを用いた解析結果においても、0.1～1.2% Δk の範囲で  $k_{eff}$  の過小評価が見られる。過小評価の程度は、JENDL-3.2、JEF-2.2、JENDL-3.3、ENDF/B-VI(R8)の順に大きくなり、特に、ENDF/B-VI(R8)の過小評価は 1% Δk 前後で顕著である。
- ② H/HM 比が異なる KRITZ-2:1 と KRITZ-2:13 との比較では、KRITZ-2:1 の方が全体に過小評価の程度が大きく、スペクトル依存性の可能性がある。
- ③ 1.5wt.%富化度(Pu-239/Pu>90%)の MOX を燃料とする KRITZ-2:13 炉心では、JENDL-3.2 と JENDL-3.3 の  $k_{eff}$  に有意な差異はなく、共にほぼ誤差内で測定値と一致する。一方、JEF-2.2 と ENDF/B-VI(R8)は、 $k_{eff}$  を 0.5% Δk 程度過小評価する。

等温温度係数：

- ① UO<sub>2</sub> 炉心では、何れの核データの結果も、2σ 内で実験値と一致するが、JENDL-3.3 と ENDF/B-VI(R8)の結果は、KRITZ-2:1 及び KRITZ-2:13 炉心共に、高温状態の方が  $k_{eff}$  の過小評価の程度が大きいため、等温温度係数が負側に過大評価される傾向が見られる。JENDL-3.2 と JEF-2.2 の結果は、等温温度係数に関しては良好である。
- ② MOX 燃料炉心の等温温度係数については、核データに対する依存性は見られず、実験値との差異はやや負側であるが、差異は 1σ 誤差程度であり、UO<sub>2</sub> 炉心に比べて良好である。

径方向出力分布：

- ① 以下の 3 つの測定データは、測定値と計算値の径方向分布の比較から、測定値が明らかに基本モード分布から外れており、測定上の不具合があったものと判断される。  
KRITZ-2:1(Hot) : (X,Y)=(15,30),  
KRITZ-2:19(Cold) : (X,Y)=(14,6), KRITZ-2:19(Hot) : (X,Y)=(14,14)  
これらのデータを含めた出力分布の規格化は、他の測定データに与える影響が無視できなければ、棄却すべきである。
- ② UO<sub>2</sub> 炉心の出力分布の計算値は、測定値に比べて、平均自乗誤差で 1.3～1.6% の範囲で一致しており、満足できる範囲である。ただし、低温条件に比べると、平均自乗誤差は高温条件の方がやや大きくなっている。
- ③ MOX 燃料炉心では、UO<sub>2</sub> 燃料炉心に比べて、同程度以上の結果が得られている。
- ④ 核データ間の差異は、±1% 程度であり、出力分布計算値の統計誤差を考慮すると有意な差

異ではない。

$\text{UO}_2$  炉心の臨界固有値と等温温度係数に見られた核データ間の差異を分析するため、SRACによる単一燃料棒の無限格子計算を行い、以下の結論を得た。

- ① 無限増倍率とこれによる等温温度係数の核データ依存性は、炉心計算で得られた傾向を再現する。
- ② JENDL-3.3 と JENDL-3.2 の無限増倍率の差異は、 $0.001\text{eV} \sim 1\text{eV}$  の範囲での U-235 の核分裂断面積の差異による寄与が大きい。
- ③ JENDL-3.3 と JENDL-3.2 の等温温度係数の差異は、ドップラー効果や水密度が変化する効果よりは、減速材の温度上昇によりマックスウェル分布が高エネルギー側にシフトする効果によるものである。そして、主として  $0.01 \sim 0.4\text{eV}$  の範囲での JENDL-3.2 と JENDL-3.3 の U-235 核分裂断面積の差異による寄与が大きい。

本研究を含め、これまでに行った積分テストの結果から総合的に判断すると、低濃縮ウラン炉心、特に微濃縮ウラン炉心の臨界性過小評価とその濃縮度依存性、及び KRITZ-2( $\text{UO}_2$ )炉心の等温温度係数を同時に改善するには、JENDL-3.3 をベースに、U-238 の熱中性子捕獲断面積(JENDL-3.3 の  $0.0253\text{eV}$  値は  $2.72 \text{ barn}$ )を、 $2.680 \text{ barn}$  (Mughabghab 推奨値)程度まで小さくすると共に、U-235 の  $0.001\text{eV} \sim 1\text{eV}$  の断面積とそのエネルギー依存性を、JENDL-3.2 (JEF-2.2 や CENDL-2.1 も候補となる)の評価に近いものとすることが有効と考えられる。ただし、断面積評価の変更に当たっては、5wt%程度までの  $\text{UO}_2$  燃料体系や溶液燃料体系に対しても、これまでと同等またはそれ以上に良好な結果が維持されることを確認しておかなければならぬ。

