

JAERI - M
85-148

JRR-3改造炉におけるシリサイド燃料の核特性

1985年9月

鶴田 晴通・根本 博行*

JAERI-M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。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11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。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1985

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 いばらき印刷機

JRR-3 改造炉におけるシリサイド燃料の核特性

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

鶴田 晴通・根本 博行*

(1985年8月29日受理)

研究炉用燃料の濃縮度低減化のため、高密度燃料の開発が国際協力のもとに進められている。現在有望視されている燃料の1つにシリサイド燃料があり、 4.8 g/cm^3 までのものが1986年末までに実用化されようとしている。

JRR-3 改造炉においては、アルミナイド燃料で設計が進められているが、将来はシリサイド燃料を使用する可能性も十分ある。このため、アルミナイド燃料をシリサイド燃料に置換した場合の核特性の変化を調べた。計算条件は、両者の幾何形状とウラン含有量を同じにした。

結果は、過剰反応度、中性子束分布及び出力分布に両燃料間の差が見られないことを示している。また、これらの炉物理量の燃焼にともなう変化もほとんど一致している。これらの事実は核特性の観点から、炉心の構造に変更を加えることなく、アルミナイド燃料をシリサイド燃料に置換できることを示している。

* 株式会社カナザワコンピュータサービス

Neutronics Performances of Silicide Fuel in Upgraded JRR-3

Harumichi TSURUTA and Hiroyuki NEMOTO*

Department of Research Reactor Operation
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received August 29, 1985)

The development of low enriched uranium fuel with high density for research reactors is in progress under international cooperation. One of the most promising fuels is silicide, and its uranium density is planned to be qualified with 4.8 g/cm^3 by the end of 1986.

While the research reactor, JRR-3 has been designed to be upgraded by using low enriched aluminide fuel, silicide fuel is one of the excellent alternative fuels. For this future loading in the core, the neutronics performance of silicide fuel was studied. The calculations were carried out under the same geometry and uranium content between aluminide and silicide fuel elements.

The results show that there is no remarkable difference between aluminide and silicide fuels on the neutronics parameters, such as excess reactivity, neutron flux distribution, and power distribution. The burnup behavior of the neutronics parameters is also the same. These facts mean that silicide fuel will be substituted for aluminide fuel without any modification of reactor components from the standpoint of neutronics performance.

Keywords: Silicide, Aluminide, Research Reactor, LEU, JRR-3,
Neutronics, Reactivity, Neutron Flux, Power, Burnup

* Kanazawa Computer Service Co., Ltd.

目 次

1. 序	1
2. Si と Al の微視的核断面積	1
3. 炉心構成	3
3.1 概 要	3
3.2 燃料要素	3
3.3 制御棒	3
3.4 燃料領域内照射筒要素	4
3.5 反射体	4
4. 計算ケース	10
5. 計算方法	12
5.1 概 要	12
5.2 計算コード	12
5.3 少数群断面積	12
5.3.1 燃料要素セル領域	13
5.3.2 照射筒及び反射体	14
5.4 臨界計算	14
6. 計算結果及び検討	19
6.1 少数群断面積におけるアルミナイド燃料とシリサイド燃料との差	19
6.2 初装荷炉心における実効増倍係数	19
6.3 実効増倍係数の燃焼依存性	20
6.4 中性子束分布及び出力分布	20
6.5 最大熱中性子束と出力ピーキング因子	20
7. 結 論	42
謝 辞	42
参考文献	42
付録A シリサイド燃料芯材の個数密度計算方法	43
付録B 燃料要素セルの個数密度	45
付録C 燃料要素セルの少数群断面積	52

Contents

1. Introduction	1
2. Microscopic cross sections of silicon and aluminum	1
3. Core configuration	3
3.1 Outline	3
3.2 Fuel elements	3
3.3 Control rod	3
3.4 Irradiation element in fuel region	4
3.5 Reflector	4
4. Description of calculation cases	10
5. Calculation method	12
5.1 Outline	12
5.2 Computer codes	12
5.3 Few group cross sections	12
5.3.1 Fuel element cells	13
5.3.2 Irradiation cell and reflectors	14
5.4 Criticality calculation	14
6. Results and discussion	19
6.1 Comparison of few group cross sections between aluminide and silicide fuels	19
6.2 Effective multiplication factors in initial loading cores	19
6.3 Burnup dependence of effective multiplication factor	20
6.4 Distributions of neutron flux and power density	20
6.5 Maximum thermal neutron flux and power peaking factor	20
7. Conclusion	42
Acknowledgments	42
References	42
Appendixes	
A. Calculation method of atomic number densities in silicide fuel meat	43
B. Atomic number densities in fuel element cells	45
C. Few group cross sections of fuel element cells	52

List of Tables

Table 3.1	Reactor design description	5
Table 3.2	Fuel elements	5
Table 4.1	Case identification of calculations	11
Table 6.1	Relative differences of few-group cross sections between A76-300 and S76-300 standard fuel cells of 0% burnup	21
Table 6.2	Relative differences of few-group cross sections between A76-300 and S76-300 standard fuel cells of 1% burnup	22
Table 6.3	Relative differences of few-group cross sections between A76-300 and S76-300 standard fuel cells of 50% burnup	22
Table 6.4	Relative differences of few-group cross sections between A76-300 and S76-300 control fuel cells of 0% burnup	23
Table 6.5	Relative differences of few-group cross sections between A51-300 and S51-300 standard fuel cells of 0% burnup	23
Table 6.6	Relative differences of few-group cross sections between A51-300 and S51-300 control fuel cells of 0% burnup	24
Table 6.7	Variation of fuel composition with burnup in A76-300 standard fuel cell	25
Table 6.8	Variation of fuel composition with burnup in A76-300 control fuel cell	26
Table 6.9	Variation of fuel composition with burnup in S76-300 standard fuel cell	27
Table 6.10	Variation of fuel composition with burnup in S76-300 control fuel cell	28
Table 6.11	Effective multiplication factor of 0% burnup core ...	29
Table 6.12	Comparison of effective multiplication factors between A76-300 and S76-300 fuel cores of which burnup is ranging from 0 to 50%	29
Table 6.13	Maximum thermal neutron fluxes and peaking factors in aluminide and silicide fuel cores of 0% burnup	30

Table 6.14 Maximum neutron fluxes and peaking factors in
 A76-300 and S76-300 fuel cores of which burnup
 is ranging from 0 to 50% burnup 31

List of Figures

Fig. 2.1	Microscopic total cross section of ^{27}Al (From BNL 325, 3rd edition)	2
Fig. 2.2	Microscopic total cross section of Si (From BNL 325, 3rd edition)	2
Fig. 3.1	Horizontal cross section of core	6
Fig. 3.2	Vertical cross section of core	7
Fig. 3.3	Vertical cross section of standard fuel element	8
Fig. 3.4	Vertical cross section of control fuel element	8
Fig. 3.5	Horizontal cross section of control rod	9
Fig. 3.6	Arrangement of irradiation devices	9
Fig. 5.1	Horizontal cross section of standard fuel element (20 fuel plates)	16
Fig. 5.2	Horizontal cross section of standard fuel element (21 fuel plates)	16
Fig. 5.3	Horizontal cross section of control fuel element (16 fuel plates)	17
Fig. 5.4	Horizontal cross section of control fuel element (17 fuel plates)	17
Fig. 5.5	Horizontal geometry for 2-dimensional criticality calculation	18
Fig. 6.1	Variations of excess reactivity with burnup of A76-300 and S76-300 fuel elements	32
Fig. 6.2	Comparison of fast neutron flux distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (X-direction)	33
Fig. 6.3	Comparison of fast neutron flux distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (Y-direction)	33
Fig. 6.4	Comparison of epi-thermal neutron flux distribu- tion between A76-300 and S76-300 fuel cores (X-direction)	34
Fig. 6.5	Comparison of epi-thermal neutron flux distribu- tion between A76-300 and S76-300 fuel cores (Y-direction)	34

Fig. 6.6	Comparison of thermal neutron flux distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (X-direction)	35
Fig. 6.7	Comparison of thermal neutron flux distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (Y-direction)	35
Fig. 6.8	Comparison of power density distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (X-direction)	36
Fig. 6.9	Comparison of power density distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (Y-direction)	36
Fig. 6.10	Horizontal distribution of fast neutron flux in A76-300 fuel core	37
Fig. 6.11	Horizontal distribution of epi-thermal neutron flux in A76-300 fuel core	37
Fig. 6.12	Horizontal distribution of thermal neutron flux in A76-300 fuel core	38
Fig. 6.13	Horizontal distribution of power density in A76-300 fuel core	38
Fig. 6.14	Horizontal distribution of fast neutron flux in S76-300 fuel core	39
Fig. 6.15	Horizontal distribution of epi-thermal neutron flux in S76-300 fuel core	39
Fig. 6.16	Horizontal distribution of thermal neutron flux in S76-300 core	40
Fig. 6.17	Horizontal distribution of power density in S76-300 fuel core	40
Fig. 6.18	Maximum points of thermal neutron flux and power density	41

1. 序

研究炉用燃料の濃縮度低減化のため、高密度燃料の開発がアメリカ、西ドイツ及びフランスを中心にして進められている¹⁾。従来のアルミナイド燃料のウラン密度上限値が 2.2 g/cm^3 とされているのに対して、現在開発中のシリサイド燃料では 4.8 g/cm^3 までのものが照射試験をほぼ終了している。また、ORNL の ORR 炉において、全炉心燃料をシリサイド燃料に置換した実証試験も実施されており、1986 年末にはウラン密度 4.8 g/cm^3 までのシリサイド (U_3Si_2) 燃料が実用化される見通しである。さらに、 U_3Si 燃料の開発も進められており、1989 年には 7.0 g/cm^3 が可能となろう。

JRR - 3 改造炉においては、炉内の中性子束を高めるため、ウラン密度 2.2 g/cm^3 のアルミナイド燃料を使用することで設計が行われている²⁾。しかし、上述のような燃料製造技術の進展を考えると、JRR - 3 においても近い将来にシリサイド燃料へ移行することが十分に考えられる。この場合、燃料をアルミナイドからシリサイドに変えることによって、炉心の核熱水力特性を劣化させることは避けなければならない。

本報告書では、JRR - 3 におけるシリサイド燃料の核特性を計算し、アルミナイド燃料の場合との比較を行った。対象にした燃料要素の仕様は、JRR - 3 のアルミナイド燃料を基準にし、ウラン密度、燃料板枚数及び芯材肉厚を変えたものである。核特性の評価に用いた項目は、実効増倍係数、燃焼度、中性子束分布及び出力ピーキング因子等である。

2. Si と Al の微視的核断面積

天然組成の Si と Al は、核断面積の値やそのエネルギー依存性などの点で類似点が多い。すなわち、以下に示すように、中性子エネルギー 0.0253 eV において吸収断面積は散乱断面積に比較して小さく、その値も同程度である³⁾。

	Al	Si
吸収断面積	230 mb	160 mb
散乱断面積	1.49 b	2.2 b
全断面積	1.72 b	2.4 b

熱中性子領域及びその近傍における断面積のエネルギー依存性は、Fig. 2.1 と 2.2 に示すように⁴⁾、やはり似た振るまいを示す。すなわち、全断面積は 1 keV 付近から 0.10 eV 付近までは平坦になっており、それ以下になると結晶構造による干渉性散乱の凹凸が表われている。

なお、天然に存在する Al と Si の同位体は、次の通りである。

Al :	^{27}Al (100 %)
Si :	^{28}Si (92.18 %)
	^{29}Si (4.71 %)
	^{30}Si (3.12 %)

1. 序

研究炉用燃料の濃縮度低減化のため、高密度燃料の開発がアメリカ、西ドイツ及びフランスを中心にして進められている¹⁾。従来のアルミナイド燃料のウラン密度上限値が 2.2 g/cm^3 とされているのに対して、現在開発中のシリサイド燃料では 4.8 g/cm^3 までのものが照射試験をほぼ終了している。また、ORNL の ORR 炉において、全炉心燃料をシリサイド燃料に置換した実証試験も実施されており、1986 年末にはウラン密度 4.8 g/cm^3 までのシリサイド (U_3Si_2) 燃料が実用化される見通しである。さらに、 U_3Si 燃料の開発も進められており、1989 年には 7.0 g/cm^3 が可能となろう。

JRR-3 改造炉においては、炉内の中性子束を高めるため、ウラン密度 2.2 g/cm^3 のアルミナイド燃料を使用することで設計が行われている²⁾。しかし、上述のような燃料製造技術の進展を考えると、JRR-3 においても近い将来にシリサイド燃料へ移行することが十分に考えられる。この場合、燃料をアルミナイドからシリサイドに変えることによって、炉心の核熱水力特性を劣化させることは避けなければならない。

本報告書では、JRR-3 におけるシリサイド燃料の核特性を計算し、アルミナイド燃料の場合との比較を行った。対象にした燃料要素の仕様は、JRR-3 のアルミナイド燃料を基準にし、ウラン密度、燃料板枚数及び芯材肉厚を変えたものである。核特性の評価に用いた項目は、実効増倍係数、燃焼度、中性子束分布及び出力ピーキング因子等である。

2. Si と Al の微視的核断面積

天然組成の Si と Al は、核断面積の値やそのエネルギー依存性などの点で類似点が多い。すなわち、以下に示すように、中性子エネルギー 0.0253 eV において吸収断面積は散乱断面積に比較して小さく、その値も同程度である³⁾。

	Al	Si
吸収断面積	230 mb	160 mb
散乱断面積	1.49 b	2.2 b
全断面積	1.72 b	2.4 b

熱中性子領域及びその近傍における断面積のエネルギー依存性は、Fig. 2.1 と 2.2 に示すように⁴⁾、やはり似た振るまいを示す。すなわち、全断面積は 1 keV 付近から 0.10 eV 付近までは平坦になっており、それ以下になると結晶構造による干渉性散乱の凹凸が表われている。

なお、天然に存在する Al と Si の同位体は、次の通りである。

Al :	^{27}Al (100 %)
Si :	^{28}Si (92.18 %)
	^{29}Si (4.71 %)
	^{30}Si (3.12 %)

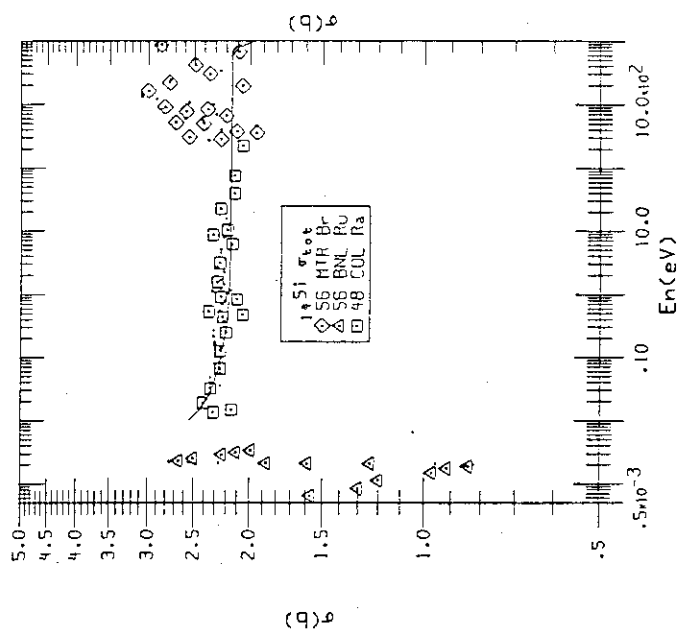


Fig. 2.2 Microscopic total cross section of Si (From BNL 325,3rd edition).

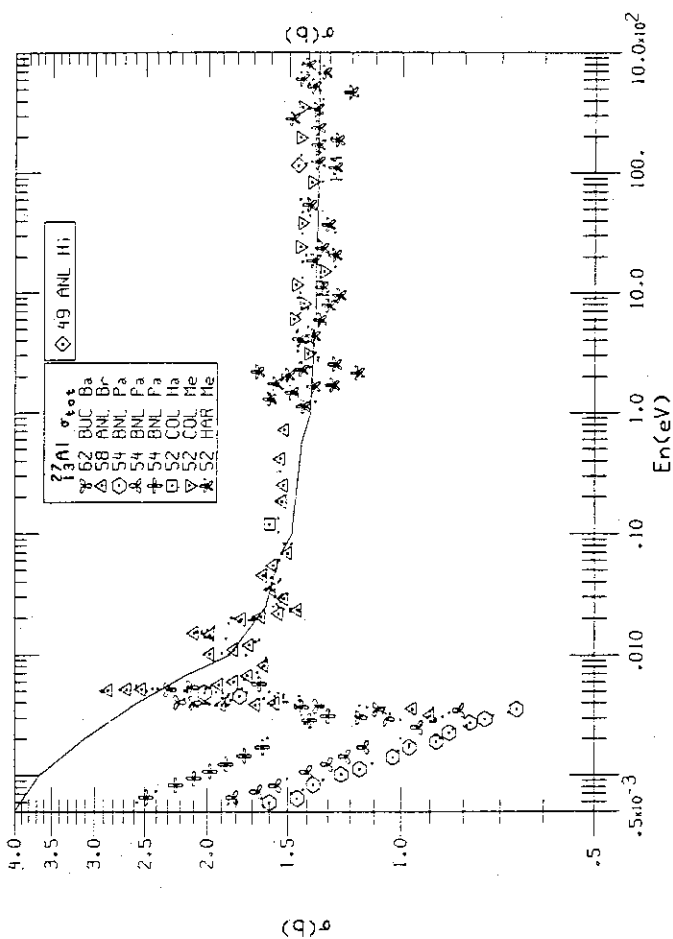


Fig. 2.1 Microscopic total cross section of ^{27}Al (From BNL 325,3rd edition).

