

JAERI-M

7 1 2 8

重水減速軽水冷却炉の中性子スペクトルの解析

1977年6月

田坂完二・後藤頼男

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

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問合せは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

JAERI-M 7128

重水減速軽水冷却炉の中性子スペクトルの解析

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

田坂完二・後藤頼男

(1977年5月27日受理)

重水減速沸騰軽水冷却型原子炉の炉心中性子スペクトルを LAMP-A プログラムセットを使い解析した。その結果、本体系においては重水の減速能が大きいため、熱中性子束の比率が 50 %近くあり大きく、逆に核分裂中性子束の比率が 10 %あまりと小さいことが明らかとなった。また本体系の転換比は初期炉心で約 0.5、平衡炉心で約 0.7 であり、CANDU 廉の転換比の 0.9 より小さいのはもちろんのこと、軽水炉の転換比よりむしろ劣ることが分った。したがって連続燃料交換により濃縮度を下げ、転換比を向上することが望ましい。

Neutron Spectrum Analysis in a Heavy-Water-Moderated,
Light-Water-Cooled Reactor

Kanji TASAKA and Yorio GOTOH

Division of Reactor Engineering, Tokai, JAERI

(Received May 27, 1977)

With LAMP-A, a program set for integral transport calculation of thermal reactor lattice cells, the neutron spectra in the core of a D_2O -moderated, H_2O -cooled, pressure-tube-type, advanced thermal reactor were calculated. The ratio of thermal neutron flux to total neutron flux is large, nearly 50%, and the ratio of fission spectrum neutron flux to total neutron flux is small, about 10%, because the deuterium has large slowing-down power in a heavy water reactor. The conversion rate is about 0.5 in the initial core and about 0.7 in the equilibrium core. These values are smaller than the conversion rate 0.9 of a CANDU-type reactor and also inferior to those of a light-water reactor. By reducing the ^{235}U enrichment, in on-power refueling, therefore, the conversion rate must be increased.

目 次

1.はじめに.....	1
2.計算方法.....	1
2.1 熱中性子に対する計算.....	1
2.2 高速中性子に対する計算.....	2
2.3 熱中性子と高速中性子を合せた計算.....	3
3.計算体系.....	7
4.計算結果.....	13
4.1 DCAの解析結果.....	13
4.2 ATRの解析結果.....	16
5.結論.....	42
参考文献.....	43

1. はじめに

各種型式の原子炉の特性を比較検討するための重要な基礎データの1つとして中性子スペクトルがある。またこの中性子スペクトルにより平均された燃料核種の平均実効断面積も重要である。本稿においてはそのてはじめとして我国で今開発が進められている新型転換炉(ATR)⁽¹⁾およびその臨界実験装置であるDCAの中性子スペクトルをLAMP-A プログラムセット^{(2)~(4)}により解析する。ATRは圧力管型の軽水冷却重水減速の原子炉であり、格子構造は大変複雑である。このように複雑な格子構造の原子炉も精度よく解析できるのがプログラムセット LAMP-A の特長となっている。

2. 計算方法

重水減速軽水冷却型の原子炉およびその臨界実験装置の中性子スペクトルの計算はプログラムセット LAMP-A⁽⁵⁾により行われた。LAMP-Aはエネルギーを多群に分割し、格子内の空間的な中性子輸送については多領域間の衝突確率を用いて中性子束分布を求める。クラスター格子の衝突確率を数値積分により精度よく求めうる特長をもっている。

今回の解析における入出力データの流れを Fig. 2.1 に示す。Fig. 2.1 においてプログラム名は長方形の枠内に示されており、磁気テープまたはディスクに収納されたデータは □ 形の枠内に示され、カードのデータは □ 形の枠内に示されている。またプリンターへの出力データは □ 形の枠内に示されている。Fig. 2.1 に示した如く解析の基礎となる中性子核データはいずれも ENDF/B-III ファイルからとられた。計算は熱中性子に対する部分、高速中性子に対する部分、および両者を合成する部分、の3部分に分かれている。以下3つの部分に分けて簡単に計算の流れを説明する。

2.1 热中性子に対する計算

热中性子のエネルギーは 0~0.68257 eV を 30 群に分割して表わされる (Table 2.1 参照)。第 4, 5 群のレサジー幅が 0.11509 と他の群の半分となっている以外はいずれもレサジー幅 0.23018 の等間隔に分割されている。

THE RMOFILE プログラムは ENDF/B-III ファイルから熱中性子断面積に関するデータのみ選びだし、熱中性子ファイルを作成する。THE RMOLIB プログラムは THERMOSEC プログラムに入力可能なフォーマットに熱中性子ファイルを組みかえ熱中性子ライブラリーを作成する。そして THERMOSEC プログラムは熱中性子ライブラリーをもとに PIXSE プログラムに入力するための格子の各領域の各核種の 30 群ミクロ断面積を計算しカード出力する。THERMOSEC プログラムで求められるのは核分裂断面積および中性子吸収断面積のみであり、散乱断面積を計算するもととなる散乱則 S (α, β) は振動数分布をもとに GASKET プログ

1. はじめに

各種型式の原子炉の特性を比較検討するための重要な基礎データの1つとして中性子スペクトルがある。またこの中性子スペクトルにより平均された燃料核種の平均実効断面積も重要である。⁽¹⁾ 本稿においてはそのてはじめとして我国で今開発が進められている新型転換炉（A T R）および⁽⁵⁾ その臨界実験装置であるD C A の中性子スペクトルをLAMP-A プログラムセットにより解析^{(2)~(4)} する。A T R は圧力管型の軽水冷却重水減速の原子炉であり、格子構造は大変複雑である。このように複雑な格子構造の原子炉も精度よく解析できるのがプログラムセット LAMP-A の特長となっている。

2. 計 算 方 法

重水減速軽水冷却型の原子炉およびその臨界実験装置の中性子スペクトルの計算はプログラム⁽⁵⁾ セット LAMP-A により行われた。LAMP-A はエネルギーを多群に分割し、格子内の空間的な中性子輸送については多領域間の衝突確率を用いて中性子束分布を求める。クラスター格子の衝突確率を数値積分により精度よく求めうる特長をもっている。

今回の解析における入出力データの流れをFig. 2.1 に示す。Fig. 2.1 においてプログラム名は長方形の枠内に示されており、磁気テープまたはディスクに収納されたデータは 形の枠内に示され、カードのデータは 形の枠内に示されている。またプリンターへの出力データは 形の枠内に示されている。Fig. 2.1 に示した如く解析の基礎となる中性子核データはいづれもENDF/B-IIIファイルからとられた。計算は熱中性子に対する部分、高速中性子に対する部分、および両者を合成する部分、の3部分に分かれている。以下3つの部分に分けて簡単に計算の流れを説明する。

2.1 热中性子に対する計算

热中性子のエネルギーは0~0.68257 eVを30群に分割して表わされる（Table 2.1 参照）。第4, 5群のレサジー幅が0.11509と他の群の半分となっている以外はいづれもレサジー幅0.23018の等間隔に分割されている。

THE RM FILE プログラムはENDF/B-III ファイルから熱中性子断面積に関するデータのみ選びだし、熱中性子ファイルを作成する。THE RM LIB プログラムはTHERMOSEC プログラムに入力可能なフォーマットに熱中性子ファイルを組みかえ熱中性子ライブラリーを作成する。そしてTHERMOSEC プログラムは熱中性子ライブラリーをもとにPIXSE プログラムに入力するための格子の各領域の各核種の30群ミクロ断面積を計算しカード出力する。THERMOSEC プログラムで求められるのは核分裂断面積および中性子吸収断面積のみであり、散乱断面積を計算するもととなる散乱則S (α , β) は振動数分布をもとにGASKET プログ

ラムにより求められる。

PIXSE プログラムは各核種の 30 群ミクロ断面積および散乱則 S (α , β) をもとに単位格子内の各領域の 30 群マクロ散乱断面積および散乱によるソーススペクトルを計算レディスクに書き込む。そして衝突確率プログラム CLUP は PIXSE により求められた単位格子の各領域のマクロ輸送断面積 Σ_{tr} をもとに衝突確率 P_{ij} を計算する。

PIJF プログラムは PIXSE により求められた単位格子各領域のマクロ断面積、および CLUP により求められた衝突確率をもとに単位格子の各領域および格子平均の中性子スペクトルを計算する。そして格子平均の 30 群マクロ断面積をディスクに書き込む。計算にさいし単位格子境界では等方反射条件、すなわち単位格子が無限に繰返されていると仮定する。

PACK プログラムは PIJF により求めた格子平均の 30 群断面積と PIXSE により求めた格子平均のソーススペクトルをディスクに編集する。さらに COMPOSE プログラムはソースの原子炉内における空間分布のデータを読み込み TUD に入力可能なかたちにディスクを再編集する。

TUD プログラムは原子炉の幾何学的形状を示すデータ、および COMPOSE により編集された断面積データとソースデータをもとに原子炉内の各メッシュ点における熱中性子束分布および 30 群の熱中性子束スペクトルを計算する。そして原子炉内各領域に対する 1 群に平均化した熱中性子断面積は TEDIT プログラムにより求められる。

2.2 高速中性子に対する計算

ここで高速中性子と呼ぶのは熱中性子領域の上限エネルギーである 0.68257eV 以上のエネルギーをもった全中性子をさす。群構造は GAM 型 (Table 2.2 参照) であり、68 群のうち上から 66 群までが高速中性子に対応し、67, 68 群は熱中性子に対応するものである。本解析においてはミクロ断面積の計算過程は 66 群のまゝ取扱われるが、FAXSE により PIJF に入力するためのマクロ断面積を計算する段階以後は 2 群ずつ束ねて 33 群が解析される。

SUPERTOG プログラムは ENDF/B-III ライブライバーのデータをもとに解析に必要な各核種の GAM 型の 68 群ミクロ断面積を計算しカード出力する。そのさい各核種は無限希釈であると仮定する。そしてこのデータをもとに FAXSE プログラムは次の計算に要求されるフォーマットの無限希釈の 68 群ミクロ断面積ライブライバー (FAXSE ライブライバー) を編集する。

SMOOTH プログラムは CARD プログラムより ENDF/B-III ライブライバーからカード出力したスムースファイルのデータをもとに各核種の 68 群のスムース断面積を計算する。スムース断面積とは断面積のうち共鳴パラメータにより与えられない部分を表わしている。

LTE プログラムは CARD プログラムにより ENDF/B-III ライブライバーからカード出力したレベルパラメータ、温度、およびディスク WLIB に納められたドップラーブロードニング関数を使い、各共鳴核種の無限希釈断面積を計算し、RICM 用のライブライーテーブルに収納する。

RICM プログラムは単位格子の幾何学的形状および各領域の組成を示すカードによる入力データ、LTE により求めた無限希釈断面積、および CLUP により求めた衝突確立をもとに各共鳴核種の実効共鳴積分を計算する。そしてそれに SMOOTH により求めたスムース断面積を加え、共鳴領域のミクロ多群実効断面積を計算する。実効共鳴積分を求める時、着目している共鳴核種以外の核種の寄与はポテンシャル断面積としてのみ考慮される。

FAXSE プログラムは FAXSE 用の無限希釈 68 群ミクロ断面積ライブラリーのデータのうち共鳴領域の断面積を RICM で計算した結果におきかえ、自己遮蔽効果を考慮したミクロ断面積を作成する。そして単位セルの各領域の組成に対応する 68 群のマクロ断面積を計算し、そのうち上から 66 群までの高速中性子に対する断面積を 2 群ずつ縮約してゆき、PIJF のため 33 群断面積ライブラリーを作成する。結果はディスクに書き込む。

PIJF プログラムは CLUP で求めた衝突確率および FAXSE により求めた領域毎の 33 群マクロ断面積を使い、各領域および単位格子平均の高速中性子スペクトルを計算する。CLUP で衝突確率を計算する場合にも PIJF 用の断面積ライブラリーが使われる。高速中性子スペクトルの計算結果はラインプリンターに出力される。また PIJF は各領域の中性子束および中性子スペクトルをもとに単位格子平均の 33 群マクロ断面積を計算し、カード出力する。

PACK プログラムは PIJF によりカード出力された単位格子平均の 33 群マクロ断面積をディスクに書きこむ。そして COMPOSE プログラムはこのディスクの内容を読み込み、それに熱中性子に対する原子炉の各領域平均の 1 群マクロ断面積を加え、TUD の計算に必要な 34 群のマクロ断面積ライブラリーを作成しディスクに書き込む。

TUD プログラムは原子炉の幾何学的形状データ、および COMPOSE により編集された原子炉の各領域の 34 群マクロ断面積のデータをもとに、体系の k_{eff} 、各領域の中性子束分布と中性子スペクトル、等を計算しラインプリンターへ出力する。

2.3 热中性子と高速中性子を合せた計算

2.2 節の TUD の計算は一応热中性子と高速中性子を組合せた計算になっている。ただし 2.1 節で求めた热中性子の 1 群マクロ断面積を使って計算しており、これが热中性子に対するソース分布としては均一、または適当な関数近似を行い、求めたものであるため充分精度よく計算されているとは言いがたい。そこで 2.2 節の 34 群の TUD 計算の第 33 群の中性子束分布を热中性子に対するソース分布とし、TUD により 30 群の热中性子スペクトルの計算をやりなおす。それをもとに 2.2 節の TUD による 1 群の热中性子と 33 群の高速中性子を組合せた热中性子断面積を求める。この新たに求められた計算をやりなおし、 k_{eff} 、中性子束分布、各領域の中性子スペクトル、等を求めなおす。これが最終結果となる。この繰返し計算の収束性は非常によく一度行えば充分である。

Table 2.1 Group Structure for Thermal Neutrons

Group	Max. Energy (eV)	Lethargy Width	Av. Lethargy
1	0.68257	0.23018	16.615
2	0.54223	"	16.845
3	0.43075	"	17.075
4	0.34218	0.11509	17.248
5	0.30499	"	17.363
6	0.27183	0.23018	17.536
7	0.21594	"	17.766
8	0.17154	"	17.996
9	0.13627	"	18.226
10	0.10826	"	18.457
11	0.085998	"	18.687
12	0.068317	"	18.917
13	0.054271	"	19.187
14	0.043113	"	19.317
15	0.034249	"	19.607
16	0.027207	"	19.838
17	0.021613	"	20.068
18	0.017170	"	20.298
19	0.013639	"	20.538
20	0.010835	"	20.758
21	0.0086074	"	20.989
22	0.0068377	"	21.219
23	0.0054319	"	21.449
24	0.0043151	"	21.679
25	0.0034279	"	21.909
26	0.0027231	"	22.139
27	0.0021632	"	22.370
28	0.0017184	"	22.600
29	0.0013651	"	22.830
30	0.00108446	∞	

Table 2.2 Group Structure for Fast Neutrons

Group	Lethargy	Max. Energy (eV)	Group	Lethargy	Max. Energy (eV)
1	0	10 ⁷	35	8.50	2.0347×10 ³
2	0.25	7.788 ×10 ⁶	36	8.75	1.5846×10 ³
3	0.50	6.0653×10 ⁶	37	9.0	1.2341×10 ³
4	0.75	4.7237×10 ⁶	38	9.25	961.12
5	1.0	3.6788×10 ⁶	39	9.50	748.51
6	1.25	2.8650×10 ⁶	40	9.75	582.95
7	1.50	2.2313×10 ⁶	41	10.0	454.0
8	1.75	1.7377×10 ⁶	42	10.25	353.58
9	2.0	1.3533×10 ⁶	43	10.50	275.36
10	2.25	1.0540×10 ⁶	44	10.75	214.45
11	2.50	820.8 × 10 ³	45	11.0	167.02
12	2.75	639.3 × 10 ³	46	11.25	130.08
13	3.0	497.87 × 10 ³	47	11.50	101.30
14	3.25	387.74 × 10 ³	48	11.75	78.895
15	3.50	301.97 × 10 ³	49	12.0	61.442
16	3.75	235.18 × 10 ³	50	12.25	47.851
17	4.0	183.16 × 10 ³	51	12.50	37.266
18	4.25	142.64 × 10 ³	52	12.75	29.023
19	4.50	111.09 × 10 ³	53	13.0	22.603
20	4.75	86.517 × 10 ³	54	13.25	17.603
21	5.0	67.379 × 10 ³	55	13.50	13.709
22	5.25	52.475 × 10 ³	56	13.75	10.677
23	5.50	40.867 × 10 ³	57	14.0	8.3153
24	5.75	31.828 × 10 ³	58	14.25	6.476
25	6.0	24.788 × 10 ³	59	14.50	5.0435
26	6.25	19.305 × 10 ³	60	14.75	3.9279
27	6.50	15.035 × 10 ³	61	15.0	3.059
28	6.75	11.709 × 10 ³	62	15.25	2.3824
29	7.0	9.1188×10 ³	63	15.50	1.8554
30	7.25	7.1017×10 ³	64	15.75	1.445
31	7.50	5.5308×10 ³	65	16.0	1.1254
32	7.75	4.3074×10 ³	66	16.25	0.87643
33	8.0	3.3546×10 ³		16.5	0.68256
34	8.25	2.6126×10 ³			

