

JAERI-M

85-062

JRR-3 改造炉の核計算

(燃料、制御棒及び反射体等に関する補遺)

1985年5月

岩崎 淳一・鶴田 晴通・市川 博喜

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

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。
入手の問合せは、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 日立高速印刷株式会社

JRR-3 改造炉の核計算
(燃料、制御棒及び反射体等に関する補遺)

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部
岩崎 淳一・鶴田 晴通・市川 博喜

(1985年5月1日受理)

JRR-3は、20%濃縮U・Al_x-Al板状燃料を用いた、熱出力20MWの軽水減速冷却プール型炉に改造される。この炉心の核設計は、既にJAERI-Mレポート等にまとめられ、報告されている。しかし、これらの報告書に記載し得なかった有用な計算結果もなお多く残っている。

本報告書にはそれらの中で、将来の運転管理等に役立つと考えられる下記の項目について記述した。

- (1) 燃料(燃料要素の反応度価値、他)
- (2) 制御棒(制御棒の反応度価値、他)
- (3) 反射体(反射体中の照射物による中性子束分布の歪、他)
- (4) 反応度(ペリオドー反応度換算プログラム、他)
- (5) 中性子束(中性子スペクトル、他)

Neutronics Calculation of Upgraded JRR-3
(Supplement: Fuel, Control Rod, Reflector, etc.)

Junichi IWASAKI, Harumichi TSURUTA

and Hiroki ICHIKAWA

Department of Research Reactor Operation

Tokai Research Establishment, JAERI

(Received May 1, 1985)

The research reactor JRR-3 is under upgrading to a water-cooled and -moderated pool type reactor using 20% enriched U-Al_x-Al plate fuels. The neutronics design on the reactor has been carried out and already published in JAERI-M reports, etc. The many useful results, however, are still remaining unpublished. Among them, the items shown below which will be helpful in the future reactor operation, are presented in this report:

- (1) Fuel (Reactivity worth of a fuel element, etc.)
- (2) Control rod (Reactivity worth of a control rod, etc.)
- (3) Reflector (Perturbation of neutron flux due to irradiation samples in reflector, etc.)
- (4) Reactivity (A program for period-reactivity conversion, etc.)
- (5) Neutron flux (Neutron flux spectrum, etc.)

Keywords: Neutronics, Research Reactor, LEU, Reactivity, Fuel, Control rod, Neutron Flux, Design, Upgrade, JRR-3

目 次

1. 序	1
2. 燃料	4
2. 1 燃料板ウラン含有量誤差の等価反応度	4
2. 1. 1 概要	4
2. 1. 2 計算方法	4
2. 1. 3 計算結果及び検討	5
2. 2 燃料要素の等価反応度	11
2. 2. 1 概要	11
2. 2. 2 計算方法	11
2. 2. 3 計算結果及び検討	11
3. 制御棒	15
3. 1 制御棒反応度価値（均一燃焼分布炉心）	15
3. 1. 1 概要	15
3. 1. 2 計算方法	15
3. 1. 3 計算結果及び検討	16
3. 2 制御棒反応度価値（非均一燃焼分布炉心）	24
3. 2. 1 概要	24
3. 2. 2 計算方法	24
3. 2. 3 計算結果及び検討	24
4. 反射体	28
4. 1 重水反射体の反応度温度係数	28
4. 1. 1 概要	28
4. 1. 2 計算方法	28
4. 1. 3 計算結果及び検討	28
4. 2 Be反射体のAl置換による核的性能変化	29
4. 2. 1 概要	29
4. 2. 2 計算方法	29
4. 2. 3 計算結果及び検討	29
4. 3 Be反射体中に生成されるLiの反応度効果	32
4. 3. 1 概要	32
4. 3. 2 計算方法	32
4. 3. 3 計算結果及び検討	32
4. 4 Be反射体中の照射物による中性子束分布の歪	36
4. 4. 1 概要	36

4.4.2 計算方法	36
4.4.3 計算結果及び検討	36
4.5 重水反射体中の照射物による中性子束分布の歪	41
4.5.1 概要	41
4.5.2 計算方法	41
4.5.3 計算結果及び検討	42
5. 反応度	63
5.1 反応度の出力係数	63
5.1.1 概要	63
5.1.2 計算方法	63
5.1.3 計算結果及び検討	63
5.2 ペリオドー反応度換算プログラム	67
5.2.1 概要	67
5.2.2 理論	67
5.2.3 計算プログラム	67
5.2.4 計算例	68
5.3 中性子密度時間変化計算プログラム	69
5.3.1 概要	69
5.3.2 理論	69
5.3.3 計算プログラム	70
5.3.4 計算例	70
6. 中性子束	83
6.1 中性子スペクトル	83
6.1.1 概要	83
6.1.2 計算方法	83
6.1.3 計算結果及び検討	84
6.2 領域平均中性子束	91
6.2.1 概要	91
6.2.2 計算方法	91
6.2.3 計算結果及び検討	92
7. 結語	118
謝辞	118
参考文献	118
付録	
A 1 ペリオドー反応度換算プログラムのソースリスト	120
A 2 中性子密度時間変化計算プログラムのソースリスト	121

Contents

1. Introduction	1
2. Fuel	4
2.1 Equivalent reactivity worth of error in uranium content	4
2.1.1 General	4
2.1.2 Calculation	4
2.1.3 Results and discussions	5
2.2 Equivalent reactivity worth of a fuel element	11
2.2.1 General	11
2.2.2 Calculation	11
2.2.3 Results and discussions	11
3. Control rod	15
3.1 Reactivity worth of control rods (Uniform burnup core)	15
3.1.1 General	15
3.1.2 Calculation	15
3.1.3 Results and discussions	16
3.2 Reactivity worth of control rods (Non-uniform burnup core)	24
3.2.1 General	24
3.2.2 Calculation	24
3.2.3 Results and discussions	24

4. Reflectors	28
4.1 Temperature coefficient of reactivity on D ₂ O reflector	28
4.1.1 General	28
4.1.2 Calculation	28
4.1.3 Results and discussions	28
4.2 Difference in neutronics performance between Be and Al reflectors ..	29
4.2.1 General	29
4.2.2 Calculation	29
4.2.3 Results and discussions	29
4.3 Reactivity worth of Li yielded in Be reflector	32
4.3.1 General	32
4.3.2 Calculation	32
4.3.3 Results and discussions	32
4.4 Perturbation of neutron flux distribution by irradiation samples in Be reflector	36
4.4.1 General	36
4.4.2 Calculation	36
4.4.3 Results and discussions	36
4.5 Perturbation of neutron flux distribution by irradiation samples in D ₂ O reflector	41
4.5.1 General	41
4.5.2 Calculation	41
4.5.3 Results and discussions	42