3. 炉 心 構 成

3.1 概 要

JRR-3 改造炉は熱出力 20 MW の 20%濃縮 U・Al_x 分散型合金燃料を用いた軽水減速冷却プール型炉である。Table 3.1 に改造炉の概要を示す。詳細は参考文献 5) を参照されたい。

炉心は、Fig. 3.1 に示すように 37 の要素セルから成る燃料領域とその周囲のベリリウム反射体領域で構成されており、その外側に環状の重水反射体領域がある。さらに、これらの全領域をプール内の軽水が囲んでいる。炉心部の垂直断面図を Fig. 3.2 に示す。燃料領域の水平方向等価直径は 53 cm、垂直方向の燃料有効部高さは 75 cm である。燃料領域の 37 要素の内訳は、標準型燃料要素 26 体、フォロー型燃料要素付制御棒 6 体及び照射筒要素 5 体である。

3.2 燃料要素

こゝでは検討において基準とする JRR-3 改造炉の燃料要素について述べ、計算に用いた他の燃料要素については、「5.計算方法」において示す。

燃料要素は、20%濃縮ウラン・MTR 型燃料である。その仕様を Table 3.2 に示す。標準型燃料要素は 20 枚の燃料板で構成されており、これらは等間隔に配列されている。フォロー型燃料要素は 16 枚の燃料板で構成されており、やはり等間隔に配列されている。フォロー型燃料要素は制御棒に接続されており、アルミニウム製の制御棒案内管の内部を上下に動く。これらの燃料要素の垂直断面を Fig. 3.3 と 3.4 に示す。水平断面は、「5.計算方法」に他の燃料要素とともに示す。

3.3 制御棒

制御棒は、ハフニウムを箱型に加工したものであって、フォロー型燃料要素の上側に接続されている。運転時には、制御棒は炉心の上方に引抜かれており、スクラムによって重力により炉心内へ落下する。

運転管理上、制御棒は Fig. 3.1 に示すようにグループ分けされている。すなわち、粗調整棒として Sa と S グループ、及び微調整棒として R グループがそれぞれ 2 本ずつある。

制御棒要素の水平断面を Fig. 3.5 に示す。ハフニウムの吸収体は、アルミニウムの制御棒案内管で囲まれている。

制御棒位置は、燃料有効部下端を起点とした吸収体下端までの高さで示す。制御棒全引抜き位置は、79.0 cm である。

3.4 燃料領域内照射筒要素

燃料領域内の照射筒要素はアルミニウム製であって、その中央に照射孔が設けられている。照射孔を使用しない場合には、アルミニウム製のプラグが挿入されている。

3.5 反射体

炉心は、ベリリウム反射体とその外側の重水反射体とで囲まれている。ベリリウム反射体は、3種類の異なった形状の反射体要素で構成されている。このベリリウム反射体領域には、4ヶ所に照射孔が設けられており、使用しない場合にはベリリウム製のプラグが挿入されている。

重水は、内径 62 cm、外径 196 cm 及び高さ 153 cm の円環状タンクに収められている。この重水反射体領域の水平方向の厚みは 67 cm である。この領域には、Fig.3.6 に示すように 9 本の水平実験孔と 9 本の垂直照射孔が設けられている。

Table 3.1 Reactor design description

Reactor type	Pool type
Steady-state power level	20 MW
Number of standard fuel elements	26
Number of control fuel elements	6
Irradiation channels	5 in core 4 in Be reflector 9 in D2O reflector
Beam holes	9 in D2O reflector
Core geometry	Cylinder
U235 content/Core	8940 g
Active core volume	143 l
Average volumetric power density	140 kw/l
Specific power	2237 kw/kg U235
Moderator, Coolant	H2O
Reflectors	Be, D2O

Table 3.2 Fuel elements

Type	MTR, Straight plates
Uranium enrichment	19.75%
Lattice pitch	7.72 x 7.72 cm
Fuel element dimensions	7.62 x 7.62 cm
Plate thickness	0.152 cm
Water channel thickness / Standard fuel element	0.228 cm
/ Control fuel element	0.238 cm
Number of plates / Standard fuel element	20
/ Control fuel element	16
Fuel meat material	U-Al ₂ O ₃ -Al
Meat dimensions / Standard fuel element	0.076 x 6.16 x 75.0 cm
/ Control fuel element	0.076 x 4.90 x 75.0 cm
Clad thickness (Al)	0.038 cm
Uranium density in fuel meat	2.2 g/cm ³
U235 content / Standard fuel element	300 g
/ Control fuel element	190 g

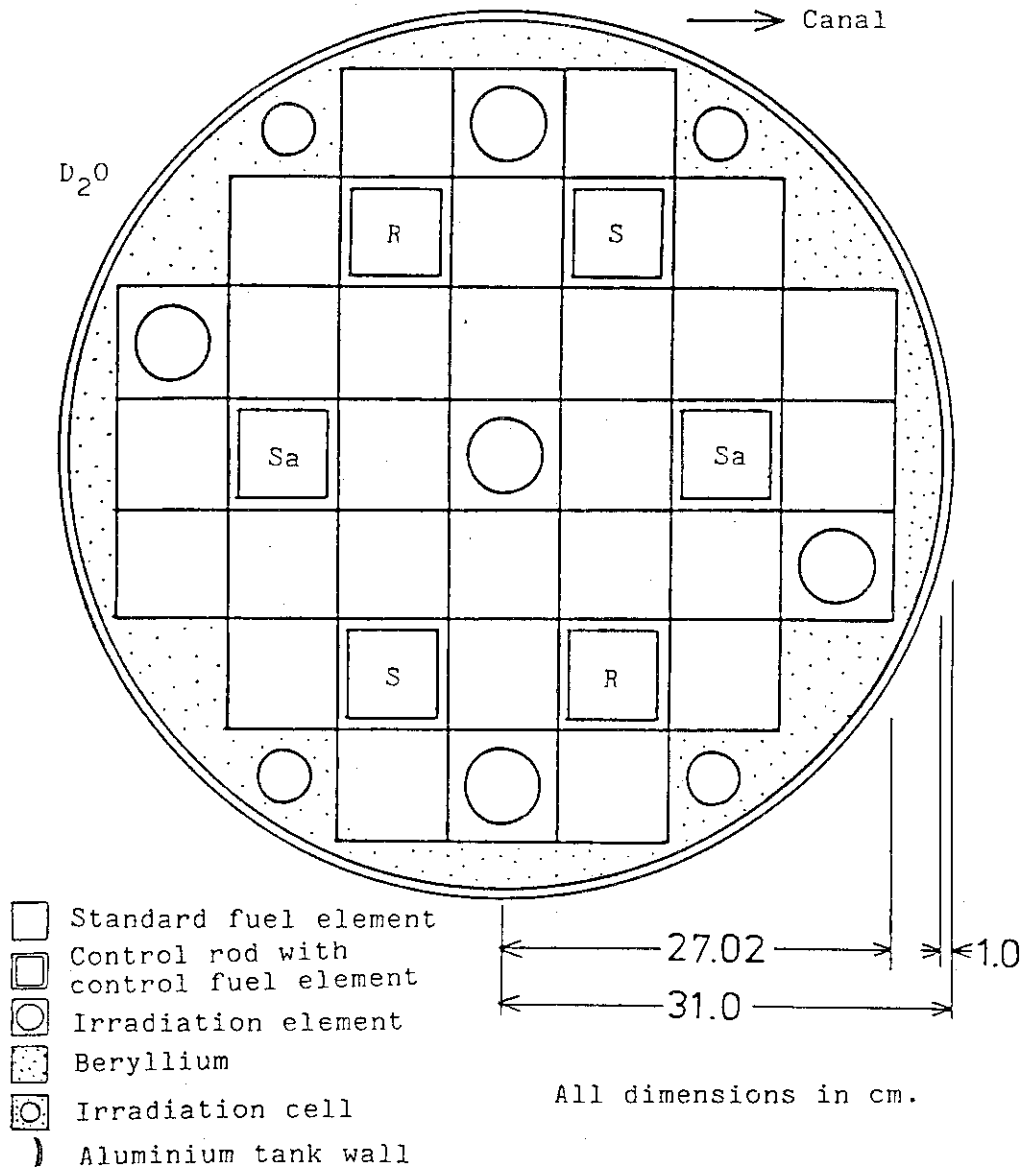
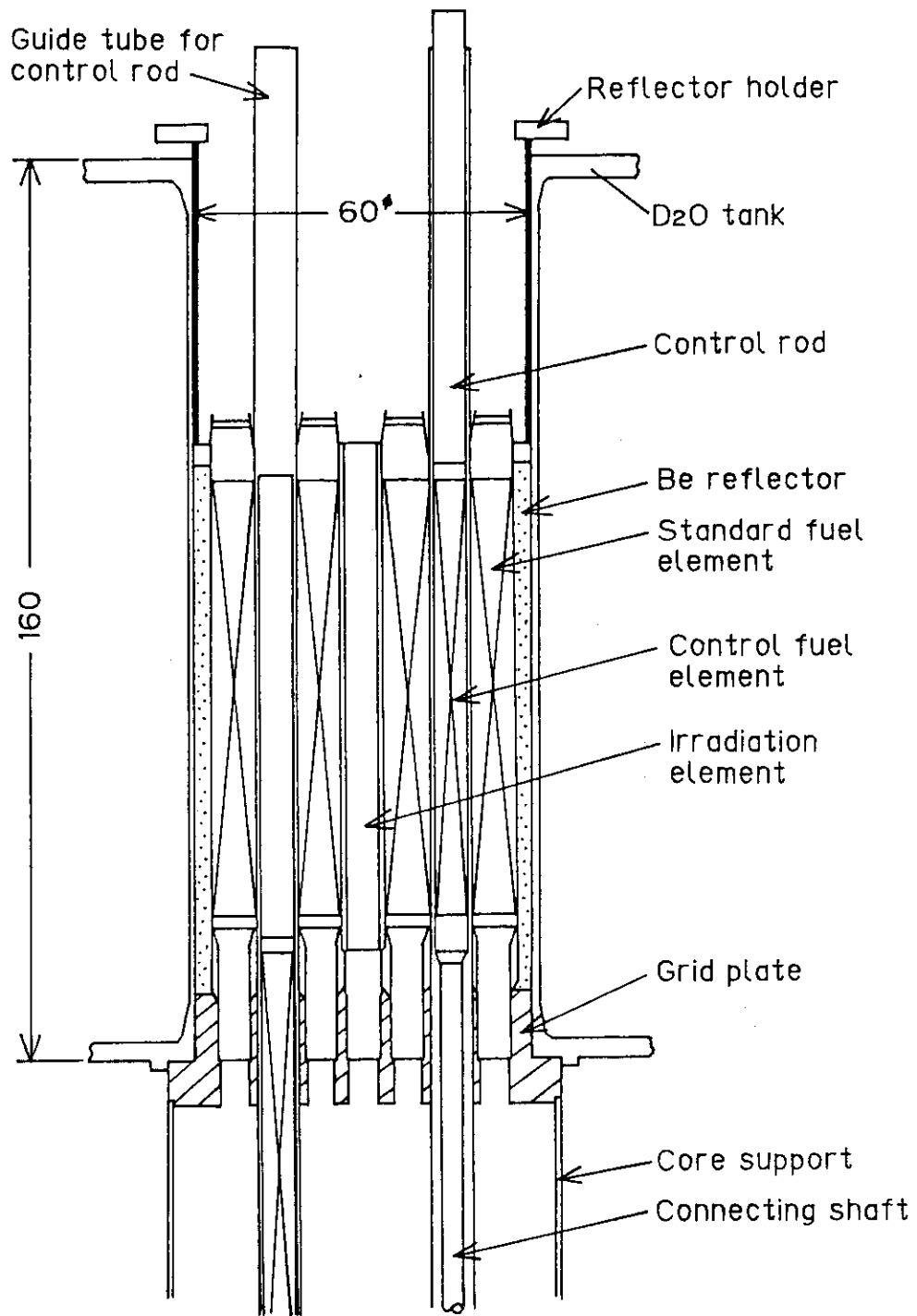
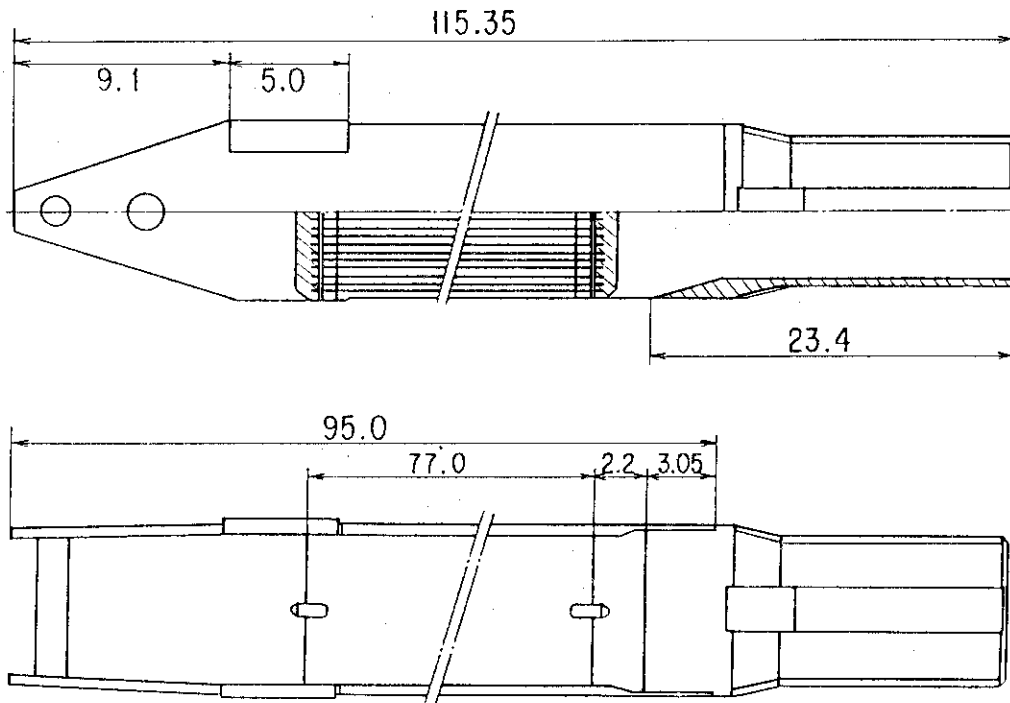


Fig. 3.1 Horizontal cross section of core.



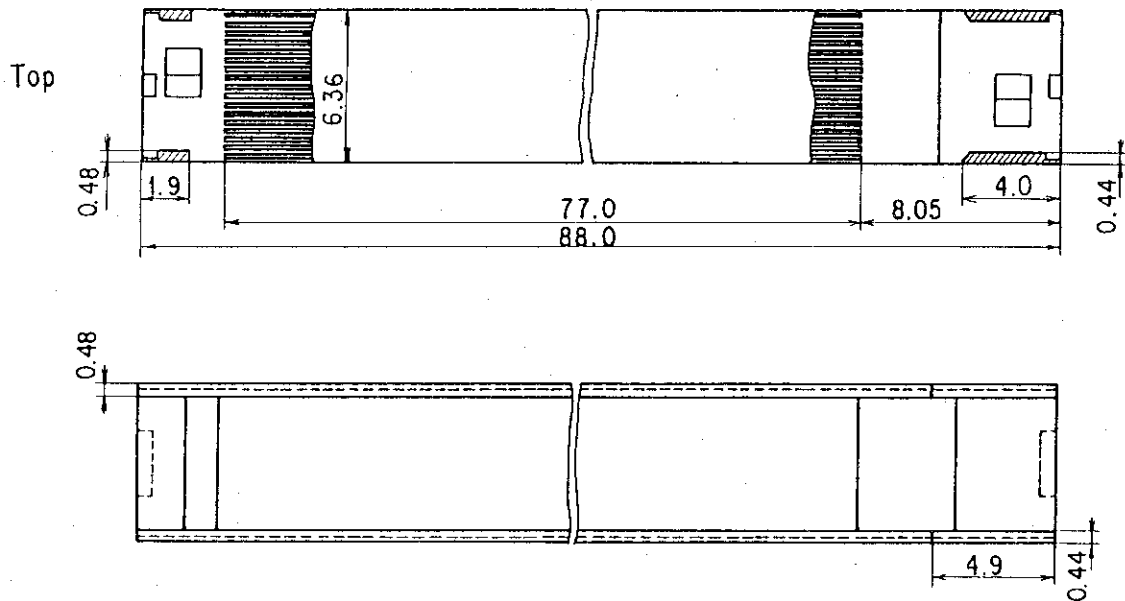
All dimensions in cm.

Fig. 3.2 Vertical cross section of core.



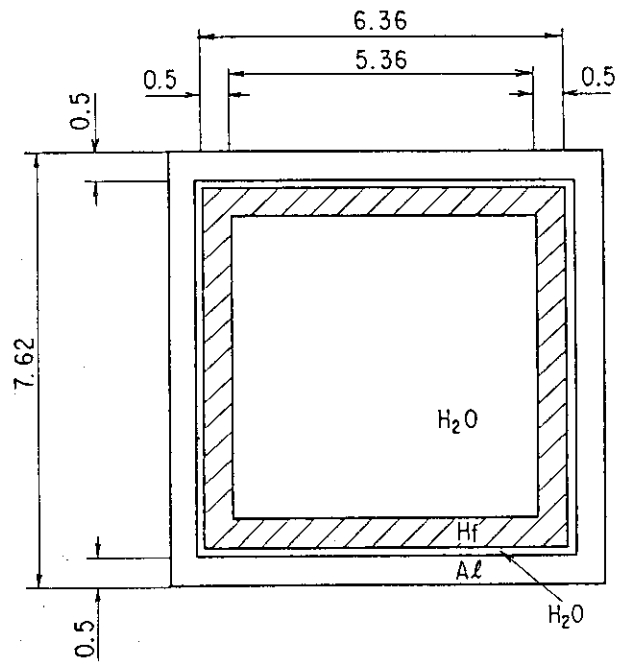
All dimensions in cm

Fig. 3.3 Vertical cross section of standard fuel element.



All dimensions in cm

Fig. 3.4 Vertical cross section of control fuel element.



All dimensions in cm

Fig. 3.5 Horizontal cross section of control rod.

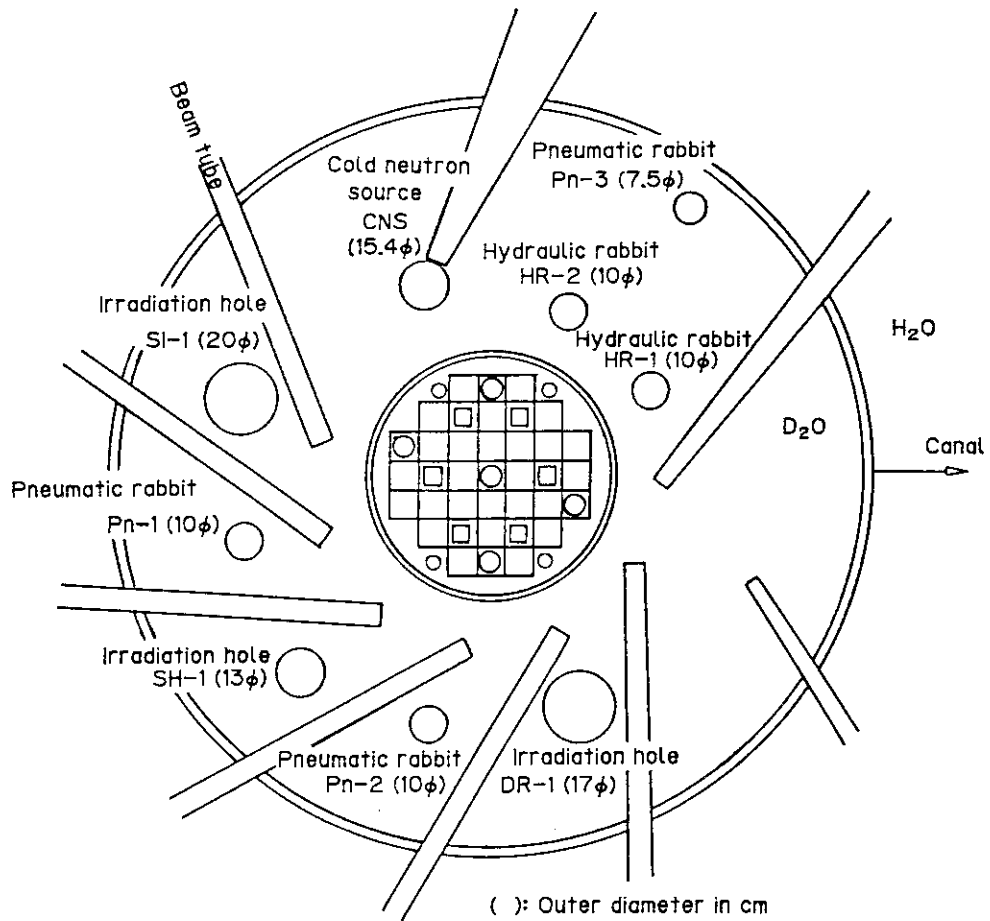


Fig. 3.6 Arrangement of irradiation devices.