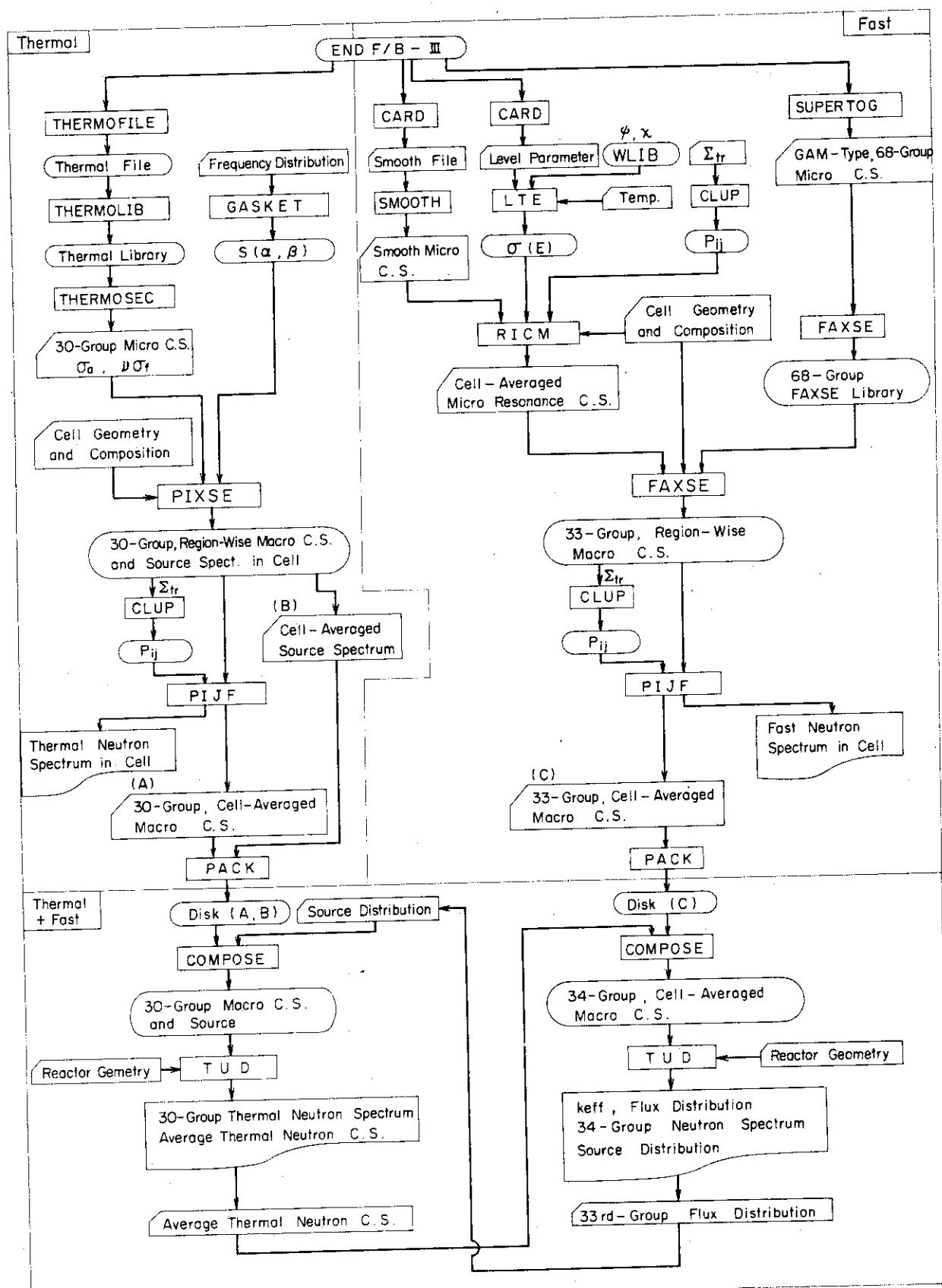


Fig. 2.1 Calculation Flow Diagram of LAMP-A

3. 計 算 体 系

解析の対象として考慮した重水炉は日本で目下開発が進められている新型転換炉（ATR, Advanced Thermal Reactor の略）⁽¹⁾、およびその臨界実験装置（DCA, Deuterium Critical Assembly の略）^{(2)～(4)}である。

ATR は重水減速沸騰軽水冷却型原子炉で、電気出力は 165MW である。炉心は重水タンクの中に 24cm の正方ピッチで配列された 224 本の燃料チャンネルで構成される（Fig. 3.1 参照）。224 本の燃料チャンネルのうち内側の 96 チャンネルには天然ウラン酸化物に 0.75 w/o の酸化プルトニウムを混合した燃料が、また外側の 128 チャンネルには濃縮度 1.5w/o の酸化ウランがそれぞれ装荷されている。しかし本解析においては全炉心を 1.5w/o 濃縮ウラン燃料とした体系と、全炉心を天然ウラン酸化物に沸騰水型軽水炉（BWR）からの取出したプルトニウムを 0.75w/o 富化した酸化物を燃料とする体系の両方を別々に解析した。燃料チャンネルは 28 本のロッドクラスター型の燃料集合体を冷却材の軽水とともに圧力管に収納し、その外側に CO₂ 断熱層、カランドリア管、および減速材の重水を配置した構造になっている（Fig. 3.2 参照）。また炉心には 49 本の制御棒挿入案内管が各カランドリア管の間隙に存在するが、今回の解析においては考慮されなかった。重水タンクの内直径は 490.0cm で半径方向の平均重水反射体厚さは 42.34cm である。軸方向については炉心実効高さが 376.0cm で、反射体厚さは上下ともに 4.0cm である。

低濃縮ウラン酸化物およびウラン-プルトニウム混合酸化物を燃料とする 2 つの体系の初期炉心と燃焼中期の炉心の合計 4 体系の中性子スペクトルを計算した。燃焼中期における原子数密度⁽⁶⁾な初期原子数密度をもとに格子燃焼計算コード MUTHUSEL AH-II⁽⁷⁾により求められた。

プログラムセット LAMP による ATR の解析にさきだち、その計算精度を確かめるため DCA 体系の解析を行い、keff の実験値と計算値の比較を行った。解析した DCA 体系は ATR の臨界実験装置であり、基本的な炉心の構成は同じであるが、各部の寸法をはじめとしておもに以下の点で ATR 体系と異なっている。(1)燃料は 1.2w/o 濃縮の UO₂ である。(2)燃料被覆、圧力管、カランドリア管、等の構造材はほとんどアルミで作られている。(3)体系の温度は常温 (22 °C) で一様である。(4)燃料チャンネルの数は 121 体であり、それが重水タンク中に 22.5cm の正方ピッチで配列されている。(5)燃料の高さは 200.0cm である。(6)重水タンクの大きさは内直径 300.5 cm、高さ 350cm であり、半径方向の反射体の平均厚さは 10.6cm と薄い。(7)炉心下部には重水反射体ではなく、B₄C 吸收体が置かれている。(8)重水の水位は 186.74cm であり、その上に 13.26cm の燃料が露出している。(9)冷却材のボイド率は 0% である。(10)重水減束材の ¹⁰B 濃度は 7.0ppm である。

ATR 体系の主要諸元を DCA 体系と比較して Table 3.1 に示す。また Table 3.2 には各領域の原子密度を示す。ただし ATR 体系は計算モデルとして考えた体系であり、実際の ATR とは完全には同じでない点に注意する必要がある。実際の ATR では 2 領域炉心であるのに対して計算モデルでは 1 領域炉心であることはすでに述べたが、その他にも計算モデルでは領域による

被覆管の直径の違いは無視しており、重水中の¹⁰Bも考慮していない。またATRでは被覆管その他の構造材としてジルカロイやインコネルを使っているが、解析上は核特性に大差ないとしてすべてアルミニウムで代用した。

Table 3.1 Calculational Systems of ATR and DCA

	ATR	DCA
1. Fuel		
1.1 Fuel Pellet		
Outer Radius (cm)	0.739	0.740
Material	UO ₂ or UO ₂ -PuO ₂	UO ₂
Density (g/cm ³)	9.8375	10.3
Temperature (°C)	621	22
Composition (w/o)	UO ₂ System	
²³⁵ U	1.322	1.045
²³⁸ U	86.829	87.102
¹⁶⁰ O	11.849	11.853
1.2 Cladding		
Outer Radius (cm)	0.823	0.833
Material	Al	Al
Density (g/cm ³)	2.7	2.7
Temperature (°C)	300	22
2. Coolant		
Material	H ₂ O	H ₂ O
Density (g/cm ³)	0.47962	1.000
Temperature (°C)	290	22
Composition (w/o)		
¹ H	11.190	11.190
¹⁶ O	88.810	88.810
3. Pressure Tube + Calandria Tube		
Inner Radius (cm)	5.89	5.805
Outer Radius (cm)	7.62	6.825
Material	Al	Al
Density (g/cm ³)	0.8680	1.108
Temperature (°C)	170	22

Table 3.1 (Continued)

4. Moderator		
Material	D ₂ O	D ₂ O
Density (g/cm ³)	1.0885	1.0885
Temperature (°C)	68	22
	ATR	DCA
Composition (w/o)		
² D	20.00	20.00
¹⁶ O	80.00	70.00
¹⁰ B		0.0007
5. Fuel Rod Array		
Ring Radius (cm)		
1-st Layer	1.3215	1.312
2-nd Layer	2.955	2.999
3-rd Layer	4.757	4.757
6. Lattice Pitch (cm)	24.0	22.5

Table 3.2 Atomic Composition ($\times 10^{24}$ atoms/cm³) of ATR and DCA

Region	Nucl.	ATR			DCA	
		U-Init*	U-Eq	Pu-Init	Pu-Eq	UO ₂
Fuel	²³⁵ U	0.3335x10 ⁻³	0.1744x10 ⁻³	0.1575x10 ⁻³	0.1108x10 ⁻³	0.2765x10 ⁻³
	²³⁸ U	0.02162	0.02184	0.02163	0.02154	0.02277
	²³⁹ Pu	0.0	0.4270x10 ⁻⁴	0.9509x10 ⁻⁴	0.6150x10 ⁻⁴	0.0
	²⁴⁰ Pu	0.0	0.2148x10 ⁻⁴	0.3919x10 ⁻⁴	0.5518x10 ⁻⁴	0.0
	²⁴¹ Pu	0.0	0.7085x10 ⁻⁵	0.2277x10 ⁻⁴	0.2527x10 ⁻⁴	0.0
	²⁴² Pu	0.0	0.1136x10 ⁻⁵	0.6465x10 ⁻⁵	0.1225x10 ⁻⁴	0.0
	¹⁶⁰	0.04388	0.04345	0.04390	0.04361	0.04609
	Cladding	²⁷ Al		0.06024		0.06024
Coolant	¹ H		0.03210		0.06693	
	¹⁶⁰		0.01605		0.03346	
P.T.-C.T.**	²⁷ Al		0.01937		0.02471	
Moderator	² D		0.06538		0.06538	
	¹⁶⁰		0.03269		0.03269	
	¹⁰ B		0.0		0.4578x10 ⁻⁶	

*) U-Int: UO₂ initial core, U-Eq: UO₂ equilibrium core Pu-Int: PuO₂-UO₂ initial core,
Pu-Eq: PuO₂-UO₂ equilibrium core.

**) Averaged for pressure tube, insulator, and calandria tube regions.

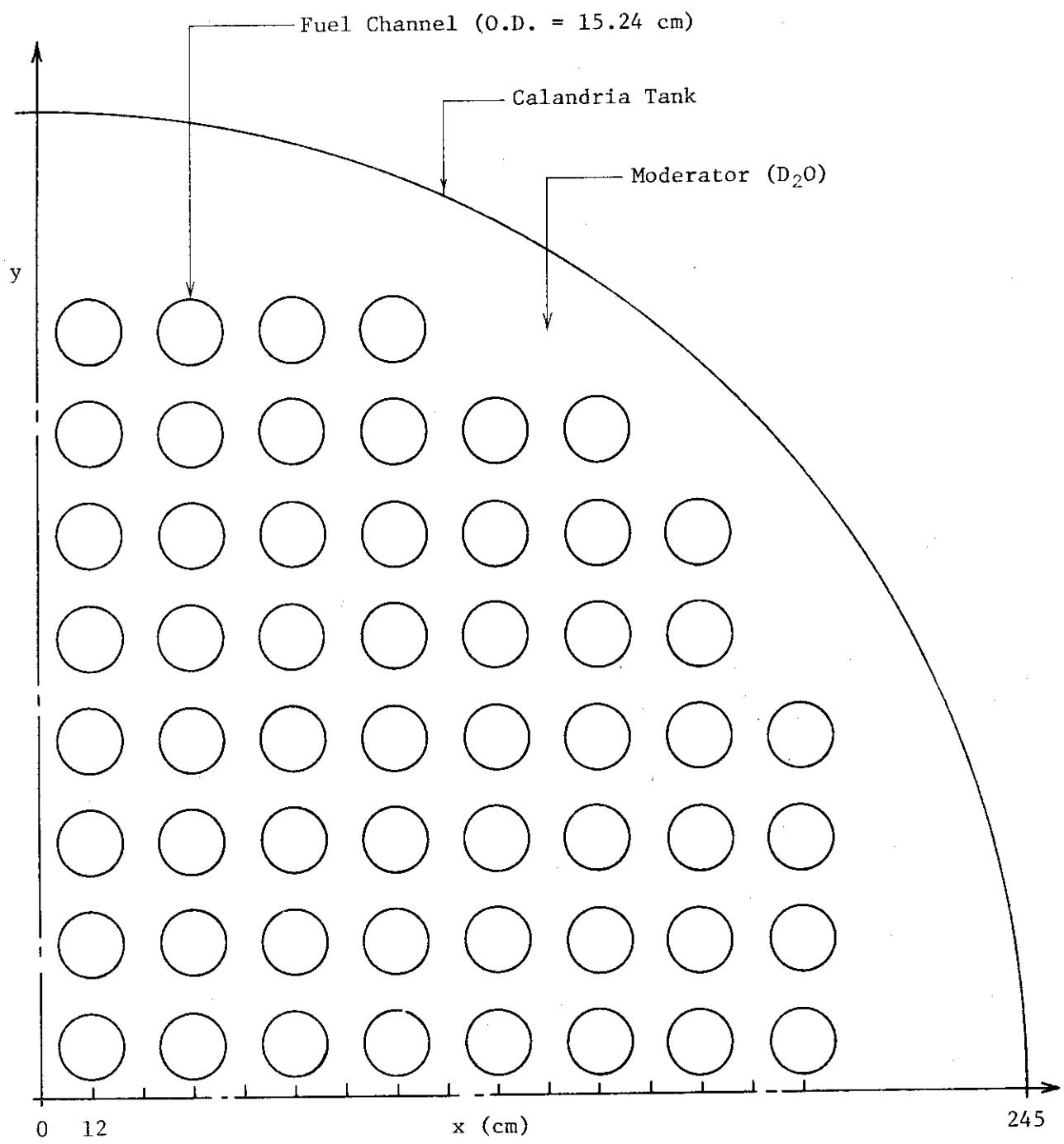


Fig. 3.1 Core Configuration of ATR

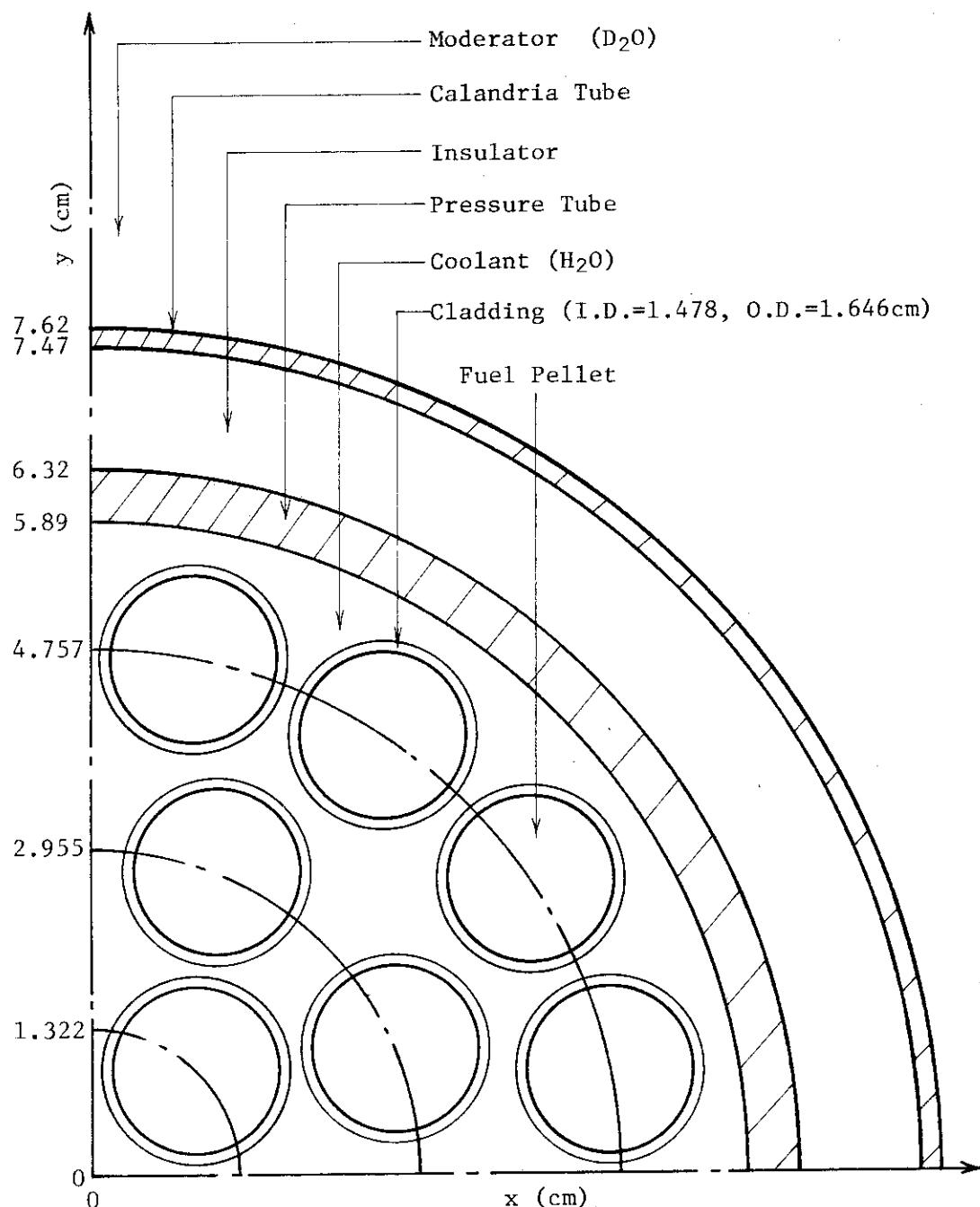


Fig. 3.2 Fuel Cluster of ATR

4. 計 算 結 果

重水臨界実験装置（DCA）および新型転換炉（ATR）の中性子スペクトルをLAMP-Aプログラムセットにより解析した結果を以下に示す。4.1節ではDCAの臨界重水水位に対する k_{eff} の計算値と実験値を比較し、LAMP-Aによる計算法の正しさの確認を行う。それと同時に UO_2 系における中性子スペクトルおよび転換比を示す。4.2節ではATRの中性子スペクトルおよび転換比の計算結果を示す。