## 参考文献

- 1) E. Johansson : "Data and Results for KRITZ Experiments on Regular H<sub>2</sub>O / Fuel Pin Lattices at Temperatures up to 245°C," STUDSVIK/NS-90/133, ISBN 91-7010-143-4, Studsvik AB, Sweden (1990).
- 2) I. Remec, J. C. Gehin, R. J. Ellis : "KRITZ-2 and KRITZ-1 Experiments on Regular H<sub>2</sub>O / Fuel Pin Lattices with Low Enriched Uranium Fuel at Temperatures up to 245 °C," Revision 1, Oak Ridge National Laboratory (Sep. 2000).
- 3) I. Remec, J. C. Gehin, R. J. Ellis : "KRITZ-2:19 Experiments on Regular H<sub>2</sub>O / Fuel Pin Lattices with Mixed Oxide Fuel at Temperatures up to 245 °C," Revision 3, Oak Ridge National Laboratory (Nov. 2000).
- 4) I. Remec, et al.,: "OECD/NEA KRITZ-2 UO<sub>2</sub> and MOX Benchmark," Proc. of Int. Conf. PHYSOR2002, 11B-03, Seoul, Korea, 7-10 October (2002).
- 5) Nadia Messaoudi, et al.,: "KRITZ-2 Benchmark Calculations Using Different Nuclear Data Library" Proc. of Int. Conf. PHYSOR2002, 11B-03, Seoul, Korea, 7-10 October (2002).
- 6) NEA Nuclear Science Committee, "Benchmark on the KRITZ-2 LEU and MOX Critical Experiments," to be published in NEA/NSC/DOC (2005).
- 7) 森貴正、中川正幸 : "MVP/GMVP : “連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード” JAERI Data/Code 94-007, (1994).
- 8) Y. Nagaya, T. Mori, K. Okumura, M. Nakagawa, "MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAERI 1348 (2005).
- 9) T. Nakagawa, et. al.,: "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **32**, 1259 (1995).
- 10) K. Shibata, et. al.,: "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39**, 1125 (2002).
- 11) Rose P.F. (Comp. and Ed.): BNL-NCS-17541, 4th Edition, "ENDF-201, ENDF/B-VI Summary Documentation", (1991), and Home Page of The Cross Section Evaluation Working Group, <http://www.nndc.bnl.gov/csewg/>, National Nuclear Data Center, BNL.
- 12) Nordborg C. and Salvatores M.: "Status of the JEF Evaluated Data Library", Proceedings of International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Gatlinburg, Tennessee, USA, May 9-13, 1994, Vol. 2, p.680 (1994)
- 13) 森貴正、長家康展、奥村啓介、金子邦男 : "最新の評価済み核データに基づく MVP 中性子断面積ライブラリーの作成," JAERI-Data/Code 2004-011 (2004).
- 14) R. E. MacFarlane : "New Thermal Neutron Scattering Files for ENDF/B-VI Release 2," August, 24 (1994), <http://t2.lanl.gov/data/thermal.html>.
- 15) 奥村啓介、金子邦男、土橋敬一郎 : "SRAC95; 汎用核計算コードシステム," JAERI-Data/Code

- 96-015 (1995).
- 16) L. C. Leal, H. Derrien, N. M. Larson, R. Q. Wright, "R-Matrix Analysis of  $^{235}\text{U}$  Neutron Transmission and Cross-Section Measurements in the 0- to 2.25-keV Energy Range," *Nucl. Sci. Eng.*, **131**, 230 (1999).
  - 17) L. C. Leal, G. de Saussure, R. B. Perez, "An R Matrix Analysis of the  $^{235}\text{U}$  Neutron-Induced Cross Sections up to 500 eV," *Nucl. Sci. Eng.*, **109**, 1 (1991).
  - 18) K. Okumura, T. Mori, "Integral Test of JENDL-3.3 for Thermal Reactors," Proc. of the 2002 Symposium on Nuclear Data, Tokai, Japan, Nov. 21-22, JAERI-Conf 2003-006, pp15-21, (2003).
  - 19) K. Okumura, Y. Nagaya, T. Mori, "Criticality Benchmarks with a Continuous-Energy Monte Carlo Code MVP and JENDL-3.3," Proc. of the 2004 Symposium on Nuclear Data, Nov. 11-12, 2004, JAERI, Tokai, Japan, pp.56-63, JAERI-Conf 2005-003, (2005).
  - 20) K. Okumura, K. Shibata, "Re-evaluation of (n,p) Cross Section of  $^{14}\text{N}$  for JENDL-3.3 and Its Effect to Critical Benchmark Test of STACY Experiments Using 10wt% Enriched Uranyl Nitrate Solution," JAERI-Review 2002-005, pp.26-28, (2002).
  - 21) "ENDF-202, Cross Section Evaluation Working Group Benchmark Specifications," BNL 19302 (ENDF-202), (1974).
  - 22) NEA Nuclear Science Committee, "International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments," NEA/NSC/DOC(95)03, Sep. 2003 Edition.
  - 23) 菅太郎他, "MISTRAL 臨界試験の解析 (10) – JENDL-3.3 による解析 –," 日本原子力学界「2003年秋の大会」要旨集 D31 (2003).
  - 24) A. Zukeran, "JENDL Reactor Constant and its Application," Proc. of the 2003 symposium on Nuclear Data, pp.103-110, Nov. 27-28, 2003, Tokai, Japan, JAERI-Conf 2004-005 (2004).
  - 25) Liu Ping, "Uranium-fuel Thermal Reactor Benchmark Testing of CENDL-3," Proc. of the 2000 Symposium on Nuclear Data, Tokai, Japan, Nov. 16-17, JAERI-Conf 2001-006, pp51-55, (2003).
  - 26) Ge Zhigang, "CENDL-3 and the Works Concerned," Proc. of the 2004 Symposium on Nuclear Data, Nov. 11-12, 2004, JAERI, Tokai, Japan, pp.90-99, JAERI-Conf 2005-003, (2005).
  - 27) Liu Tingjin, "The Present Status of CENDL-2.1," NEA/NSC/WPEC/DOC(1996)139, (1996).
  - 28) R. E. MacFarlane, "Testing New Actinide Cross Sections Proposed for ENDF/B-VII," Proc. of Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2004), Sep. 26–Oct. 1, 2004, Santa Fe, New Mexico (2004).
  - 29) H. Wu, K. Okumura, K. Shibata, "Proposal of New  $^{235}\text{U}$  Nuclear Data to Improve  $k_{\text{eff}}$  Biases on  $^{235}\text{U}$  Enrichment and Temperature for Low Enriched Uranium Fueled Lattices Moderated by Light Water," JAERI-Research 2005-013 (2005).
  - 30) S. Okajima, M. Fukushima and M. Andoh, "Benchmark Test for JENDL-3.3 Library by Analyses of a Series of Experiments at the Fast Critical Assembly (FCA) of JAERI," Proc. of Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2004), Sep. 26–Oct. 1, 2004, Santa Fe, New Mexico (2004).
  - 31) S. Okajima, Private communication (2005).