4. 計算ケース

シリサイド燃料の核特性は、アルミナイド燃料との比較を行いながら、検討を進めた。計算項目は、炉心の実効増倍係数、燃焼度、中性子束分布及び出力ピーキング因子等である。

計算ケースの一覧を Table 4.1 に示す。パラメータは芯材肉厚と芯材中のウラン密度である。芯材肉厚を変えると同時に、燃料要素内の燃料板枚数も変えている。また、ウラン密度も変わることにより、燃料要素内の ^{235}U 量も変化するが、その基準としては ^{235}U 量で 300 g または 400 g を選定している。

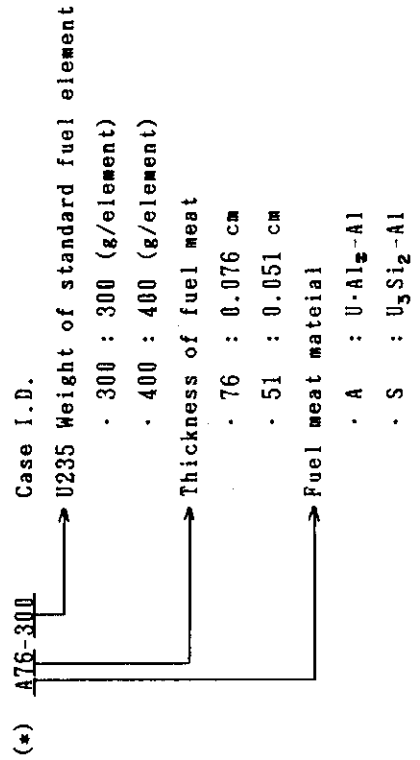
選定した計算ケースにおける、燃料要素内の軽水と ^{235}U の個数密度比は、約 80 から 110 程度の範囲にある。これらの値も Table 4.1 に示す。

燃焼計算は、計算ケース A 76 - 300 と S 76 - 300 について行った。燃焼ステップは、 ^{235}U の損耗量で表わした燃焼度^{*}) を用いて 0.1, 0.5, 1.0, 10.0, 30.0 及び 50.0 % である。燃焼分布は、炉心内で一様であると仮定している。

*): ^{235}U の核分裂及び捕獲によって失われた量の初期装荷量に対する原子数の百分率

Table 4.1 Case identification of calculations

(*) Case I.D.	Fuel Meat Material	Thickness of Fuel Meat (cm)	Uranium Density (g/cm ³)	Standard Fuel Element			Control Fuel Element		
				Number of Plates	U235 Weight (g/element)	H20/U235 (atom ratio)	Number of Plates	U235 Weight (g/element)	H20/U235 (atom ratio)
A76-300	U-Al ₂ O ₃ -Al	0.076	2.16	20	300	103.2	16	190	132.2
S76-300	U ₃ Si ₂ -Al	"	"	"	"	"	"	"	"
S76-400	"	"	2.88	"	400	77.4	"	255	99.1
A51-300	U-Al ₂ O ₃ -Al	0.051	3.07	21	300	111.2	17	193	138.0
S51-300	U ₃ Si ₂ -Al	"	"	"	"	"	"	"	"
S51-400	"	"	4.09	"	400	83.4	"	258	103.5



5. 計算方法

5.1 概要

核計算は、「熱中性子炉体系標準核設計コードシステム (SRAC)」を用いて行った⁶⁾。このシステムは、中性子断面積ライブラリとその処理コード、種々の輸送理論コードや拡散理論コード及び燃焼計算コード等で構成されている。本コードシステムは、目的に応じて計算コードを選択して使用するようになっている。

基本的な計算手順は、次の通りである。

- (1) 燃料板セルについての燃焼計算
- (2) 燃料要素セルについての少数群断面積作成
- (3) 構造材や反射体等の少数群断面積作成
- (4) 炉心の臨界計算

5.2 計算コード

SRAC コードシステムの中で、本解析に使用した計算コードは次の通りである。

- PIJ : 1 又は 2 次元用衝突確率法輸送計算コードである。燃料板セル及び燃料要素セルの群定数計算に用いた。燃料板セル計算においては燃焼計算も行い、燃焼依存の群定数を求めている。
- ANISN : 1 次元用 Sn 法輸送計算コードである。ベリリウム及び重水の反射体群定数計算に用いた。
- CITATION : 1, 2 又は 3 次元用拡散計算コードである。炉心の臨界計算に用い、実効増倍係数、中性子束分布及び出力分布等を求めた。
- 標準スペクトル : これは計算コードではなく、SRAC に内蔵されている標準的な中性子スペクトルである。簡易計算により群定数の縮約を行う場合に用いることができる。

5.3 少数群断面積

炉心内の各領域の少数群断面積は、PIJ 又は ANISN コードによって計算した中性子スペクトルを用いて、多群断面積を縮約して求めた。各領域のスペクトル計算において共通する計算条件は、次の通りである。

- 核断面積データ : ENDF/B-IV
- 多群エネルギー群数 : 高速群 35, 熱群 37
- 少数群エネルギー群数 : 3

なお、エネルギー切断値は次の通りである。

高速群	10 MeV ~ 5.53 keV
熱外群	5.53 keV ~ 0.683 eV
熱群	0.683 eV ~ 0.0 eV

- 炉心温度：325 K
- S R A C 内蔵標準スペクトル：中性子エネルギー範囲を3領域に分け、それぞれに次のスペクトルを用いた。

10 ~ 1 MeV	核分裂スペクトル
1 MeV ~ 0.683 eV	1 / E スペクトル
0.683 eV ~ 0.0 eV	マクスウエル分布 + 1 / E スペクトル

5.3.1 燃料要素セル領域

標準型燃料要素の形状は、燃料板枚数が20枚と21枚の2種類がある。これらの水平断面を Fig. 5.1 と 5.2 に示す。

フォロワ型燃料要素については、燃料板枚数が16枚と17枚の2種類がある。これらの水平断面を Fig. 5.3 と 5.4 に示す。

なお、シリサイド燃料の組成は、 U_3Si_2 が 100% である。

標準型燃料要素とフォロワ型燃料要素の少数群断面積は、燃焼依存で求めた。計算は、以下に示すように2ステップで行った。

〔ステップ1：燃料板セルの多群均質化断面積作成〕

解法	: 1次元衝突確率法 (P I J コード)
体系温度	: 325 K
セル境界条件	: 全反射
ダンコフ係数解法	: 衝突確率法
共鳴積分計算	: R I 法
輸送断面積計算	: B 1 近似
燃焼チェーン	: E N D F / B - II , Garrison モデル

〔ステップ2：燃料要素セルの少数群均質化断面積作成〕

ステップ1で得られた燃料板の均質化断面積を用いて、2次元衝突確率法 (P I J コード) により、燃料要素セルの中性子スペクトルを計算した。次いで群数の縮約を行って少数群定数を求めた。計算条件は、ステップ1に準ずる。なお、フォロワ型燃料要素セルには、制御棒案内管を含めている。

臨界形状バックリング：標準型燃料 0.0402 cm^{-2}

フォロワ型燃料 0.0268 cm^{-2}

なお、付録Aにシリサイド燃料芯材の個数密度計算方法を、付録Bに各計算ケースにおける燃料要素セルの個数密度を、また付録Cに各計算ケース毎の標準型燃料要素セルとフォロワ型燃料要素セルの少数群断面積を示す。

5.3.2 照射筒及び反射体

(1) 燃料領域内照射筒要素セル

照射筒要素は、中空のA ℓ 製ブロックであって、この中には種々の実験物が装荷される。実験物が無い場合には、A ℓ 製のプラグが挿入されている。本計算においては、プラグが挿入されている場合のみを考え、このセルの少数群定数はSRACに内蔵されている標準スペクトルを用いて計算した。

(2) 反射体領域

重水及びBe反射体領域の少数群断面積は、炉心を1次元円柱体系に近似して、ANISNコードを用いて計算した。重水反射体は領域が広いため半径方向に2領域に分割し、それぞれの領域の少数群断面積を求めた。Be反射体の外側にはA ℓ 製の重水タンクがあるが、これはBe領域と一諸にして均質化した。

計算条件は以下の通りである。

解法	: Sn 輸送理論による固有値問題
角度依存性	: P ₀ S ₆
境界条件	: 中心は全反射, 径方向は真空
計算体系	: 1次元円柱形状
輸送断面積	: B ₁ 近似

(3) 原子炉プール内軽水

軽水領域の少数群断面積は、十分希薄な²³⁵Uが一様に軽水中に分布する均質体系について中性子スペクトルを求め、そのスペクトルを用いて縮約計算を行った。

計算条件は以下の通りである。

解法	: 1次元衝突確率法固定線源問題 (PIJコード)
計算体系	: 1次元平板形状
境界条件	: 全反射
輸送断面積	: B ₁ 近似

5.4 臨界計算

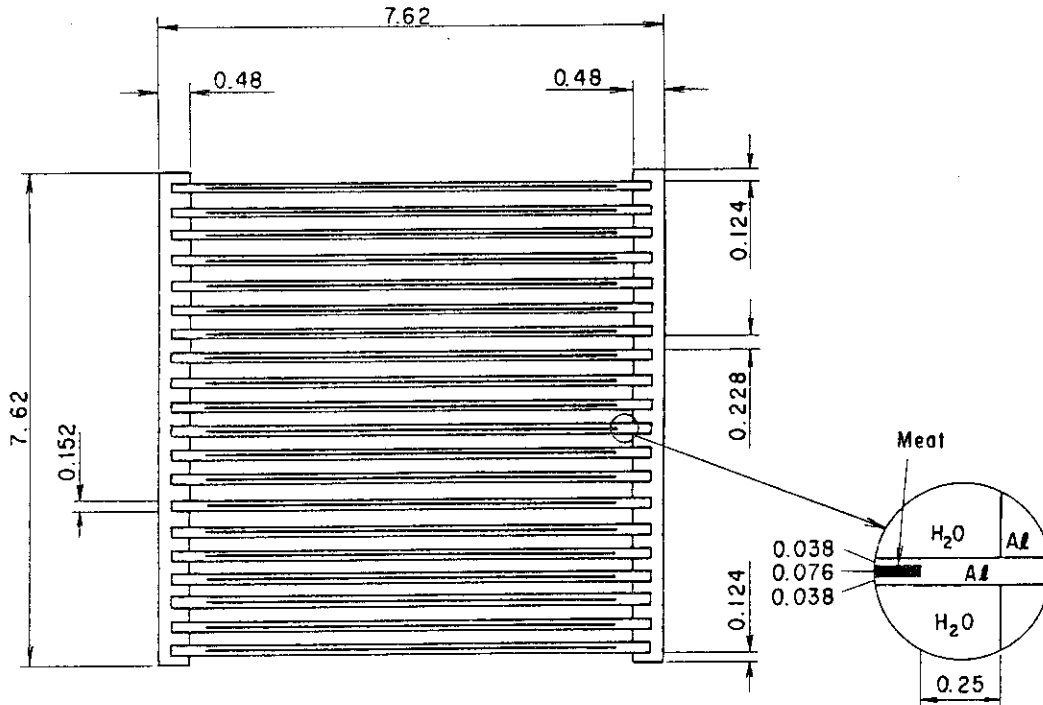
臨界計算は、少数群拡散計算コードCITATIONを用いて行った。この結果、実効増倍係数、中性子束分布及び出力分布が得られた。これらの計算は、いくつかの燃焼度に達している炉心について行っている。ただし、燃料要素の燃焼度は、標準型もフォロー型も全て同じであるとした。

臨界計算を行った炉心形状は、2次元xy体系である。この場合、重水タンクは円筒形であるため、これを等価面積の角形で近似した。軸方向への中性子の漏れは、バックリングを用いて評価した。

形算条件は以下の通りである。

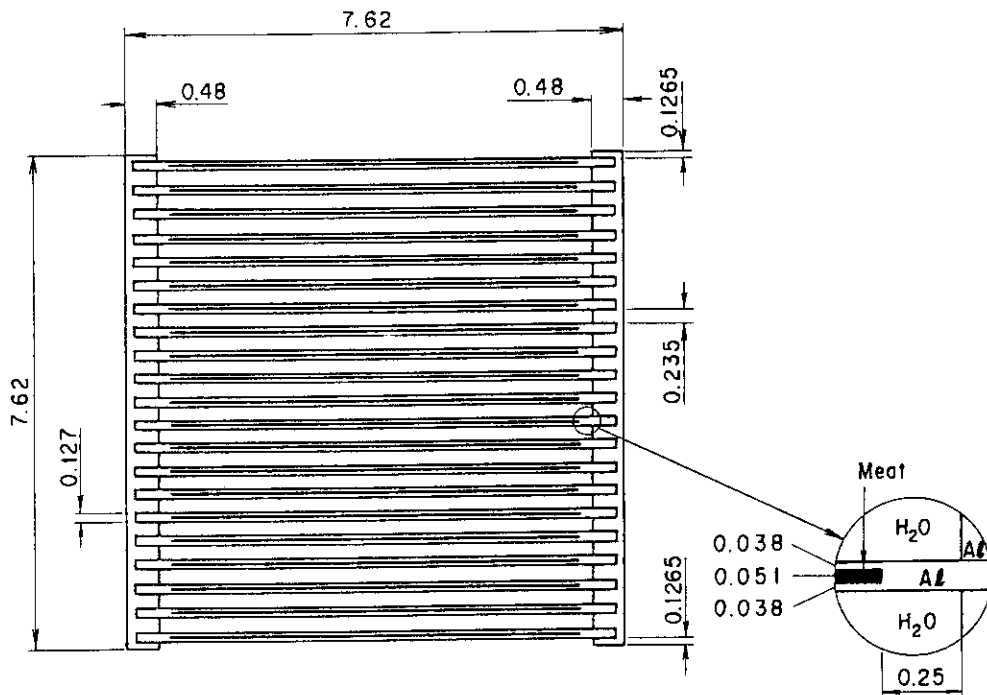
解法	: 拡散理論による固有値問題
計算体系	: 2次元xy全炉心体系 (Fig.5.5参照)
軸方向バックリング	: $1.1357 \times 10^{-3} \text{ cm}^{-2}$

熱出力 : 20 MW
制御棒領域 : フォロワ燃料6本全挿入



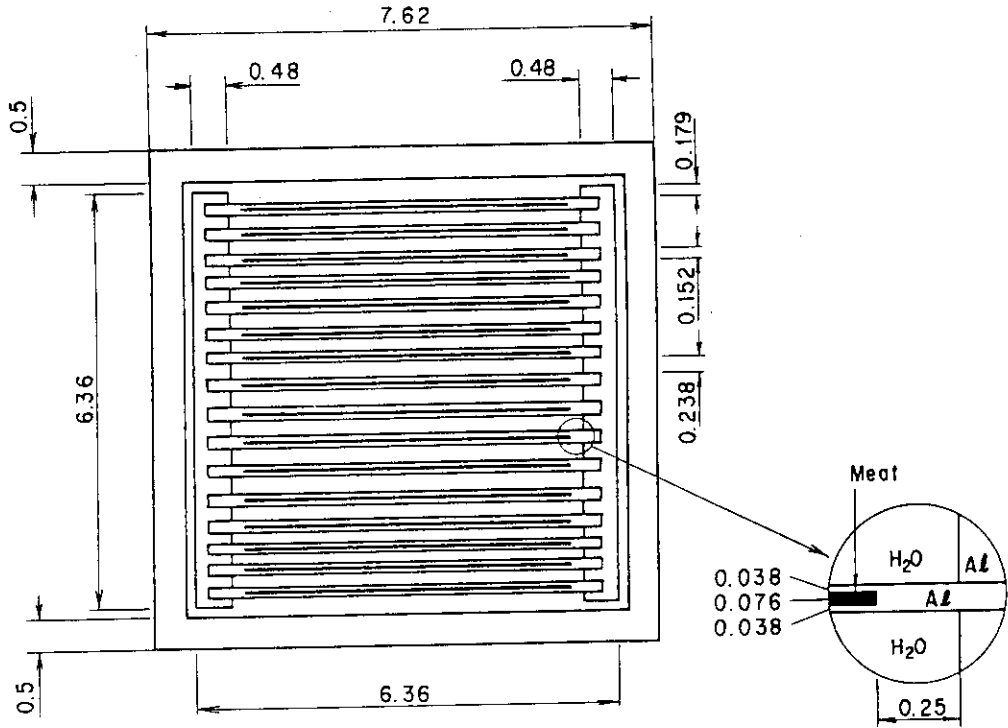
All dimensions in cm

Fig. 5.1 Horizontal cross section of standard fuel element (20 fuel plates).



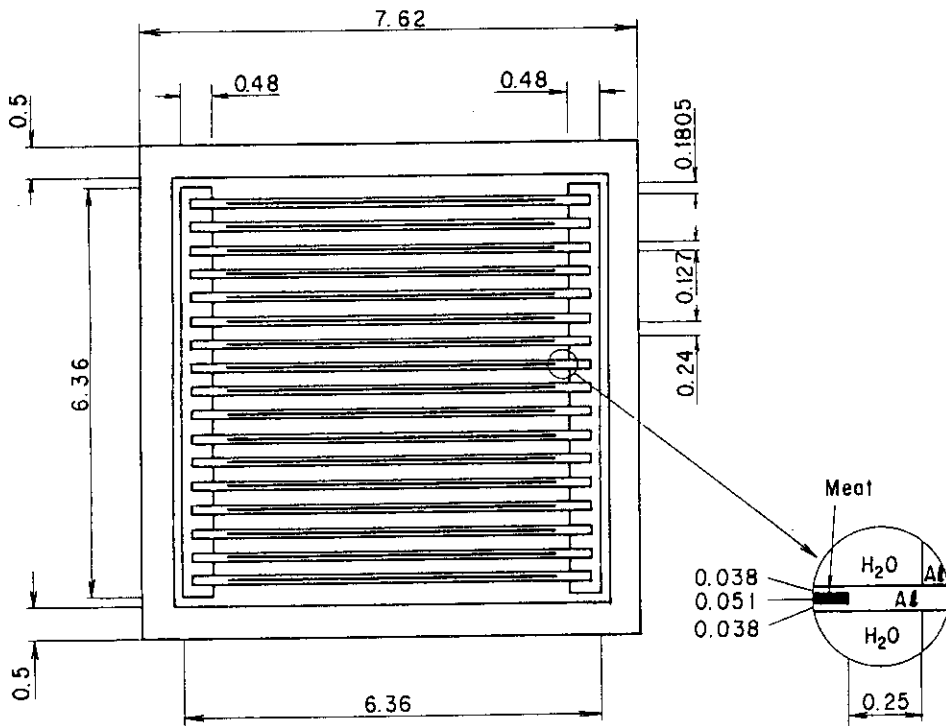
All dimensions in cm

Fig. 5.2 Horizontal cross section of standard fuel element (21 fuel plates).



All dimensions in cm

Fig. 5.3 Horizontal cross section of control fuel element (16 fuel plates).



All dimensions in cm

Fig. 5.4 Horizontal cross section of control fuel element (17 fuel plates).

6. 計算結果及び検討

6.1 少数群断面積におけるアルミナイド燃料とシリサイド燃料との差

6種類の計算ケースの中で、同一のウラン含有量を持ち、同じ燃料板枚数で構成されるアルミナイド燃料とシリサイド燃料について、少数群断面積の比較を行った。計算ケースは、A76-300とS76-300、及びA51-300とS51-300の標準型とフォロー型燃料要素である。前者は、クリーン炉心（燃焼度0%）と1及び50%燃焼度炉心について、後者はクリーン炉心のみについてである。比較の結果は、アルミナイド燃料を基準にした相対偏差（R）でTable 6.1からTable 6.6に示した。なお、相対偏差の定義は、次の通りである。

$$R_x^g = \frac{S_x^g - A_x^g}{A_x^g} \times 100 \quad (\%)$$

ここで、

- S : シリサイド燃料の少数群断面積
- A : アルミナイド燃料の少数群断面積
- x : 反応の種類（吸収、核分裂等）
- g : 少数群番号

である。

少数群断面積の比較の結果は、A76-300とS76-300、及びA51-300とS51-300の両者共、相対偏差約1%以内で一致している。また、燃焼が進んだ場合にも同様に良く一致している。特に、熱群では差が一層小さくなっている。

これらの少数群断面積における差の小さいことは、燃焼に伴う燃料組成の変化を見てもアルミナイド燃料とシリサイド燃料とで差がほとんど無いことから理解できる。すなわち、A76-300とS76-300の標準型及びフォロー型燃料要素における燃焼に伴う燃料組成の変化をTable 6.7からTable 6.10に示す。JRR-3改造炉における燃料要素平均の最大燃焼度は50%であり、その燃焼度においても ^{242}Pu の個数密度は0.2%の差で一致している。

6.2 初装荷炉心における実効増倍係数

Table 4.1に示した計算ケースについて、初装荷炉心の実効増倍係数を計算した。結果をTable 6.11に示す。燃料板枚数とウラン含有量の等しい同一寸法の燃料要素間、すなわちA76-300とS76-300及びA51-300とS51-300では、実効増倍係数は良い一致を示しており、アルミナイドとシリサイドの差はほとんど無い。

ウラン含有量が等しい場合に、燃料芯材の厚みを変えて燃料板枚数を20枚（標準型）/16枚（フォロー型）から21枚/17枚に増加させると、反応度は1.2%Δk/kの増加となる。一方、燃料板

枚数を固定してウラン含有量を 300 g / 要素から 400 g / 要素に増加すると、反応度は 2.8%Δ k/k 増加する。

6.3 実効増倍係数の燃焼依存性

計算ケース A76-300 と S76-300 について燃焼計算を行い、実効増倍係数の燃焼依存性を調べた。燃焼ステップは、0.1, 1, 10, 30 及び 50% の燃焼度である。燃焼分布は、炉心内で一様であると仮定した。

計算結果を Table 6.12 と Fig.6.1 に示す。アルミナイド燃料とシリサイド燃料との間の実効増倍係数の差はほとんど無く、両者の比率は 50% 燃焼度までの範囲で 1.000 である。

6.4 中性子束分布及び出力分布

各計算ケースについて初装荷炉心の 2次元拡散計算を行い、中性子束分布と出力分布を求めた。出力分布は出力密度の分布を表わしている。これらの値は、炉心の熱出力が 20MW になるように規格化している。

この章では、計算ケース A76-300 と S76-300 についての中性子束分布と出力分布を中性子エネルギー群毎に図示する。Fig.6.2 から 6.9 に径方向の分布を、Fig.6.10 から 6.17 に等高線図を示す。アルミナイド燃料とシリサイド燃料とは、差がほとんど見られない。