4.1 DCAの解析結果

第3章で示したDCA体系の解析をLAMP-Aにより行った（Fig. 2.1参照）。TUD プログラムによる計算は円筒一次元近似で行ない、高さ方向はバックリングで与えた。反射体節約は炉心の上方向に中性子束の外挿距離に対応する4cmを考え、炉心下部方向はボロン吸収体があるため無視した。 k_{eff} の計算結果は0.986となった。今回の計算誤差は1.4%とやゝ大き目である。しかし重水が炉心の途中までしかない体系を円筒の一次元で計算したことを考えると、計算法自体の精度は充分よく、重水が炉心を完全におさっているATR体系における計算誤差は小さいと考えられる。DCAの炉心上部の反射体節約は中性子束の外挿距離のみで与えたが実際にには裸の燃料が約13cmありもっと大きいと考えられる。炉心下端とボロン吸収体の間にも約7cmの距離がある。そこで反射体節約をパラメトリックに変えて k_{eff} を計算したところTable 4.1の結果を得た。高さ方向のバックリングの値により k_{eff} は0.984から1.024の範囲で動き、その差は4%ある。

DCA体系の単位格子の各領域、および格子平均の中性子スペクトルのPIJFプログラムによる計算結果をFig. 4.1, 4.2に示す。Fig. 4.1は熱中性子スペクトルであり、各領域のスペクトルの第1群の値が等しいとおき比較して示されている。熱中性子スペクトルは重水領域、軽水領域、燃料領域の順に順次硬くなっている。しかしピークエネルギーの差は比較的小さい。重水領域は熱中性子束が高く、しかも体積が大きいので格子平均の熱中性子スペクトルは重水領域のスペクトルに大変近いものとなっている。Fig. 4.2は高束中性子のスペクトルであり、重水とそれ以外の領域とで高速中性子スペクトルが大きく異なることが分る。重水領域では重水の高速中性子に対する減速能率 Σ_s が大きいため、核分裂スペクトルより共鳴領域（1/E領域）のスペクトルの比率の方が大きくなっている。逆に燃料および軽水領域では核分裂中性子のスペクトルが主の非常に硬いスペクトルであり、1/Eスペクトルの比率は小さくなっている。軽水領域の高速中性子スペクトルが燃料領域と大差ないのは軽水の核分裂中性子に対する減速断面積が小さいことによっている。単位格子の平均中性子スペクトルは重水領域とそれ以外の領域の中間にあり、どちらかというと重水領域に近いスペクトルとなっている。

Fig. 4.3には10MeVから 10^{-3} eVまでの全エネルギー範囲のTUDおよびPIJFプログラムによる規格化した中性子スペクトルの計算結果を比較して示す。TUDの計算においては、規格化熱中性子スペクトルは34群計算における熱中性子群に対応する第34群の規格化された

中性子束の値に熱中性子 30 群計算によるスペクトルを乗じて求めた。PIJF の計算においては熱中性子 30 群計算と高速中性子の 33 群計算を別々に行い、境界エネルギー $E_c (=0.6825\text{eV})$ においてスペクトルが滑らかにつながるとして熱中性子スペクトルを規格化し、しかる後に全中性子スペクトルの再規格化を行った。両プログラムによる中性子スペクトルの解析結果の差は比較的小さい。PIJF の計算結果は無限体系のスペクトルに対応し、しかも熱中性子スペクトルと高速中性子スペクトルのつなぎを上述のごとく近似的に行った割には、TUD の結果とよく一致している。ただし PIJF による境界エネルギー近傍の中性子スペクトルの計算結果が $1/E$ スペクトルで近似できることは一定であるのに対し、TUD による結果は熱中性子側で中性子エネルギーが低くなるにつれて大きくなっている。これは DCA が比較的小さな体系であるため共鳴領域中の漏れが比較的大きいことによっていると考えられる。したがってより精度よく解析するためには境界エネルギー E_c を 0.6825eV よりもう少し高くとることが望ましい。Fig. 4.3 には核分裂中性子スペクトルも比較のため示されているが、重水炉においては核分裂中性子の比率が小さいことがよく分る。これはすでに述べたように重水の高速中性子に対する減速能が大きいことによっている。比較のためスウェーリングプール型の軽水炉 (JRR-4) における中性子スペクトルの計算結果を Fig. 4.4 に示す。熱中性子領域を基準として比較すると、 $1/E$ スペクトルには大差ないのでに対して、核分裂中性子スペクトルの比率は軽水炉系の方が重水炉系を大きく上まわっている。重水炉系においては核分裂中性子スペクトルのピークはあまり目立たない。

DCA 体系の規格化した中性子スペクトルの TUD による計算結果を Table 4.2 に示す。熱中性子スペクトルのうち 0.5eV 以下のスペクトルの積分値は

$$\phi_{th} = 0.423$$

となる。 0.5eV は熱中性子の第 2 群 (全体の第 35 群) の途中のエネルギーであり、 $1/E$ スペクトルを仮定し第 2 群の中性子束のうち 0.352 の割合は熱外中性子束とした。(また 1 に規格化した熱中性子スペクトルを Table 4.3 に示す。) DCA 体系の熱中性子スペクトル ($0 \sim 0.6825\text{eV}$) のうち 0.5eV 以下のスペクトルの割合は 0.9793 である。Epithermal Index r は単位レザージーあたりの熱外中性子束を熱中性子束で除した値として定義されるが DCA 体系における値は

$$r = 0.073$$

となった。共鳴領域においては $1/E$ スペクトルとなっており、 r は共鳴領域のほぼ中間である第 24 群 ($u = 11.5 \sim 12.0$) において評価した。また核分裂中性子スペクトルは Fig. 4.3 に示したように 0.1MeV 以上において大きな比率をもっている。ただし 0.1MeV 近傍では減速によるスペクトルもかなりの比率をしめるもので Fast Index f は 1MeV 以上の中性子束の 1.45 倍と熱中性子束との比として定義する。1.45 は全核分裂中性子束と 1MeV 以上のエネルギーの核分裂中性子束との比である。DCA 体系における f は

$$f = 0.29$$

と求められた。ただし 1MeV は第 5 群の中間のエネルギーであり、 $1/E$ スペクトルを仮定し

第5群のスペクトルのうち0.605の割合が1MeV以上のスペクトルに対応するとした。

Table 4.3に示した熱中性子スペクトルをもとに²³⁵Uおよび²³⁸Uの熱中性子平均断面積を求めるTable 4.4のごとくなる。平均化は零から0.625eV、および零から0.5eVの2つの領域について行った。Table 4.4には0.0253eVの中性子に対する熱中性子断面積、零から0.5eVのエネルギー範囲に対する平均熱中性子断面積をもとに求めた熱中性子温度、RICMコードにより求めた共鳴積分、および熱中性子等価断面積も示されている。熱中性子温度T₀は次式をもとに求められた。

$$\sigma_{th} (0 \sim 0.5 \text{ eV}) = \sqrt{\frac{\pi}{4} \frac{T_0}{T_n}} \cdot \sigma (0.0253 \text{ eV}) \quad (4.1)$$

$$T_0 = 293.16 \text{ K}$$

また熱中性子等価断面積は

$$\sigma_{eq} = \sigma_{th} + r \cdot RI \quad (4.2)$$

$$\sigma_{th} = \sigma_{th} (0 \sim 0.5 \text{ eV})$$

$$r = \text{epithermal index}$$

と定義される。中性子反応率は熱外中性子に対して1/Eスペクトルを仮定することにより、この熱中性子等価断面積 σ_{eq} と積分熱中性子束 ϕ_{th}

$$\phi_{th} = \int_0^{0.5 \text{ eV}} \phi(E) dE \quad (4.3)$$

をもとに

$$\text{Reaction Rate} = \sigma_{eq} \phi_{th} \quad (4.4)$$

と与えられる。

Table 4.4の熱中性子等価断面積およびTable 3.2の原子数密度をもとにDCA体系における転換比(CR)を求める

$$CR = \frac{2.939 \times 0.02277}{448.0 \times 0.0002765} = 0.540$$

となる。これは軽水炉における初期転換比の約0.6⁽⁸⁾とは同等の値である。重水炉においては重水の中性子補獲断面積が軽水より小さく、その分だけ²³⁸Uの中性子補獲の割合が大きく転換比がよいといわれていた。これが新型転換炉の名の由来となっていると考えられる。事実、天然ウランを燃料とするCANDU炉では転換比は約0.9⁽⁹⁾と軽水炉より大幅に大きい。ところがDCA

は ATRにおいて燃焼度を大きくとることを想定し微濃縮ウランを燃料としたため転換比が低くなつたものと考えられる。CANDU炉においても DCA体系においても主な減速は重水によつており、中性子スペクトルには大差ないものと考えられる。したがつて転換比の差はおもに²³⁵Uの濃縮度の差によつてゐる。転換比は²³⁵Uの濃縮度に逆比例し、DCA体系における転換比をもとにCANDU炉における転換比を推定すると

$$0.540 \times \frac{1.2}{0.72} = 0.90$$

となり、CANDU炉の実際の転換比に一致する。従つてDCA体系において転換比が低いのは²³⁵Uの濃縮によつてゐることが明らかとなつた。また中性子スペクトルの面のみからは軽水炉の方が重水炉より転換比がすぐれている点に注意する必要がある。²³⁸Uの中性子補獲反応の方が²³⁵Uの核分裂反応と比較して共鳴領域の反応割合が大きく（Table 4.4 参照），しかも軽水炉の方が重水炉より硬い中性子スペクトルをもつてゐるからである。軽水炉においては Epithermal index⁽⁹⁾ は 0.2 近傍の値であり、Table 4.4 における熱中性子等価断面積を Epithermal index を 0.074 から 0.2 に変更して再評価し、転換比を求めなおすと 0.77 となる。DCA体系の転換比比 0.54 の約 1.4 倍である。

PIJF プログラムによる DCA 単位格子の計算結果をもとに k_{∞} を求める。PIJF の計算は熱中性子 30 群と高速中性子 33 群とを別々に取扱つてゐる。そして熱中性子と高速中性子の境界の 0.6825 eV においてスペクトルが滑らかにつながるとして熱中性子束の規格化を行つた。規格化係数は 0.7507 となつた。熱中性子による $\nu \Sigma_f$ 反応率および中性子吸収反応率に規格化係数 0.7507 を乗じ、それぞれに高速中性子による反応率を加え、両者の比をとつて k_{∞} を求めたところ

$$k_{\infty} = 1.043$$

となつた。単位格子の各領域における熱中性子および高速中性子による反応率分布を Table 4.5 に示す。重水炉では中性子スペクトルが軟かく核分裂の 88%，中性子吸収の 81% は熱中性子反応によつてゐることがわかる。ただし熱中性子束には 0.7507 の規格化係数を乗ずる必要がある。核分裂が燃料領域のみであるのは当然として、中性子吸収反応についてもその 78% は燃料領域で起つてゐる。重水領域で 12% とかなり大きな中性子吸収があるのは¹⁰B の寄与によつてゐる。軽水および構造材による吸収はそれぞれ 7%，3% と小さい。

4.2 ATR の解析結果

ATR の 4 体系、すなわち①低濃縮ウラン酸化物燃料初期炉心、②同平衡炉心、③ウラン-ブルトニウム混合酸化物燃料初期炉心、④同平衡炉心、の解析結果を以下に示す。

TUD プログラムによる k_{eff} の計算結果は Table 4.6 のごとくとなつた。計算は円筒一次元近似で行い、高さ方向のバックリングは炉心の上下にそれぞれ 15 cm の反射体節約を仮定して与えた。 k_{eff} の計算結果はいずれも 1.1 以上ありかなり大きな臨界超過となつてゐる。これは制御棒および重水中の¹⁰B を計算上省略したためである。

熱中性子スペクトルのPIJF およびTUD プログラムによる計算結果をそれぞれTable 4.7, 4.8 およびTable 4.9, 4.10 に示す。Table 4.7～4.10 にはDCA 体系の熱中性子スペクトルも比較のため示してある。またTable 4.7, 4.9 には規格化した中性子スペクトルを各群毎に積分して示してあり、Table 4.8, 4.10 には単位レサジーあたりの規格化中性子スペクトルを示してある。したがってTable 4.7, 4.9 の中性子スペクトルはそのまま加え合せて 1.0 になるがTable 4.8, 4.10 の中性子スペクトルは各群のレサジー幅を掛けて加え合せなければ 1.0 にならない。Table 4.7～4.10 からATR の4 体系の熱中性子スペクトルの差が小さいことが分る。体系の幾何学的形状が同一でしかも温度分布も同一であり、異なるのは燃料組成のみであり、燃料組成は熱中性子スペクトルには大した影響を及ぼさないから、4 つの体系で熱中性子スペクトルに大差ないはある程度当然である。ただし混合酸化物を燃料とする初期炉心(Case 3) のスペクトルは他の3 体系と比較して高エネルギー側で大きくなっている。またTable 4.7 とTable 4.9 のを結果を比較してみると明らかにPIJF とTUD による熱中性子スペクトルの計算結果の差は比較的小さいことが分る。ただし、DCA 体系では半径方向の反射体がほとんどなくしかも重水中に¹⁰B が入っているため炉心内の場所による熱中性子スペクトルにほとんど差がなかったのに対して、ATR 体系では半径方向にかなりの重水反射体がありしかも重水中の¹⁰B を計算上無視したため炉心内の場所による熱中性子スペクトルの差がかなり大きかった。Fig. 4.5 にATR のウラン-プルトニウム混合酸化物燃料の平衡炉心における熱中性子スペクトルのTUD による計算結果を示す。炉心中心における熱中性子スペクトル(A) は炉心平均の熱中性子スペクトル(B) に比較的近いが、炉心境界における熱中性子スペクトル(C) は反射体の効果により炉心平均の熱中性子スペクトルより大幅に軟かくなっていることがわかる。

PIJF は単位格子平均のスペクトルであり、TUD は炉心平均スペクトルを与えており、したがってPIJF では単位格子内の領域別の中性子スペクトルの差を調べることが出来るが、炉心内の場所依存の中性子スペクトルは調べることが出来ない。逆にTUD は炉心内の場所依存の中性子スペクトルを調べることが出来るが、単位格子の中の中性子スペクトルを調べることは不可能である。Fig. 4.6 にATR の混合酸化物燃料平衡炉心(Case 4) のスペクトルのPIJF による計算結果を示す。燃料領域、軽水領域、重水領域と順次スペクトルが軟かくなっている点はDCA 体系と同じであるが、重水領域と燃料領域のスペクトルの差はDCA 体系と比較して大きい。これはATR 体系においては重水中の¹⁰B を計算上無視したことによるものと考えられる。またFig. 4.7 にはATR の混合酸化物燃料平衡炉心(Case 4) とDCA 体系の単位格子平均の熱中性子スペクトルPIJF による計算結果を比較して示してある。規格化は境界エネルギー 0.6825 eV で行われている。ATR 体系の方がDCA 体系と比較して熱中性子のピークが高くEpithermal Index が小さいことがわかる。ただしピークエネルギーに関してはDCA 体系の方がATR 体系よりやや低くなっている。

Fig. 4.8 にATR (Case 4) 体系の単位格子内の高速中性子スペクトルのPIJF による計算結果を示す。またFig. 4.9 には単位格子平均の高速中性子スペクトルをDCA 体系における結果と比較して示す。Fig. 4.8 における燃料領域および軽水領域の高速中性子スペクトルはDCA 体系における結果(Fig. 4.2 参照)と比較して大差ない。一方、重水領域のスペクトル(A) はDCA 体系比較して共鳴領域の比率が大きくなっている。これもやはりATR 体系においては重

水中の¹⁰Bを計算上省略したことによっていると考えられる。単位格子平均のスペクトル(B)に関しても重水領域と同じ傾向でありATR体系の方がDCA体系より約10%共鳴領域スペクトルの比率が大きくなっている。

Table 4.11～4.14にATR4体系の規格化中性子スペクトルのTUDによる計算結果をDCA体系の結果と比較して示す。Table 4.11, 4.12には34群による計算結果が示してある。0.6825eV以下の熱中性子は第34群の1群で表わされている。Table 4.13, 4.14の63群の結果は30群の熱中性子スペクトルの計算結果(Table 4.10参照)をもとに34群計算における第34群の熱中性子群を30群に再分割したものである。したがって第1群から第33群までの結果はTable 4.11, 4.12の結果とそれぞれ同じである。またこれら4つのTable 4.11とTable 4.13には各群毎に積分した規格化中性子スペクトルを示しており、Table 4.14には単位レサジーあたりの規格化中性子スペクトルを示してある。

Fig. 4.10にはATR(Case 4)体系における規格化中性子スペクトルのTUDによる計算結果をDCA体系における結果と比較して示す。全体的な傾向は両体系で一致しているが、ATR体系における結果はDCA体系と比較して熱中性子スペクトルの比率が大きい点と、熱中性子と高速中性子の境界エネルギーである0.6825eVにおいてスペクトルに不連続性がある点の2点で異なっている。熱中性子スペクトルの比率が大きいのはATR体系においては重水中の¹⁰Bを計算上無視したことによっており、0.6825eVにおける不連続性はATR体系においては重水中の¹⁰Bを無視したことによって反射体の効果が大きく炉心周辺で熱中性子スペクトルが大きく変化することによっている。したがって炉心全体を1つの領域として取扱って平均熱中性子断面積を求める今回の計算モデル(Fig. 2.1参照)ではATRの炉心平均の中性子スペクトルを厳密に計算するのは困難であり、そのためには炉心を多領域に分割して取扱うことが必要である。しかし0.6825eVにおける不連続性はそう大きいものではなく、今回の解析によりATR体系の中性子スペクトルの本質的な特性を理解するには充分である。