5. Reactivity	63
5.1 Power coefficient of reactivity	63
5.1.1 General	63
5.1.2 Calculation	63
5.1.3 Results and discussions	63
5.2 Program for the calculation of period-reactivity relation	67
5.2.1 General	67
5.2.2 Theory	67
5.2.3 Computer program	67
5.2.4 Sample problem	68
5.3 Program for the calculation of time behavior of neutron density	69
5.3.1 General	69
5.3.2 Theory	69
5.3.3 Computer program	70
5.3.4 Sample problems	70
6. Neutron flux	83
6.1 Neutron spectrum	83
6.1.1 General	83
6.1.2 Calculation	83
6.1.3 Results and discussions	84
6.2 Average neutron flux in each region	91
6.2.1 General	91
6.2.2 Calculation	91
6.2.3 Results and discussions	92
7. Concluding remarks	118

Acknowledgment	118
References	118
Appendix	
A1 Program list for the calculation of period-reactivity relation	120
A2 Program list for the calculation of time behavior of neutron density ..	121

List of Tables

- Table 1.1 Summary of calculations.
- Table 2.1 Atomic number density of uranium in fuel meat.
- Table 2.2 Relation between reactivity and uranium content in fuel elements (Category 21E).
- Table 2.3 Volume fractions of materials in dummy fuel elements.
- Table 3.1 Reactivity worths of a control rod in various patterns (Category 31A). The burnup of the control fuel element is the same as the standard fuel element.
- Table 3.2 Reactivity worths of a control rod in various patterns (Category 31B). The burnup of the control fuel element is 0%.
- Table 3.3 Reactivity worths of a set of two control rods in various patterns (Category 31C). The burnup of the control fuel element is the same as the standard fuel element.
- Table 3.4 Reactivity worths of a set of four control rods (Category 31D). The burnup of the control fuel element is the same as the standard fuel element.
- Table 3.5 Reactivity worths of a set of two control rods with the combination of two full-out Sa-rods (Category 31D). The burnup of the control fuel element is the same as the standard fuel element.
- Table 3.6 Reactivity worths of control rods with the combination of two full-out Sa-rods in the 10th cycle BOC core (Category 32A).
- Table 4.1 Change of neutron flux in D_2O reflector by replacing Be in Be reflector to Al (Category 42A).
- Table 4.2 Reactivity as a function of Li atomic number density in Be reflector (Category 43A).
- Table 4.3 Perturbation of thermal neutron flux by a vertical irradiation hole in D_2O reflector (Category 45A - 45K).
- Table 5.1 Moderator temperature coefficient of reactivity.
- Table 5.2 Fuel temperature coefficient of reactivity.
- Table 5.3 Core temperature as a function of reactor power.
- Table 5.4 Feedback reactivity as a function of reactor power (Category 51A).

- Table 5.5 An example of period-reactivity relation (Category 52A).
- Table 5.6 Time behavior of neutron density after step insertion of $0.075\%dk/k$ reactivity (Category 53A).
- Table 5.7 Time behavior of neutron density after step insertion of neutron source (Category 53B).
- Table 5.8 Time behavior of neutron density after ramp insertion of $0.01\%dk/k/s$ reactivity (Category 53C).
- Table 5.9 Time behavior of neutron density after ramp insertion of $0.04\%dk/k/s$ reactivity into $-1.0\%dk/k$ sub-critical core (Category 53D).
- Table 6.1 Energy structure and lethargy increments of the cross section library.
- Table 6.2 Neutron spectrum in a standard fuel element (Category 61A).
- Table 6.3 Neutron spectrum in Be reflector (Category 61A).
- Table 6.4 Neutron spectrum at the peak point of thermal neutron flux in D_2O reflector (Category 61A).
- Table 6.5 Neutron spectrum in reactor pool water (Category 61A).
- Table 6.6 Maximum power density and neutron fluxes in cores used for the calculations of average neutron flux (Category 62A through 62I).
- Table 6.7 Average neutron flux and power density in each material of the fresh core in full-out control rod pattern (Category 62A).
- Table 6.8 Average neutron flux and power density in each fuel element of the fresh core in full-out control rod pattern (Category 62A).
- Table 6.9 Average neutron flux and power density in each material of the fresh core in ganged control rod pattern (Category 62B).
- Table 6.10 Average neutron flux and power density in each fuel element of the fresh core in ganged control rod pattern (Category 62B).
- Table 6.11 Average neutron flux and power density in each material of the fresh core in operation control rod pattern (Category 62C).
- Table 6.12 Average neutron flux and power density in each fuel element of the fresh core in operation control rod pattern (Category 62C).
- Table 6.13 Average neutron flux and power density in each material of a BOC core in full-out control rod pattern (Category 62D).

- Table 6.14 Average neutron flux and power density in each fuel element of a BOC core in full-out control rod pattern (Category 62D).
- Table 6.15 Average neutron flux and power density in each material of a BOC core in ganged control rod pattern (Category 62E).
- Table 6.16 Average neutron flux and power density in each fuel element of a BOC core in ganged control rod pattern (Category 62E).
- Table 6.17 Average neutron flux and power density in each material of a BOC core in operation control rod pattern (Category 62F).
- Table 6.18 Average neutron flux and power density in each fuel element of a BOC core in operation control rod pattern (Category 62F).
- Table 6.19 Average neutron flux and power density in each material of a EOC core in full-out control rod pattern (Category 62G).
- Table 6.20 Average neutron flux and power density in each fuel element of a EOC core in full-out control rod pattern (Category 62G).
- Table 6.21 Average neutron flux and power density in each material of a EOC core in ganged control rod pattern (Category 62H).
- Table 6.22 Average neutron flux and power density in each fuel element of a EOC core in ganged control rod pattern (Category 62H).
- Table 6.23 Average neutron flux and power density in each material of a EOC core in operation control rod pattern (Category 62I).
- Table 6.24 Average neutron flux and power density in each fuel element of a EOC core in operation control rod pattern (Category 62I).

List of Figures

- Fig. 2.1 Horizontal geometry for criticality calculations using CITATION code.
- Fig. 2.2 Space dependence of reactivity worth corresponding to -2w/o error of uranium content in fuel (Category 21A).
- Fig. 2.3 Space dependence of reactivity worth corresponding to -1w/o error of uranium content in fuel (Category 21B).
- Fig. 2.4 Space dependence of reactivity worth corresponding to +1w/o error of uranium content in fuel (Category 21C).
- Fig. 2.5 Space dependence of reactivity worth corresponding to +2w/o error of uranium content in fuel (Category 21D).
- Fig. 2.6 Location of fuel and irradiation elements in the core.