## 附録 KRITZ-2:1 炉心の MVP 入力データ

MVP の入力例として KRITZ-2:1 の低温及び高温炉心の入力データを示す。

- 幾何形状、寸法、原子数密度は、ベンチマーク問題の仕様に正確に従っている。ただし、ベンチマーク問題では、燃料以外の物質(Fe-nat.、Zr-nat.など)の同位体組成までは指定されていない。一方、JENDL-3.3 では、原則として天然組成核種(例えば Fe-nat.)の核データ評価は行わないこととしているため\*、天然組成核種の同位体存在比には、2000 年版の核図表(シグマ研究委員会・原研核データセンター発行)の値を利用している。
- DEFINE 文で指定されたタリー領域(@PIN01～@PIN21)は、径方向の出力分布測定位置の燃料棒番号(本文中 Fig.1.3 参照)に対応している。
- 高温条件では、低温条件に比べて、物質温度や数密度の他に、熱膨張による寸法の変化が考慮されている。

### (1) 低温条件(19.7°C)での MVP 入力データ

```
KRITZ-2:1 EXPERIMENT ON REGULAR H2O/FUEL PIN LATTICES WITH
URANIUM FUEL AT TEMPERATURES UP TO 245C (UO2-19.7C)
LATTICE NO-RUSS-ROUL NO-RESTART
FRAME-DEPENDENT-TALLY
NO-RESPONSE ONE-ZONE FISSION EIGEN-VALUE NO-MONITOR
EDIT-MACR-DATA(00300000)
DYNAMIC-MEMORY(80000000)
```

```
*****
* Control data for MVP calculation
*****
% NHIST = 10000 /* no. of neutrons in a batch
% KBATCH = 6000 /* no. of batches for tallies
% NSKIP = 100 /* no. of batches before tallies
% TCPU = 0 /* CPU time limit (min.), =0: no limit
% IRAND = 111111111 /* initial random number
% NBATCH = KBATCH + NSKIP /* total no. of batches
% NG=1
*
NGROUP(<NG>) NMEMO(45)
TCPU(<TCPU>)
*
NPART(<NBATCH*NHIST>) NHIST(<NHIST>) NSKIP(<NSKIP>)
NBANK(<INT(1.250*NHIST)>) NFBANK(<NHIST>)
IRAND(<IRAND>)
*
ETOP(2.0E+7) EBOT(1.0E-5)
EWCUT(0.1) ETHMAX(4.5) /* eV
AMLIMIT(300.)
*
***** CORE TEMPRATURE *****
% CTEMP = 19.7+273 /* Modelator&Clad Temperature (K)
% FTEMP = CTEMP /* Fuel tempetrature(K)
*****
$XSEC
% MFEL = 1, MCLD = 2, MWAT = 3, MSTM = 4, MSTS = 5
```