Table 4.15にはTUDコードにより中性子スペクトルの計算結果をもとに求めたスペクトル・インデックスを示す。スペクトル・インデックスとしては熱中性子温度、積分熱中性子スペクトル ϕ_{th} 、Epithermal Index r およびFast Index f の4つを考えた。熱中性子温度は¹⁰Bの(n, α)断面積をもとに(4.1)式により求めた。積分熱中性子束 ϕ_{th} は規格化中性子スペクトルを零から0.5eVまで積分したものと定義し、Epithermal Index r は単位レサジーあたりの共鳴領域中性子束と0.5eV以下の熱中性子束との比として定義する。Fast Index r は0.1MeV以上のエネルギーの中性子束を1.45倍した値と0.5eV以下の熱中性子束との比と定義する。

Table 4.15においてATR体系の熱中性子温度は224～230°CとDCA体系の102°Cよりもかなり高くなっている。これは両体系の温度差におもによっている。DCA体系では系全体が約22°Cの常温なのに対して、ATR体系では出力を発生するため温度は高くなってしまい、燃料、冷却材軽水、減速材重水の温度はそれぞれ621, 290, 68°Cとなっている(Table 3.1参照)。またATRの4体系相互には中性子温度の差は6°C以下と小さいが、平衡炉心よりは初期炉心の方が高く、ウラン酸化物燃料よりは混合酸化物を燃料とする炉心の方が高い傾向がある。この差は燃料組成のちがいによっている。

Table 4.15 から ATR 体系は DCA 体系と比較して積分熱中性子スペクトル ϕ_{th} が大きく、 Epithermal Index r と Fast Index f が小さい。したがって ATR 体系の方が DCA 体系より中性子スペクトルが軟かいことが分る。この原因はおもに重水領域における ^{10}B の考慮の有無によっていると考えられる。ATR 体系相互の比較においてはウラン酸化物炉心の方が混合酸化物炉心より中性子スペクトルが軟かくなっている。またウラン酸化物炉心においては燃焼が進んでもほとんど中性子スペクトルに変化がないのに対して、混合酸化物炉心においては燃焼が進むにつれて中性子スペクトルは軟化している。ただし平衡炉心においても混合酸化物炉心中性子スペクトル (Case 4) はウラン酸化物の初期炉心における中性子スペクトル (Case 1) より硬い。

Fig. 4.11 に ATR (Case 4) 体系における中性子のソース分布を DCA 体系における結果と比較して示す。ソース分布は近似的に出力分布と考えることが出来る。とくに DCA 体系では核分裂の大部分は ^{235}U によっておりソース分布と出力分布の差はほとんどない。両体系におけるソース分布には大きな差があり、ATR 体系では炉心周辺でソースが大きくなるのに対し DCA 体系では一意的に小さくなっている。これは DCA 体系には重水中に ^{10}B が含まれておらずしかも炉心周辺の重水領域が非常に薄く、反射体効果がほとんど無かったことによっている。ATR 体系においては反射体効果により炉心周辺で出力は再び高くなっている。

Table 4.9 の ATR の 4 体系の熱中性子スペクトルをもとに求めた ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu の熱中性子平均断面積を Table 4.16 に示す。平均化は 0.6825 eV 以下および 0.5 eV 以下の 2 種類のエネルギー範囲について行われた。また Table 4.16 には 0.0253 eV の熱中性子に対する断面積、RICM コードにより求めた共鳴積分、および熱中性子等価断面積も示されている。Table 4.4 に示した DCA 体系に対する結果と比較すると平均熱中性子断面積はいずれも ATR 体系の方が小さい。これはおもに両体系の温度の差によっている。DCA 体系では系全体が常温 (約 22 °C) なのに対して、ATR 体系では出力を発生する為温度は高くなっている。燃料、冷却材軽水、減速材重水の平均温度はそれぞれ 621, 290, 68 °C となっている (Table 3.1 参照)。 ^{10}B の (n , α) 断面積をもとに DCA 体系と ATR 体系の中性子温度を求めるとそれぞれ 102 °C および 224~230 °C となり、ATR 体系の方が中性子温度も高い (Table 4.15 参照)。ATR の 4 体系相互間では中性子温度の差は小さい。また熱中性子領域では燃料核種の中性子反応断面積はほど 1/v 法則に従い、中性子エネルギーが小さくなるにつれて断面積は大きくなる。したがって零から 0.6825 eV の範囲で平均した平均熱中性子断面積 σ_{th} (0 ~ 0.6825 eV) より零から 0.5 eV の範囲で平均したもの σ_{th} (0 ~ 0.5 eV) の方が大きくなっている。ただし ^{240}Pu は例外であり、1.0 eV に巨大な共鳴ラインがあるため逆に σ_{th} (0 ~ 0.5 eV) より σ_{th} (0 ~ 0.6825 eV) の方が大きくなっている (Table 4.16 参照)。 ^{235}U と ^{238}U の共鳴積分の DCA 体系における結果 (Table 4.4) と ATR の Case 4 体系における結果 (Table 4.16) の差は ^{235}U の濃縮度と単位セルの大きさのちがいによっている。個数密度にほとんど差のない ^{238}U の共鳴積分が両体系で大きく異なることから後者の効果が主であると考えられる。そのため ^{235}U の濃縮度はかなり大きな差があるにもかかわらず ATR 4 体系の ^{235}U と ^{238}U の共鳴積分の差は比較的小さい。ATR のウラン酸化物燃料の初期炉心である Case 1 においては燃料核種は ^{235}U と ^{238}U の 2 核種のみであるが Pu の各同位元素の平均熱中性子断面積も参

考のためTable 4.16に示した。 10 Bの平均熱中性子断面積も4つの体系に対して与えられている。

Table 4.16の熱中性子断面積およびTable 3.2の原子数密度もとにATR体系の転換比を求めた結果をTable 4.17に示す。Table 4.17にはDCA体系の結果も比較のため示されている。またATR体系のCase 2～Case 4においてはウランのみならずプルトニウムも燃料核種として含まれており、この場合転換比CRは次のとく定義される。

$$CR = \frac{\sigma_c^{28} N^{28} + \sigma_c^{40} N^{40}}{\sum_i \sigma_f^i N^i} \quad (4.5)$$

σ_c : Thermal-neutron-equivalent capture cross section

σ_f : Thermal-neutron-equivalent fission cross section

N : Atom Density

ここで28, 40はそれぞれ 238 Uおよび 240 Puを示すサフィックスであり、分母の総和はすべての燃料核種についてとられる。

Table 4.17からATRのウラン酸化物炉心(Case 1, 2)と混合酸化物燃料炉心(Case 3, 4)とで転換比にはほとんど差がないことが分る。初期炉心の転換比は0.45と0.48であり、平衡炉心の転換比はいずれの場合にも0.67となっている。平衡炉心の方が初期炉心より転換比がよいのは熱中性子で核分裂可能な燃料核種すなわち 235 Uと 239 Puの原子数密度の和が燃焼とともに減少することによる。またDCA体系の転換比が0.54とATR体系のウラン酸化物燃料初期炉心(Case 1)の0.45より約20%大きいのは、DCA体系の 235 U濃縮度が1.2w/oでありATRのCase 1体系の1.5w/oと比較して20%小さいことによる。

低濃縮ウラン酸化物を燃料とするATR体系の転換比をBWRおよびPWR体系における値と比較すると初期炉心で30～40%小さく、平衡炉心で約20%小さくなっている。ATR体系の初期転換比が0.45であるのに対してBWRおよびPWR体系における値はそれぞれ0.59と0.63となっている。またATR体系の平衡炉心における転換比が0.67であるのに対してBWRおよびPWR体系における値はそれぞれ0.78と0.82となっている。ATR体系の装荷燃料の 235 U濃縮度が1.5w/oと、BWR体系の2.614w/oおよびPWR体系の3.15w/oより低いにもかかわらず転換比が低いのは中性子スペクトルが軟かくEpithermal Indexが小さいことによっている。 238 Uの中性子捕獲反応は共鳴領域での反応割合が大きく、その反応率はEpithermal Indexに大きく影響される。Table 4.16から明らかに 235 Uの核分裂断面積の0.0253eVにおける値が58.0.2bと共鳴積分14.5.8bの約4倍の大きさがあるのに対し、 238 Uの中性子捕獲断面積の0.0253eVにおける値は2.72bであり共鳴積分14.0.5bの約1/5と逆に小さくなっている。Epithermal Indexが0.0570と小さいATR初期炉心においても 238 Uの熱中性子等価捕獲断面積が熱中性子平均捕獲断面積の1.43倍とかなり大きくなっているのに対し、 235 Uの熱中性子等価核分裂断面積は熱中性子平均核分裂断面積の1.02倍とわずかに大きくなっているにすぎない。BWRおよびPWR体系においてはEpithermal Indexは約

0.2 程度の値であり ATR 体系における値より大幅に大きく上記の両倍率の差もさらに大幅に大きくなる。

Table 4.1 Effective Multiplication Factor of DCA
as a Function of Axial Buckling

Reflector Saving δ (cm)	Buckling B_H	Effective Mult. Factor k_{eff}
0	0.0002830	0.98401
4	0.0002713	0.98564
10	0.0002550	0.98792
15	0.0002425	0.98967
20	0.0002309	0.99129
30	0.0003101	0.99422
70	0.00015	1.00273
127	0.00010	1.00989
258	0.00005	1.01711
∞	0.0	1.02440

Table 4.2 Normalized 63-Group Neutron Fluxes of DCA obtained by using
Code TUD

Group	Lethargy	Max. Energy	Group Flux	Group	Lethargy	Max. Energy	Group Flux
1	0.0	1.000E+07	2.943E-03	34	16.500	6.826E-01	6.507E-03
2	0.500	6.065E+06	1.372E-02	35	16.730	5.422E-01	6.955E-03
3	1.000	3.679E+06	2.763E-02	36	16.960	4.307E-01	7.392E-03
4	1.500	2.231E+06	2.695E-02	37	17.191	3.422E-01	3.908E-03
5	2.000	1.353E+06	2.419E-02	38	17.306	3.050E-01	4.107E-03
6	2.500	8.208E+05	2.445E-02	39	17.421	2.718E-01	9.367E-03
7	3.000	4.979E+05	2.106E-02	40	17.651	2.159E-01	1.220E-02
8	3.500	3.020E+05	2.143E-02	41	17.881	1.715E-01	1.736E-02
9	4.000	1.832E+05	2.049E-02	42	18.111	1.363E-01	2.518E-02
10	4.200	1.111E+05	1.996E-02	43	18.341	1.082E-01	3.460E-02
11	5.000	6.738E+04	1.890E-02	44	18.572	8.599E-02	4.245E-02
12	5.500	4.087E+04	1.848E-02	45	18.802	6.831E-02	4.624E-02
13	6.000	2.479E+04	1.786E-02	46	19.032	5.426E-02	4.544E-02
14	6.200	1.503E+04	1.744E-02	47	19.262	4.311E-02	4.092E-02
15	7.000	9.119E+03	1.706E-02	48	19.492	3.424E-02	3.432E-02
16	7.500	5.531E+03	1.685E-02	49	19.723	2.720E-02	2.716E-02
17	8.000	3.355E+03	1.661E-02	50	19.953	2.161E-02	2.052E-02
18	8.500	2.035E+03	1.644E-02	51	20.183	1.717E-02	1.495E-02
19	9.000	1.234E+03	1.628E-02	52	20.413	1.364E-02	1.056E-02
20	9.500	7.485E+02	1.613E-02	53	20.643	1.083E-02	7.292E-03
21	10.000	4.540E+02	1.600E-02	54	20.873	8.606E-03	4.938E-03
22	10.500	2.754E+02	1.580E-02	55	21.104	6.836E-03	3.298E-03
23	11.000	1.670E+02	1.559E-02	56	21.334	5.431E-03	2.174E-03
24	11.500	1.013E+02	1.544E-02	57	21.564	4.314E-03	1.421E-03
25	12.000	6.144E+01	1.543E-02	58	21.794	3.427E-03	9.198E-04
26	12.500	3.727E+01	1.500E-02	59	22.024	2.722E-03	5.929E-04
27	13.000	2.260E+01	1.474E-02	60	22.254	2.163E-03	3.791E-04
28	13.500	1.371E+01	1.473E-02	61	22.485	1.718E-03	2.419E-04
29	14.000	8.315E+00	1.416E-02	62	22.715	1.365E-03	1.531E-04
30	14.200	5.043E+00	1.429E-02	63	22.945	1.084E-03	2.687E-04
31	15.000	3.059E+00	1.422E-02				
32	15.200	1.855E+00	1.408E-02				
33	16.000	1.125E+00	1.387E-02				

Table 4.3 Normalized 30-Group Thermal Neutron Fluxes obtained by using
Code TUD

Group	Lethargy	Max. Energy	Group Flux
1	16,500	6.826E-01	1.507E-02
2	16,730	5.422E-01	1.611E-02
3	16,960	4.307E-01	1.712E-02
4	17,191	3.422E-01	9.051E-03
5	17,306	3.050E-01	9.512E-03
6	17,421	2.718E-01	2.169E-02
7	17,651	2.159E-01	2.826E-02
8	17,881	1.715E-01	4.020E-02
9	18,111	1.363E-01	5.832E-02
10	18,341	1.082E-01	8.013E-02
11	18,572	8.599E-02	9.831E-02
12	18,802	6.831E-02	1.071E-01
13	19,032	5.426E-02	1.052E-01
14	19,262	4.311E-02	9.476E-02
15	19,492	3.424E-02	7.947E-02
16	19,723	2.720E-02	6.290E-02
17	19,953	2.161E-02	4.752E-02
18	20,183	1.717E-02	3.462E-02
19	20,413	1.364E-02	2.446E-02
20	20,643	1.083E-02	1.689E-02
21	20,873	8.606E-03	1.144E-02
22	21,104	6.836E-03	7.637E-03
23	21,334	5.431E-03	5.034E-03
24	21,564	4.314E-03	3.290E-03
25	21,794	3.427E-03	2.130E-03
26	22,024	2.722E-03	1.373E-03
27	22,254	2.163E-03	8.779E-04
28	22,485	1.718E-03	5.601E-04
29	22,715	1.365E-03	3.545E-04
30	22,945	1.084E-03	6.222E-04

Table 4.4 Thermal Cross Section and Resonance Integral of ^{235}U and ^{238}U in DCA

	^{235}U		^{238}U	^{10}B
	σ_f	σ_c	σ_c	(n,α)
$\sigma_{th}(0-0.6825\text{eV})^1)$ (b)	430.5	74.74	2.107	2962
$\sigma_{th}(0-0.5 \text{ eV})^2)$ (b)	438.0	76.15	2.138	3007
$\sigma_{th}(0.0253 \text{ eV})$ (b)	580.2	98.30	2.72	3836.4
T _n ³⁾	(°K)	404	384	375
	(°C)	131	111	100
RI	(b)	134.8	95.09	10.82
$\sigma_{eq}^4)$	(b)	448.0	83.18	2.939

- 1) Thermal neutron cross section averaged for neutron energies below 0.6825 eV.
- 2) Thermal neutron cross section averaged for neutron energies below 0.5 eV.
- 3) Neutron temperature obtained from σ_{th} (0-0.5 eV).
- 4) Thermal neutron equivalent cross section.

$$\sigma_{eq} = \sigma_{th}(0-0.5\text{eV}) + r \cdot RI$$

r = Epithermal index

Table 4.6 k_{eff} of ATR Systems

ATR	k_{eff}
Case 1*	1.2203
Case 2	1.1391
Case 3	1.2430
Case 4	1.1372

- * Case 1 : Uranium-oxide fueled initial core
- Case 2 : Uranium-oxide fueled equilibrium core
- Case 3 : Mixed-oxide fueled initial core
- Case 4 : Mixed-oxide fueled equilibrium core

Table 4.5 Reaction Distribution in Unit Cell of DCA

[Thermal]

No.	Region	Volume*)	$\int \phi dv$	$\int v \Sigma_f \phi dv$	$\int \Sigma_a \phi dv$
1	Fuel	48.169	4.3059	1.1395	0.74432
2	Cladding	12.795	1.2341	0.0	0.012686
3	Coolant	44.901	4.6258	0.0	0.077888
4	Tubes	40.472	5.0326	0.0	0.022324
5	Moderator	359.89	49.546	0.0	0.14278
	Total	506.23	64.744	1.1395	1.00000

*) Volume (cm^3) of each region for reactor height of 1 cm.