6.5 最大熱中性子束と出力ピーキング因子

前節で得られた熱中性子束分布と出力分布から、最大熱中性子束と出力ピーキング因子とを求めた。ここで、出力ピーキング因子 (F_N) の定義は、炉心内の局所的な出力密度の炉心平均出力密度に対する比の最大値である。すなわち、

$$f_n = \frac{\text{局所出力密度}}{\text{炉心平均出力密度}}$$

とする時、

$$F_N = f_n \text{ の最大値}$$

である。

最大熱中性子束と出力ピーキング因子を Table 6.13 に、その発生位置を Fig.6.18 に示す。炉心の燃焼度は 0% である。同一形状で同一ウラン装荷量を持つ燃料要素では、アルミナイド燃料とシリサイド燃料で (A76-300 と S76-300, 又は A51-300 と S51-300) 最大熱中性子束も出力ピーキング因子も 0.1% の差で一致する。また、最大値の発生位置も同じである。

燃焼にともなう変化は、計算ケース A76-300 と S76-300 との場合について Table 6.14 に示す。最大熱中性子束も出力ピーキング因子も 0.2% 以内の差で一致している。また、最大値の発生位置も両燃料の場合に同じである。

Table 6.1 Relative differences of few-group cross sections between A76-300 and S76-300 standard fuel cells of 0% burnup

(%)

Group No.	Σ_{act}	Σ_f	$\nu \Sigma_f$	Σ_{tot}	χ	D1	D2	Σ_{abs}	$\Sigma_s (g \rightarrow g')$			
									g \ g'	1	2	3
1	0.10	-0.07	-0.08	0.87	0.0	-0.86	-1.04	0.47	1	1.03	0.16	0.0
2	-0.02	0.0	0.0	0.36	0.0	-0.35	-0.34	0.07	2	0.0	0.45	-0.03
3	-0.02	-0.02	-0.02	-0.01	0.0	0.01	0.01	0.05	3	0.0	0.18	-0.01

Σ_{act} : Activation cross section (1/v cross section, v:neutron speed)

Σ_f : Fission cross section

$\nu \Sigma_f$: ν *fission cross section

Σ_{tot} : Total cross section

χ : Fission neutron yield

D1 : Diffusion coefficient 1

(Inverse of spatially averaged transport cross section (B1 approximation))

D2 : Diffusion coefficient 2

(Inverse of spatially averaged transport cross section (extended transport approximation))

Σ_{abs} : Absorption cross section

$\Sigma_s(g \rightarrow g')$: Scattering matrix (g to g')

Table 6.2 Relative differences of few-group cross sections between A76-300 and S76-300 standard fuel cells of 1% burnup

Group No.	Σ_{act}	Σ_f	$\nu \Sigma_f$	Σ_{tot}	α	D1	D2	Σ_{abs}	$\Sigma_s (g \rightarrow g')$			(%)
									$g \setminus g'$			
									1	2	3	
1	0.10	-0.07	-0.08	0.87	0.0	-0.86	-1.04	0.47	1.03	0.16	0.0	
2	-0.02	0.0	0.0	0.36	0.0	-0.35	-0.34	0.07	0.0	0.45	-0.03	
3	-0.02	-0.02	-0.02	-0.01	0.0	0.01	0.01	0.05	0.0	0.17	-0.01	

Table 6.3 Relative differences of few-group cross sections between A76-300 and S76-300 standard fuel cells of 50% burnup

Group No.	Σ_{act}	Σ_f	$\nu \Sigma_f$	Σ_{tot}	α	D1	D2	Σ_{abs}	$\Sigma_s (g \rightarrow g')$			(%)
									$g \setminus g'$			
									1	2	3	
1	0.09	-0.05	-0.07	0.86	0.0	-0.85	-1.03	0.60	1.03	0.14	0.0	
2	-0.02	0.01	0.01	0.36	0.0	-0.36	-0.35	0.08	0.0	0.45	-0.03	
3	-0.02	-0.01	-0.01	-0.01	0.0	0.01	0.01	0.10	0.0	0.23	-0.02	

Table 6.4 Relative differences of few-group cross sections between A76-300 and S76-300 control fuel cells of 0% burnup

(%)

Group No.	Σ_{act}	Σ_f	$\nu \Sigma_f$	Σ_{tot}	χ	D1	D2	Σ_{abs}	$\Sigma_s (g \rightarrow g')$		
									g \ g'	1	2
1	0.04	-0.04	-0.05	0.55	0.0	-0.55	-0.68	0.40	0.64	0.06	0.0
2	-0.06	-0.02	-0.02	0.24	0.0	-0.24	-0.26	0.05	0.0	0.32	-0.07
3	-0.02	-0.03	-0.03	-0.01	0.0	0.01	0.01	0.04	0.0	0.19	-0.02

Table 6.5 Relative differences of few-group cross sections between A51-300 and S51-300 standard fuel cells of 0% burnup

(%)

Group No.	Σ_{act}	Σ_f	$\nu \Sigma_f$	Σ_{tot}	χ	D1	D2	Σ_{abs}	$\Sigma_s (g \rightarrow g')$		
									g \ g'	1	2
1	0.05	-0.03	-0.04	0.35	0.0	-0.35	-0.44	0.33	0.42	0.08	0.0
2	0.02	0.02	0.02	0.20	0.0	-0.20	-0.20	0.05	0.0	0.24	0.03
3	0.0	-0.01	-0.01	-0.04	0.0	0.04	0.05	0.01	0.0	-0.04	-0.05

Table 6.6 Relative differences of few-group cross sections between A51-300 and S51-300 control fuel cells of 0% burnup

Group No.	Σ_{act}	Σ_f	$\nu \Sigma_f$	Σ_{tot}	α	D1	D2	Σ_{abs}	$\Sigma_s (g \rightarrow g')$			g \ g'
									1	2	3	
1	0.06	-0.03	-0.04	0.34	0.0	-0.34	-0.41	0.32	0.39	0.10	0.0	1
2	0.02	0.02	0.02	0.25	0.0	-0.24	-0.24	0.05	0.0	0.29	0.04	2
3	0.0	-0.01	-0.01	0.0	0.0	0.0	0.0	0.01	0.0	0.04	0.0	3

(%)

Table 6.7 Variation of fuel composition with burnup in A76-300 standard fuel cell

DAYS 3.44441E-01 1.72233E+00 3.44658E+00 3.51772E+01 1.09586E+02 1.89122E+02 2.76664E+02
 MWD 6.88853E+00 3.44319E+01 6.88944E+01 6.95875E+02 2.13865E+03 3.66568E+03 5.31812E+03
 U235-% 1.00000E-03 5.00000E-03 1.00000E-02 1.00000E-01 3.00000E-01 5.00000E-01 7.00000E-01

(MATERIAL NO.= 1 VOLUME= 7.60000E-02 CM-3 FACTOR= 2.75520E+05)

ID	NAME	U235-%	1.000E-03	5.000E-03	1.000E-02	1.000E-01	3.000E-01	5.000E-01	7.000E-01
1	U05	1.094E-03	1.089E-03	1.084E-03	9.851E-04	7.663E-04	5.476E-04	3.291E-04	
2	U06	0.0	1.855E-07	9.317E-07	1.864E-06	1.855E-05	5.468E-05	8.902E-05	1.209E-04
3	U08	4.391E-03	4.391E-03	4.390E-03	4.378E-03	4.348E-03	4.312E-03	4.265E-03	
4	PU9	0.0	1.153E-07	5.908E-07	1.182E-06	1.110E-05	2.791E-05	3.710E-05	3.934E-05
5	PU0	0.0	4.600E-11	1.188E-09	4.766E-09	4.456E-07	3.310E-06	7.426E-06	1.172E-05
6	PU1	0.0	4.171E-14	5.382E-12	4.338E-11	4.139E-08	9.479E-07	3.453E-06	6.812E-06
7	PU2	0.0	6.391E-18	4.129E-15	6.695E-14	6.812E-10	5.629E-08	4.503E-07	1.815E-06
8	XE5	0.0	1.249E-08	1.265E-08	1.261E-08	1.194E-08	1.016E-08	7.948E-09	5.512E-09
9	SM9	0.0	9.573E-09	3.906E-08	6.184E-08	8.825E-08	7.417E-08	5.752E-08	3.971E-08
10	F5N	0.0	1.408E-06	7.037E-06	1.407E-05	1.407E-04	4.222E-04	7.040E-04	9.859E-04
11	F5S	0.0	3.456E-07	1.726E-06	3.449E-06	3.401E-05	9.841E-05	1.563E-04	2.035E-04
12	F5R	0.0	4.252E-09	2.036E-08	3.862E-08	1.678E-07	1.474E-07	1.036E-07	6.223E-08
13	F9N	0.0	1.373E-10	3.539E-09	1.426E-08	1.451E-06	1.361E-05	4.070E-05	9.003E-05
14	F9S	0.0	3.590E-11	9.249E-10	3.725E-09	3.750E-07	3.427E-06	9.893E-06	2.078E-05
15	F9R	0.0	9.910E-14	2.440E-12	9.311E-12	4.130E-10	1.318E-09	1.870E-09	2.070E-09

X10²⁴ (n/cm³)

- F5N : Non-saturating F.P. group from ²³⁵U
- F5S : Slowly saturating F.P. group from ²³⁵U
- F5R : Rapidly saturating F.P. group from ²³⁵U
- F9N : Non-saturating F.P. group from ²³⁹Pu
- F9S : Slowly saturating F.P. group from ²³⁹Pu
- F9R : Rapidly saturating F.P. group from ²³⁹Pu

Table 6.8 Variation of fuel composition with burnup in A76-300 control fuel cell

DAYS 3.44715E-01 1.72373E+00 3.44936E+00 3.51989E+01 1.09596E+02 1.89019E+02 2.76300E+02
 MWD 6.89402E+00 3.44598E+01 6.89497E+01 6.96250E+02 2.13851E+03 3.66299E+03 5.30996E+03
 U235-% 1.00000E-03 5.00000E-03 1.00000E-02 1.00000E-01 3.00000E-01 5.00000E-01 7.00000E-01

(MATERIAL NO.= 1 VOLUME= 7.60000E-02 CM-3 FACTOR= 2.75520E+05)

ID	NAME	U235-%	1.000E-03	5.000E-03	1.000E-02	1.000E-01	3.000E-01	5.000E-01	7.000E-01
1	U05	1.094E-03	1.089E-03	1.084E-03	9.851E-04	7.663E-04	5.476E-04	3.291E-04	
2	U06	0.0	1.846E-07	9.270E-07	1.855E-06	1.846E-05	5.443E-05	8.868E-05	1.205E-04
3	U08	4.391E-03	4.391E-03	4.390E-03	4.378E-03	4.349E-03	4.314E-03	4.268E-03	
4	PU9	0.0	1.131E-07	5.791E-07	1.159E-06	1.089E-05	2.742E-05	3.650E-05	3.875E-05
5	PU0	0.0	4.460E-11	1.152E-09	4.620E-09	4.332E-07	3.240E-06	7.318E-06	1.161E-05
6	PU1	0.0	3.933E-14	5.074E-12	4.090E-11	3.911E-08	9.007E-07	3.302E-06	6.570E-06
7	PU2	0.0	6.014E-18	3.885E-15	6.298E-14	6.422E-10	5.334E-08	4.292E-07	1.744E-06
8	XE5	0.0	1.244E-08	1.259E-08	1.255E-08	1.188E-08	1.010E-08	7.891E-09	5.466E-09
9	SM9	0.0	9.578E-09	3.905E-08	6.179E-08	8.796E-08	7.385E-08	5.721E-08	3.943E-08
10	F5N	0.0	1.410E-06	7.043E-06	1.408E-05	1.408E-04	4.225E-04	7.046E-04	9.866E-04
11	F5S	0.0	3.459E-07	1.727E-06	3.451E-06	3.404E-05	9.856E-05	1.567E-04	2.040E-04
12	F5R	0.0	4.255E-09	2.036E-08	3.862E-08	1.668E-07	1.462E-07	1.029E-07	6.185E-08
13	F9N	0.0	1.338E-10	3.447E-09	1.389E-08	1.414E-06	1.328E-05	3.971E-05	8.789E-05
14	F9S	0.0	3.497E-11	9.007E-10	3.628E-09	3.655E-07	3.343E-06	9.661E-06	2.032E-05
15	F9R	0.0	9.653E-14	2.375E-12	9.059E-12	4.000E-10	1.275E-09	1.811E-09	2.009E-09

X10²⁴ (n/cm³)

- F5N : Non-saturating F.P. group from ²³⁵U
- F5S : Slowly saturating F.P. group from ²³⁵U
- F5R : Rapidly saturating F.P. group from ²³⁵U
- F9N : Non-saturating F.P. group from ²³⁹Pu
- F9S : Slowly saturating F.P. group from ²³⁹Pu
- F9R : Rapidly Saturating F.P. group from ²³⁹Pu

Table 6.9 Variation of fuel composition with burnup in S76-300 standard fuel cell

DAYS 3.44424E-01 1.72224E+00 3.44641E+00 3.51757E+01 1.09584E+02 1.89125E+02 2.76682E+02

MWD 6.88820E+00 3.44301E+01 6.88911E+01 6.95849E+02 2.13864E+03 3.66578E+03 5.31854E+03

U235-% 1.00000E-03 5.00000E-03 1.00000E-02 1.00000E-01 3.00000E-01 5.00000E-01 7.00000E-01

(MATERIAL NO.= 1 VOLUME= 7.60000E-02 CM-3 FACTOR= 2.75520E+05)

ID	NAME	U235-%	1.000E-03	5.000E-03	1.000E-02	1.000E-01	3.000E-01	5.000E-01	7.000E-01
1	U05	1.094E-03	1.089E-03	1.084E-03	9.851E-04	7.663E-04	5.476E-04	3.291E-04	
2	U06	0.0	1.855E-07	9.319E-07	1.864E-06	1.856E-05	5.469E-05	8.903E-05	1.209E-04
3	U08	4.391E-03	4.391E-03	4.390E-03	4.378E-03	4.348E-03	4.312E-03	4.265E-03	
4	PU9	0.0	1.155E-07	5.915E-07	1.183E-06	1.112E-05	2.794E-05	3.715E-05	3.939E-05
5	PU0	0.0	4.607E-11	1.190E-09	4.773E-09	4.462E-07	3.314E-06	7.436E-06	1.173E-05
6	PU1	0.0	4.180E-14	5.394E-12	4.347E-11	4.148E-08	9.498E-07	3.460E-06	6.825E-06
7	PU2	0.0	6.405E-18	4.138E-15	6.709E-14	6.826E-10	5.641E-08	4.512E-07	1.819E-06
8	XE5	0.0	1.249E-08	1.265E-08	1.261E-08	1.194E-08	1.016E-08	7.950E-09	5.514E-09
9	SM9	0.0	9.573E-09	3.906E-08	6.184E-08	8.825E-08	7.417E-08	5.753E-08	3.973E-08
10	F5N	0.0	1.408E-06	7.037E-06	1.407E-05	1.407E-04	4.222E-04	7.040E-04	9.858E-04
11	F5S	0.0	3.456E-07	1.726E-06	3.448E-06	3.401E-05	9.840E-05	1.563E-04	2.034E-04
12	F5R	0.0	4.251E-09	2.036E-08	3.862E-08	1.678E-07	1.474E-07	1.036E-07	6.223E-08
13	F9N	0.0	1.375E-10	3.545E-09	1.428E-08	1.453E-06	1.363E-05	4.076E-05	9.017E-05
14	F9S	0.0	3.595E-11	9.262E-10	3.730E-09	3.756E-07	3.431E-06	9.907E-06	2.081E-05
15	F9R	0.0	9.924E-14	2.443E-12	9.324E-12	4.137E-10	1.320E-09	1.873E-09	2.074E-09

X10²⁴ (n/cm³)

- F5N : Non-saturating F.P. group from ²³⁵U
- F5S : Slowly saturating F.P. group from ²³⁵U
- F5R : Rapidly saturating F.P. group from ²³⁵U
- F9N : Non-saturating F.P. group from ²³⁹Pu
- F9S : Slowly saturating F.P. group from ²³⁹Pu
- F9R : Rapidly Saturating F.P. group from ²³⁹Pu

Table 6.10 Variation of fuel composition with burnup in S76-300 control fuel cell

DAYS 3.44699E-01 1.72365E+00 3.44920E+00 3.51976E+01 1.09595E+02 1.89022E+02 2.76318E+02
MWD 6.89370E+00 3.44582E+01 6.89465E+01 6.96226E+02 2.13850E+03 3.66309E+03 5.31037E+03
U235-X 1.00000E-03 5.00000E-03 1.00000E-02 1.00000E-01 3.00000E-01 5.00000E-01 7.00000E-01

(MATERIAL NO.= 1 VOLUME= 7.60000E-02 CM-3 FACTOR= 2.75520E+05)

ID	NAME	U235-X	1.000E-03	5.000E-03	1.000E-02	1.000E-01	3.000E-01	5.000E-01	7.000E-01
1	U05	1.094E-03	1.093E-03	1.089E-03	1.084E-03	9.851E-04	7.663E-04	5.476E-04	3.291E-04
2	U06	0.0	1.846E-07	9.271E-07	1.855E-06	1.846E-05	5.444E-05	8.868E-05	1.205E-04
3	U08	4.391E-03	4.391E-03	4.390E-03	4.378E-03	4.349E-03	4.314E-03	4.268E-03	4.268E-03
4	PU9	0.0	1.132E-07	5.799E-07	1.160E-06	1.091E-05	2.746E-05	3.655E-05	3.880E-05
5	PU0	0.0	4.467E-11	1.153E-09	4.627E-09	4.339E-07	3.244E-06	7.327E-06	1.162E-05
6	PU1	0.0	3.941E-14	5.085E-12	4.098E-11	3.919E-08	9.024E-07	3.309E-06	6.583E-06
7	PU2	0.0	6.027E-18	3.893E-15	6.311E-14	6.436E-10	5.345E-08	4.301E-07	1.748E-06
8	XE5	0.0	1.244E-08	1.259E-08	1.255E-08	1.188E-08	1.010E-08	7.893E-09	5.468E-09
9	SM9	0.0	9.577E-09	3.905E-08	6.179E-08	8.796E-08	7.385E-08	5.721E-08	3.944E-08
10	F5N	0.0	1.410E-06	7.042E-06	1.408E-05	1.408E-04	4.225E-04	7.045E-04	9.865E-04
11	F5S	0.0	3.459E-07	1.727E-06	3.451E-06	3.404E-05	9.855E-05	1.567E-04	2.040E-04
12	F5R	0.0	4.254E-09	2.036E-08	3.861E-08	1.668E-07	1.462E-07	1.029E-07	6.185E-08
13	F9N	0.0	1.340E-10	3.452E-09	1.391E-08	1.416E-06	1.329E-05	3.977E-05	8.803E-05
14	F9S	0.0	3.502E-11	9.020E-10	3.633E-09	3.660E-07	3.348E-06	9.675E-06	2.035E-05
15	F9R	0.0	9.667E-14	2.378E-12	9.072E-12	4.006E-10	1.277E-09	1.813E-09	2.012E-09

X10²⁴ (n/cm³)

- F5N : Non-saturating F.P. group from ²³⁵U
- F5S : Slowly saturating F.P. group from ²³⁵U
- F5R : Rapidly saturating F.P. group from ²³⁵U
- F9N : Non-saturating F.P. group from ²³⁹Pu
- F9S : Slowly saturating F.P. group from ²³⁹Pu
- F9R : Rapidly Saturating F.P. group from ²³⁹Pu

Table 6.11 Effective multiplication factor
of 0% burnup core

Case I.D.	k-eff	Reactivity (% Δ k/k)
A76-300	1.1888	15.9
S76-300	1.1888	15.9
S76-400	1.2295	18.7
A51-300	1.2060	17.1
S51-300	1.2062	17.1
S51-400	1.2478	19.9

Table 6.12 Comparison of effective multiplication factors between A76-300 and
S76-300 fuel cores of which burnup is ranging from 0 to 50%

Burnup (%)	A76-300		S76-300		k-eff ratio $\frac{\text{S76-300}}{\text{A76-300}}$
	k-eff	Reactivity (% Δ k/k)	k-eff	Reactivity (% Δ k/k)	
0.0	1.1888	15.9	1.1888	15.9	0.99997
0.1	1.1425	12.5	1.1426	12.5	1.00003
0.5	1.1380	12.1	1.1381	12.1	1.00004
1.0	1.1345	11.9	1.1345	11.9	1.00004
10.0	1.1030	9.3	1.1030	9.3	0.99998
30.0	1.0318	3.1	1.0318	3.1	0.99997
50.0	0.9374	-6.7	0.9372	-6.7	0.99976

Table 6.13 Maximum thermal neutron fluxes and peaking factors in
aluminide and silicide fuel cores of 0% burnup