---

\* JENDL-3.2 までは、Fe-nat.などの核データ評価が行われたが、JENDL-3.3 では、V(<sup>51</sup>V が 99.75%)と C(<sup>12</sup>C が 98.9%)以外の核種は、全て同位体毎に核データ評価が行われている。

```

* FUEL (UO2 1.86wt%)
& IDMAT( <MFEL> )
TEMPMT( <FTEMP> )
  O00160J33( 4.52565E-2 )
  U02340J33( 3.42855E-6 )
  U02350J33( 4.26167E-4 )
  U02380J33( 2.21987E-2 )

* CLAD (Zircaloy-2)
& IDMAT( <MCLD> )
TEMPMT( <CTEMP> )
*Zr-Nat
% ZRN = 4.21869E-2
% AZR90=51.45, AZR91=11.22, AZR92=17.15, AZR94=17.38, AZR96=2.80
* ZR0000J33( <ZRN> ) /*#NATURAL# 5 lines replaced by Zr-natural
  ZR0900J33( <AZR90*ZRN/100> ) /* Zr-90
  ZR0910J33( <AZR91*ZRN/100> ) /* Zr-91
  ZR0920J33( <AZR92*ZRN/100> ) /* Zr-92
  ZR0940J33( <AZR94*ZRN/100> ) /* Zr-94
  ZR0960J33( <AZR96*ZRN/100> ) /* Zr-96
*Sn-Nat
% SNN = 4.95072E-4
% SN112=0.97, SN114=0.65, SN115=0.34, SN116=14.54, SN117=7.68
% SN118=24.22, SN119=8.58, SN120=32.59, SN122=4.63, SN124=5.79
* SN0000J33( <SNN> ) /*#NATURAL# 10 lines replaced by Sn-natural
  SN1120J33( <SN112*SNN/100> ) /* Sn-112
  SN1140J33( <SN114*SNN/100> ) /* Sn-114
  SN1150J33( <SN115*SNN/100> ) /* Sn-115
  SN1160J33( <SN116*SNN/100> ) /* Sn-116
  SN1170J33( <SN117*SNN/100> ) /* Sn-117
  SN1180J33( <SN118*SNN/100> ) /* Sn-118
  SN1190J33( <SN119*SNN/100> ) /* Sn-119
  SN1200J33( <SN120*SNN/100> ) /* Sn-120
  SN1220J33( <SN122*SNN/100> ) /* Sn-122
  SN1240J33( <SN124*SNN/100> ) /* Sn-124
*Fe-Nat
% FEN = 8.76981E-5
% FE54=5.845, FE56=91.754, FE57=2.119, FE58=0.282
* FE0000J33( <FEN> ) /*#NATURAL# 4 lines replaced by Fe-natural
  FE0540J33( <FE54*FEN/100> ) /* Fe-54
  FE0560J33( <FE56*FEN/100> ) /* Fe-56
  FE0570J33( <FE57*FEN/100> ) /* Fe-57
  FE0580J33( <FE58*FEN/100> ) /* Fe-58
*Cr-Nat
% CRN = 7.53518E-5
% CR50=4.345, CR52=83.789, CR53=9.501, CR54=2.365
* CR0000J33( <CRN> ) /*#NATURAL# 4 lines replaced by Cr-natural
  CR0500J33( <CR50*CRN/100> ) /* Cr-50
  CR0520J33( <CR52*CRN/100> ) /* Cr-52
  CR0530J33( <CR53*CRN/100> ) /* Cr-53
  CR0540J33( <CR54*CRN/100> ) /* Cr-54
*N-Nat
% NN = 1.39861E-4
% N14=99.634, N15=0.366
  N00140J33( <N14*NN/100> ) /* N-14
  N00150J33( <N15*NN/100> ) /* N-15

* MODERATOR (Boron:217.9ppm)
& IDMAT( <MWAT> )
TEMPMT( <CTEMP> )
  H0001HJ33( 6.67223E-2 )
  O00160J33( 3.33612E-2 )
  B00100J33( 2.41113E-6 )
  B00110J33( 9.70509E-6 )

* STEAM
& IDMAT( <MSTM> )
TEMPMT( <CTEMP> )
  H0001HJ33( 1.13735E-6 )
  O00160J33( 5.68676E-7 )

* STAINLESS STEEL (SUS304)
& IDMAT( <MSTS> )
TEMPMT( <CTEMP> )