[Fast]

No.	Region	Volume	$\int \phi dv$	$\int v \Sigma_f \phi dv$	$\int \Sigma_a \phi dv$
1	Fuel	48.169	8.0614	0.11140	0.16752
2	Cladding	12.795	2.0717	0.0	0.00102
3	Coolant	44.901	6.9996	0.0	0.00314
4	Tubes	40.472	5.6503	0.0	0.00103
5	Moderator	359.89	45.892	0.0	0.00362
	Total	506.23	68.675	0.11140	0.17632

[Thermal] $\times 0.7507 +$ [Fast]

No.	Region	Volume	$\int \phi dv$	$\int v \Sigma_f \phi dv$	$\int \Sigma_a \phi dv$
1	Fuel	48.169	11.29	0.9668	0.7263
2	Cladding	12.795	2.998	0.0	0.01054
3	Coolant	44.901	10.47	0.0	0.06161
4	Tubes	40.472	9.428	0.0	0.01779
5	Moderator	359.89	83.09	0.0	0.1108
	Total	506.23	117.28	0.9668	0.9270

Table 4.7 Normalized 30-Group Thermal Neutron Fluxes of DCA and ATR obtained by using Code PIJF

Group	Lethargy	Max. Energy	DCA	ATR Case 1	ATR Case 2	ATR Case 3	ATR Case 4
1	16.200	6.826E-01	1.614E-02	1.422E-02	1.427E-02	1.698E-02	1.521E-02
2	16.730	5.422E-01	1.669E-02	1.492E-02	1.489E-02	1.753E-02	1.581E-02
3	16.960	4.307E-01	1.734E-02	1.700E-02	1.667E-02	1.903E-02	1.747E-02
4	17.191	3.422E-01	8.970E-03	1.002E-02	9.587E-03	1.054E-02	9.482E-03
5	17.306	3.050E-01	9.458E-03	1.185E-02	1.124E-02	1.202E-02	1.144E-02
6	17.421	2.718E-01	2.116E-02	3.222E-02	3.094E-02	3.204E-02	3.110E-02
7	17.551	2.159E-01	2.747E-02	4.918E-02	4.817E-02	4.866E-02	4.810E-02
8	17.881	1.715E-01	3.925E-02	7.099E-02	7.037E-02	7.018E-02	7.013E-02
9	18.111	1.363E-01	5.742E-02	9.254E-02	9.237E-02	9.153E-02	9.198E-02
10	18.341	1.082E-01	7.957E-02	1.072E-01	1.074E-01	1.061E-01	1.069E-01
11	18.572	8.599E-02	9.797E-02	1.111E-01	1.116E-01	1.100E-01	1.111E-01
12	18.802	6.831E-02	1.071E-01	1.048E-01	1.055E-01	1.039E-01	1.050E-01
13	19.032	5.426E-02	1.054E-01	9.142E-02	9.209E-02	9.070E-02	9.174E-02
14	19.262	4.311E-02	9.509E-02	7.469E-02	7.529E-02	7.414E-02	7.502E-02
15	19.492	3.424E-02	7.983E-02	5.795E-02	5.845E-02	5.756E-02	5.825E-02
16	19.723	2.720E-02	6.324E-02	4.310E-02	4.349E-02	4.283E-02	4.334E-02
17	19.953	2.161E-02	4.781E-02	3.101E-02	3.129E-02	3.082E-02	3.119E-02
18	20.183	1.717E-02	3.484E-02	2.174E-02	2.194E-02	2.161E-02	2.187E-02
19	20.413	1.364E-02	2.463E-02	1.491E-02	1.505E-02	1.483E-02	1.500E-02
20	20.643	1.083E-02	1.701E-02	1.006E-02	1.015E-02	1.000E-02	1.012E-02
21	20.873	8.606E-03	1.152E-02	6.696E-03	6.759E-03	6.662E-03	6.740E-03
22	21.104	6.836E-03	7.694E-03	4.497E-03	4.539E-03	4.475E-03	4.526E-03
23	21.334	5.431E-03	5.072E-03	2.787E-03	2.813E-03	2.774E-03	2.805E-03
24	21.564	4.314E-03	3.314E-03	1.863E-03	1.880E-03	1.854E-03	1.875E-03
25	21.794	3.427E-03	2.146E-03	1.199E-03	1.210E-03	1.193E-03	1.207E-03
26	22.024	2.722E-03	1.384E-03	7.663E-04	7.731E-04	7.627E-04	7.711E-04
27	22.254	2.163E-03	8.847E-04	4.901E-04	4.944E-04	4.878E-04	4.931E-04
28	22.485	1.718E-03	5.644E-04	3.073E-04	3.100E-04	3.058E-04	3.092E-04
29	22.715	1.365E-03	3.572E-04	1.916E-04	1.933E-04	1.907E-04	1.928E-04
30	22.945	1.084E-03	6.266E-04	3.440E-04	3.468E-04	3.426E-04	3.460E-04

Case 1 : Uranium-oxide fueled initial core

Case 2 : Uranium-oxide fueled equilibrium core

Case 3 : Mixed-oxide fueled initial core

Case 4 : Mixed-oxide fueled equilibrium core

Table 4.8 Normalized 30-Group Thermal Neutron Spectra of DCA and ATR
obtained by using Code PIJF

Group	Lethargy	Max. Energy	DCA	ATR Case 1	ATR Case 2	ATR Case 3	ATR Case 4
1	16,500	6,826E-01	7,013E-02	6,178E-02	6,198E-02	7,375E-02	6,607E-02
2	16,730	5,422E-01	7,252E-02	6,482E-02	6,470E-02	7,616E-02	6,870E-02
3	16,960	4,307E-01	7,534E-02	7,708E-02	7,246E-02	7,591E-02	7,267E-02
4	17,191	3,422E-01	7,794E-02	8,330E-02	8,708E-02	9,158E-02	8,587E-02
5	17,306	3,050E-01	8,218E-02	1,030E-01	9,765E-02	1,044E-01	9,941E-02
6	17,421	2,718E-01	9,191E-02	1,400E-01	1,344E-01	1,392E-01	1,351E-01
7	17,651	2,159E-01	1,194E-01	2,137E-01	2,092E-01	2,114E-01	2,090E-01
8	17,881	1,715E-01	1,705E-01	3,084E-01	3,057E-01	3,049E-01	3,047E-01
9	18,111	1,363E-01	2,495E-01	4,020E-01	4,013E-01	3,976E-01	3,996E-01
10	18,341	1,082E-01	3,457E-01	4,656E-01	4,666E-01	4,608E-01	4,646E-01
11	18,572	8,599E-02	4,256E-01	4,825E-01	4,848E-01	4,779E-01	4,827E-01
12	18,802	6,831E-02	4,652E-01	4,553E-01	4,581E-01	4,513E-01	4,563E-01
13	19,032	5,426E-02	4,580E-01	3,972E-01	4,001E-01	3,940E-01	3,986E-01
14	19,262	4,311E-02	4,131E-01	3,245E-01	3,271E-01	3,221E-01	3,259E-01
15	19,492	3,424E-02	3,468E-01	2,518E-01	2,539E-01	2,500E-01	2,530E-01
16	19,723	2,720E-02	2,748E-01	1,873E-01	1,889E-01	1,861E-01	1,883E-01
17	19,953	2,161E-02	2,077E-01	1,347E-01	1,360E-01	1,339E-01	1,355E-01
18	20,183	1,717E-02	1,514E-01	9,444E-02	9,532E-02	9,389E-02	9,502E-02
19	20,413	1,364E-02	1,070E-01	6,478E-02	6,539E-02	6,442E-02	6,519E-02
20	20,643	1,083E-02	7,390E-02	4,370E-02	4,411E-02	4,346E-02	4,398E-02
21	20,873	8,606E-03	5,007E-02	2,909E-02	2,936E-02	2,894E-02	2,928E-02
22	21,104	6,836E-03	3,343E-02	1,954E-02	1,972E-02	1,944E-02	1,966E-02
23	21,334	5,431E-03	2,203E-02	1,211E-02	1,222E-02	1,205E-02	1,219E-02
24	21,564	4,314E-03	1,440E-02	8,092E-03	8,165E-03	8,054E-03	8,144E-03
25	21,794	3,427E-03	9,324E-03	5,209E-03	5,255E-03	5,184E-03	5,242E-03
26	22,024	2,722E-03	6,012E-03	3,329E-03	3,359E-03	3,313E-03	3,350E-03
27	22,254	2,163E-03	3,843E-03	2,129E-03	2,148E-03	2,119E-03	2,142E-03
28	22,485	1,718E-03	2,452E-03	1,335E-03	1,347E-03	1,329E-03	1,343E-03
29	22,715	1,365E-03	1,552E-03	8,326E-04	8,399E-04	8,285E-04	8,377E-04
30	22,945	1,084E-03	2,722E-03	1,494E-03	1,507E-03	1,488E-03	1,503E-03

Case 1 : Uranium-oxide fueled initial core

Case 2 : Uranium-oxide fueled equilibrium core

Case 3 : Mixed-oxide fueled initial core

Case 4 : Mixed-oxide fueled equilibrium core

Table 4.9 Normalized 30-Group Thermal Neutron Fluxes of DCA and ATR obtained by using Code TUD

Group	Lethargy	Max. Energy	DCA	ATR Case 1	ATR Case 2	ATR Case 3	ATR Case 4
1	16.200	6.826E-01	1.507E-02	1.463E-02	1.476E-02	1.736E-02	1.567E-02
2	16.730	5.422E-01	1.611E-02	1.583E-02	1.589E-02	1.849E-02	1.681E-02
3	16.960	4.207E-01	1.712E-02	1.802E-02	1.776E-02	2.009E-02	1.856E-02
4	17.191	3.422E-01	9.051E-03	1.054E-02	1.013E-02	1.103E-02	1.042E-02
5	17.306	3.050E-01	9.512E-03	1.232E-02	1.177E-02	1.251E-02	1.196E-02
6	17.421	2.718E-01	2.169E-02	3.314E-02	3.191E-02	3.295E-02	3.206E-02
7	17.651	2.159E-01	2.826E-02	4.987E-02	4.889E-02	4.933E-02	4.882E-02
8	17.881	1.715E-01	4.020E-02	7.159E-02	7.078E-02	7.055E-02	7.053E-02
9	18.111	1.363E-01	5.832E-02	9.256E-02	9.236E-02	9.150E-02	9.198E-02
10	18.341	1.082E-01	8.013E-02	1.068E-01	1.070E-01	1.057E-01	1.066E-01
11	18.572	8.599E-02	9.831E-02	1.105E-01	1.109E-01	1.094E-01	1.104E-01
12	18.802	6.831E-02	1.071E-01	1.040E-01	1.046E-01	1.031E-01	1.042E-01
13	19.032	5.426E-02	1.052E-01	9.066E-02	9.128E-02	8.995E-02	9.094E-02
14	19.262	4.311E-02	9.476E-02	7.399E-02	7.455E-02	7.346E-02	7.429E-02
15	19.492	3.424E-02	7.947E-02	5.737E-02	5.783E-02	5.699E-02	5.763E-02
16	19.723	2.720E-02	6.290E-02	4.264E-02	4.300E-02	4.238E-02	4.286E-02
17	19.953	2.461E-02	4.752E-02	3.065E-02	3.092E-02	3.048E-02	3.083E-02
18	20.183	1.717E-02	3.462E-02	2.148E-02	2.167E-02	2.136E-02	2.160E-02
19	20.413	1.364E-02	2.446E-02	1.473E-02	1.486E-02	1.465E-02	1.482E-02
20	20.643	1.083E-02	1.689E-02	9.931E-03	1.002E-02	9.884E-03	9.992E-03
21	20.873	8.606E-03	1.144E-02	6.610E-03	6.610E-03	6.281E-03	6.651E-03
22	21.104	6.836E-03	7.637E-03	4.438E-03	4.478E-03	4.420E-03	4.466E-03
23	21.334	5.431E-03	5.034E-03	2.750E-03	2.775E-03	2.739E-03	2.768E-03
24	21.564	4.314E-03	3.290E-03	1.838E-03	1.854E-03	1.831E-03	1.849E-03
25	21.794	3.427E-03	2.130E-03	1.183E-03	1.193E-03	1.178E-03	1.190E-03
26	22.024	2.722E-03	1.373E-03	7.559E-04	7.625E-04	7.529E-04	7.606E-04
27	22.254	2.163E-03	8.779E-04	4.834E-04	4.876E-04	4.816E-04	4.864E-04
28	22.485	1.718E-03	5.601E-04	3.031E-04	3.057E-04	3.019E-04	3.049E-04
29	22.715	1.365E-03	3.245E-04	1.390E-04	1.906E-04	1.882E-04	1.901E-04
30	22.945	1.084E-03	6.222E-04	3.394E-04	3.421E-04	3.362E-04	3.414E-04

Case 1 : Uranium-oxide fueled initial core

Case 2 : Uranium-oxide fueled equilibrium core

Case 3 : Mixed-oxide fueled initial core

Case 4 : Mixed-oxide fueled equilibrium core

Table 4.10 Normalized 30-Group Thermal Neutron Spectra of DCA and ATR obtained by using Code TUD

Group	Lethargy	Max. Energy	DCA	ATR Case 1	ATR Case 2	ATR Case 3	ATR Case 4
1	16.503	6.826E-01	6.547E-02	6.355E-02	6.414E-02	7.543E-02	6.810E-02
2	16.730	5.422E-01	6.995E-02	6.877E-02	6.905E-02	8.034E-02	7.302E-02
3	16.960	4.307E-01	7.437E-02	7.827E-02	7.717E-02	8.723E-02	8.064E-02
4	17.191	3.422E-01	7.864E-02	9.155E-02	8.805E-02	9.055E-02	9.055E-02
5	17.306	3.050E-01	8.265E-02	1.073E-01	1.022E-01	1.087E-01	1.039E-01
6	17.421	2.718E-01	9.424E-02	1.440E-01	1.386E-01	1.431E-01	1.393E-01
7	17.651	2.159E-01	1.228E-01	2.167E-01	2.124E-01	2.143E-01	2.121E-01
8	17.881	1.715E-01	1.746E-01	3.102E-01	3.075E-01	3.065E-01	3.064E-01
9	18.111	1.363E-01	2.534E-01	4.021E-01	4.012E-01	3.975E-01	3.996E-01
10	18.341	1.082E-01	3.481E-01	6.641E-01	6.649E-01	4.591E-01	4.629E-01
11	18.572	8.599E-02	4.271E-01	4.799E-01	4.818E-01	4.752E-01	4.798E-01
12	18.802	6.631E-02	4.652E-01	4.920E-01	4.546E-01	4.481E-01	4.528E-01
13	19.032	5.426E-02	4.571E-01	3.939E-01	3.966E-01	3.908E-01	3.951E-01
14	19.262	4.311E-02	4.117E-01	3.214E-01	3.239E-01	3.191E-01	3.227E-01
15	19.492	3.424E-02	3.453E-01	2.492E-01	2.512E-01	2.476E-01	2.504E-01
16	19.723	2.720E-02	2.733E-01	1.852E-01	1.868E-01	1.841E-01	1.862E-01
17	19.953	2.161E-02	2.065E-01	1.332E-01	1.343E-01	1.324E-01	1.339E-01
18	20.183	1.717E-02	1.504E-01	9.331E-02	9.414E-02	9.282E-02	9.386E-02
19	20.413	1.364E-02	1.053E-01	6.398E-02	6.455E-02	6.366E-02	6.436E-02
20	20.643	1.063E-02	7.336E-02	4.314E-02	4.353E-02	4.294E-02	4.341E-02
21	20.873	8.606E-03	4.968E-02	2.872E-02	2.898E-02	2.859E-02	2.890E-02
22	21.104	6.836E-03	3.318E-02	1.929E-02	1.946E-02	1.920E-02	1.940E-02
23	21.334	5.431E-03	2.187E-02	1.195E-02	1.205E-02	1.190E-02	1.202E-02
24	21.564	4.314E-03	1.429E-02	7.984E-03	8.055E-03	7.953E-03	8.035E-03
25	21.794	3.427E-03	9.254E-03	5.139E-03	5.184E-03	5.118E-03	5.171E-03
26	22.024	2.722E-03	5.965E-03	3.284E-03	3.313E-03	3.271E-03	3.304E-03
27	22.254	2.163E-03	3.814E-03	2.100E-03	2.118E-03	2.092E-03	2.113E-03
28	22.485	1.718E-03	2.434E-03	1.317E-03	1.328E-03	1.311E-03	1.325E-03
29	22.715	1.365E-03	1.540E-03	8.210E-04	8.281E-04	8.176E-04	8.260E-04
30	22.945	1.084E-03	2.703E-03	1.474E-03	1.486E-03	1.469E-03	1.483E-03

Case 1 : Uranium-oxide fueled initial core

Case 2 : Uranium-oxide fueled equilibrium core

Case 3 : Mixed-oxide fueled initial core

Case 4 : Mixed-oxide fueled equilibrium core

Table 4.11 Normalized 34-Group Neutron Fluxes of DCA and ATR obtained by using Code TUD

Group	Lethargy	Max. Energy	DCA	ATR Case 1	ATR Case 2	ATR Case 3	ATR Case 4
1	0.0	1.000E+07	2.943E-03	2.356E-03	2.380E-03	2.600E-03	2.460E-03
2	0.500	6.562E+06	1.372E-02	1.129E-02	1.132E-02	1.237E-02	1.170E-02
3	1.000	3.679E+06	2.763E-02	2.272E-02	2.283E-02	2.495E-02	2.359E-02
4	1.500	2.231E+06	2.695E-02	2.249E-02	2.253E-02	2.462E-02	2.328E-02
5	2.000	1.353E+06	2.419E-02	2.037E-02	2.037E-02	2.227E-02	2.105E-02
6	2.500	8.208E+05	2.445E-02	2.077E-02	2.074E-02	2.269E-02	2.144E-02
7	3.000	4.979E+05	2.106E-02	1.799E-02	1.799E-02	1.968E-02	1.860E-02
8	3.500	3.020E+05	2.143E-02	1.843E-02	1.845E-02	2.020E-02	1.909E-02
9	4.000	1.832E+05	2.049E-02	1.775E-02	1.778E-02	1.946E-02	1.839E-02
10	4.500	1.111E+05	1.996E-02	1.747E-02	1.750E-02	1.915E-02	1.810E-02
11	5.000	6.738E+04	1.890E-02	1.651E-02	1.659E-02	1.816E-02	1.716E-02
12	5.500	4.087E+04	1.848E-02	1.644E-02	1.646E-02	1.800E-02	1.702E-02
13	6.000	2.479E+04	1.786E-02	1.583E-02	1.593E-02	1.743E-02	1.648E-02
14	6.500	1.503E+04	1.744E-02	1.559E-02	1.564E-02	1.711E-02	1.618E-02
15	7.000	9.119E+03	1.706E-02	1.531E-02	1.536E-02	1.681E-02	1.589E-02
16	7.500	5.231E+03	1.585E-02	1.522E-02	1.525E-02	1.669E-02	1.578E-02
17	8.000	3.325E+03	1.661E-02	1.503E-02	1.507E-02	1.649E-02	1.559E-02
18	8.500	2.035E+03	1.644E-02	1.491E-02	1.495E-02	1.635E-02	1.547E-02
19	9.000	1.234E+03	1.624E-02	1.477E-02	1.482E-02	1.620E-02	1.533E-02
20	9.500	7.485E+02	1.613E-02	1.463E-02	1.470E-02	1.607E-02	1.521E-02
21	10.000	4.540E+02	1.600E-02	1.453E-02	1.459E-02	1.592E-02	1.510E-02
22	10.500	2.754E+02	1.280E-02	1.433E-02	1.433E-02	1.565E-02	1.482E-02
23	11.000	1.670E+02	1.559E-02	1.411E-02	1.403E-02	1.532E-02	1.452E-02
24	11.500	1.013E+02	1.544E-02	1.396E-02	1.388E-02	1.513E-02	1.434E-02
25	12.000	6.144E+01	1.543E-02	1.399E-02	1.398E-02	1.520E-02	1.442E-02
26	12.500	3.727E+01	1.200E-02	1.352E-02	1.355E-02	1.476E-02	1.401E-02
27	13.000	2.260E+01	1.474E-02	1.322E-02	1.324E-02	1.329E-02	1.367E-02
28	13.500	1.371E+01	1.473E-02	1.473E-02	1.329E-02	1.442E-02	1.374E-02
29	14.000	8.315E+00	1.416E-02	1.263E-02	1.266E-02	1.373E-02	1.307E-02
30	14.500	5.043E+00	1.429E-02	1.281E-02	1.286E-02	1.397E-02	1.330E-02
31	15.000	3.059E+00	1.422E-02	1.278E-02	1.283E-02	1.393E-02	1.326E-02
32	15.500	1.655E+00	1.408E-02	1.266E-02	1.272E-02	1.380E-02	1.314E-02
33	16.000	1.125E+00	1.387E-02	1.247E-02	1.255E-02	1.360E-02	1.297E-02
34	16.500	6.826E-01	4.318E-01	4.999E-01	4.968E-01	4.529E-01	4.818E-01