Case I.D.	Thermal neutron flux		Power peaking factor (F_N)	
	Maximum (10^{14} / $\text{cm}^2 \cdot \text{sec.}$)	Point of Maximum	F_N	Point of F_N
A76-300	1.56	A	1.57	D
S76-300	1.55	A	1.57	D
S76-400	1.45	B	1.72	D
A51-300	1.47	C	1.52	D
S51-300	1.47	C	1.52	D
S51-400	1.38	C	1.67	D

Table 6.14 Maximum neutron fluxes and peaking factors in A76-300 and S76-300 fuel cores of which burnup is ranging from 0 to 50%

Burnup (%)	A76-300				S76-300				Ratio	
	Thermal neutron flux		Power peaking factor (F_N^A)		Thermal neutron flux		Power peaking factor (F_N^S)		F_N^S / F_N^A	F_N^S / F_N^A
	Maximum ($10^{14}/\text{cm}^2\cdot\text{sec}$)	Point of Maximum	F_N^A	Point of F_N^A	Maximum ($10^{14}/\text{cm}^2\cdot\text{sec}$)	Point of Maximum	F_N^S	Point of F_N^S		
0.0	1.56	A	1.57	D	1.55	A	1.57	D	0.9988	
0.1	1.59	A	1.59	D	1.61	A	1.59	D	0.9986	
0.5	1.61	A	1.59	D	1.61	A	1.59	D	0.9986	
1.0	1.62	A	1.59	D	1.62	A	1.59	D	0.9986	
10.0	1.68	A	1.57	D	1.68	A	1.57	D	0.9987	
30.0	1.86	C	1.51	D	1.86	C	1.51	D	0.9987	
50.0	2.14	C	1.43	D	2.13	C	1.43	D	0.9989	

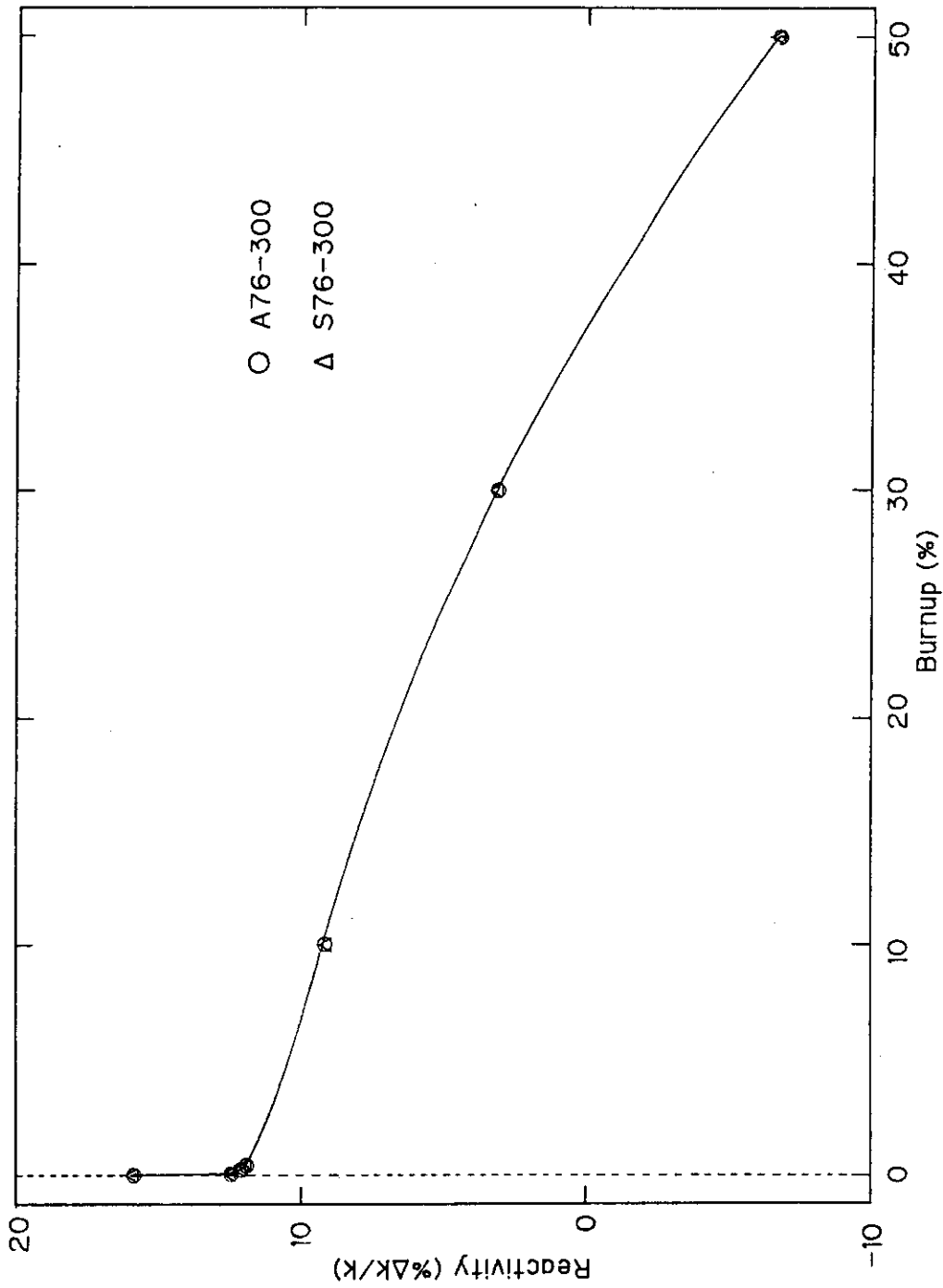


FIG. 6.1 Variations of excess reactivity with burnup of A76-300 and S76-300 fuel elements.

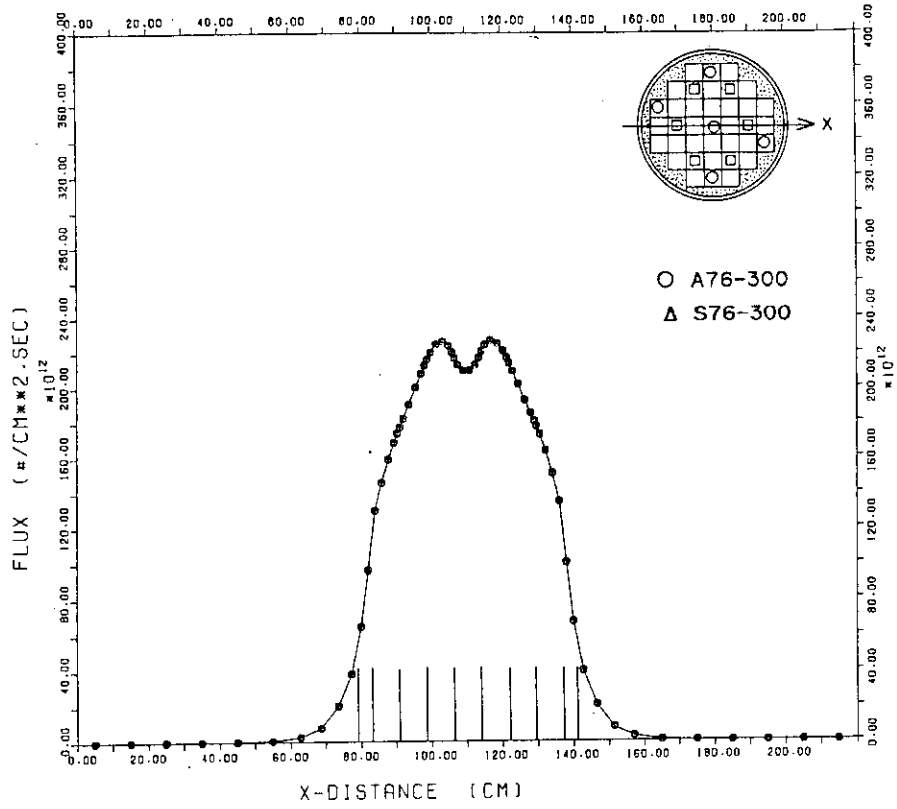


Fig. 6.2 Comparison of fast neutron flux distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (X-direction).

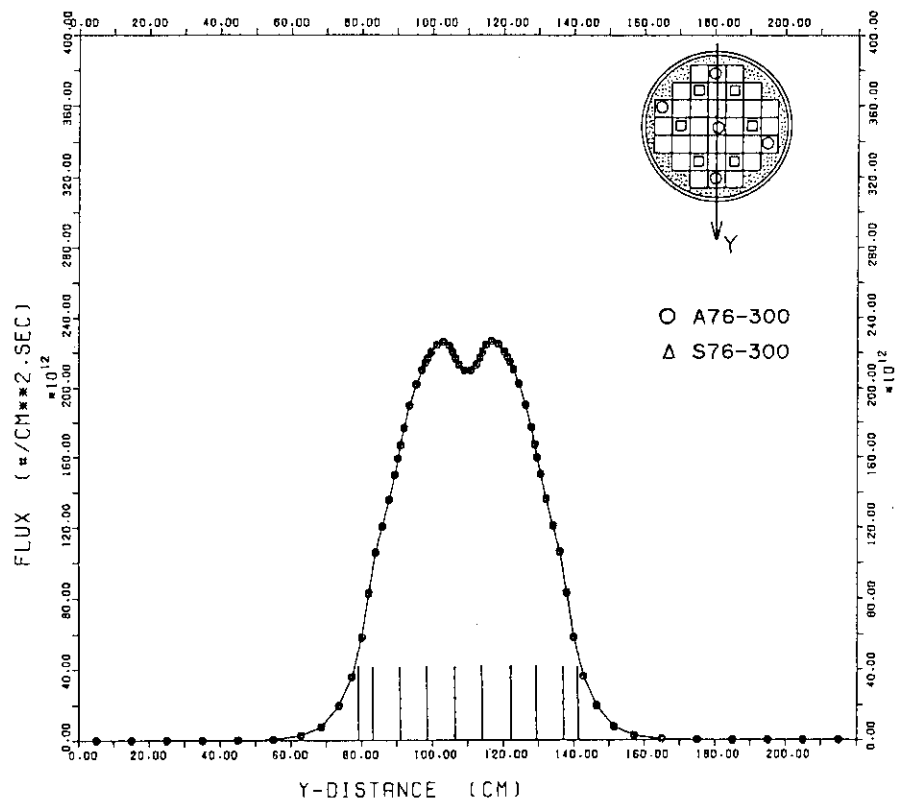


Fig. 6.3 Comparison of fast neutron flux distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (Y-direction).

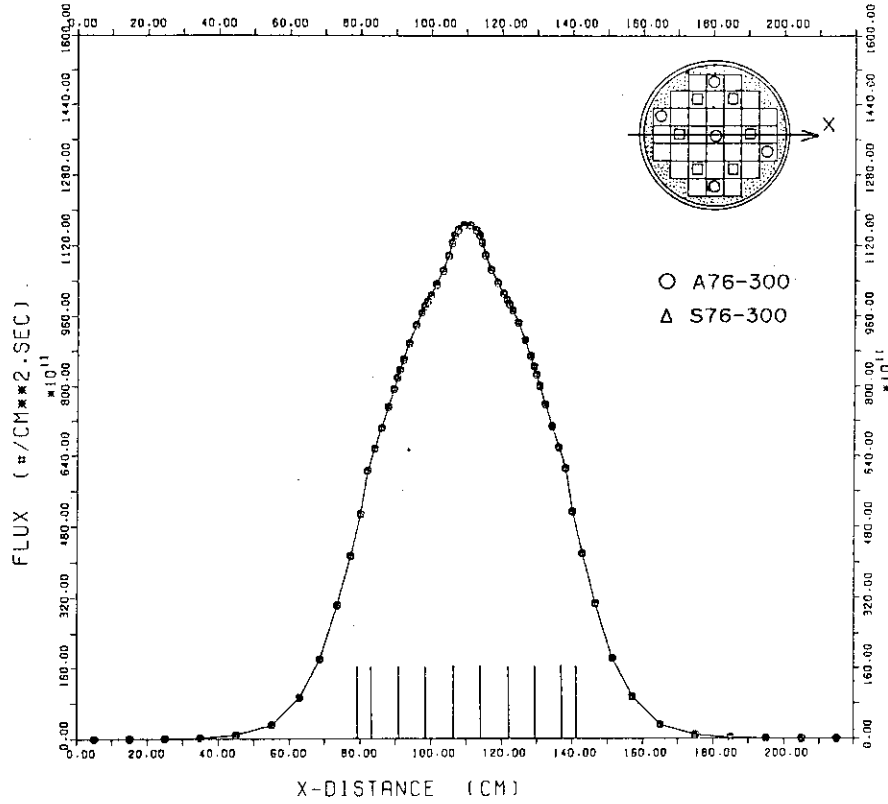


Fig. 6.4 Comparison of epi-thermal neutron flux distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (X-direction).

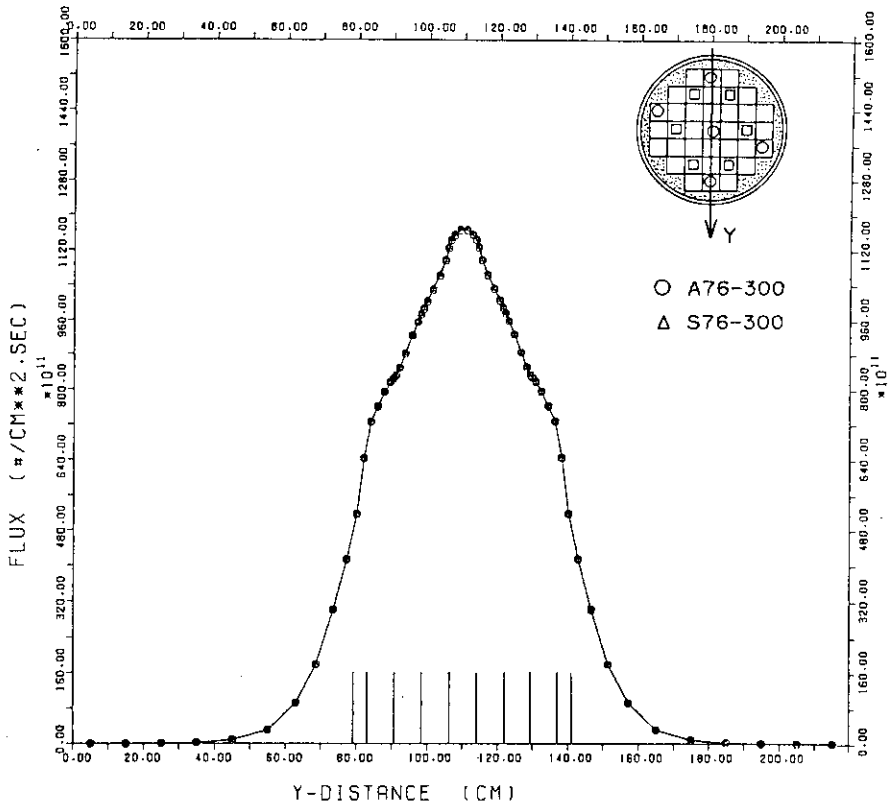


Fig. 6.5 Comparison of epi-thermal neutron flux distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (Y-direction).

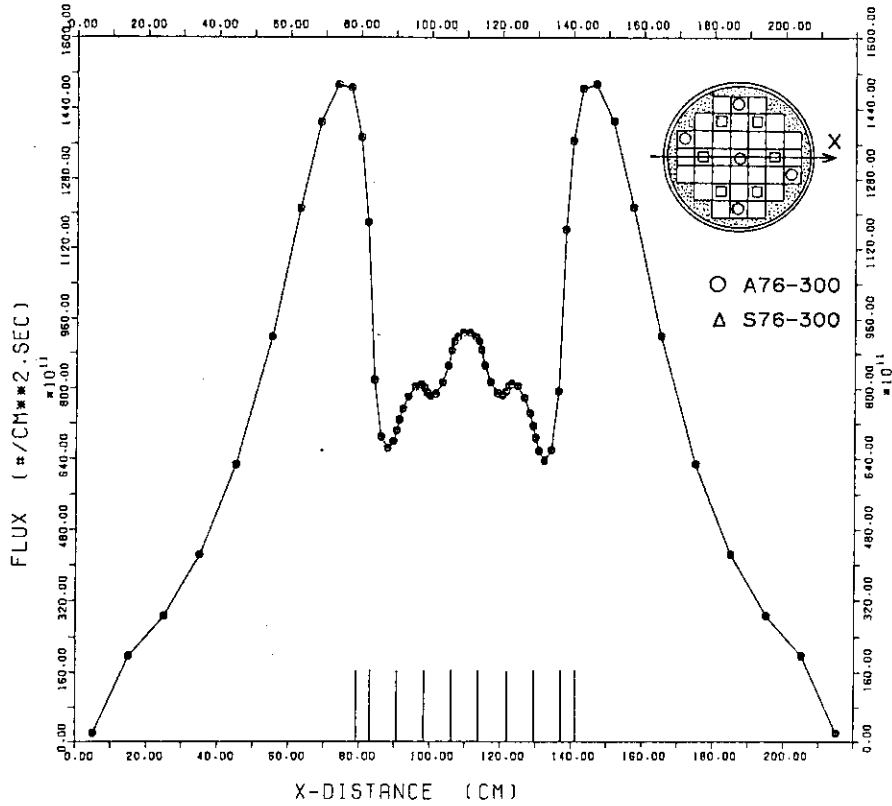


Fig. 6.6 Comparison of thermal neutron flux distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (X-direction).

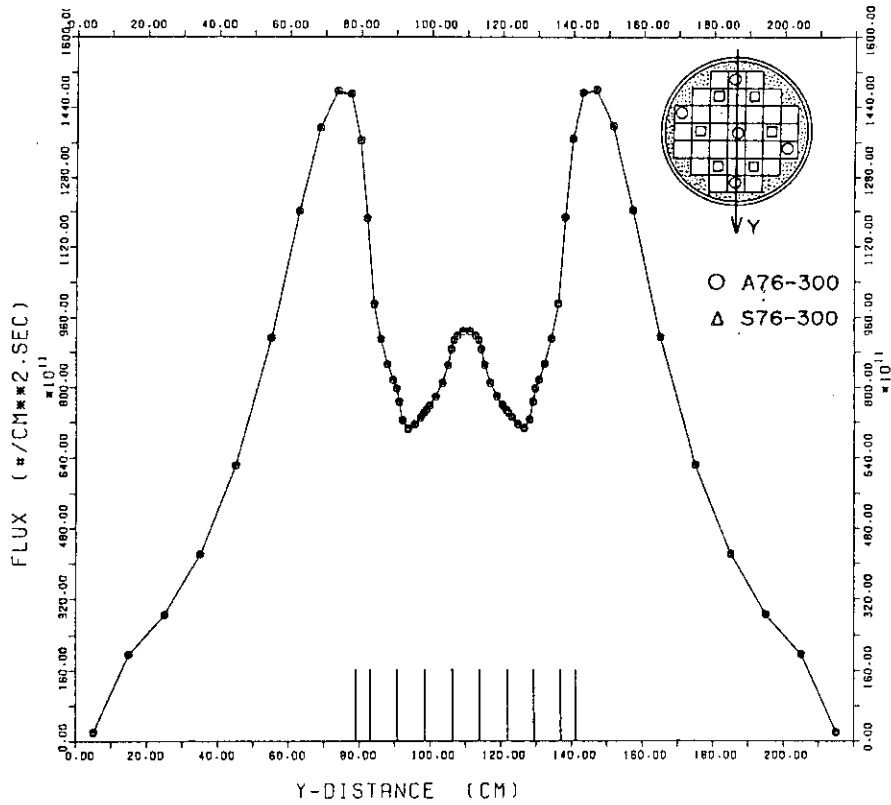


Fig. 6.7 Comparison of thermal neutron flux distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (Y-direction).