```

```

*Fe-Nat
% FENS = 5.96337E-2
*% FE54=5.845, FE56=91.754, FE57=2.119, FE58=0.282
* FE0000J33( <FENS> ) /*#NATURAL# 4 lines replaced by Fe-natural
  FE0540J33( <FE54*FENS/100> ) /* Fe-54
  FE0560J33( <FE56*FENS/100> ) /* Fe-56
  FE0570J33( <FE57*FENS/100> ) /* Fe-57
  FE0580J33( <FE58*FENS/100> ) /* Fe-58
*Cr-Nat
% CRNS = 1.82994E-2
*% CR50=4.345, CR52=83.789, CR53=9.501, CR54=2.365
* CR0000J33( <CRNS> ) /*#NATURAL# 4 lines replaced by Cr-natural
  CR0500J33( <CR50*CRNS/100> ) /* Cr-50
  CR0520J33( <CR52*CRNS/100> ) /* Cr-52
  CR0530J33( <CR53*CRNS/100> ) /* Cr-53
  CR0540J33( <CR54*CRNS/100> ) /* Cr-54
*Ni-Nat
% NINS = 8.10566E-3
% NI58=68.077, NI60=26.223, NI61=1.140, NI62=3.634, NI64=0.926
* NI0000J33( <NINS> ) /*#NATURAL# 5 lines replaced by Ni-natural
  NI0580J33( <NI58*NINS/100> ) /* Ni-58
  NI0600J33( <NI60*NINS/100> ) /* Ni-60
  NI0610J33( <NI61*NINS/100> ) /* Ni-61
  NI0620J33( <NI62*NINS/100> ) /* Ni-62
  NI0640J33( <NI64*NINS/100> ) /* Ni-64

$END XSEC
$GEOM
*****
* Geometry data
*****
% DR = 1.225 /* Fuel rod outer diameter
% TR = 0.074 /* Clad thickness
% DF = 1.058 /* Fuel diameter
% HF = 365.0 /* Fuel height
% HW = 65.28 /* Fuel height under water
% P = 1.485 /* Rod pitch
% DS = 8.1 /* (L/B) Water reflector thickness
% DN = 33.56 /* (T) Water reflector thickness
% DE = 33.56 /* (R) Water reflector thickness
% LWE = 65.34 /* Length of core side
% LNS = 65.34 /* Length of core side
% LV = 107.0 /* Length of the insert vessel inner part wall, on the inside
% TW1 = 0.3 /* Wall thickness of insert vessel inner part
% DI = 153.2 /* Insert vessel outer part inner diameter
% TW2 = 0.3 /* Wall thickness of insert vessel outer part
% DP = 155.8 /* Pressure tank inner diameter
% TP = 2.1 /* Wall thickness of pressure tank
% DC = 1.0 /* Diametar of the steel cylinder supporting fuel rod
% HC = 8.0 /* Height of the steel cylinder supporting fuel rod
% HB = 40.0 /* Height from the bottom of the fuel to the bottom of the model
% HT = 405.0 /* Total extent of the model in vertical direction
% KX = 44 /*
% KY = 44 /*
*****
IDLAT(100)
  LTYP(1) NVLAT(<KX> <KY> 1) SZLAT(<P> <P> <HF+HC>)
  KLATT( <KX*KY>(1) )
  KSLAT( <KX*KY>(0) )
END
*****
* BODY DATA *****
*--Pressure tank
CYL ( 10000 0.0 0.0 0.0 <HT> <DP/2+TP> )
CYL ( 10100 0.0 0.0 0.0 <HT> <DP/2> )
*--Insert vessel outer part
CYL ( 11000 0.0 0.0 0.0 <HT> <DI/2+TW2> )
CYL ( 11100 0.0 0.0 0.0 <HT> <DI/2> )
*--
CYL ( 12100 0.0 0.0 0.0 <HW+HB> <DP/2> )
CYL ( 12200 0.0 0.0 0.0 <HW+HB> <DI/2+TW2> )
CYL ( 12300 0.0 0.0 <HW+HB> <HT> <DP/2> )
CYL ( 12400 0.0 0.0 <HW+HB> <HT> <DI/2+TW2> )
*--Insert vessel inner part
RPP ( 20000 <-LV/2-TW1> <LV/2+TW1> <-LV/2-TW1> <LV/2+TW1> 0.0 <HT> )
RPP ( 20100 <-LV/2> <LV/2> <-LV/2> <LV/2> 0.0 <HT> )

```





```

@PIN20 (!*:PIN20!WETF)
@PIN21 (!*:PIN21!WETF)
@OTHER (!*:OTHER!WETF)
@TOTAL (!*:!*!WETF)
$END GEOM
***** OTHER DATA *****
% PI=3.1415926535, VPT=PI*DF/2*DF/2
RVOL(
    !LAT1:PIN01!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN02!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN03!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN04!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN05!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN06!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN07!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN08!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN09!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN10!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN11!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN12!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN13!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN14!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN15!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN16!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN17!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN18!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN19!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN20!WETF (<VPT>)
    !LAT1:PIN21!WETF (<VPT>)
    !LAT1:OTHER!WETF (<VPT*1915>)
)
ENGYB(2.00000E+7 1.00000E-5 )
NRESP(1)
RESP( <NG>(1.0)      )
***** INITIAL SOURCE *****
NSOUR(1) KSOUR(3)
PSPAC ( <-LV/2+DS> <LV/2-DE> <-LV/2+DS> <LV/2-DN> <HB-HC> <HT> R(0) )
IFISM(U0235*) SOUR(1.0) EINCD(0.0253)
WGTF( <%NREG>(0.8) )
***** OTHER DATA *****
*/
* TITLE( CGVIEW-SLICE)
* LEVEL( 2)
* SPTYP(1)
* FLOOD(1 2000)
* /
* TITLE( ZOOM UP LATTICE)
* ZOOM(2.5 0.45 0.45 )
* LEVEL(2)
* SPTYP(1)
* /
* TITLE( CG )
* PAPER ( -100 -10.0 -10 1.0 0.0 0.0 0.0 0.0 1.0 -1 )
* XMAX ( 200.0 200.0 )
* LEVEL (2)
* SPTYP (2)
*/
***** OTHER DATA *****
/
TITLE( Horizontal cross section of KRIZ2:19)
LEVEL( 2)
SPTYP(2)
/
TITLE( Zoomed horizontal cross section of KRIZ2:19)
ZOOM(2.5 0.45 0.45 )
LEVEL(2)
SPTYP(2)
/
TITLE( Zones for horizontal cross section of KRIZ2:19)
LEVEL( 2)
SPTYP(1)
/
TITLE( Zones for radial power distribution )
ZOOM(2.5 0.45 0.45 )
LEVEL(2)