Case 1 : Uranium-oxide fueled initial core

Case 2 : Uranium-oxide fueled equilibrium core

Case 3 : Mixed-oxide fueled initial core

Case 4 : Mixed-oxide fueled equilibrium core

Table 4.12 Normalized 34-Group Neutron Spectra of DCA and ATR obtained by using Code TUD

Group	Lethargy	Max. Energy	DCA	ATR Case 1	ATR Case 2	ATR Case 3	ATR Case 4
1	0.0	1.000E+07	5.887E-03	4.712E-03	4.760E-03	5.200E-03	4.919E-03
2	0.200	6.065E+06	2.743E-02	2.258E-02	2.265E-02	2.474E-02	2.340E-02
3	1.000	3.579E+06	5.526E-02	4.544E-02	4.566E-02	4.991E-02	4.717E-02
4	1.500	2.231E+06	5.390E-02	4.498E-02	4.505E-02	4.924E-02	4.655E-02
5	2.000	1.353E+06	4.838E-02	4.074E-02	4.074E-02	4.453E-02	4.209E-02
6	2.500	8.208E+05	4.889E-02	4.154E-02	4.148E-02	4.538E-02	4.288E-02
7	3.000	4.979E+05	4.213E-02	3.598E-02	3.597E-02	3.936E-02	3.719E-02
8	3.500	3.020E+05	4.285E-02	3.686E-02	3.691E-02	4.039E-02	3.817E-02
9	4.000	1.832E+05	4.098E-02	3.549E-02	3.557E-02	3.892E-02	3.678E-02
10	4.500	1.111E+05	3.993E-02	3.494E-02	3.499E-02	3.829E-02	3.619E-02
11	5.000	6.738E+04	3.781E-02	3.301E-02	3.319E-02	3.632E-02	3.433E-02
12	5.500	4.087E+04	3.696E-02	3.288E-02	3.291E-02	3.601E-02	3.404E-02
13	6.000	2.479E+04	3.571E-02	3.177E-02	3.186E-02	3.486E-02	3.296E-02
14	6.500	1.503E+04	3.488E-02	3.118E-02	3.128E-02	3.422E-02	3.236E-02
15	7.000	9.119E+03	3.413E-02	3.062E-02	3.073E-02	3.362E-02	3.179E-02
16	7.500	5.531E+03	3.369E-02	3.044E-02	3.051E-02	3.337E-02	3.156E-02
17	8.000	3.255E+03	3.322E-02	3.006E-02	3.015E-02	3.298E-02	3.119E-02
18	8.500	2.035E+03	3.289E-02	2.981E-02	2.991E-02	3.271E-02	3.034E-02
19	9.000	1.234E+03	3.255E-02	2.954E-02	2.963E-02	3.240E-02	3.065E-02
20	9.500	7.485E+02	3.225E-02	2.927E-02	2.939E-02	3.213E-02	3.041E-02
21	10.000	4.540E+02	3.199E-02	2.906E-02	2.918E-02	3.190E-02	3.019E-02
22	10.500	2.754E+02	3.159E-02	2.866E-02	2.865E-02	3.130E-02	2.965E-02
23	11.000	1.670E+02	3.117E-02	2.821E-02	2.807E-02	3.064E-02	2.904E-02
24	11.500	1.013E+02	3.088E-02	2.791E-02	2.776E-02	3.025E-02	2.868E-02
25	12.000	6.144E+01	3.086E-02	2.798E-02	2.796E-02	3.039E-02	2.885E-02
26	12.500	3.727E+01	3.000E-02	2.703E-02	2.710E-02	2.951E-02	2.802E-02
27	13.000	2.260E+01	2.948E-02	2.644E-02	2.648E-02	2.876E-02	2.735E-02
28	13.500	1.371E+01	2.946E-02	2.648E-02	2.658E-02	2.884E-02	2.748E-02
29	14.000	8.315E+00	2.832E-02	2.525E-02	2.531E-02	2.746E-02	2.613E-02
30	14.500	5.043E+00	2.858E-02	2.561E-02	2.573E-02	2.794E-02	2.660E-02
31	15.000	3.059E+00	2.644E-02	2.557E-02	2.566E-02	2.786E-02	2.652E-02
32	15.500	1.855E+00	2.815E-02	2.532E-02	2.543E-02	2.760E-02	2.629E-02
33	16.000	1.125E+00	2.773E-02	2.494E-02	2.509E-02	2.720E-02	2.595E-02
34	16.500	6.826E-01	8.636E-01	9.997E-01	9.977E-01	9.058E-01	9.637E-01

Case 1 : Uranium-oxide fueled initial core

Case 2 : Uranium-oxide fueled equilibrium core

Case 3 : Mixed-oxide fueled initial core

Case 4 : Mixed-oxide fueled equilibrium core

Table 4.13 Normalized 63-Group Neutron Fluxes of DCA and ATR obtained by using Code TUD

Group	Lethargy	Max. Energy	DCA	ATR Case 1	ATR Case 2	ATR Case 3	ATR Case 4
1	0.0	1.000E+07	2.943E-03	2.356E-03	2.380E-03	2.600E-03	2.460E-03
2	0.500	6.055E+06	1.372E-02	1.129E-02	1.132E-02	1.237E-02	1.170E-02
3	1.000	3.679E+06	2.763E-02	2.272E-02	2.283E-02	2.495E-02	2.359E-02
4	1.500	2.231E+06	2.695E-02	2.249E-02	2.253E-02	2.462E-02	2.328E-02
5	2.000	1.353E+06	2.419E-02	2.037E-02	2.037E-02	2.227E-02	2.105E-02
6	2.500	8.208E+05	2.445E-02	2.077E-02	2.074E-02	2.269E-02	2.144E-02
7	3.000	4.979E+05	2.106E-02	1.799E-02	1.799E-02	1.968E-02	1.860E-02
8	3.500	3.020E+05	2.13E-02	1.843E-02	1.845E-02	2.020E-02	1.909E-02
9	4.000	1.532E+05	2.049E-02	1.775E-02	1.778E-02	1.946E-02	1.839E-02
10	4.500	1.111E+05	1.996E-02	1.747E-02	1.750E-02	1.915E-02	1.810E-02
11	5.000	6.738E+04	1.890E-02	1.651E-02	1.659E-02	1.816E-02	1.716E-02
12	5.500	4.087E+04	1.848E-02	1.644E-02	1.646E-02	1.800E-02	1.702E-02
13	6.000	2.479E+04	1.786E-02	1.588E-02	1.593E-02	1.743E-02	1.648E-02
14	6.500	1.503E+04	1.744E-02	1.559E-02	1.564E-02	1.711E-02	1.618E-02
15	7.000	9.111E+03	1.706E-02	1.531E-02	1.536E-02	1.681E-02	1.589E-02
16	7.500	5.231E+03	1.685E-02	1.522E-02	1.525E-02	1.669E-02	1.578E-02
17	8.000	3.355E+03	1.661E-02	1.503E-02	1.507E-02	1.649E-02	1.559E-02
18	8.500	2.035E+03	1.644E-02	1.491E-02	1.495E-02	1.635E-02	1.547E-02
19	9.000	1.234E+03	1.629E-02	1.477E-02	1.482E-02	1.620E-02	1.533E-02
20	9.500	7.435E+02	1.613E-02	1.463E-02	1.470E-02	1.607E-02	1.521E-02
21	10.000	4.540E+02	1.600E-02	1.453E-02	1.459E-02	1.595E-02	1.510E-02
22	10.500	2.754E+02	1.580E-02	1.433E-02	1.433E-02	1.565E-02	1.482E-02
23	11.000	1.670E+02	1.559E-02	1.411E-02	1.403E-02	1.532E-02	1.452E-02
24	11.500	1.013E+02	1.544E-02	1.396E-02	1.388E-02	1.513E-02	1.434E-02
25	12.000	6.144E+01	1.543E-02	1.399E-02	1.398E-02	1.520E-02	1.442E-02
26	12.500	3.727E+01	1.500E-02	1.352E-02	1.355E-02	1.476E-02	1.401E-02
27	13.000	2.260E+01	1.474E-02	1.322E-02	1.324E-02	1.438E-02	1.367E-02
28	13.500	1.371E+01	1.473E-02	1.324E-02	1.329E-02	1.442E-02	1.374E-02
29	14.000	8.315E+00	1.415E-02	1.263E-02	1.266E-02	1.373E-02	1.307E-02
30	14.500	5.043E+00	1.429E-02	1.281E-02	1.286E-02	1.397E-02	1.330E-02
31	15.000	3.059E+00	1.422E-02	1.278E-02	1.283E-02	1.393E-02	1.326E-02
32	15.500	1.855E+00	1.408E-02	1.266E-02	1.272E-02	1.380E-02	1.314E-02
33	16.000	1.129E+00	1.387E-02	1.247E-02	1.252E-02	1.360E-02	1.297E-02
34	16.500	6.026E-01	6.507E-03	7.312E-03	7.364E-03	7.863E-03	7.553E-03
35	16.730	5.422E-01	6.955E-03	7.912E-03	7.928E-03	8.375E-03	8.099E-03
36	16.960	4.307E-01	7.392E-03	9.006E-03	8.861E-03	9.093E-03	8.944E-03
37	17.191	3.422E-01	3.908E-03	5.267E-03	5.055E-03	5.006E-03	5.021E-03
38	17.304	3.039E-01	4.107E-03	6.174E-03	5.869E-03	5.666E-03	5.762E-03
39	17.421	2.718E-01	9.367E-03	1.656E-02	1.592E-02	1.492E-02	1.545E-02
40	17.551	2.159E-01	1.220E-02	2.493E-02	2.439E-02	2.234E-02	2.352E-02
41	17.681	1.715E-01	1.736E-02	3.568E-02	3.530E-02	3.195E-02	3.398E-02
42	18.111	1.363E-01	2.518E-02	4.627E-02	4.607E-02	4.144E-02	4.432E-02
43	18.341	1.042E-01	3.460E-02	5.340E-02	5.337E-02	4.786E-02	5.134E-02
44	18.572	6.599E-02	4.245E-02	5.522E-02	5.532E-02	4.954E-02	5.322E-02
45	18.602	6.031E-02	4.624E-02	5.201E-02	5.220E-02	4.671E-02	5.022E-02
46	19.037	5.426E-02	4.544E-02	4.532E-02	4.553E-02	4.073E-02	4.382E-02
47	19.262	4.311E-02	4.092E-02	3.698E-02	3.719E-02	3.327E-02	3.580E-02
48	19.492	3.424E-02	3.432E-02	2.867E-02	2.885E-02	2.581E-02	2.777E-02
49	19.723	2.720E-02	2.716E-02	2.131E-02	2.145E-02	1.919E-02	2.065E-02
50	19.953	2.161E-02	2.052E-02	1.532E-02	1.543E-02	1.380E-02	1.485E-02
51	20.183	1.717E-02	1.495E-02	1.074E-02	1.081E-02	9.676E-03	1.041E-02
52	20.413	1.364E-02	1.056E-02	7.361E-03	7.412E-03	6.636E-03	7.139E-03
53	20.643	1.083E-02	7.292E-03	4.964E-03	4.998E-03	4.476E-03	4.815E-03
54	20.873	8.046E-03	4.938E-03	3.304E-03	3.327E-03	2.980E-03	3.205E-03
55	21.104	6.836E-03	3.298E-03	2.219E-03	2.234E-03	2.002E-03	2.152E-03
56	21.334	5.431E-03	2.174E-03	1.375E-03	1.384E-03	1.240E-03	1.334E-03
57	21.564	4.314E-03	1.421E-03	9.198E-04	9.249E-04	8.290E-04	8.911E-04
58	21.794	3.427E-03	9.198E-04	5.912E-04	5.952E-04	5.335E-04	5.735E-04
59	22.024	2.722E-03	5.929E-04	3.778E-04	3.804E-04	3.410E-04	3.665E-04
60	22.254	2.143E-03	3.791E-04	2.416E-04	2.432E-04	2.181E-04	2.344E-04
61	22.485	1.718E-03	2.419E-04	1.515E-04	1.525E-04	1.367E-04	1.469E-04
62	22.715	1.363E-03	1.531E-04	9.446E-05	9.508E-05	8.523E-05	9.161E-05
63	22.945	1.034E-03	2.687E-04	1.696E-04	1.707E-04	1.532E-04	1.645E-04

Case 1 : Uranium-oxide fueled initial core

Case 2 : Uranium-oxide fueled equilibrium core

Case 3 : Mixed-oxide fueled initial core

Case 4 : Mixed-oxide fueled equilibrium core

Table 4.14 Normalized 63-Group Neutron Spectra of DCA and ATR obtained by using Code TUD

Group	Lethargy	Max. Energy	DCA	ATR Case 1	ATR Case 2	ATR Case 3	ATR Case 4
1	0.0	1.000E+07	5.887E-03	4.712E-03	4.760E-03	5.200E-03	4.919E-03
2	0.500	6.065E+06	2.743E-02	2.258E-02	2.265E-02	2.474E-02	2.340E-02
3	1.000	3.679E+06	5.526E-02	4.544E-02	4.566E-02	4.991E-02	4.717E-02
4	1.500	2.231E+06	5.390E-02	4.498E-02	4.505E-02	4.924E-02	4.655E-02
5	2.000	1.353E+06	4.838E-02	4.074E-02	4.074E-02	4.453E-02	4.209E-02
6	2.500	8.208E+05	4.889E-02	4.154E-02	4.148E-02	4.538E-02	4.288E-02
7	3.000	4.979E+05	4.213E-02	3.598E-02	3.597E-02	3.936E-02	3.719E-02
8	3.500	3.020E+05	4.285E-02	3.686E-02	3.691E-02	4.039E-02	3.817E-02
9	4.000	1.832E+05	4.098E-02	3.549E-02	3.557E-02	3.892E-02	3.678E-02
10	4.500	1.111E+05	3.993E-02	3.494E-02	3.499E-02	3.829E-02	3.619E-02
11	5.000	6.738E+04	3.781E-02	3.301E-02	3.319E-02	3.632E-02	3.433E-02
12	5.500	4.087E+04	3.696E-02	3.288E-02	3.291E-02	3.601E-02	3.404E-02
13	6.000	2.479E+04	3.571E-02	3.177E-02	3.186E-02	3.486E-02	3.296E-02
14	6.500	1.503E+04	3.488E-02	3.118E-02	3.128E-02	3.422E-02	3.236E-02
15	7.000	9.119E+03	3.413E-02	3.062E-02	3.073E-02	3.362E-02	3.179E-02
16	7.500	5.531E+03	3.369E-02	3.044E-02	3.051E-02	3.337E-02	3.156E-02
17	8.000	3.355E+03	3.322E-02	3.006E-02	3.015E-02	3.296E-02	3.119E-02
18	8.500	2.035E+03	3.289E-02	2.981E-02	2.991E-02	3.271E-02	3.094E-02
19	9.000	1.234E+03	3.255E-02	2.954E-02	2.963E-02	3.240E-02	3.065E-02
20	9.500	7.485E+02	3.225E-02	2.927E-02	2.939E-02	3.213E-02	3.041E-02
21	10.000	4.540E+02	3.199E-02	2.906E-02	2.918E-02	3.190E-02	3.019E-02
22	10.500	2.754E+02	3.159E-02	2.866E-02	2.865E-02	3.130E-02	2.965E-02
23	11.000	1.670E+02	3.117E-02	2.821E-02	2.807E-02	3.064E-02	2.904E-02
24	11.500	1.013E+02	3.083E-02	2.791E-02	2.776E-02	3.025E-02	2.868E-02
25	12.000	6.144E+01	3.086E-02	2.798E-02	2.796E-02	3.039E-02	2.885E-02
26	12.500	3.727E+01	3.000E-02	2.703E-02	2.710E-02	2.951E-02	2.802E-02
27	13.000	2.260E+01	2.948E-02	2.644E-02	2.648E-02	2.876E-02	2.735E-02
28	13.500	1.371E+01	2.946E-02	2.648E-02	2.658E-02	2.884E-02	2.748E-02
29	14.000	8.315E+00	2.832E-02	2.529E-02	2.531E-02	2.746E-02	2.613E-02
30	14.500	5.043E+00	2.858E-02	2.561E-02	2.573E-02	2.794E-02	2.660E-02
31	15.000	3.059E+00	2.844E-02	2.557E-02	2.566E-02	2.786E-02	2.652E-02
32	15.500	1.855E+00	2.815E-02	2.532E-02	2.543E-02	2.760E-02	2.629E-02
33	16.000	1.125E+00	2.773E-02	2.494E-02	2.509E-02	2.720E-02	2.545E-02
34	16.500	6.826E-01	2.827E-02	3.177E-02	3.199E-02	3.416E-02	3.281E-02
35	16.730	5.422E-01	3.022E-02	3.437E-02	3.444E-02	3.639E-02	3.519E-02
36	16.960	4.307E-01	3.211E-02	3.912E-02	3.850E-02	3.950E-02	3.885E-02
37	17.191	3.422E-01	3.396E-02	4.576E-02	4.392E-02	4.350E-02	4.363E-02
38	17.306	3.050E-01	3.569E-02	5.365E-02	5.100E-02	4.923E-02	5.007E-02
39	17.421	2.718E-01	4.069E-02	7.196E-02	6.316E-02	6.482E-02	6.711E-02
40	17.651	2.159E-01	5.302E-02	1.083E-01	1.060E-01	9.705E-02	1.022E-01
41	17.881	1.715E-01	7.542E-02	1.550E-01	1.534E-01	1.388E-01	1.476E-01
42	18.111	1.363E-01	1.094E-01	2.010E-01	2.002E-01	1.800E-01	1.925E-01
43	18.341	1.082E-01	1.503E-01	2.320E-01	2.319E-01	2.079E-01	2.230E-01
44	18.572	8.599E-02	1.844E-01	2.399E-01	2.404E-01	2.152E-01	2.312E-01
45	18.802	6.831E-02	2.009E-01	2.259E-01	2.268E-01	2.029E-01	2.182E-01
46	19.032	5.426E-02	1.974E-01	1.969E-01	1.978E-01	1.770E-01	1.904E-01
47	19.262	4.311E-02	1.778E-01	1.607E-01	1.616E-01	1.445E-01	1.555E-01
48	19.492	3.424E-02	1.491E-01	1.246E-01	1.253E-01	1.121E-01	1.206E-01
49	19.723	2.720E-02	1.180E-01	9.259E-02	9.318E-02	8.537E-02	8.971E-02
50	19.953	2.161E-02	8.915E-02	6.657E-02	6.701E-02	5.997E-02	6.453E-02
51	20.183	1.717E-02	6.494E-02	4.664E-02	4.696E-02	4.204E-02	4.523E-02
52	20.413	1.364E-02	4.588E-02	3.198E-02	3.220E-02	2.883E-02	3.101E-02
53	20.643	1.083E-02	3.168E-02	2.157E-02	2.172E-02	1.945E-02	2.092E-02
54	20.873	8.606E-03	2.145E-02	1.435E-02	1.445E-02	1.295E-02	1.392E-02
55	21.104	6.836E-03	1.433E-02	9.638E-03	9.705E-03	8.696E-03	9.350E-03
56	21.334	5.431E-03	9.444E-03	5.972E-03	6.013E-03	5.389E-03	5.794E-03
57	21.564	4.314E-03	6.171E-03	3.991E-03	4.018E-03	3.602E-03	3.871E-03
58	21.794	3.427E-03	3.990E-03	2.569E-03	2.586E-03	2.318E-03	2.491E-03
59	22.024	2.722E-03	2.576E-03	1.641E-03	1.652E-03	1.481E-03	1.592E-03
60	22.254	2.163E-03	1.647E-03	1.050E-03	1.057E-03	9.474E-04	1.018E-03
61	22.485	1.718E-03	1.051E-03	6.582E-04	6.625E-04	5.939E-04	6.383E-04
62	22.715	1.365E-03	6.650E-04	4.104E-04	4.131E-04	3.703E-04	3.980E-04
63	22.945	1.084E-03	1.167E-03	7.370E-04	7.414E-04	6.655E-04	7.146E-04