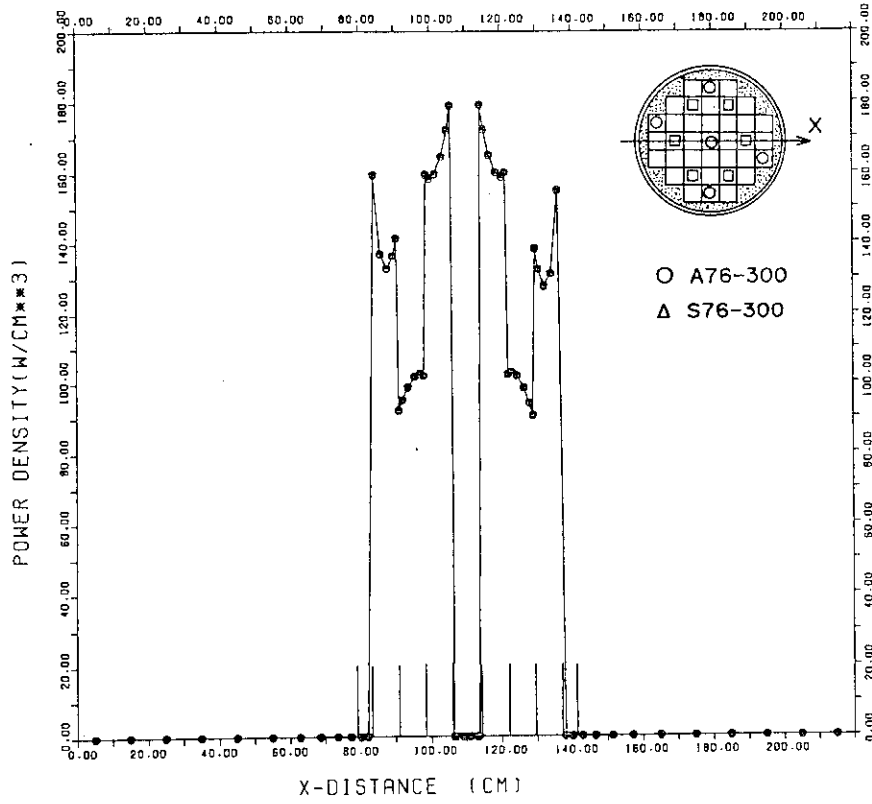


Fig. 6.8 Comparison of power density distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (X-direction).

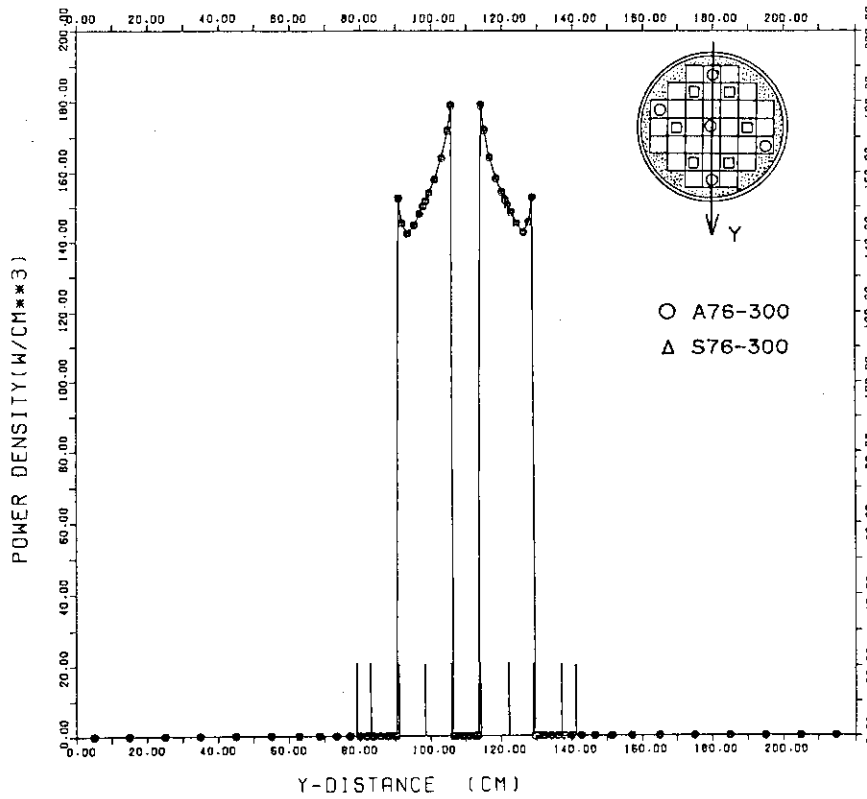


Fig. 6.9 Comparison of power density distribution between A76-300 and S76-300 fuel cores (Y-direction).

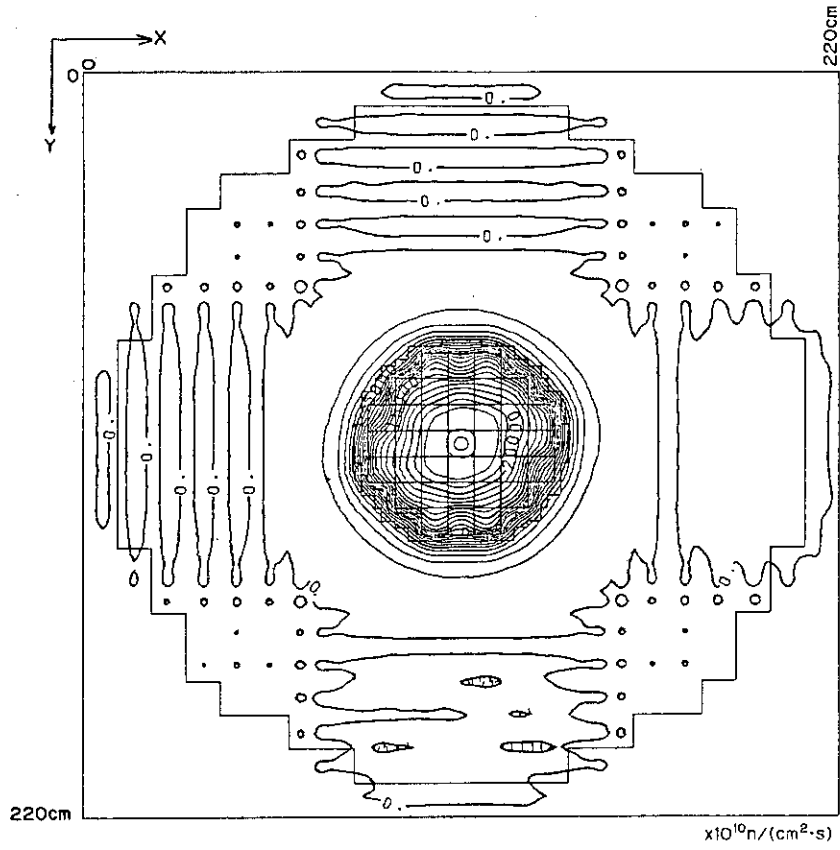


Fig. 6.10 Horizontal distribution of fast neutron flux in A76-300 fuel core.

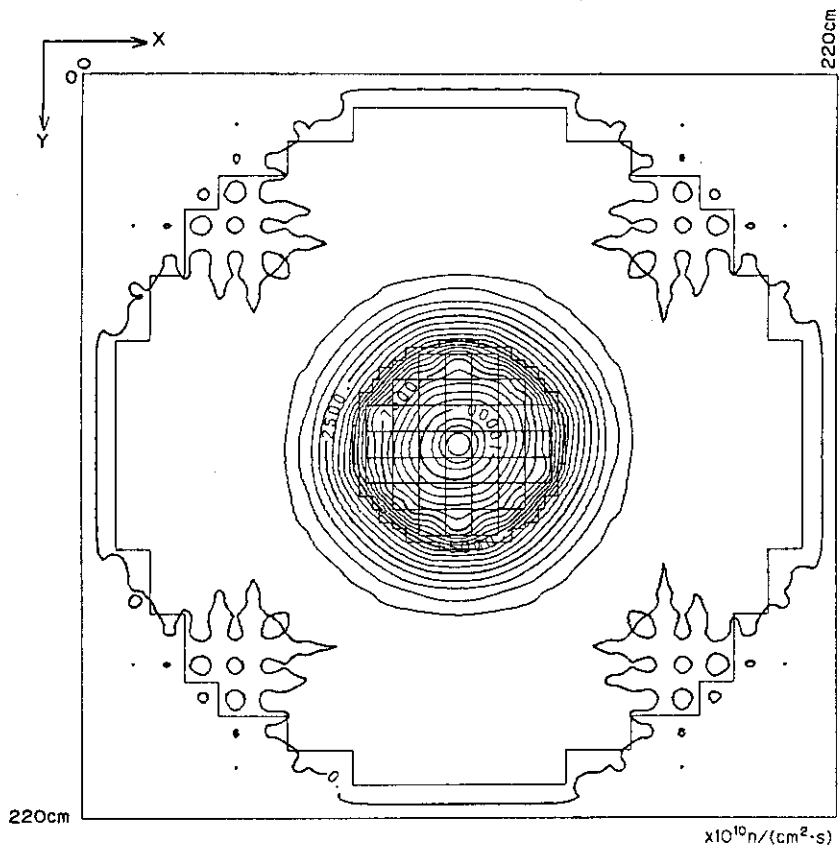


Fig. 6.11 Horizontal distribution of epi-thermal neutron flux in A76-300 fuel core.

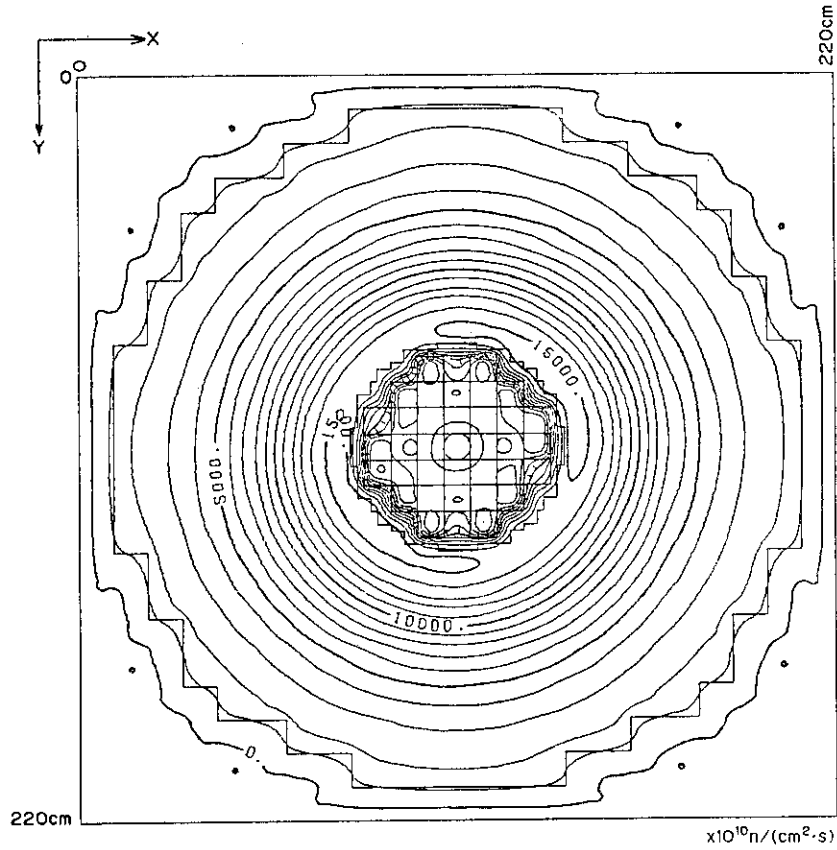


Fig. 6.12 Horizontal distribution of thermal neutron flux in A76-300 fuel core.

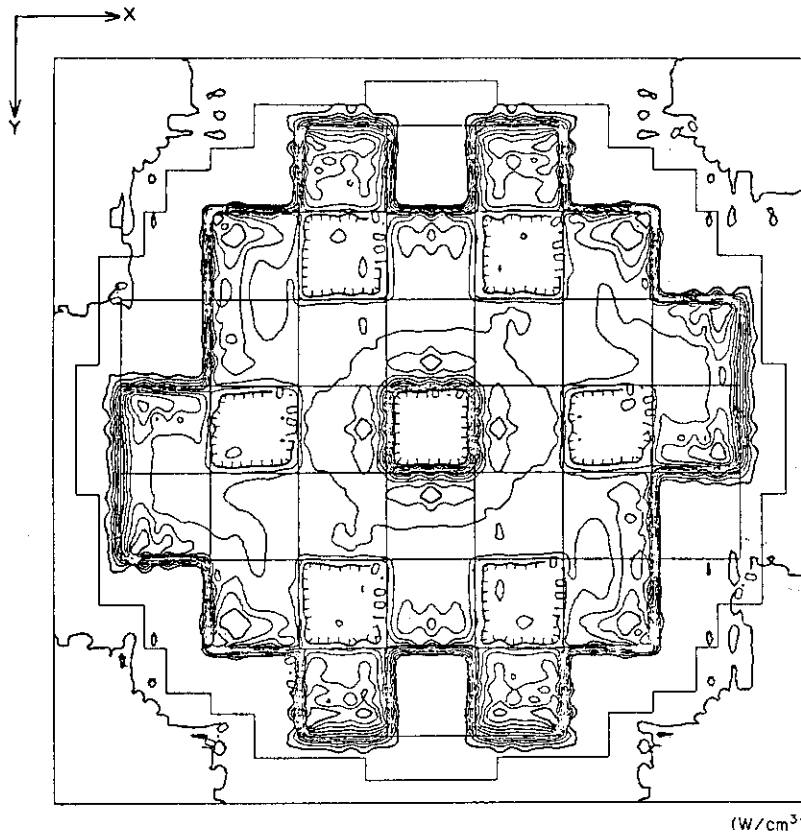


Fig. 6.13 Horizontal distribution of power density in A76-300 fuel core.

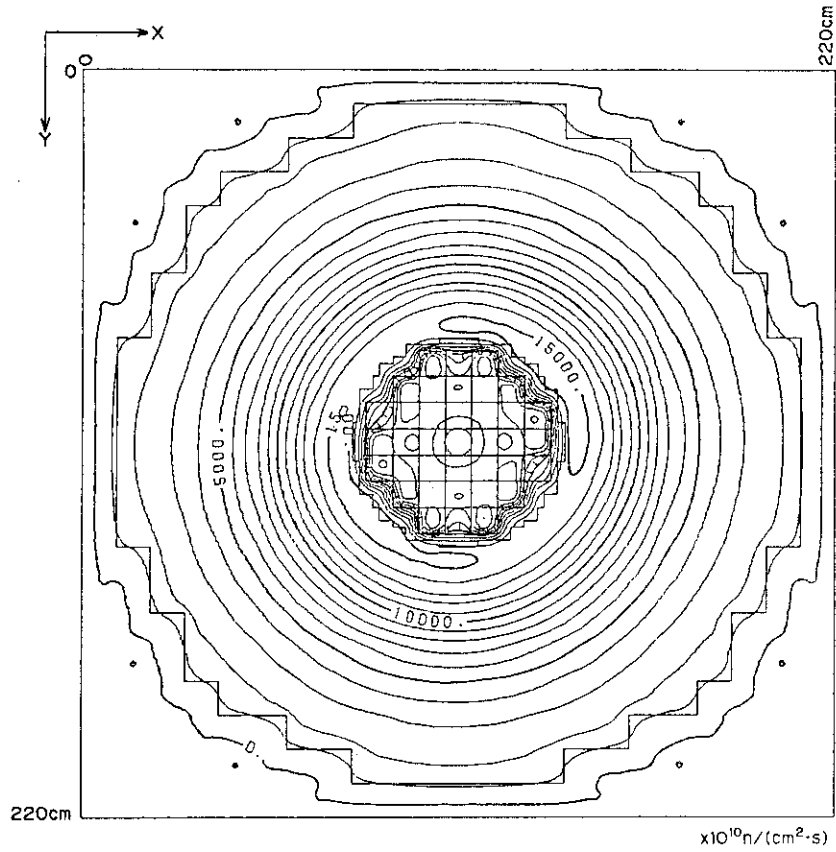


Fig. 6.16 Horizontal distribution of thermal neutron flux in S76-300 fuel core.

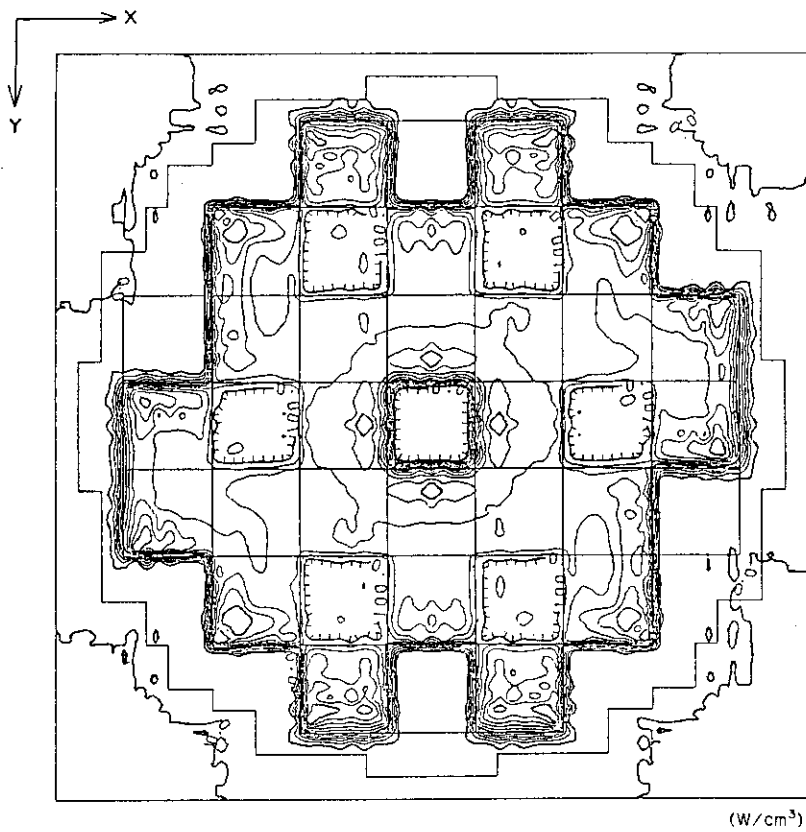


Fig. 6.17 Horizontal distribution of power density in S76-300 fuel core.

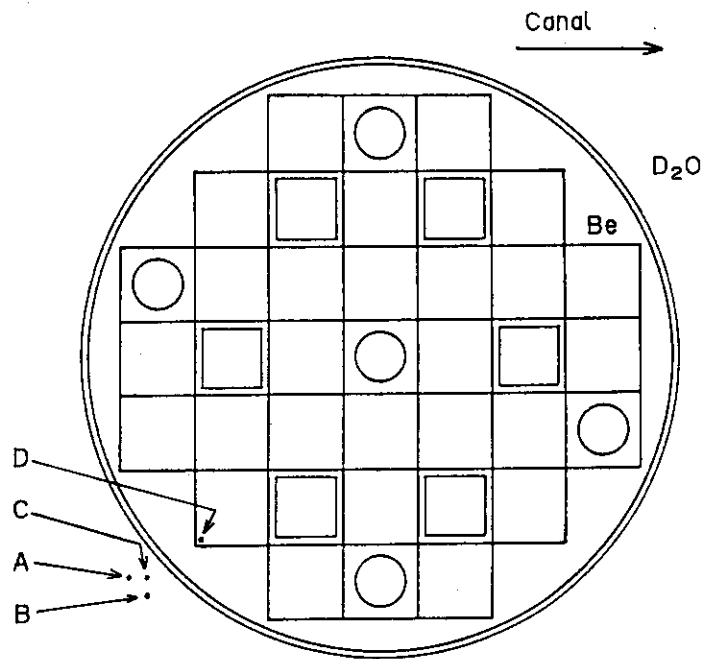


Fig. 6.18 Maximum points of thermal neutron flux and power density.

7. 結 論

研究炉用燃料の濃縮度低減化にともない、燃料芯材中のウラン密度を高めることが必要になっている。このため、従来のアルミナイド燃料に代わって、シリサイド燃料が開発されつゝある。

本研究では、このシリサイド燃料を JRR-3 改造炉に用いた場合の核特性を、アルミナイド燃料との比較のもとに検討した。この場合の燃料は、両者ともウラン含有量及び寸法を同一にしている。

結果は、過剰反応度、中性子束分布及び出力分布において、アルミナイド燃料とシリサイド燃料との間にほとんど差が認められていない。また、燃焼にともなう過剰反応度及び出力分布の変化もほとんど一致している。これらの事実は、シリサイド燃料の核特性は、アルミナイド燃料と同様であると考えて良いことを示している。

謝 辞

シリサイド燃料の核特性の解析に際し、原子炉工学部土橋敬一郎主任研究員には SRAC コードシステムの使用法をはじめとして数々の貴重な御意見を頂いた。研究炉管理部研究炉開発室市川博喜及び岩崎淳一の両氏には討論を通じ有益なコメントを頂いた。こゝに深く感謝します。

参 考 文 献

- 1) A. Travelli : "THE U.S. RERTR PROGRAM : OVERVIEW, STATUS AND PLANS", International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactor, ANL, Oct. 15-18, 1984.
- 2) 鶴田晴通, 市川博喜, 岩崎淳一 : 「JRR-3 改造炉の核設計」, JAERI-M 84-099 (1984)。
- 3) S.F. Mughabghab, D.I. Garber : "Neutron Cross Sections, Vol.1, Resonance Parameters", BNL 325, 3rd Edition (1973).
- 4) D.I. Garber, R.R. Kinsey : "Neutron Cross Sections, Vol.2, Curves", BNL 325, 3rd Edition (1976).
- 5) 岩崎淳一, 市川博喜, 鶴田晴通 : 「JRR-3 改造炉の核計算 (少数群定数)」, JAERI-M 84-159 (1984)。
- 6) K. Tsuchihashi, et al. : "SRAC : JAERI Thermal Reactor Standard Code System for Reactor Design and Analysis", JAERI-1285 (1983).