- Fig. 2.7 Reactivity as a function of error of uranium content in the fresh core (Category 21E).
- Fig. 2.8 Space dependence of reactivity worth of a fuel element (Category 22A). The reactivity worth is the difference between a fuel element and a dummy fuel element.
- Fig. 2.9 Space dependence of reactivity worth of a fuel element (Category 22B). The reactivity worth is the difference between a fuel element and water.
- Fig. 2.10 Relative reactivity worths of standard fuel elements in the core.
- Fig. 3.1 Location of control rods. Sa and S stand for shim rods and R for a regulating rod.
- Fig. 3.2 Horizontal geometry for 2-dimensional burnup calculations using COREBN code.
- Fig. 3.3 Average burnups of each fuel element loaded in the core at 10th cycle BOC. The burnups were calculated by using a 3-dimensional core model of operation control rod pattern.
- Fig. 4.1 Change of thermal neutron flux distribution due to the replacement of Be in Be reflector to Al (Category 42A).
- Fig. 4.2 Reactivity decrease due to the buildup of ^{6}Li yielded from $^{9}\text{Be}(\text{n},\text{a})^{6}\text{Li}$ reaction (Category 43A).
- Fig. 4.3 Buildup of atomic number density of ^{6}Li yielded from $^{9}\text{Be}(\text{n},\text{a})^{6}\text{Li}$ reaction in Be reflector (Category 43A).
- Fig. 4.4 Distribution of thermal neutron flux in a fresh core. Be plugs are placed in irradiation holes of Be reflector (Category 44A).
- Fig. 4.5 Distribution of thermal neutron flux in a fresh core. Ir samples are contained in irradiation holes of Be reflector (Category 44A).
- Fig. 4.6 Perturbation of thermal neutron flux by Ir samples contained in irradiation holes of Be reflector (Category 44A).
- Fig. 4.7 Perturbation of thermal neutron flux by Ir samples contained in irradiation holes of Be reflector (Category 44A).
- Fig. 4.8 Arrangement of irradiation holes in D_2O reflector.
- Fig. 4.9 Geometry used in TWOTRAN calculations (Category 45A through 45F).
- Fig. 4.10 Geometry used in TWOTRAN calculations (Category 45A, 45G, and 45H).

- Fig. 4.11 Geometry used in TWOTRAN calculations (Category 45A and 45I).
- Fig. 4.12 Horizontal geometry used in 2-dimensional CITATION calculations (Category 45J and 45K).
- Fig. 4.13 Vertical geometry used in 2-dimensional CITATION calculations (Category 45J and 45K).
- Fig. 4.14 Perturbation of thermal neutron flux by Cd sample in hydraulic rabbit (Category 45B).
- Fig. 4.15 Perturbation of thermal neutron flux by ^{235}U sample in hydraulic rabbit (Category 45C).
- Fig. 4.16 Perturbation of thermal neutron flux by Cd sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45D).
- Fig. 4.17 Perturbation of thermal neutron flux by Cd sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45D).
- Fig. 4.18 Perturbation of thermal neutron flux by Cd sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45D).
- Fig. 4.19 Perturbation of thermal neutron flux by Ir sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45E).
- Fig. 4.20 Perturbation of thermal neutron flux by Ir sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45E).
- Fig. 4.21 Perturbation of thermal neutron flux by Ir sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45E).
- Fig. 4.22 Perturbation of thermal neutron flux by irradiation hole for 10 cm pneumatic rabbit (Category 45F).
- Fig. 4.23 Perturbation of thermal neutron flux by irradiation hole for 10 cm pneumatic rabbit (Category 45F).
- Fig. 4.24 Perturbation of thermal neutron flux by irradiation hole for 10 cm pneumatic rabbit (Category 45F).
- Fig. 4.25 Perturbation of thermal neutron flux by Si sample in 19 cm irradiation hole (Category 45G).
- Fig. 4.26 Perturbation of thermal neutron flux by Fe sample in 19 cm irradiation hole (Category 45H).
- Fig. 4.27 Perturbation of thermal neutron flux by Fe sample in 19 cm irradiation hole (Category 45H).
- Fig. 4.28 Perturbation of thermal neutron flux by Cd sample in activation pneumatic rabbit (Category 45I).
- Fig. 4.29 Horizontal distribution of thermal neutron flux in BOC core (Category 45J). No sample is contained in 10 cm pneumatic rabbit.

- Fig. 4.30 Vertical distribution of thermal neutron flux in BOC core (Category 45J). No sample is contained in 10 cm pneumatic rabbit.
- Fig. 4.31 Horizontal distribution of thermal neutron flux in BOC core (Category 45K). Ir sample is contained in 10 cm pneumatic rabbit.
- Fig. 4.32 Vertical distribution of thermal neutron flux in BOC core (Category 45K). Ir sample is contained in 10 cm pneumatic rabbit.
- Fig. 4.33 Perturbation of thermal neutron flux by Ir sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45K).
- Fig. 4.34 Perturbation of thermal neutron flux by Ir sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45K).
- Fig. 4.35 Perturbation of thermal neutron flux by Ir sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45K). Neutron flux is plotted along the vertical axis of the Ir sample.
- Fig. 5.1 Feedback reactivity as a function of reactor power (Category 51A).
- Fig. 5.2 Time behavior of neutron density and reactor period after step insertion of $0.075\%dk/k$ reactivity (Category 53A). Initial neutron density is $1.0/cm^3$.
- Fig. 5.3 Time behavior of neutron density after step insertion of $100/cm^3$ neutron source (Category 53B). Initial neutron density is $1.9/cm^3$.
- Fig. 5.4 Time behavior of neutron density after ramp insertion of reactivity ranging from 0.01 to $0.2\%dk/k/s$ (Category 53C). Initial neutron density is $1.0/cm^3$.
- Fig. 5.5 Time behavior of reactor period after ramp insertion of reactivity ranging from 0.01 to $0.2\%dk/k/s$ (Category 53C).
- Fig. 5.6 Relations between addition rate of reactivity and elapsed time to reach a reactor period of 10, 15, 20 or 30 seconds (Category 53C).
- Fig. 5.7 Time behavior of neutron density and reactor period after ramp insertion of $0.04\%dk/k/s$ reactivity into subcritical core (Category 53D). Initial values of neutron density, neutron source, and reactivity are $1.9/cm^3$, $100.0/cm^3*s$, and $1.0\%dk/k$, respectively.