```

```

SPTYP(1)
* RCOLOR( 189 0 )
* RCOLOR( 190 0 )
/
TITLE( Axial view of KRIT2:19 core )
PAPER ( -80 -15.0 -10 1.0 0.0 0.0 0.0 0.0 1.0 -1 )
XMAX ( 160.0 180.0 )
LEVEL (2)
SPTYP (2)
/
TITLE( Zoomed fuel rods bottom end )
PAPER ( -40 -15.0 30 1.0 0.0 0.0 0.0 0.0 1.0 -1 )
XMAX ( 20.0 20.0 )
LEVEL (2)
SPTYP (2)
/
TITLE( Zoomed horizontal cross section of fuel rods)
PAPER ( -20.0 -20.0 60 1.0 0.0 0.0 0.0 1.0 0.0 -1 )
XMAX ( 10.5 10.5 )
* XMAX ( 2.5 2.5 )
LEVEL (2)
SPTYP (2)
/
TITLE( Horizontal cross section of KRIZ2:19)
PAPER ( -90.0 -90.0 60 1.0 0.0 0.0 0.0 1.0 0.0 -1 )
XMAX ( 180.0 180.0 )
LEVEL (2)
SPTYP (2)
/

```

## (2) 高温条件(248.5°C)での MVP 入力データ

```

KRITZ-2:1 EXPERIMENT ON REGULAR H2O/FUEL PIN LATTICES WITH
URANIUM FUEL AT TEMPERATURES UP TO 245C (UO2-248.5C)
    LATTICE NO-RUSS-ROUL NO-RESTART
    FRAME-DEPENDENT-TALLY
    NO-RESPONSE ONE-ZONE FISSION EIGEN-VALUE NO-MONITOR
    EDIT-MACR-DATA(00300000)
    DYNAMIC-MEMORY(80000000)

*****
* Control data for MVP calculation
*****
% NHIST = 10000 /* no. of neutrons in a batch
% KBATCH = 6000 /* no. of batches for tallies
% NSKIP = 100 /* no. of batches before tallies
% TCPU = 0 /* CPU time limit (min.), =0: no limit
% IRAND = 11111111 /* initial random number
% NBATCH = KBATCH + NSKIP /* total no. of batches
% NG=1
*
    NGROUP(<NG>) NMEMO(45)
    TCPU(<TCPU>)
*
    NPART(<NBATCH*NHIST>) NHIST(<NHIST>) NSKIP(<NSKIP>)
    NBANK(<INT(1.250*NHIST)>) NFBANK(<NHIST>)
    IRAND(<IRAND>)
*
    ETOP(2.0E+7) EBOT(1.0E-5)
    EWCUT(0.1) ETHMAX(4.5) /* eV
    AMLIM(300.)
*
***** CORE TEMPRATURE *****
% CTEMP = 248.5+273 /* Modelator&Clad Temperature (K)
% FTEMP = CTEMP /* Fuel tempetrature(K)
*****
$XSEC
% MFEL = 1, MCLD = 2, MWAT = 3, MSTM = 4, MSTS = 5

```

```

* FUEL (UO2 1.86wt%)
& IDMAT( <MFEL> )
TEMPMT( <FTEMP> )
  O00160J33( 4.49165E-2 )
  U02340J33( 3.40280E-6 )
  U02350J33( 4.22966E-4 )
  U02380J33( 2.20319E-2 )

* CLAD (Zircaloy-2)
& IDMAT( <MCLD> )
TEMPMT( <CTEMP> )
*Zr-Nat
% ZRN = 4.19848E-2
% AZR90=51.45, AZR91=11.22, AZR92=17.15, AZR94=17.38, AZR96=2.80
* ZR0000J33( <ZRN> ) /*#NATURAL# 5 lines replaced by Zr-natural
  ZR0900J33( <AZR90*ZRN/100> ) /* Zr-90
  ZR0910J33( <AZR91*ZRN/100> ) /* Zr-91
  ZR0920J33( <AZR92*ZRN/100> ) /* Zr-92
  ZR0940J33( <AZR94*ZRN/100> ) /* Zr-94
  ZR0960J33( <AZR96*ZRN/100> ) /* Zr-96
*Sn-Nat
% SNN = 4.92701E-4
% SN112=0.97, SN114=0.65, SN115=0.34, SN116=14.54, SN117=7.68
% SN118=24.22, SN119=8.58, SN120=32.59, SN122=4.63, SN124=5.79
* SN0000J33( <SNN> ) /*#NATURAL# 10 lines replaced by Sn-natural
  SN1120J33( <SN112*SNN/100> ) /* Sn-112
  SN1140J33( <SN114*SNN/100> ) /* Sn-114
  SN1150J33( <SN115*SNN/100> ) /* Sn-115
  SN1160J33( <SN116*SNN/100> ) /* Sn-116
  SN1170J33( <SN117*SNN/100> ) /* Sn-117
  SN1180J33( <SN118*SNN/100> ) /* Sn-118
  SN1190J33( <SN119*SNN/100> ) /* Sn-119
  SN1200J33( <SN120*SNN/100> ) /* Sn-120
  SN1220J33( <SN122*SNN/100> ) /* Sn-122
  SN1240J33( <SN124*SNN/100> ) /* Sn-124
*Fe-Nat
% FEN = 8.72781E-5
% FE54=5.845, FE56=91.754, FE57=2.119, FE58=0.282
* FE0000J33( <FEN> ) /*#NATURAL# 4 lines replaced by Fe-natural
  FE0540J33( <FE54*FEN/100> ) /* Fe-54
  FE0560J33( <FE56*FEN/100> ) /* Fe-56
  FE0570J33( <FE57*FEN/100> ) /* Fe-57
  FE0580J33( <FE58*FEN/100> ) /* Fe-58
*Cr-Nat
% CRN = 7.49910E-5
% CR50=4.345, CR52=83.789, CR53=9.501, CR54=2.365
* CR0000J33( <CRN> ) /*#NATURAL# 4 lines replaced by Cr-natural
  CR0500J33( <CR50*CRN/100> ) /* Cr-50
  CR0520J33( <CR52*CRN/100> ) /* Cr-52
  CR0530J33( <CR53*CRN/100> ) /* Cr-53
  CR0540J33( <CR54*CRN/100> ) /* Cr-54
*N-Nat
% NN = 1.39191E-4
% N14=99.634, N15=0.366
  N00140J33( <N14*NN/100> ) /* N-14
  N00150J33( <N15*NN/100> ) /* N-15

* MODERATOR (Boron:26.2ppm)
& IDMAT( <MWAT> )
TEMPMT( <CTEMP> )
  H0001HJ33( 5.35575E-2 )
  O00160J33( 2.67788E-2 )
  B00100J33( 2.32665E-7 )
  B00110J33( 9.36504E-7 )

* STEAM
& IDMAT( <MSTM> )
TEMPMT( <CTEMP> )
  H0001HJ33( 1.30055E-3 )
  O00160J33( 6.50274E-4 )

* STAINLESS STEEL (SUS304)
& IDMAT( <MSTS> )
TEMPMT( <CTEMP> )