7. 結 論

研究炉用燃料の濃縮度低減化にともない、燃料芯材中のウラン密度を高めることが必要になっている。このため、従来のアルミナイド燃料に代わって、シリサイド燃料が開発されつゝある。

本研究では、このシリサイド燃料を JRR-3 改造炉に用いた場合の核特性を、アルミナイド燃料との比較のもとに検討した。この場合の燃料は、両者ともウラン含有量及び寸法を同一にしている。

結果は、過剰反応度、中性子束分布及び出力分布において、アルミナイド燃料とシリサイド燃料との間にほとんど差が認められていない。また、燃焼にともなう過剰反応度及び出力分布の変化もほとんど一致している。これらの事実は、シリサイド燃料の核特性は、アルミナイド燃料と同様であると考えて良いことを示している。

謝 辞

シリサイド燃料の核特性の解析に際し、原子炉工学部土橋敬一郎主任研究員には SRAC コードシステムの使用法をはじめとして数々の貴重な御意見を頂いた。研究炉管理部研究炉開発室市川博喜及び岩崎淳一の両氏には討論を通じ有益なコメントを頂いた。こゝに深く感謝します。

参 考 文 献

- 1) A. Travelli : "THE U.S. RERTR PROGRAM : OVERVIEW, STATUS AND PLANS", International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactor, ANL, Oct. 15-18, 1984.
- 2) 鶴田晴通, 市川博喜, 岩崎淳一 : 「JRR-3 改造炉の核設計」, JAERI-M 84-099 (1984)。
- 3) S.F. Mughabghab, D.I. Garber : "Neutron Cross Sections, Vol.1, Resonance Parameters", BNL 325, 3rd Edition (1973).
- 4) D.I. Garber, R.R. Kinsey : "Neutron Cross Sections, Vol.2, Curves", BNL 325, 3rd Edition (1976).
- 5) 岩崎淳一, 市川博喜, 鶴田晴通 : 「JRR-3 改造炉の核計算 (少数群定数)」, JAERI-M 84-159 (1984)。
- 6) K. Tsuchihashi, et al. : "SRAC : JAERI Thermal Reactor Standard Code System for Reactor Design and Analysis", JAERI-1285 (1983).

7. 結 論

研究炉用燃料の濃縮度低減化にともない、燃料芯材中のウラン密度を高めることが必要になっている。このため、従来のアルミナイド燃料に代わって、シリサイド燃料が開発されつゝある。

本研究では、このシリサイド燃料を JRR-3 改造炉に用いた場合の核特性を、アルミナイド燃料との比較のもとに検討した。この場合の燃料は、両者ともウラン含有量及び寸法を同一にしている。

結果は、過剰反応度、中性子束分布及び出力分布において、アルミナイド燃料とシリサイド燃料との間にほとんど差が認められていない。また、燃焼にともなう過剰反応度及び出力分布の変化もほとんど一致している。これらの事実は、シリサイド燃料の核特性は、アルミナイド燃料と同様であると考えて良いことを示している。

謝 辞

シリサイド燃料の核特性の解析に際し、原子炉工学部土橋敬一郎主任研究員には SRAC コードシステムの使用法をはじめとして数々の貴重な御意見を頂いた。研究炉管理部研究炉開発室市川博喜及び岩崎淳一の両氏には討論を通じ有益なコメントを頂いた。こゝに深く感謝します。

参 考 文 献

- 1) A. Travelli : "THE U.S. RERTR PROGRAM : OVERVIEW, STATUS AND PLANS", International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactor, ANL, Oct. 15-18, 1984.
- 2) 鶴田晴通, 市川博喜, 岩崎淳一 : 「JRR-3 改造炉の核設計」, JAERI-M 84-099 (1984)。
- 3) S.F. Mughabghab, D.I. Garber : "Neutron Cross Sections, Vol.1, Resonance Parameters", BNL 325, 3rd Edition (1973).
- 4) D.I. Garber, R.R. Kinsey : "Neutron Cross Sections, Vol.2, Curves", BNL 325, 3rd Edition (1976).
- 5) 岩崎淳一, 市川博喜, 鶴田晴通 : 「JRR-3 改造炉の核計算 (少数群定数)」, JAERI-M 84-159 (1984)。
- 6) K. Tsuchihashi, et al. : "SRAC : JAERI Thermal Reactor Standard Code System for Reactor Design and Analysis", JAERI-1285 (1983).

付録A シリサイド燃料芯材の個数密度計算方法

シリサイド燃料芯材の個数密度は、以下の式により求める。

$${}^{235}\text{Uの個数密度 } N_5 = \frac{N_A}{M_5} \cdot \rho_u \cdot E \quad (1)$$

$${}^{238}\text{Uの } N_8 = \frac{N_A}{M_8} \cdot \rho_u \cdot (1 - E) \quad (2)$$

$$\text{Siの } N_{\text{Si}} = (N_5 + N_8) \cdot \frac{y}{x} \quad (3)$$

$$\text{Alの } N_{\text{Al}} = \frac{N_A}{M_{\text{Al}}} \cdot \rho_{\text{Al}} \cdot (1 - V^p - V^d) \quad (4)$$

こゝに、記号の意味は以下の通りである。

N_A : アボガドロ数, 6.022045×10^{23} (1/mol)

M_5 : ${}^{235}\text{U}$ の原子量, 235.0439

M_8 : ${}^{238}\text{U}$ の " , 238.0508

M_{Si} : Siの " , 28.0855

M_{Al} : Alの " , 26.9815

ρ_u : 燃料芯材中のUの密度, 2.163 g/cm^3

ρ_{Al} : Alの密度, 2.69 g/cm^3

E : Uの濃縮度, 19.75 w/o

x, y : 分子式 $\text{U}_x \text{Si}_y$ の x と y , $\frac{\text{Uの原子数}}{\text{Siの原子数}} = \frac{x}{y}$

V^p : 燃料芯材中のポイド体積割合,

$$V^p = 0.4 V^d - 0.07 \quad (5)$$

V^d : 燃料芯材中の $\text{U}_x \text{Si}_y$ 分散型合金の体積割合,

$$V^d = \frac{\rho_u}{W_u^d \cdot \rho^d} \quad (6)$$

W_u^d : 分散型合金中のUの重量割合

ρ^d : 分散型合金の密度,

$$\text{U}_3 \text{Si} = 15.24 \text{ g/cm}^3$$

$$\text{U}_3 \text{Si}_2 = 11.9 \text{ g/cm}^3$$

なお、この V^d は次のようにしても求めることができる。

$$V^d = \frac{\left(\frac{\text{Uの重量}}{\text{ミートの体積}} \right)}{\left(\frac{\text{Uの重量}}{\text{U}_x \text{Si}_y \text{の重量}} \right) \cdot \left(\frac{\text{U}_x \text{Si}_y \text{の重量}}{\text{U}_x \text{Si}_y \text{の体積}} \right)}$$

$$= \frac{(\text{U}_x\text{Si}_y \text{ の体積})}{(\text{ミートの体積})} \quad (7)$$

いま、シリサイド燃料が 100% U_3Si_2 である場合には、元素の個数密度は以下のように求められる。まず、 V^d の計算に必要な W_u^d は、

$$W_u^d = \frac{\text{U}_3 \text{ の重量}}{\text{U}_3\text{Si}_2 \text{ の重量}} = \frac{714.09}{770.26}$$

$$= 0.9271。$$

$$\therefore V^d = \frac{2.163}{0.9271 \cdot 11.9}$$

$$= 0.1961$$

V^p は(5)式によって、

$$V^p = 0.4 \cdot 0.1961 - 0.07$$

$$= 0.00844。$$

以上の値を用いて元素の個数密度は(1)から(4)式により、次のようになる。

$$\begin{array}{ll} N_s &= 1.0945 \times 10^{-3} & 10^{24}/\text{cm}^3 \\ N_g &= 4.3912 \times 10^{-3} & \text{''} \\ N_{\text{Si}} &= 3.6571 \times 10^{-3} & \text{''} \\ N_{\text{Al}} &= 4.7758 \times 10^{-2} & \text{''} \end{array}$$

付録B 燃料要素セルの個数密度

アルミナイド燃料及びシリサイド燃料について、標準型及びフォロー型の燃料要素セルの個数密度を示す。その他の領域については、次の文献を参照されたい。

参 考 文 献

岩崎淳一，市川博喜，鶴田晴通：「JRR-3改造炉の核計算（少数群定数）」，JAERI-M 84-159（1984）。

List of atomic number density tables

Table no.	Case I.D.	Fuel element
B.1	A76-300	Standard
B.2	"	Control
B.3	S76-300	Standard
B.4	"	Control
B.5	S76-400	Standard
B.6	"	Control
B.7	A51-300	Standard
B.8	"	Control
B.9	S51-300	Standard
B.10	"	Control
B.11	S51-400	Standard
B.12	"	Control

Table B.1 Atomic number densities of fuel material in A76-300 standard fuel cell

($10^{24} / \text{cm}^3$, at 325 K)

Region	U 235	U 238	H	O	Al	Si
1	1.0945 -3	4.3912 -3	Meat		4.7522 -2	
			Clad		6.0038 -2	
			Moderator	6.6001 -2	3.3000 -2	
2			6.6001 -2	3.3000 -2		
3			1.7581 -2	8.7904 -3	4.4046 -2	

Table B.2 Atomic number densities of fuel material in A76-300 control fuel cell

($10^{24} / \text{cm}^3$, at 325 K)

Region	U 235	U 238	H	O	Al	Si
1	1.0945 -3	4.3912 -3	Meat		4.7522 -2	
			Clad		6.0038 -2	
			Moderator	6.6001 -2	3.3000 -2	
2			2.1406 -2	1.0703 -2	4.0566 -2	
3			1.5488 -2	7.7440 -3	4.5949 -2	

Table B.3 Atomic number densities of fuel material in S76-300 standard fuel cell
($10^{24} / \text{cm}^3$, at 325 K)

Region	U 235	U 238	H	O	Al	Si	
1	1.0945 -3	4.3912 -3	6.6001 -2	3.3000 -2	4.7758 -2	3.6572 -3	
							Meat
							Clad
			6.6001 -2	3.3000 -2	6.0038 -2		
			6.6001 -2	3.3000 -2			
2			1.7581 -2	8.7904 -3	4.4046 -2		
3							

Table B.4 Atomic number densities of fuel material in S76-300 control fuel cell
($10^{24} / \text{cm}^3$, at 325 K)

Region	U 235	U 238	H	O	Al	Si	
1	1.0945 -3	4.3912 -3	6.6001 -2	3.3000 -2	4.7758 -2	3.6572 -3	
							Meat
							Clad
			6.6001 -2	3.3000 -2	6.0038 -2		
			2.1406 -2	1.0703 -2	4.0566 -2		
2			1.5488 -2	7.7440 -3	4.5949 -2		
3							

Table B.5 Atomic number densities of fuel material in S76-400 standard fuel cell
 ($10^{24} / \text{cm}^3$, at 325 K)

Region	U 235	U 238	H	O	A 1	S i	
1 Fuel plate cell	1.4594 -3	5.8550 -3	6.6001 -2	3.3000 -2	6.0038 -2	4.8763 -3	
							Meat
							Clad
			Moderator				
2 H2O			6.6001 -2	3.3000 -2			
3 Side plate			1.7581 -2	8.7904 -3	4.4046 -2		

Table B.6 Atomic number densities of fuel material in S76-400 control fuel cell
 ($10^{24} / \text{cm}^3$, at 325 K)

Region	U 235	U 238	H	O	A 1	S i	
1 Fuel plate cell	1.4549 -3	5.8550 -3	6.6001 -2	3.3000 -2	6.0038 -2	4.8763 -3	
							Meat
							Clad
			Moderator				
2 H2O & guide tube			2.1406 -2	1.0703 -2	4.0566 -2		
3 Side plate			1.5488 -2	7.7440 -3	4.5949 -2		

Table B.7 Atomic number densities of fuel material in A51-300 standard fuel cell
 ($10^{24} / \text{cm}^3$, at 325 K)

Region	U 235	U 238	H	O	Al	Si	
1 Fuel plate cell	1.5534 -3	6.2322 -3	6.6001 -2	3.3000 -2	4.3710 -2	6.0038 -2	
							Meat
							Clad
	Moderator						
2 H2O	6.6001 -2 3.3000 -2						
3 Side plate	1.8603 -2 9.3014 -3 4.3116 -2						

Table B.8 Atomic number densities of fuel material in A51-300 control fuel cell
 ($10^{24} / \text{cm}^3$, at 325 K)

Region	U 235	U 238	H	O	Al	Si	
1 Fuel plate cell	1.5534 -3	6.2322 -3	6.6001 -2	3.3000 -2	4.3710 -2	6.0038 -2	
							Meat
							Clad
	Moderator						
2 H2O & guide tube	2.1436 -2 1.0718 -2 4.0539 -2						
3 Side plate	1.5902 -2 7.9509 -3 4.5573 -2						

Table B.9 Atomic number densities of fuel material in S51-300 standard fuel cell
($10^{24} / \text{cm}^3$, at 325 K)

Region	U 235	U 238	H	O	A1	Si	
1 Fuel plate cell	1.5534 -3	6.2322 -3	6.6001 -2	3.3000 -2	6.0038 -2	5.1904 -3	
							Meat
							Clad
2 H2O	6.6001 -2	3.3000 -2	6.6001 -2	3.3000 -2	6.0038 -2	5.1904 -3	
							Moderator
3 Side plate	1.8603 -2	9.3014 -3	4.3116 -2				

Table B.10 Atomic number densities of fuel material in S51-300 control fuel cell
($10^{24} / \text{cm}^3$, at 325 K)

Region	U 235	U 238	H	O	A1	Si	
1 Fuel plate cell	1.5534 -3	6.2322 -3	6.6001 -2	3.3000 -2	6.0038 -2	5.1904 -3	
							Meat
							Clad
2 H2O & guide tube	2.1436 -2	1.0718 -2	2.1436 -2	1.0718 -2	4.0539 -2	5.1904 -3	
							Moderator
3 Side plate	1.5902 -2	7.9509 -3	4.5573 -2				

Table B.11 Atomic number densities of fuel material in S51-400 standard fuel cell
($10^{24} / \text{cm}^3$, at 325 K)

Region	U235	U238	H	O	Al	Si	
1 Fuel plate cell	2.0712 -3	8.3096 -3	6.6001 -2	3.3000 -2	3.3050 -2	6.9205 -3	
							Meat
							Clad
2 H2O	6.6001 -2	3.3000 -2	6.6001 -2	3.3000 -2	3.3050 -2	6.9205 -3	
							Moderator
3 Side plate	1.8603 -2	9.3014 -3	4.3116 -2				

Table B.12 Atomic number densities of fuel material in S51-400 control fuel cell
($10^{24} / \text{cm}^3$, at 325 K)

Region	U235	U238	H	O	Al	Si	
1 Fuel plate cell	2.0712 -3	8.3096 -3	6.6001 -2	3.3000 -2	3.3050 -2	6.9205 -3	
							Meat
							Clad
2 H2O & guide tube	6.6001 -2	3.3000 -2	2.1436 -2	1.0718 -2	4.0539 -2	6.9205 -3	
							Moderator
3 Side plate	1.5902 -2	7.9509 -3	4.5573 -2				

付録C 燃料要素セルの少数群断面積

アルミナイド燃料及びシリサイド燃料の標準型及びフォロワ型燃料及びシリサイド燃料の標準型及びフォロワ型燃料要素セルについて、少数群断面積を Table C. 1 から C. 36 に示す。計算ケース A 76-300 と S 76-300 については、燃焼が進んだ場合の値も示してある。なお、Table の一覧と表の見方を始めに示す。

List of macroscopic cross section tables

Table No.	Cross section	Case I.D.	Fuel element	Burnup (%)
C.1	S010A010	A76-300	Standard	0.0
C.2	S110A010	"	"	0.1
C.3	S210A010	"	"	0.5
C.4	S310A010	"	"	1.0
C.5	S410A010	"	"	10.0
C.6	S510A010	"	"	30.0
C.7	S610A010	"	"	50.0
C.8	F010A010	"	Control	0.0
C.9	F110A010	"	"	0.1
C.10	F210A010	"	"	0.5
C.11	F310A010	"	"	1.0
C.12	F410A010	"	"	10.0
C.13	F510A010	"	"	30.0
C.14	F610A010	"	"	50.0
C.15	S020A010	S76-300	Standard	0.0
C.16	S120A010	"	"	0.1
C.17	S220A010	"	"	0.5
C.18	S320A010	"	"	1.0
C.19	S420A010	"	"	10.0
C.20	S520A010	"	"	30.0
C.21	S620A010	"	"	50.0
C.22	F020A010	"	Control	0.0
C.23	F120A010	"	"	0.1
C.24	F220A010	"	"	0.5
C.25	F320A010	"	"	1.0
C.26	F420A010	"	"	10.0
C.27	F520A010	"	"	30.0
C.28	F620A010	"	"	50.0
C.29	S030A010	S76-400	Standard	0.0
C.30	F030A010	"	Control	"
C.31	S040A010	A51-400	Standard	"
C.32	F040A010	"	Control	"
C.33	S050A010	S51-300	Standard	"
C.34	F050A010	"	Control	"
C.35	S060A010	S51-400	Standard	"
C.36	F060A010	"	Control	"

Nomenclature in macroscopic cross section tables

ID name

S022A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.2	SIG.ADSP		
1	1.43736E-01	J.78251E-02	2	2.13345E-03	3.78888E-04	1.00147E-03	1.82276E-01	9.99816E-01	1.82872E+00	2.11096E+00	7.19961E-04
2	2.60006E-01	6.64359E-02	2	2.26924E-01	4.19901E-03	1.01566E-02	J.38631E-01	1.87526E-04	9.84352E-01	9.23815E-01	1.21848E-02
3	3.37597E-04	1.02540E+00	2	4.26405E+00	6.03239E-02	1.45912E-01	1.10985E+00	0.0	J.00339E-01	2.96562E-01	8.41390E-02

g: energy group number

- (1) LSSg
 - (2) LGTHg
 - (3) $\Sigma_{act,g}$
 - (4) $\Sigma_{f,g}$
 - (5) $\nu \Sigma_{f,g}$
 - (6) $\Sigma_{t,g}$
 - (7) XG
 - (8) D1g
 - (9) D2g
 - (10) $\Sigma_{a,g}$
- Position of the self-scatter on the scattering vector
- Length of the scattering vector
 - Activation cross section (1/cm)
 - Fission cross section (1/cm)
 - ν *fission cross section (1/cm)
 - Total cross section (1/cm)
 - Fission neutron yield
 - Diffusion coefficient 1 (cm)
 - Diffusion coefficient 2 (cm)
 - Absorption cross section (1/cm)
- 1 $\Sigma_{s,g+h}$ (h=g-LSSg+1)
 - 2 $\Sigma_{s,g+h+1}$
 -
 - LSSg
 - LSSg+1
 -
 - LGTHg
- (1=g+LGTHg-LSSg) (1/cm)

TABLE C.1 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = S010A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.05492E-03	3.78850E-04	1.00431E-03	1.87209E-01	9.99816E-01	1.78054E+00	2.14693E+00	7.20161E-04
	1.51534E-01	3.49602E-02								
2	1	2	2.17969E-01	4.07252E-03	9.85070E-03	3.54986E-01	1.87526E-04	9.39000E-01	9.30429E-01	1.17946E-02
	2.80868E-01	6.23219E-02								
3	2	4	2.21153E+00	5.87679E-02	1.42148E-01	1.11039E+00	0.0	3.00196E-01	3.02990E-01	8.21199E-02
	3.62199E-04	1.02791E+00								

TABLE C.2 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = S110A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.05491E-03	3.78553E-04	1.00356E-03	1.87207E-01	9.99816E-01	1.78055E+00	2.14695E+00	7.19835E-04
	1.51533E-01	3.49600E-02								
2	1	2	2.17971E-01	4.06758E-03	9.83893E-03	3.54983E-01	1.87524E-04	9.39009E-01	9.30441E-01	1.17916E-02
	2.80868E-01	6.23226E-02								
3	2	4	4.18496E+00	5.81344E-02	1.40621E-01	1.10618E+00	0.0	3.01337E-01	3.04175E-01	8.50596E-02
	3.73690E-04	1.02075E+00								