- Fig. 5.8 Time behavior of neutron density after ramp reactivity insertion of 0.01, 0.04, and 0.05%dk/k/s into subcritical core (Category 53D). Initial values of neutron density, neutron source and reactivity are $1.0/\text{cm}^3$, $1000.0/\text{cm}^3\text{s}$, and $-10.0\%\text{dk}/\text{k}$, respectively.
- Fig. 6.1 Geometry for the calculation of neutron spectra using ANISN code (Category 61A).
- Fig. 6.2 Neutron spectra in a fuel element, in Be reflector, at the peak point of thermal neutron flux in D_2O reflector, and in reactor pool water (Category 61A).
- Fig. 6.3 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations in full-out control rod pattern (Category 62A, 62D, and 62G).
- Fig. 6.4 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations of fresh core in ganged control rod pattern (Category 62B).
- Fig. 6.5 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations of fresh core in operation control rod pattern (Category 62C).
- Fig. 6.6 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations of BOC core in ganged control rod pattern (Category 62E).
- Fig. 6.7 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations of BOC core in operation control rod pattern (Category 62F).
- Fig. 6.8 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations of EOC core in ganged control rod pattern (Category 62H).
- Fig. 6.9 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations of EOC core in operation control rod pattern (Category 62I).
- Fig. 6.10 Average power density and neutron flux ratios in each fuel element in fresh core (Category 62A).
- Fig. 6.11 Average power density and neutron flux ratios in each fuel element in BOC core (Category 62D).
- Fig. 6.12 Average power density and neutron flux ratios in each fuel element in EOC core (Category 62G).
- Fig. 6.13 Average power density and neutron flux ratios in each fuel element in EOC core (Category 62C). The control rods are arranged in operation pattern.

1. 序

JRR-3 改造炉の核設計計算の結果は、既に参考文献 1 から 6 に報告されている。この設計の過程で種々な計算が行われたが、これらの報告書に記載されていないものも多い。本報告書には、それらの中から原子炉の運転管理に有用であると考えられるものを中心に選んでまとめた。

本報告書は、以下の項目で構成されている。

- (1) 燃料：燃料要素製作時のウラン含有量誤差が炉心の反応度に及ぼす影響、及び燃料要素 1 体が持つ反応度効果について述べる。
- (2) 制御棒：各種の炉心状態における制御棒の反応度効果を示す。
- (3) 反射体：重水反射体の温度係数、Be 反射体の A/ℓ への置換効果、Be 反射体中に生成される Li の反応度効果、及び実験物による中性子束分布の歪を示す。
- (4) 反応度：反応度の出力係数、ペリオドー反応度換算プログラム、及び反応度－中性子束 時間変化計算プログラムについて説明する。
- (5) 中性子束：炉心内及び反射体内での中性子スペクトル、及び炉心領域平均の中性子束 を示す。

以上の計算ケースを一覧表にして Table 1.1 に示す。なお、炉心構成及び計算方法は、特に説明の無い限り参考文献 3 及び 5 に記述されているものと同じである。

Table 1.1 Summary of calculations.

CATEGORY I.D.	ITEM	CODE	MODEL	GEOMETRY	ENERGY GROUPS	B.U.	C.R.
< REACTIVITY EFFECT OF ERROR IN U CONTENT >							
21A	-2W% ERROR IN ONE FUEL ELEMENT	CIT	PERT	2D-SLAB	3	0.0	OUT
21B	-1W% ERROR IN ONE FUEL ELEMENT	"	"	"	"	"	"
21C	+1W% ERROR IN ONE FUEL ELEMENT	"	"	"	"	"	"
21D	+2W% ERROR IN ONE FUEL ELEMENT	"	"	"	"	"	"
21E	ERROR DISTRIBUTED UNIFORMLY IN CORE	"	K	"	"	"	"
< REACTIVITY WORTH OF FUEL ELEMENT >							
22A	REPLACEMENT WITH DUMMY FUEL ELEMENT	"	"	"	"	"	"
22B	REPLACEMENT WITH LIGHT WATER	"	"	"	"	"	"
< REACTIVITY WORTH OF CONTROL RODS >							
31A	1 C.R. WITH BURNUP CONTROL FUEL	"	"	"	"	0,18,26	IN,OUT
31B	1 C.R. WITH FRESH CONTROL FUEL	"	"	"	"	"	"
31C	2 C.R. WITH BURNUP CONTROL FUEL	"	"	"	"	"	"
31D	4 C.R. WITH BURNUP CONTROL FUEL	"	"	"	"	"	"
32A	C.R. WORTHS IN BOC CORE	COR	"	"	"	10CY BOC	"
< REACTIVITY EFFECT OF REFLECTOR >							
41A	D20 TEMPERATURE COEFFICIENT	CIT	"	"	"	0.0	OUT
42A	REPLACEMENT OF BE REFLECTOR WITH AL	"	"	"	"	"	"
43A	EFFECT OF LI IN BE REFLECTOR	"	"	"	"	"	"
< DISTORTION OF NEUTRON FLUX IN REFLECTOR >							
44A	IR SAMPLE IN BE REFLECTOR	"	"	"	"	"	"
45A	NO SAMPLE (BASE CASE)	TWO	"	"	"	"	NONE
45B	CD SAMPLE IN HYDRAULIC RABBIT	"	"	"	"	"	"
45C	U235 SAMPLE IN HYDRAULIC RABBIT	"	"	"	"	"	"
45D	CD SAMPLE IN PNEUMATIC RABBIT	"	"	"	"	"	"
45E	IR SAMPLE IN PNEUMATIC RABBIT	"	"	"	"	"	"
45F	NO SAMPLE IN PNEUMATIC RABBIT	"	"	"	"	"	"
45G	SI SAMPLE IN IRRADIATION HOLE	"	"	"	"	"	"
45H	FE SAMPLE IN IRRADIATION HOLE	"	"	"	"	"	"
45I	CD SAMPLE IN PNEUMATIC RABBIT(ACTIVATION)	"	"	"	"	"	"
45J	NO SAMPLE IN PNEUMATIC RABBIT	CIT	"	3D-SLAB	"	18.0	OUT
45K	IR SAMPLE IN PNEUMATIC RABBIT	"	"	"	"	"	"

/CIT/COR/TWO/BAS/ANI/ = / CITATION / COREBN / TWOTRAN / CODE IN BASIC / ANISN /
 / PERT / K / = / PERTURBATION CALCULATION / EIGEN VALUE CALCULATION /
 / IN / OUT / NONE / = / FULL-IN / FULL-OUT / NO CONTROL ROD /