```

```

*Fe-Nat
% FENS = 5.89029E-2
* % FE54=5.845, FE56=91.754, FE57=2.119, FE58=0.282
* FE0000J33( <FENS> ) /*#NATURAL# 4 lines replaced by Fe-natural
  FE0540J33( <FE54*FENS/100> ) /* Fe-54
  FE0560J33( <FE56*FENS/100> ) /* Fe-56
  FE0570J33( <FE57*FENS/100> ) /* Fe-57
  FE0580J33( <FE58*FENS/100> ) /* Fe-58
*Cr-Nat
% CRNS = 1.80752E-2
* % CR50=4.345, CR52=83.789, CR53=9.501, CR54=2.365
* CR0000J33( <CRNS> ) /*#NATURAL# 4 lines replaced by Cr-natural
  CR0500J33( <CR50*CRNS/100> ) /* Cr-50
  CR0520J33( <CR52*CRNS/100> ) /* Cr-52
  CR0530J33( <CR53*CRNS/100> ) /* Cr-53
  CR0540J33( <CR54*CRNS/100> ) /* Cr-54
*Ni-Nat
% NINS = 8.00633E-3
% NI58=68.077, NI60=26.223, NI61=1.140, NI62=3.634, NI64=0.926
* NI0000J33( <NINS> ) /*#NATURAL# 5 lines replaced by Ni-natural
  NI0580J33( <NI58*NINS/100> ) /* Ni-58
  NI0600J33( <NI60*NINS/100> ) /* Ni-60
  NI0610J33( <NI61*NINS/100> ) /* Ni-61
  NI0620J33( <NI62*NINS/100> ) /* Ni-62
  NI0640J33( <NI64*NINS/100> ) /* Ni-64

$END XSEC
$GEOM
***** Geometry data *****
* DR = 1.22696 /* Fuel rod outer diameter
* TR = 0.07412 /* Clad thickness
* DF = 1.06066 /* Fuel diameter
* HF = 365.91863 /* Fuel height
* HW = 105.52000 /* Fuel height under water
* P = 1.49112 /* Rod pitch
* DS = 8.13336 /* (L/B) Water refrector thickness
* DN = 33.69821 /* (T) Water reflector thickness
* DE = 33.69821 /* (R) Water reflector thickness
* LWE = 65.60910 /* Length of core side
* LNS = 65.60910 /* Length of core side
* LV = 107.44067 /* Length of the insert vessel inner part wall, on the inside
* TW1 = 0.30124 /* Wall thickness of insert vessel inner part
* DI = 153.83094 /* Insert vessel outer part inner diameter
* TW2 = 0.30124 /* Wall thickness of insert vessel outer part
* DP = 156.44165 /* Pressure tank inner diameter
* TP = 2.10865 /* Wall thickness of pressure tank
* DC = 1.00412 /* Diametar of the steel cylinder supporting fuel rod
* HC = 8.03295 /* Height of the steel cylinder supporting fuel rod
* HB = 40.0 /* Height from the bottom of the fuel to the bottom of the model
* HT = 405.91863 /* Total extent of the model in vertical direction
* KX = 44 /* 
* KY = 44 /* 
***** IDLAT(100)
  LTYP(1) NVLAT(<KX> <KY> 1) SZLAT(<P> <P> <HF+HC>)
  KLATT( <KX*KY>(1) )
  KSLAT( <KX*KY>(0) )
END
***** BODY DATA *****
----Pressure tank
CYL ( 10000 0.0 0.0 0.0 <HT> <DP/2+TP> )
CYL ( 10100 0.0 0.0 0.0 <HT> <DP/2> )
----Insert vessel outer part
CYL ( 11000 0.0 0.0 0.0 <HT> <DI/2+TW2> )
CYL ( 11100 0.0 0.0 0.0 <HT> <DI/2> )
-----
CYL ( 12100 0.0 0.0 0.0 <HW+HB> <DP/2> )
CYL ( 12200 0.0 0.0 0.0 <HW+HB> <DI/2+TW2> )
CYL ( 12300 0.0 0.0 <HW+HB> <HT> <DP/2> )
CYL ( 12400 0.0 0.0 <HW+HB> <HT> <DI/2+TW2> )
----Insert vessel inner part
RPP ( 20000 <-LV/2-TW1> <LV/2+TW1> <-LV/2-TW1> <LV/2+TW1> 0.0 <HT> )
RPP ( 20100 <-LV/2> <LV/2> <-LV/2> <LV/2> 0.0 <HT> )