TABLE C.3 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = S210A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.05489E-03	3.77835E-04	1.00179E-03	1.87203E-01	9.99816E-01	1.78059E+00	2.14701E+00	7.19105E-04
	1.51530E-01	3.49595E-02								
2	1	2	2.17971E-01	4.05499E-03	9.80929E-03	3.54978E-01	1.87515E-04	9.39021E-01	9.30457E-01	1.17885E-02
	2.80866E-01	6.23226E-02								
3	2	4	4.18441E+00	5.79608E-02	1.40224E-01	1.10613E+00	0.0	3.01350E-01	3.04190E-01	8.51784E-02
	3.74156E-04	1.02058E+00								

TABLE C.7 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = S610A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.05141E-03	2.72169E-04	7.37317E-04	1.86514E-01	9.99813E-01	1.78717E+00	2.15736E+00	6.07335E-04
1.51024E-01	3.48872E-02	2	2.17865E-01	2.23967E-03	5.49573E-03	3.53930E-01	1.86219E-04	9.41802E-01	9.33609E-01	1.13641E-02
2	1	2	2.80441E-01	6.21232E-02						
2.88047E-04	1.08150E+00	2	4.42611E+00	3.61095E-02	8.93449E-02	1.14481E+00	0.0	2.91169E-01	2.93702E-01	6.29898E-02

TABLE C.8 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F010A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12489E-03	2.46031E-04	6.50605E-04	1.93325E-01	9.99816E-01	1.72421E+00	2.14925E+00	5.34608E-04
1.62453E-01	3.03400E-02	2	2.22228E-01	2.62155E-03	6.34106E-03	3.13811E-01	1.87526E-04	1.06221E+00	1.09597E+00	7.86351E-03
2	1	2	2.53662E-01	5.22806E-02						
2.66446E-04	8.85594E-01	2	4.36202E+00	3.70289E-02	8.95656E-02	9.41944E-01	0.0	3.53877E-01	3.60753E-01	5.60869E-02

TABLE C.9 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F110A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12488E-03	2.45835E-04	6.50113E-04	1.93324E-01	9.99816E-01	1.72422E+00	2.14927E+00	5.34393E-04
1.62452E-01	3.03399E-02	2	2.22230E-01	2.61836E-03	6.33346E-03	3.13809E-01	1.87524E-04	1.06221E+00	1.09597E+00	7.86158E-03
2	1	2	2.53662E-01	5.22812E-02						
2.73851E-04	8.80527E-01	2	4.34151E+00	3.65865E-02	8.84987E-02	9.38675E-01	0.0	3.55109E-01	3.62074E-01	5.78743E-02

TABLE C.10 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F210A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12486E-03	2.45360E-04	6.48942E-04	1.93321E-01	9.99817E-01	1.72424E+00	2.14932E+00	5.33911E-04
1	3.03395E-02									
2	1	2	2.22231E-01	2.61022E-03	6.31428E-03	3.13806E-01	1.87516E-04	1.06222E+00	1.09599E+00	7.85957E-03
2	5.22811E-02									
3	2	4	3.4109E+00	3.64743E-02	8.82410E-02	9.38623E-01	0.0	3.55129E-01	3.62097E-01	5.79424E-02
3	8.80405E-01									

TABLE C.11 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F310A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12483E-03	2.44747E-04	6.47428E-04	1.93316E-01	9.99816E-01	1.72429E+00	2.14939E+00	5.33273E-04
1	3.03390E-02									
2	1	2	2.22232E-01	2.60004E-03	6.29030E-03	3.13802E-01	1.87505E-04	1.06224E+00	1.09601E+00	7.85639E-03
2	5.22815E-02									
3	2	4	3.4148E+00	3.63515E-02	8.79609E-02	9.38698E-01	0.0	3.55100E-01	3.62070E-01	5.79411E-02
3	8.80480E-01									

TABLE C.12 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F410A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12430E-03	2.32432E-04	6.16849E-04	1.93229E-01	9.99816E-01	1.72507E+00	2.15067E+00	5.20341E-04
1	3.03294E-02									
2	1	2	2.22269E-01	2.39401E-03	5.80281E-03	3.13703E-01	1.87307E-04	1.06257E+00	1.09649E+00	7.78543E-03
2	5.22868E-02									
3	2	4	3.6824E+00	3.41429E-02	8.29062E-02	9.42970E-01	0.0	3.53492E-01	3.60372E-01	5.60231E-02
3	8.86675E-01									

TABLE C.13 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F510A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12301E-03	2.04560E-04	5.47318E-04	1.93025E-01	9.99816E-01	1.72688E+00	2.15367E+00	4.91086E-04
1	1	2	1.62231E-01	3.03058E-02						
2	1	2	2.22244E-01	1.92436E-03	4.68746E-03	3.15462E-01	1.86829E-04	1.06339E+00	1.09743E+00	7.69088E-03
2	2	4	4.40644E+00	2.88818E-02	7.07049E-02	9.54564E-01	0.0	3.49198E-01	3.55823E-01	5.06623E-02
3	2	2	2.44229E-04	9.03644E-01						

TABLE C.14 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F610A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12160E-03	1.75385E-04	4.74497E-04	1.92807E-01	9.99813E-01	1.72894E+00	2.15695E+00	4.60660E-04
1	1	2	1.62066E-01	3.02828E-02						
2	1	2	2.22210E-01	1.43901E-03	3.53013E-03	3.13158E-01	1.86240E-04	1.06442E+00	1.09860E+00	7.59331E-03
2	2	4	5.21591E-02							
3	2	4	4.52748E+00	2.28353E-02	5.64548E-02	9.68356E-01	0.0	3.44225E-01	3.50536E-01	4.42063E-02
3	2	2	2.17612E-04	9.23914E-01						

TABLE C.15 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = S020A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.05701E-03	3.78589E-04	1.00347E-03	1.88831E-01	9.99816E-01	1.76524E+00	2.12467E+00	7.23553E-04
1	1	2	1.53095E-01	3.50169E-02						
2	1	2	2.17917E-01	4.07251E-03	9.85067E-03	3.56248E-01	1.87526E-04	9.35675E-01	9.27228E-01	1.18028E-02
2	2	4	6.23062E-02							
3	2	4	4.21079E+00	5.87541E-02	1.42114E-01	1.11029E+00	0.0	3.00221E-01	3.03016E-01	8.21639E-02
3	2	2	3.62842E-04	1.02778E+00						

TABLE C.16

MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST

MEMBER NAME = S120A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.05700E-03	3.78291E-04	1.00272E-03	1.88829E-01	9.99816E-01	1.76526E+00	2.12469E+00	7.23226E-04
1	1	2	1.53094E-01	3.50168E-02						
2	1	2	2.17920E-01	4.06757E-03	9.83891E-03	3.56245E-01	1.87524E-04	9.35684E-01	9.27240E-01	1.17997E-02
2	2	4	1.84244E+00	5.81210E-02	1.40589E-01	1.10609E+00	0.0	3.01361E-01	3.04199E-01	8.51025E-02
3	4	1	3.74336E-04	1.02061E+00						

TABLE C.17

MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST

MEMBER NAME = S220A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.05698E-03	3.77574E-04	1.00095E-03	1.88825E-01	9.99817E-01	1.76530E+00	2.12476E+00	7.22496E-04
1	1	2	1.53091E-01	3.50163E-02						
2	1	2	2.17920E-01	4.05497E-03	9.80926E-03	3.56240E-01	1.87515E-04	9.35696E-01	9.27255E-01	1.17966E-02
2	2	4	1.82135E-01	6.23068E-02						
3	2	4	1.8368E+00	5.79475E-02	1.40192E-01	1.10605E+00	0.0	3.01374E-01	3.04214E-01	8.52213E-02
3	4	1	3.74802E-04	1.02045E+00						

TABLE C.18

MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST

MEMBER NAME = S320A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.05695E-03	3.76648E-04	9.98660E-04	1.88818E-01	9.99816E-01	1.76536E+00	2.12485E+00	7.21527E-04
1	1	2	1.53086E-01	3.50156E-02						
2	1	2	2.17922E-01	4.03921E-03	9.77216E-03	3.56233E-01	1.87504E-04	9.35716E-01	9.27281E-01	1.17917E-02
2	2	4	1.8418E+00	5.77554E-02	1.39756E-01	1.10616E+00	0.0	3.01342E-01	3.04182E-01	8.52247E-02
3	4	1	3.74819E-04	1.02056E+00						

TABLE C.19 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = S420A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.05638E-03	3.58034E-04	9.52417E-04	1.88701E-01	9.99816E-01	1.76646E+00	2.12655E+00	7.01902E-04
1	1	2	1.53000E-01	3.50034E-02						
2	1	2	2.17959E-01	3.72016E-03	9.01765E-03	3.56075E-01	1.87303E-04	9.36130E-01	9.27843E-01	1.16820E-02
2	2	4	2.82079E-01	6.23116E-02						
3	2	2	4.21875E+00	5.42273E-02	1.31704E-01	1.11183E+00	0.0	2.99806E-01	3.02606E-01	8.21528E-02
3	2	4	3.62950E-04	1.02931E+00						

TABLE C.20 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = S520A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.05499E-03	3.15829E-04	8.47028E-04	1.88426E-01	9.99818E-01	1.76904E+00	2.13055E+00	6.57379E-04
1	1	2	1.52800E-01	3.49730E-02						
2	1	2	2.17891E-01	2.99232E-03	7.28987E-03	3.55685E-01	1.86817E-04	9.37156E-01	9.28957E-01	1.15341E-02
2	2	4	2.81927E-01	6.22218E-02						
3	2	2	4.31289E+00	4.57678E-02	1.12107E-01	1.12685E+00	0.0	2.95810E-01	2.98492E-01	7.34677E-02
3	2	4	3.29251E-04	1.05304E+00						

TABLE C.21 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = S620A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.05326E-03	2.72032E-04	7.36831E-04	1.88117E-01	9.99813E-01	1.77194E+00	2.13507E+00	6.11173E-04
1	1	2	1.52576E-01	3.49346E-02						
2	1	2	2.17813E-01	2.23982E-03	5.49623E-03	3.55193E-01	1.86217E-04	9.38454E-01	9.30380E-01	1.13732E-02
2	2	4	2.81711E-01	6.21068E-02						
3	2	2	4.42513E+00	3.61061E-02	8.93396E-02	1.14467E+00	0.0	2.91204E-01	2.93738E-01	6.30515E-02
3	2	4	2.88703E-04	1.08130E+00						

TABLE C.22

MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST

MEMBER NAME = F020A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12577E-03	2.45929E-04	6.50272E-04	1.94385E-01	9.99816E-01	1.71480E+00	2.13472E+00	5.36730E-04
			1.63493E-01	3.03577E-02						
2	1	2	2.22101E-01	2.62114E-03	6.34004E-03	3.14578E-01	1.87526E-04	1.05962E+00	1.09313E+00	7.86739E-03
			2.54464E-01	5.22421E-02						
3	2	4	3.6123E+00	3.70183E-02	8.95398E-02	9.41821E-01	0.0	3.53922E-01	3.60799E-01	5.61113E-02
			2.66941E-04	8.85446E-01						

TABLE C.23

MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST

MEMBER NAME = F120A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12577E-03	2.45732E-04	6.49780E-04	1.94384E-01	9.99815E-01	1.71481E+00	2.13474E+00	5.36516E-04
			1.63493E-01	3.03576E-02						
2	1	2	2.22103E-01	2.61795E-03	6.33246E-03	3.14576E-01	1.87524E-04	1.05962E+00	1.09314E+00	7.86547E-03
			2.54463E-01	5.22426E-02						
3	2	4	3.4065E+00	3.65747E-02	8.84702E-02	9.38542E-01	0.0	3.55160E-01	3.62125E-01	5.79052E-02
			2.74376E-04	8.80358E-01						

TABLE C.24

MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST

MEMBER NAME = F220A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12574E-03	2.45257E-04	6.48609E-04	1.94381E-01	9.99817E-01	1.71484E+00	2.13479E+00	5.36033E-04
			1.63490E-01	3.03572E-02						
2	1	2	2.22103E-01	2.60980E-03	6.31328E-03	3.14573E-01	1.87516E-04	1.05963E+00	1.09315E+00	7.86344E-03
			2.54462E-01	5.22426E-02						
3	2	4	3.4031E+00	3.64640E-02	8.82161E-02	9.38504E-01	0.0	3.55174E-01	3.62142E-01	5.79660E-02
			2.74630E-04	8.80260E-01						

TABLE C.25 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F320A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12571E-03	2.44644E-04	6.47094E-04	1.94377E-01	9.99817E-01	1.71488E+00	2.13486E+00	5.35396E-04
			1.63487E-01	3.03566E-02						
2	1	2	2.22105E-01	2.59963E-03	6.28930E-03	3.14568E-01	1.87505E-04	1.05965E+00	1.09317E+00	7.86026E-03
			2.54461E-01	5.22428E-02						
3	2	2	4.36070E+00	3.63412E-02	8.79362E-02	9.38577E-01	0.0	3.55146E-01	3.62114E-01	5.79649E-02
			2.74627E-04	8.80334E-01						

TABLE C.26 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F420A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12518E-03	2.32331E-04	6.16527E-04	1.94289E-01	9.99817E-01	1.71565E+00	2.13612E+00	5.22472E-04
			1.63422E-01	3.03470E-02						
2	1	2	2.22142E-01	2.39366E-03	5.80198E-03	3.14470E-01	1.87307E-04	1.05998E+00	1.09365E+00	7.78932E-03
			2.54427E-01	5.22481E-02						
3	2	2	4.36743E+00	3.41342E-02	8.28858E-02	9.42846E-01	0.0	3.53538E-01	3.60419E-01	5.60493E-02
			2.66775E-04	8.86522E-01						

TABLE C.27 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F520A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12389E-03	2.04463E-04	5.47010E-04	1.94085E-01	9.99818E-01	1.71745E+00	2.13909E+00	4.93232E-04
			1.63271E-01	3.03235E-02						
2	1	2	2.22116E-01	1.92413E-03	4.68693E-03	3.14229E-01	1.86829E-04	1.06079E+00	1.09458E+00	7.69486E-03
			2.54335E-01	5.21938E-02						
3	2	2	4.43974E+00	2.88757E-02	7.06914E-02	9.54423E-01	0.0	3.49250E-01	3.55875E-01	5.06932E-02
			2.44739E-04	9.03472E-01						

TABLE C.28 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F620A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.12228E-03	1.75572E-04	4.74411E-04	1.93854E-01	9.99813E-01	1.71950E+00	2.14247E+00	4.62951E-04
			1.63100E-01	3.02937E-02						
2	1	2	2.22082E-01	1.43889E-03	3.52989E-03	3.13925E-01	1.86238E-04	1.06182E+00	1.09574E+00	7.59748E-03
			2.54204E-01	5.21201E-02						
3	2	4	5.2647E+00	2.28318E-02	5.64480E-02	9.68192E-01	0.0	3.44283E-01	3.50595E-01	4.42424E-02
			2.18129E-04	9.23714E-01						

TABLE C.29 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = S030A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.04203E-03	5.05124E-04	1.33959E-03	1.88635E-01	9.99815E-01	1.76708E+00	2.12759E+00	8.96602E-04
			1.53256E-01	3.44897E-02						
2	1	2	2.13170E-01	5.32301E-03	1.28754E-02	3.59162E-01	1.87526E-04	9.28083E-01	9.15160E-01	1.44325E-02
			2.84293E-01	6.04364E-02						
3	2	4	4.04900E+00	7.36848E-02	1.78229E-01	1.09050E+00	0.0	3.05671E-01	3.08673E-01	9.94935E-02
			4.32349E-04	9.90581E-01						

TABLE C.30 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F030A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.10486E-03	3.27639E-04	8.66876E-04	1.93984E-01	9.99815E-01	1.71835E+00	2.13995E+00	6.49678E-04
			1.63581E-01	2.97572E-02						
2	1	2	2.17083E-01	3.41021E-03	8.24868E-03	3.15729E-01	1.87526E-04	1.05575E+00	1.08281E+00	9.53231E-03
			2.55615E-01	5.05784E-02						
3	2	4	4.23383E+00	4.59313E-02	1.11099E-01	9.24392E-01	0.0	3.60596E-01	3.67911E-01	6.63613E-02
			3.12555E-04	8.57720E-01						

TABLE C.31 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = S040A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.04467E-03	3.81085E-04	1.01127E-03	1.89382E-01	9.99815E-01	1.76010E+00	2.14036E+00	7.23174E-04
		2	1.51255E-01	3.74082E-02						
2	1	2	2.19721E-01	4.09093E-03	9.89521E-03	3.74865E-01	1.87526E-04	8.89207E-01	8.79861E-01	1.20020E-02
		2	2.95021E-01	6.78406E-02						
3	2	4	2.62225E+00	5.94330E-02	1.43757E-01	1.19417E+00	0.0	2.79134E-01	2.81637E-01	8.32892E-02
		2	3.62292E-04	1.11053E+00						

TABLE C.32 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F040A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.11198E-03	2.50277E-04	6.62478E-04	1.94321E-01	9.99815E-01	1.71537E+00	2.14790E+00	5.40714E-04
		2	1.62036E-01	3.17465E-02						
2	1	2	2.22759E-01	2.65773E-03	6.42856E-03	3.25156E-01	1.87526E-04	1.02514E+00	1.05399E+00	8.04139E-03
		2	2.61738E-01	5.53735E-02						
3	2	4	3.88865E+00	3.77216E-02	9.12411E-02	9.90193E-01	0.0	3.36634E-01	3.42928E-01	5.71249E-02
		2	2.68209E-04	9.32805E-01						

TABLE C.33 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = S050A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.04570E-03	3.80955E-04	1.01086E-03	1.90049E-01	9.99815E-01	1.75393E+00	2.13101E+00	7.25553E-04
		2	1.51889E-01	3.74396E-02						
2	1	2	2.19761E-01	4.09179E-03	9.89730E-03	3.75605E-01	1.87526E-04	8.87455E-01	8.78073E-01	1.20077E-02
		2	2.95735E-01	6.78603E-02						
3	2	4	2.62211E+00	5.94276E-02	1.43744E-01	1.19364E+00	0.0	2.79259E-01	2.81766E-01	8.32944E-02
		2	3.62142E-04	1.10999E+00						

TABLE C.34 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F050A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.11319E-03	2.50204E-04	6.62241E-04	1.94986E-01	9.99815E-01	1.70952E+00	2.13908E+00	5.42470E-04
			1.62667E-01	3.17792E-02						
2	1	2	2.22812E-01	2.65834E-03	6.43003E-03	3.25954E-01	1.87526E-04	1.02263E+00	1.05142E+00	8.04525E-03
			2.62509E-01	5.53959E-02						
3	2	2	4.38860E+00	3.77187E-02	9.12339E-02	9.90218E-01	0.0	3.36625E-01	3.42923E-01	5.71288E-02
			2.68322E-04	9.32827E-01						

TABLE C.35 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = S060A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.03065E-03	5.08270E-04	1.34921E-03	1.89830E-01	9.99814E-01	1.75604E+00	2.13434E+00	8.99033E-04
			1.52060E-01	3.68685E-02						
2	1	2	2.15154E-01	5.35162E-03	1.29446E-02	3.78420E-01	1.87526E-04	8.80853E-01	8.67223E-01	1.46797E-02
			2.97844E-01	6.58950E-02						
3	2	2	4.10442E+00	7.46110E-02	1.80469E-01	1.17141E+00	0.0	2.84558E-01	2.87254E-01	1.00923E-01
			4.31987E-04	1.07007E+00						

TABLE C.36 MACROSCOPIC CROSS SECTION DUMP LIST MEMBER NAME = F060A010

GROUP	LSS	LGTH	SIG.ACT	SIG.FISS	NU.SIG.F	SIG.TOT	FISS.YLD	D.1	D.2	SIG.ABSP
1	1	2	2.09049E-03	3.34044E-04	8.84688E-04	1.94517E-01	9.99814E-01	1.71364E+00	2.14523E+00	6.57773E-04
			1.62771E-01	3.10919E-02						
2	1	2	2.17611E-01	3.46828E-03	8.38915E-03	3.26943E-01	1.87526E-04	1.01954E+00	1.04175E+00	9.75790E-03
			2.63614E-01	5.35675E-02						
3	2	2	4.26126E+00	4.69222E-02	1.13495E-01	9.70840E-01	0.0	3.43345E-01	3.50055E-01	6.77154E-02
			3.15187E-04	9.02813E-01						