Table 1.1 (Continued)

CATEGORY I.D.	ITEM	CODE	MODEL	GEOMETRY	ENERGY GROUPS	B.U.	C.R.
< REACTOR KINETICS >							
51A	POWER COEFFICIENT OF REACTIVITY	CIT	K	2D-SLAB	3	0.0	OUT
52A	PERIOD-REACTIVITY PROGRAM	BAS	-	1-POINT	1	-	-
53A	STEP REACTIVITY INSERTION	"	-	"	"	-	-
53B	NEUTRON SOURCE INSERTION	"	-	"	"	-	-
53C	RAMP REACTIVITY INSERTION	"	-	"	"	-	-
53D	REACTOR START-UP	"	-	"	"	-	-
< NEUTRON FLUXES >							
61A	POINT-WISE NEUTRON FLUX SPECTRA	ANI	K	1D-CYL	72	0.0	NONE
62A	REGION-WISE NEUTRON FLUX (FRESH CORE)	CIT	"	3D-SLAB	3	"	OUT
62B	REGION-WISE NEUTRON FLUX (FRESH CORE)	"	"	"	"	"	GANG
62C	REGION-WISE NEUTRON FLUX (FRESH CORE)	"	"	"	"	"	OPE
62D	REGION-WISE NEUTRON FLUX (BOC CORE)	"	"	"	"	18.0	OUT
62E	REGION-WISE NEUTRON FLUX (BOC CORE)	"	"	"	"	"	GANG
62F	REGION-WISE NEUTRON FLUX (BOC CORE)	"	"	"	"	"	OPE
62G	REGION-WISE NEUTRON FLUX (EOC CORE)	"	"	"	"	26.0	OUT
62H	REGION-WISE NEUTRON FLUX (EOC CORE)	"	"	"	"	"	GANG
62I	REGION-WISE NEUTRON FLUX (EOC CORE)	"	"	"	"	"	OPE

/CIT/COR/TWO/BAS/ANI/ = / CITATION / COREBN / TWOTRAN / CODE IN BASIC / ANISN /
 / PERT / K / = / PERTURBATION CALCULATION / EIGEN VALUE CALCULATION /
 / IN / OUT / NONE / = / FULL-IN / FULL-OUT / NO CONTROL ROD /
 / GANG / OPE / = / GANGED PATTERN / OPERATION PATTERN /

2. 燃 料

2.1 燃料板ウラン含有量誤差の等価反応度

2.1.1 概 要

燃料要素のウラン含有量は、標準型燃料要素1体当たりの ^{235}U 300gを基準にしている。この結果、燃料芯材中のウラン密度は標準型燃料要素及びフォロワ型燃料要素とともに $2.16\text{g}/\text{cm}^3$ になる。しかし、燃料製作時ウラン含有量に誤差が生ずる場合も考えられる。このため、ウラン含有量に生ずる誤差が炉心反応度に及ぼす影響を調べた。ここでは、ウラン密度が $2.16\text{g}/\text{cm}^3$ の炉心を基準にして、ウラン含有量が±5%の範囲で変化した場合の炉心の反応度変化を計算した。

2.1.2 計算方法

炉心内の燃料要素が1体だけ、ウラン含有量に誤差を持つ場合、及び全部の燃料要素が同時に同じ誤差を持つ場合の2種類について反応度効果を調べた。前者は、中性子拡散理論による摂動計算により、後者は固有値計算により求めた。

計算分類は、次の通りである。

- (1) 分類21 A : 燃料要素1体が-2w/oの誤差を持つ場合
- (2) 分類21 B : 燃料要素1体が-1w/oの誤差を持つ場合
- (3) 分類21 C : 燃料要素1体が+1w/oの誤差を持つ場合
- (4) 分類21 D : 燃料要素1体が+2w/oの誤差を持つ場合
- (5) 分類21 E : 炉心全体の燃料が±5, ±2, 又は±1w/oの誤差を持つ場合

計算に用いた燃料芯材中のウラン含有量及び原子個数密度をTable 2.1に示す。芯材中のアルミニウムの原子個数密度は、ウラン含有量にかゝわらず一定にしている。

計算条件を以下に示す。

- 計算コード : CITATIONコード^{7),8)}
- 計算体系 : 2次元平板 $\frac{1}{2}$ 炉心体系 (Fig. 2.1参照)
- 制御棒 : 全引抜き状態
- 境界条件 : 真空条件
- 軸方向バックリング : $B_z^2 = 1.1357 \times 10^{-3} (\text{cm}^{-2})^3$
- エネルギー群数 : 3。群構造は参考文献5を参照のこと。
- 計算モデル : 拡散理論固有値計算及び摂動計算
- 炉心温度 : 325K
- 燃焼度 : 0%
- 炉出力 : 20MW
- 照射物 : 燃料領域内照射筒にはAl製プラグが、Be反射体内照射筒にはBe製プラグが挿入

されている。重水反射体中の垂直照射孔及び水平実験孔の存在は無視している。
○少数组断面積：計算方法は参考文献 5 を参照のこと。

2.1.3 計算方法及び検討

計算分類 21 A から 21 D までの計算によって得られた、燃料要素 1 体中のウラン含有量誤差による反応度効果を、Fig. 2.2 から 2.5 に示す。ここで、炉心の中心に関して 180 回転対称の位置にある燃料要素の反応度価値は互いに等しいことを考慮して、1/2 炉心の 16 体について値が示してある。これらの燃料要素番号を Fig. 2.6 に示す。最大の反応度変化を示す標準燃料要素は、炉心中心付近の No. 9 であり、その値は単位 w/o 誤差当り $5.7 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/w/o$ である。一方、最小の反応度変化を示すものは No. 5 であり、その値は $4.0 \times 10^{-3} \% \Delta k/k/w/o$ である。なお、フォロワ型燃料要素の反応度効果は、標準型燃料要素に比較して小さい。

計算分類 21 E で得られた、炉心全体の燃料要素がウラン含有量の誤差を持つ場合の反応度効果を Table 2.2 及び Fig. 2.7 に示す。± 5 w/o のウラン含有量誤差の範囲では、約 ± 0.6 % Δk/k の反応度変化があり、単位誤差当りでは 0.12 % Δk/k/w/o である。

Table 2.1 Atomic number density of uranium in fuel meat.