```





# 国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	$s^{-1}$
圧力	ニュートン	N	$m \cdot kg/s^2$
圧力、応力	パスカル	Pa	$N/m^2$
エネルギー、仕事、熱量	ジユール	J	$N \cdot m$
工率、放射束	ワット	W	$J/s$
電気量、電荷	クーロン	C	$A \cdot s$
電位、電圧、起電力	ボルト	V	$W/A$
静電容量	ファラード	F	$C/V$
電気抵抗	オーム	$\Omega$	$V/A$
コンダクタンス	ジーメンス	S	$A/V$
磁束	ウェーバ	Wb	$V \cdot s$
磁束密度	テスラ	T	$Wb/m^2$
インダクタンス	ヘンリー	H	$Wb/A$
セルシウス温度	セルシウス度	$^{\circ}C$	
光強度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr$
放熱能	ルクス	lx	$lm/m^2$
吸収線量	ベクレル	Bq	$s^{-1}$
吸線量当量	グレイ	Gy	$J/kg$
	シーベルト	Sv	$J/kg$

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
$10^{18}$	エクサ	E
$10^{15}$	ペタ	P
$10^{12}$	テラ	T
$10^9$	ギガ	G
$10^6$	メガ	M
$10^3$	キロ	k
$10^2$	ヘクト	h
$10^1$	デカ	da
$10^{-1}$	デシ	d
$10^{-2}$	センチ	c
$10^{-3}$	ミリ	m
$10^{-6}$	マイクロ	$\mu$
$10^{-9}$	ナノ	n
$10^{-12}$	ピコ	p
$10^{-15}$	フェムト	f
$10^{-18}$	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N( $=10^5$ dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

粘度  $1 \text{ Pa} \cdot \text{s} (\text{N} \cdot \text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P} (\text{ポアズ}) (\text{g}/(\text{cm} \cdot \text{s}))$

動粘度  $1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St} (\text{ストークス}) (\text{cm}^2/\text{s})$

圧力	MPa( $=10$ bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
力	1	10.1972	9.86923	$7.50062 \times 10^3$	145.038
0.0980665	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
0.101325	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
$1.33322 \times 10^{-4}$	$1.33322 \times 10^{-4}$	$1.35951 \times 10^{-3}$	$1.31579 \times 10^{-3}$	1	$1.93368 \times 10^{-2}$
$6.89476 \times 10^{-3}$	$6.89476 \times 10^{-3}$	$7.03070 \times 10^{-2}$	$6.80460 \times 10^{-2}$	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J( $=10^7$ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法) = 4.184 J(熱化学)
1	0.101972	$2.77778 \times 10^{-7}$	0.238889	$9.47813 \times 10^{-4}$	0.737562	$6.24150 \times 10^{18}$		
9.80665	1	$2.72407 \times 10^{-6}$	2.34270	$9.29487 \times 10^{-3}$	7.23301	$6.12082 \times 10^{19}$		
$3.6 \times 10^6$	$3.67098 \times 10^5$	1	$8.59999 \times 10^5$	3412.13	$2.65522 \times 10^6$	$2.24694 \times 10^{25}$		
4.18605	0.426858	$1.16279 \times 10^{-6}$	1	$3.96759 \times 10^{-3}$	3.08747	$2.61272 \times 10^{19}$	仕事率 1 PS(仮馬力)	
1055.06	107.586	$2.93072 \times 10^{-4}$	252.042	1	778.172	$6.58515 \times 10^{21}$	= 75 kgf·m/s	
1.35582	0.138255	$3.76616 \times 10^{-7}$	0.323890	$1.28506 \times 10^{-3}$	1	$8.46233 \times 10^{18}$	= 735.499 W	
$1.60218 \times 10^{-19}$	$1.63377 \times 10^{-20}$	$4.45050 \times 10^{-26}$	$3.82743 \times 10^{-20}$	$1.51857 \times 10^{-22}$	$1.18171 \times 10^{-19}$	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	$2.70270 \times 10^{-11}$		1	100
	$3.7 \times 10^{10}$	1	0.01	1	

照 射 線 量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	3876		1	100
	$2.58 \times 10^{-4}$	1		0.01	1

(86年12月26日現在)

R100

ホーリー紙配合率100%  
白色度75%再生紙を使用してます