Case 1 : Uranium-oxide fueled initial core

Case 2 : Uranium-oxide fueled equilibrium core

Case 3 : Mixed-oxide fueled initial core

Case 4 : Mixed-oxide fueled equilibrium core

Table 4.15 Spectrum Indices of ATR and DCA

	Thermal Neut. Temperature T_n^{**} ($^{\circ}\text{C}$)	Thermal Neut. Index ϕ_{th}	Epithermal Index r	Fast Index f
DCA	102	0.423	0.0730	0.294
ATR (Case 1)*	227	0.490	0.0570	0.211
ATR (Case 2)	224	0.489	0.0568	0.212
ATR (Case 3)	230	0.442	0.0684	0.256
ATR (Case 4)	225	0.471	0.0608	0.227

* Case 1 : Uranium-oxide fueled initial core
 Case 2 : Uranium-oxide fueled equilibrium core
 Case 3 : Mixed-oxide fueled initial core
 Case 4 : Mixed-oxide fueled equilibrium core

** T_n was obtained by using (n,α) cross section of ^{10}B .

Table 4.17 Conversion Ratio of ATR and DCA

System	Conversion Ratio
DCA	0.54
ATR (Case 1)*	0.45
ATR (Case 2)	0.67
ATR (Case 3)	0.48
ATR (Case 4)	0.67

Case 1 : Uranium-oxide fueled initial core
 Case 2 : Uranium-oxide fueled equilibrium core
 Case 3 : Mixed-oxide fueled initial core
 Case 4 : Mixed-oxide fueled equilibrium core

Table 4.16 Thermal Cross Section and Resonance Integral of Fuel Nuclides in ATR

Case No.	235U		238U		239Pu		240Pu		241Pu		242Pu		^{10}B
	Fission	Capture	Fission	Capture	Fission	Capture	Fission	Capture	Fission	Capture	Fission	Capture	
1	$\sigma_{\text{th}}(0\text{~to~}0.6825\text{eV})$ (b)	364.6	64.14	1.830	695.9	340.7	217.4	820.2	181.9	12.79	2565		
	$\sigma_{\text{th}}(0\text{~to~}0.5\text{ eV})$ (b)	370.6	65.30	1.855	707.2	346.4	216.1	836.0	287.3	12.93	2602		
	$\sigma_{\text{th}}(0.0253\text{ eV})$ (b)	580.2	98.3	2.72	741.6	271.3	290.0	1007.3	368.1	18.485	3836.4		
	RI	(b)	145.8	91.11	14.05								
	σ_{eq}	(b)	378.9	70.49	2.656								
2	$\sigma_{\text{th}}(0\text{~to~}0.6825\text{eV})$ (b)	365.9	64.33	1.836	692.4	337.6	217.9	819.5	281.5	12.83	2574		
	$\sigma_{\text{th}}(0\text{~to~}0.5\text{ eV})$ (b)	372.0	65.50	1.861	703.8	343.2	216.6	835.4	286.9	12.97	2611		
	RI	(b)	152.2	96.39	15.20	224.9	171.3	174.7	350.2	52.07	103.9		
	σ_{eq}	(b)	380.6	70.97	2.724	716.6	362.9	226.5	855.3	289.9	18.87		
3	$\sigma_{\text{th}}(0\text{~to~}0.6825\text{eV})$ (b)	362.6	63.78	1.822	695.5	341.4	217.7	815.0	280.4	12.75	2553		
	$\sigma_{\text{th}}(0\text{~to~}0.5\text{ eV})$ (b)	369.7	65.14	1.851	709.0	347.9	216.1	833.6	286.8	12.91	2596		
	RI	(b)	152.9	96.93	15.16	218.7	165.5	168.3	346.9	51.45	103.4		
	σ_{eq}	(b)	380.2	71.77	2.888	724.0	359.2	227.6	857.3	290.3	19.98		
4	$\sigma_{\text{th}}(0\text{~to~}0.6825\text{eV})$ (b)	365.0	64.18	1.832	693.1	338.4	218.0	817.9	281.1	12.81	2569		
	$\sigma_{\text{th}}(0\text{~to~}0.5\text{ eV})$ (b)	371.5	65.42	1.859	705.2	344.4	216.5	834.7	286.8	12.96	2607		
	RI	(b)	154.8	98.47	15.18	222.6	169.1	162.5	346.4	51.35	102.2		
	σ_{eq}	(b)	380.9	71.41	2.782	718.7	354.7	226.4	855.8	289.9	19.17		

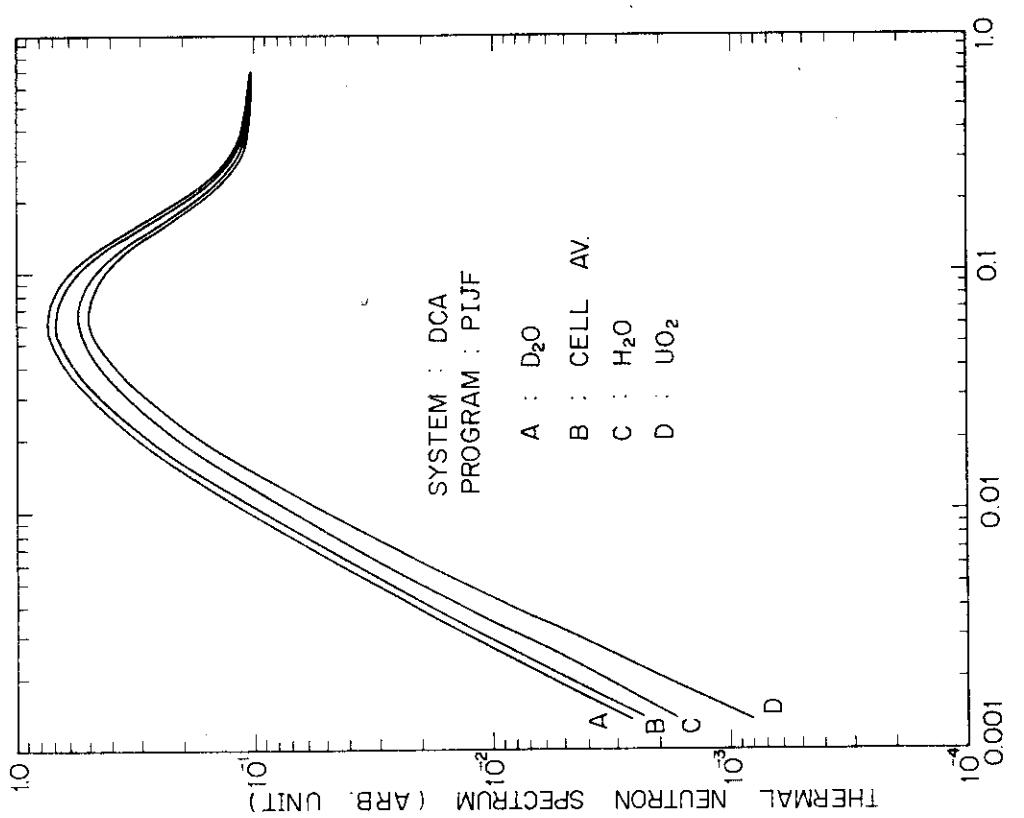


Fig. 4.1 Thermal Neutron Spectrum in the Fuel Cluster of DCA calculated by using PIJF

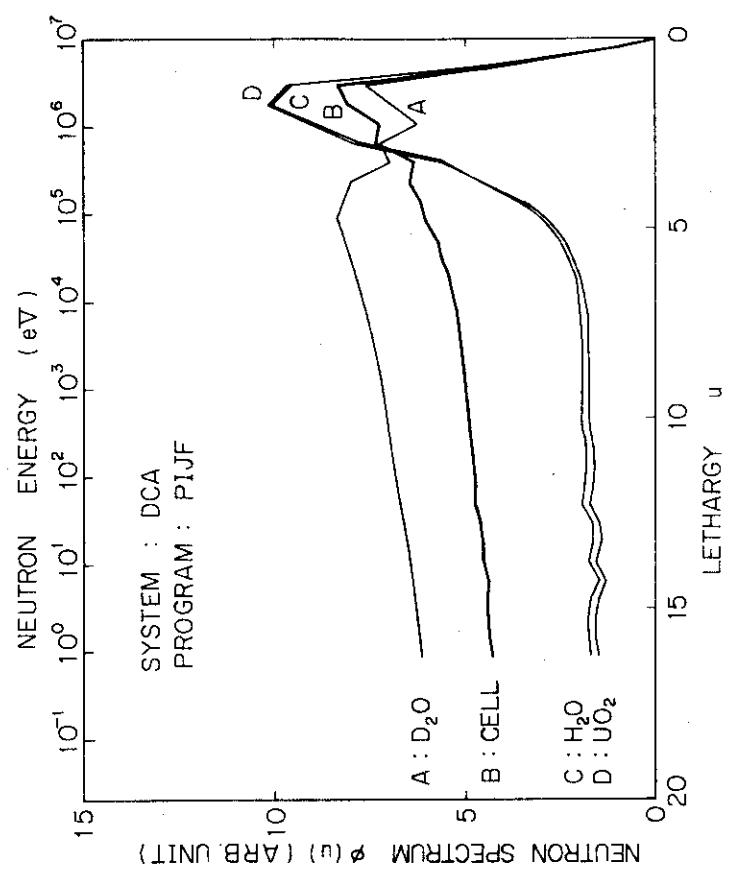


Fig. 4.2 Fast Neutron Spectrum in the Fuel Cluster of DCA calculated by using PIJF

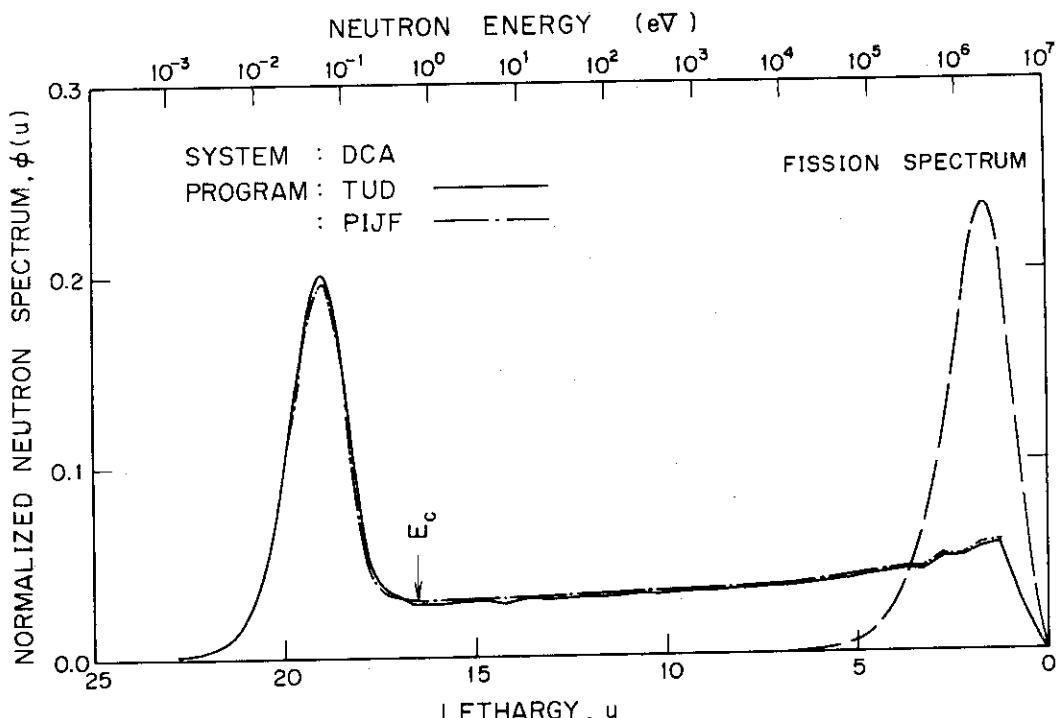


Fig. 4.3 Neutron Spectrum in DCA

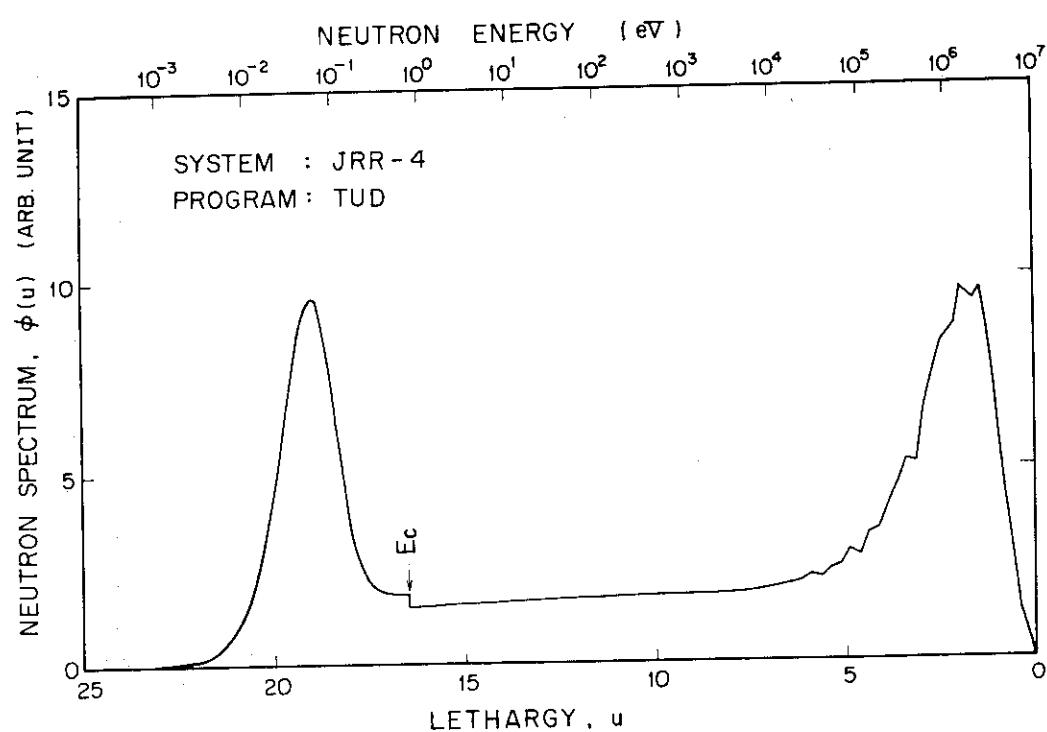


Fig. 4.4 Neutron Spectrum in JRR-4

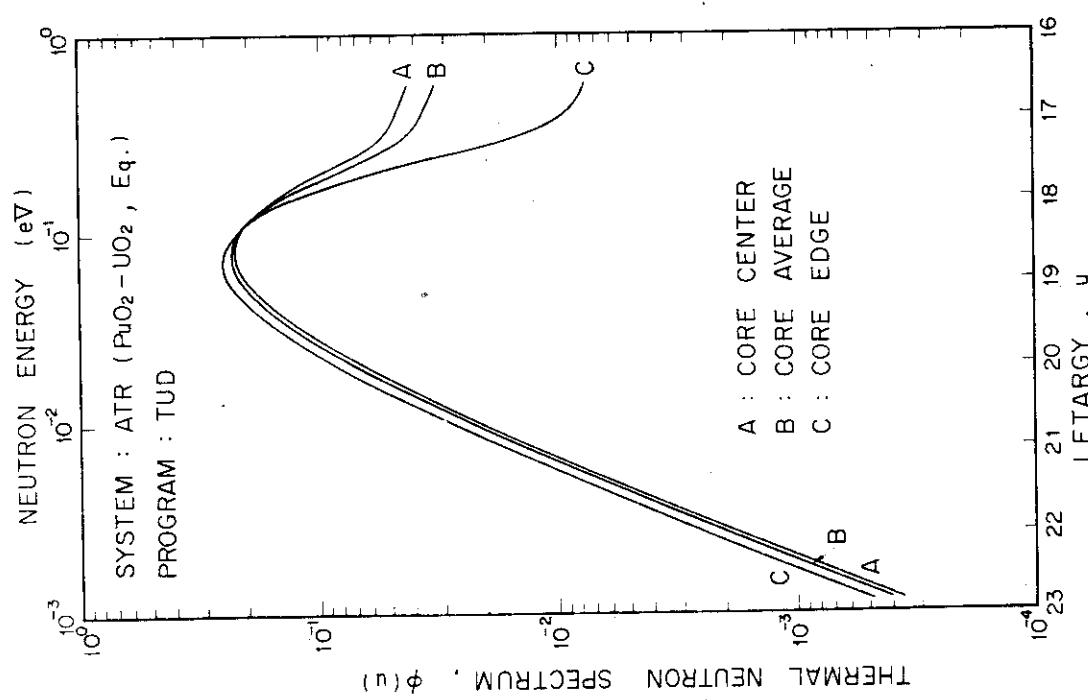


Fig. 4.5 Thermal Neutron Spectrum in the Core of ATR (Case 4) calculated by using TUD