ERROR IN CONTENT (W%)	CONTENT IN ELEMENT (G)		DENSITY IN FUEL MEAT (G/CM**3)				ATOMIC NUMBER DENSITY IN FUEL MEAT (1.0E+24/CM**3)	
	235 U	238 U	U	U	235 U	238 U	U	U
-5	285	1158	1443	0.4058	1.6491	2.0549	1.0398E-3	4.1717E-3
-2	294	1195	1489	0.4187	1.7011	2.1198	1.0726E-3	4.3034E-3
-1	297	1207	1504	0.4229	1.7185	2.1414	1.0836E-3	4.3473E-3
0	300	1219	1519	0.4272	1.7359	2.1631	1.0945E-3	4.3912E-3
1	303	1231	1534	0.4315	1.7532	2.1847	1.1055E-3	4.4352E-3
2	306	1243	1549	0.4357	1.7706	2.2063	1.1164E-3	4.4791E-3
5	315	1280	1595	0.4486	1.8226	2.2712	1.1493E-3	4.6108E-3

Table 2.2 Relation between reactivity and uranium content in fuel elements (Category 21E).

TEMPERATURE: 325 K
C.R. POSITION: FULL-OUT
BURNUP: 0%

ERROR IN CONTENT (W%)	K-EFF	REACTIVITY (%DK/K)	DIFFERENCE (%DK/K)
-5	1.1782	15.1	-0.65
-2	1.1837	15.5	-0.25
-1	1.1855	15.7	-0.12
0	1.1873	15.8	0.0
1	1.1890	15.9	0.13
2	1.1907	16.0	0.24
5	1.1956	16.4	0.59

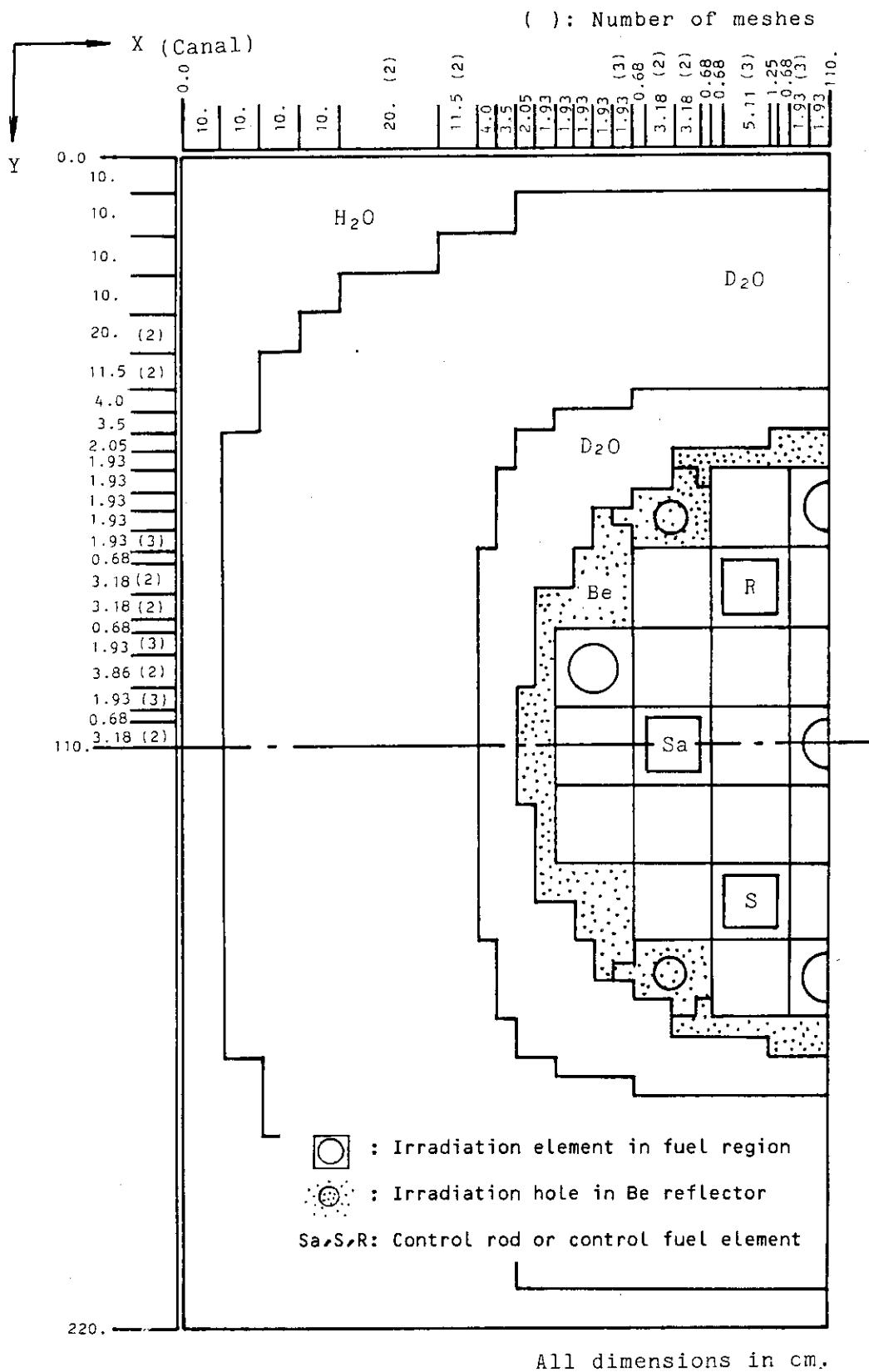


Fig. 2.1 Horizontal geometry for criticality calculations using CITATION code.

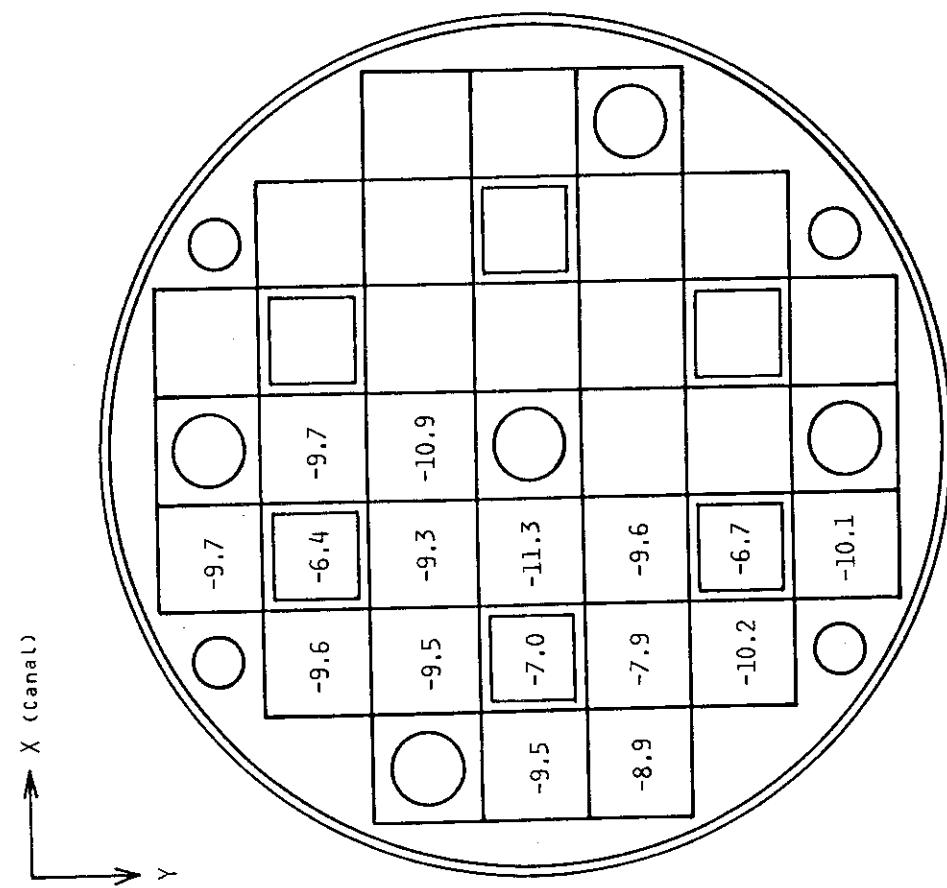


Fig. 2.2 Space dependence of reactivity worth corresponding to -2w/o error of uranium content in fuel (Category 21A).

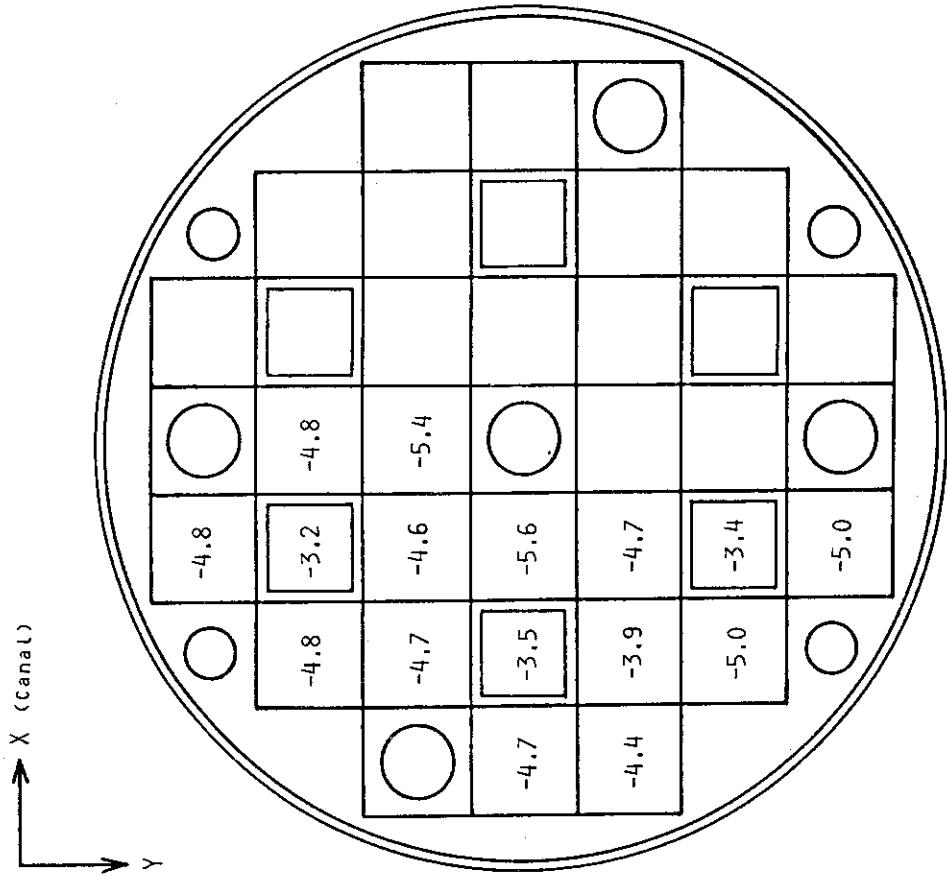


Fig. 2.3 Space dependence of reactivity worth corresponding to -1w/o error of uranium content in fuel (Category 21B).

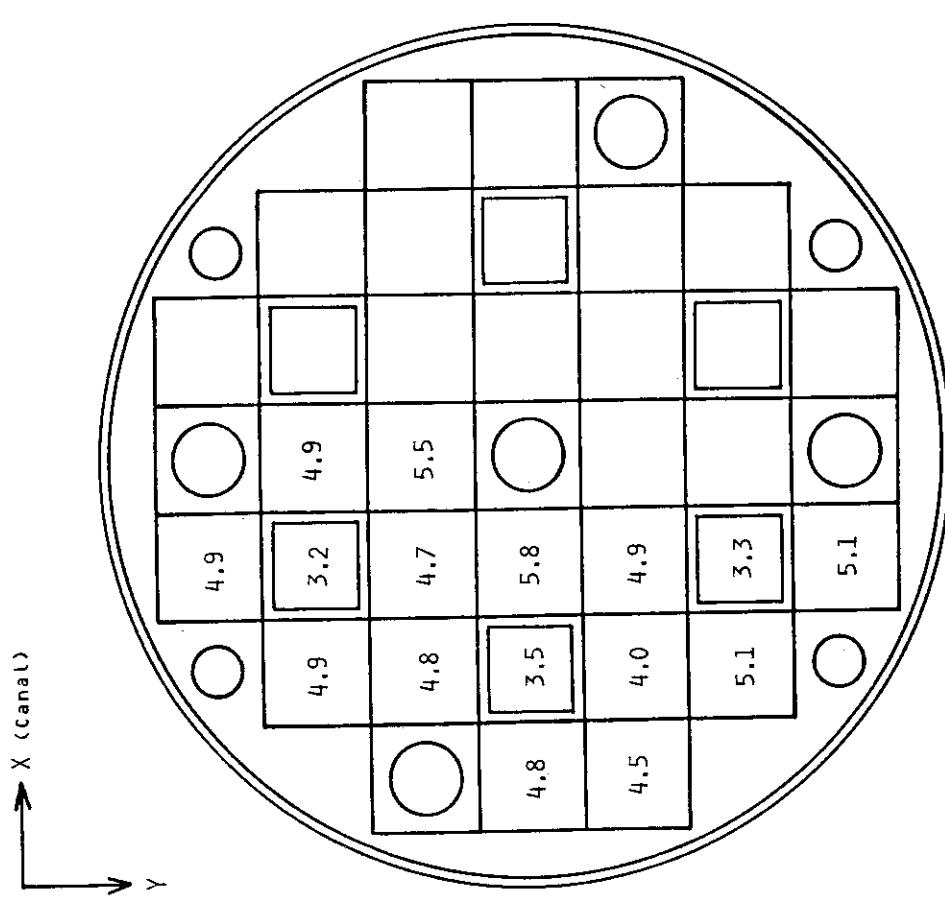


Fig. 2.4 Space dependence of reactivity worth corresponding to +1w/o error of uranium content in fuel (Category 21C).