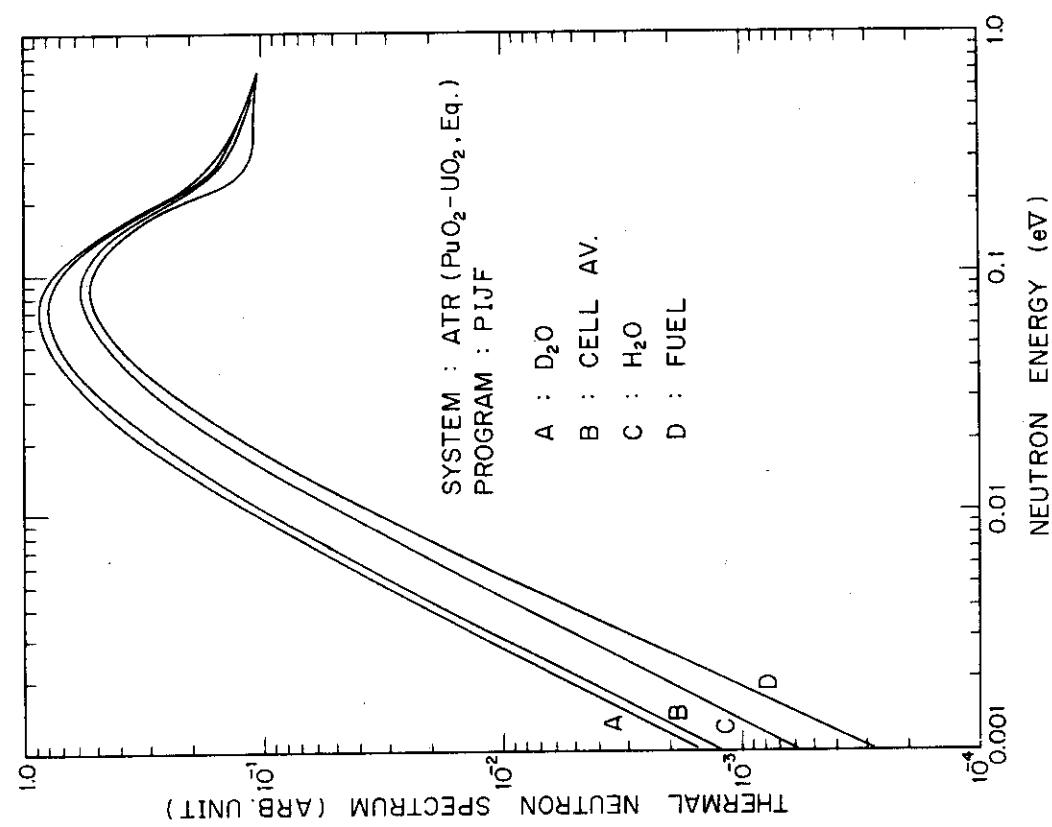


Fig. 4.6 Thermal Neutron Spectrum in the Fuel Cluster of ATR (Case 4) calculated by using PIJF

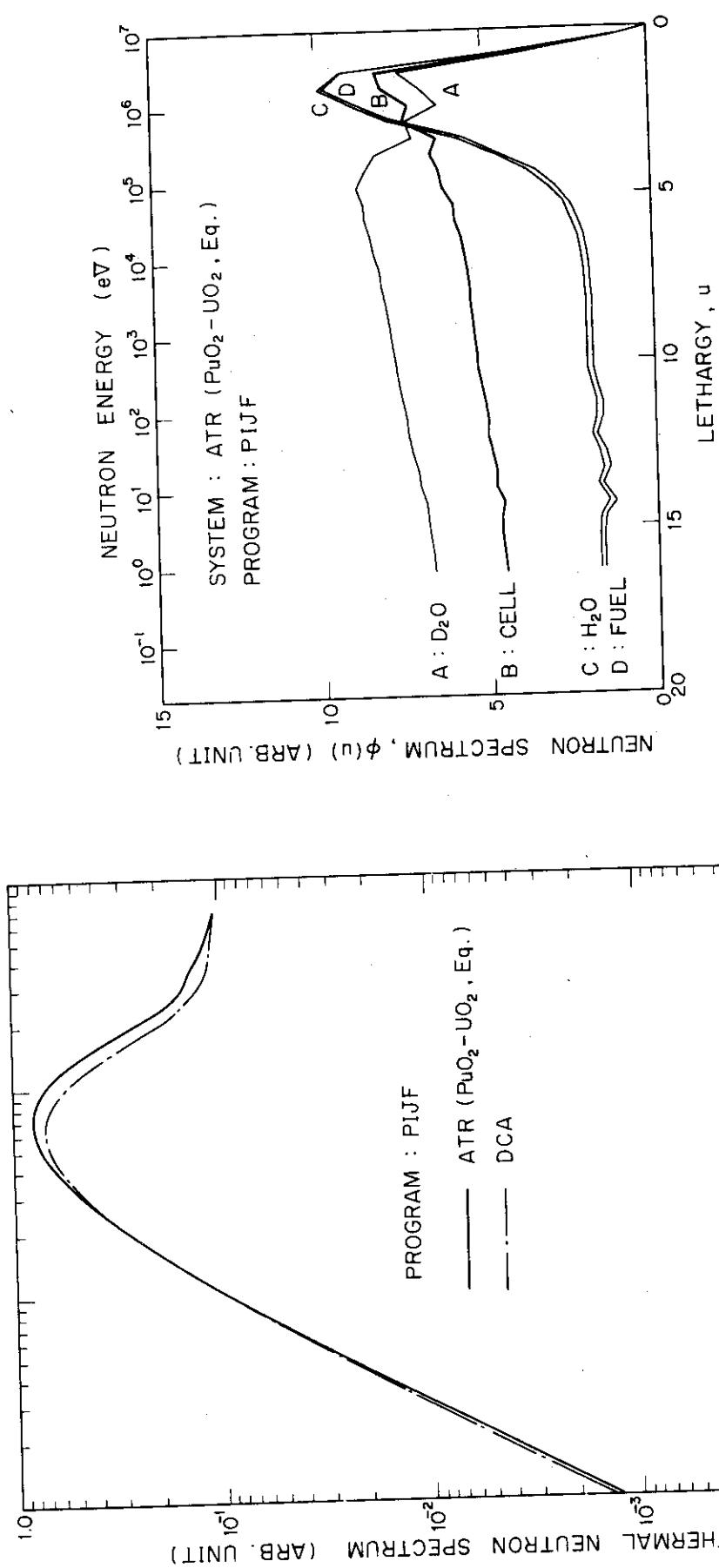


Fig. 4.7 Comparison of Thermal Neutron Spectrum of ATR (Case 4) and DCA

Fig. 4.8 Fast Neutron Spectrum in the Fuel Cluster of ATR (Case 4) calculated by using PIJF

LETHARGY, u

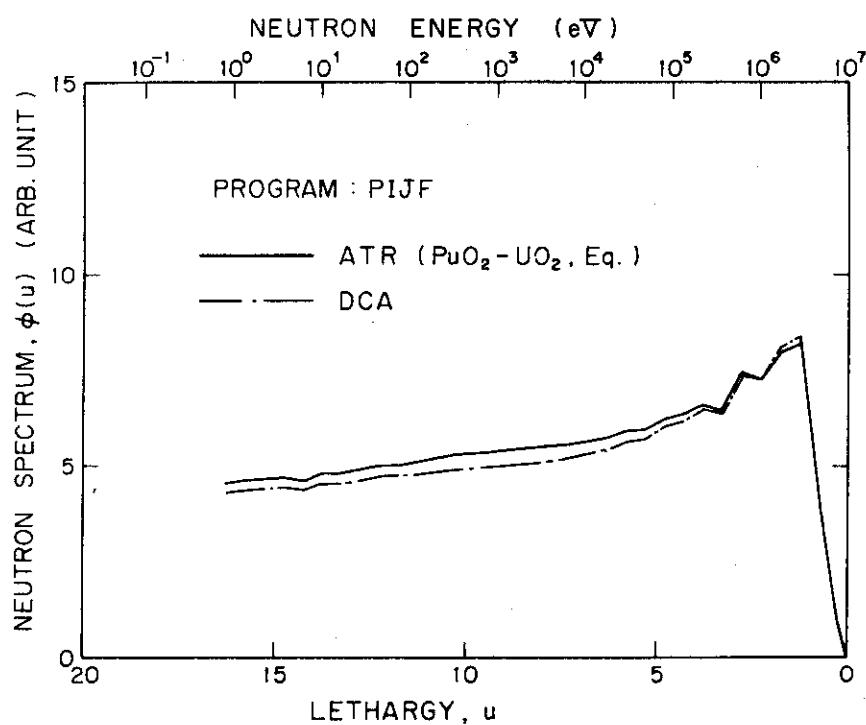


Fig. 4.9 Comparison of Fast Neutron Spectrum of ATR (Case 4) and DCA

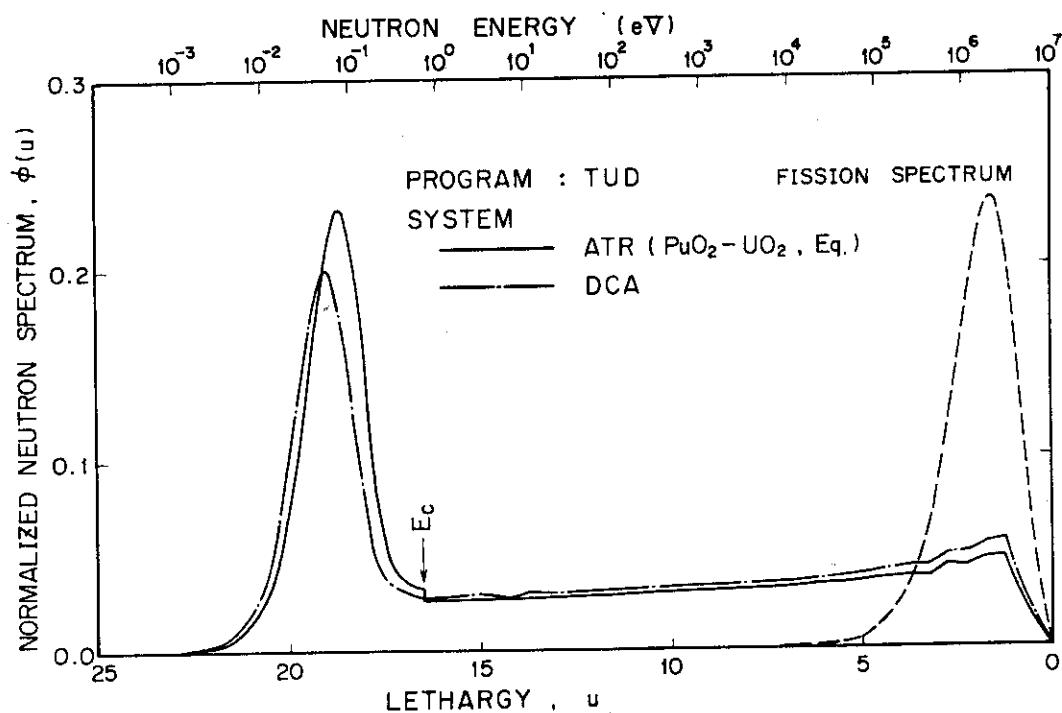


Fig. 4.10 Comparison of Neutron Spectrum of ATR (Case 4) and DCA

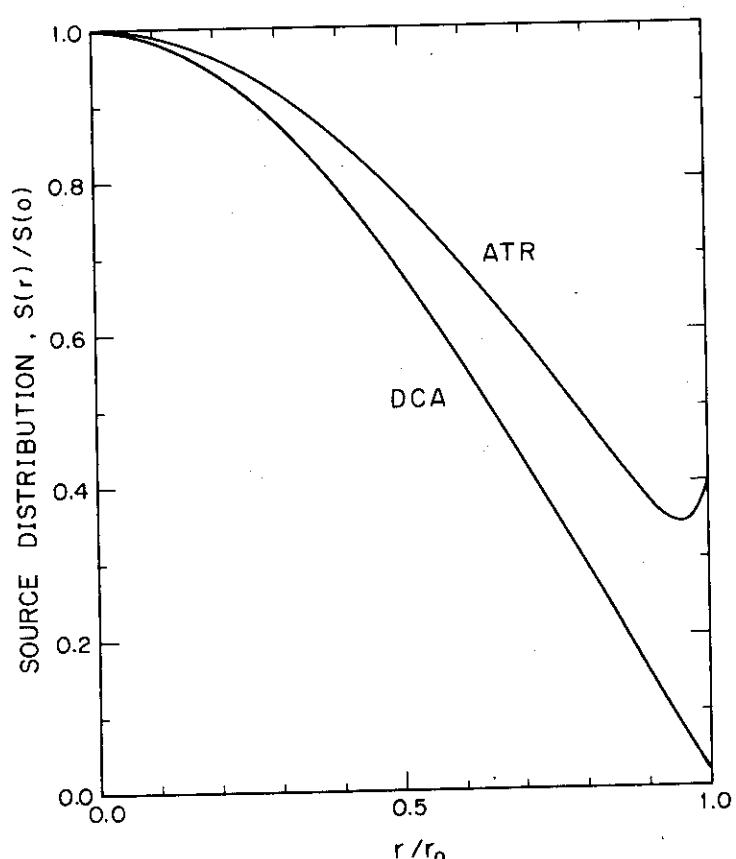


Fig. 4.11 Comparison of Source Distribution of
ATR (Case 4) and DCA

5. 結 論

重水減速軽水冷却炉（A T R）の中性子スペクトルを L A M P - A コードシステムで解析した結果以下の点が明らかとなった。重水減速炉では重水の減速能が大きいため、中性子スペクトルは熱中性子成分が大きく、核分裂中性子スペクトル成分が軽水炉と比較して非常に小さくなっている。0.5eV以下のエネルギーの熱中性子束の比率は42～49%であり、核分裂中性子束の比率は10～12%である。また共鳴領域中性子束の比率は熱中性子束とほぼ同じ41～45%となっている。

A T R の転換比は初期炉心で約0.5、平衡炉心で約0.7である。これは C A N D U 炉の転換比の0.9より小さいのはもちろんのこと、軽水炉よりもむしろ劣る値である。軽水炉においては初期炉心の転換比は約0.6であり、平衡炉心の転換比は約0.8である。 ^{238}U の中性子捕獲反応は ^{235}U の核分裂反応と比較して共鳴領域での反応割合が大きい。したがって中性子スペクトルは硬い方が転換比のためには望ましい。C A N D U 炉の転換比が中性子スペクトルの硬い軽水炉より大きいのは天然ウランを燃料とし ^{235}U の濃度が低いことによっている。ただし ^{235}U の濃度が低いため反応度余裕が小さく連続燃料交換が必要となっている。ATR体系においては燃料交換の間隔を大きくするため1.5w/o濃縮ウランを燃料とした。しかしそのための転換比は小さくなり燃焼度はそれ程改良されていない。また反応度余裕を大きくしたため重水中に ^{10}B を入れ反応度をおさえる必要が生じた。したがってA T R は燃料交換の間隔を大きくするため、重水炉の特徴である中性子経済がよく天然ウランを燃やせるという利点を失なったと考えることが出来る。しかしこれらの欠点は連続燃料交換によってある程度取除くことが出来ると考えられる。

参考文献

- (1) 動力炉・核燃料事業団，“新型転換炉原型炉，原子炉新設許可申請書”，(1969)および“原子炉設置許可申請書”，(1970)
- (2) Y. Hachiya and H. Hatakenaka, J. Nucl. Sci. Technol., 9[11], 629 (1972).
- (3) K. Yananoto, et al., ibid., 9[12], 705 (1972).
- (4) Y. Hachiya, et al., ibid., 13[11], 618 (1976).
- (5) K. Tsuchashi, "LAMP-A Program Set", to be published.
- (6) M. J. Brinkworth and J. A. Griffiths, "METHUSELAH-II, A Fortran Program and Nuclear Data Library for the Physics Assessment of Liquid-Moderator Reactors, AEEW-R 480 (1966).
- (7) 田坂完二, 菊池康之, 新藤隆一, 吉田弘幸, 安川茂, "原子炉の燃料サイクルにおける超ウラン元素の生成と崩壊", JAERI -M 6541, (1976)。
- (8) 内藤 孝, 私信, (1977)。
- (9) R. E. Kay, "Lattice Measurements with 37-Element BRUCE Reactor Fuel in Heavy Water Moderator, Detailed Lattice Cell Parameters, AECL-5307, (1976)。