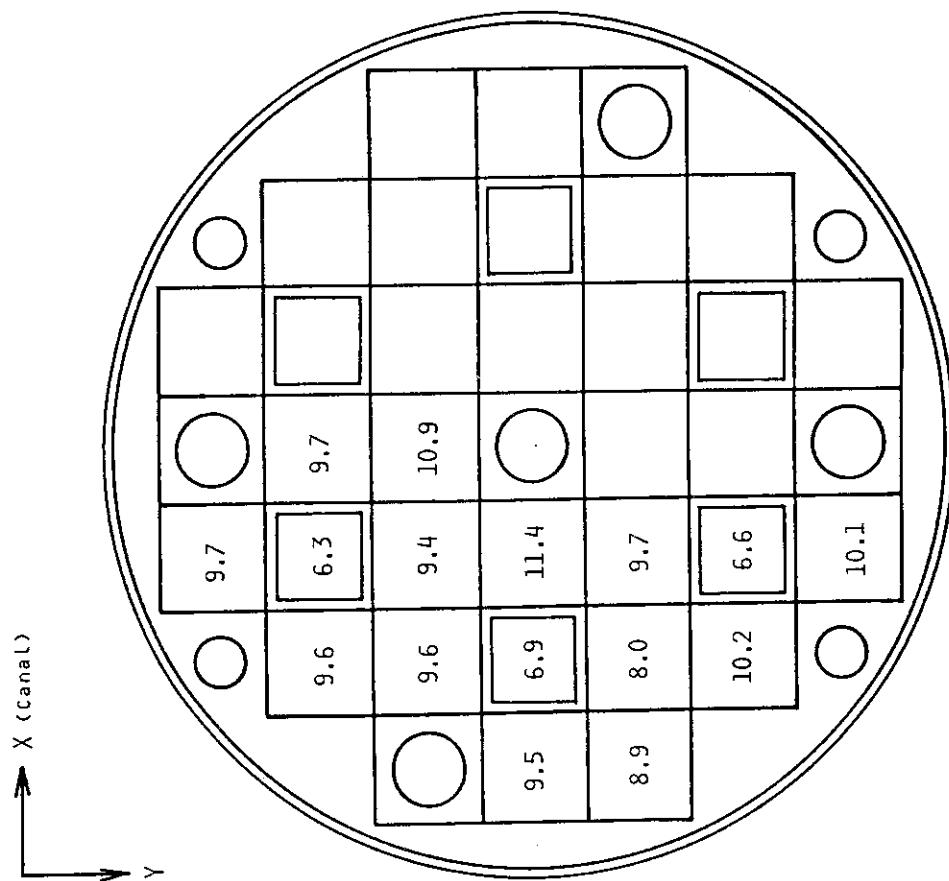


Fig. 2.5 Space dependence of reactivity worth corresponding to +2w/o error of uranium content in fuel (Category 21D).

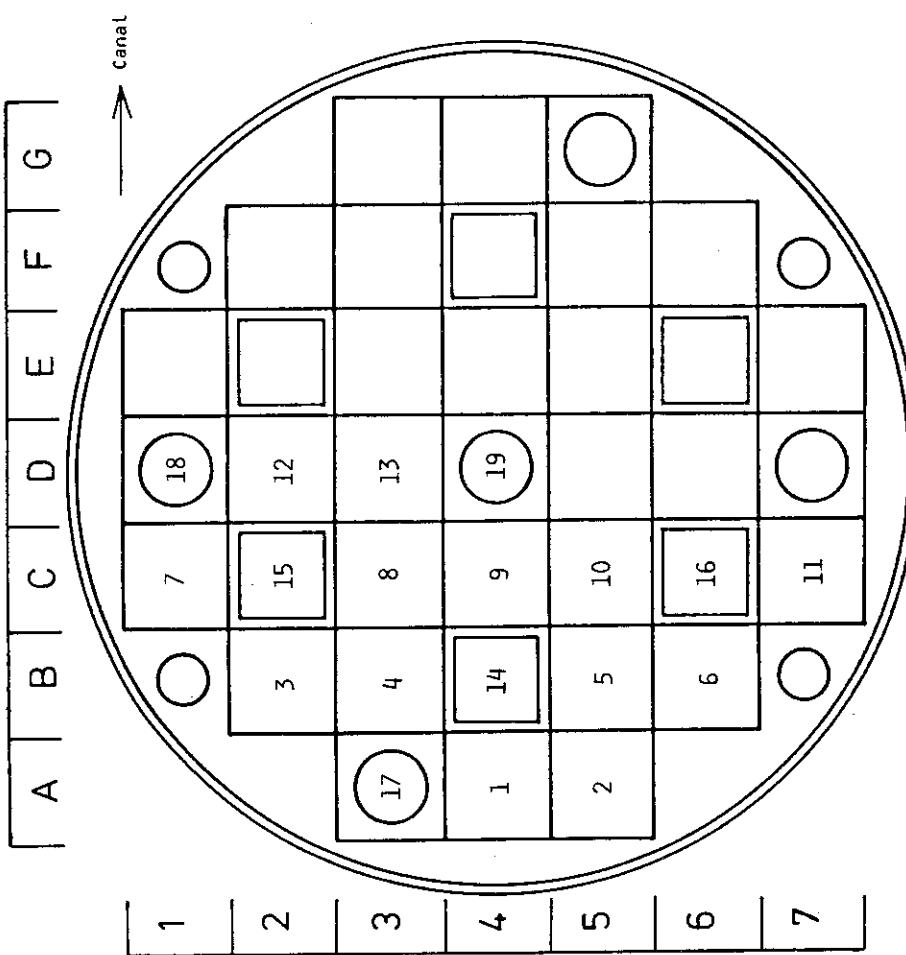


Fig. 2.6 Location of fuel and irradiation elements in the core.

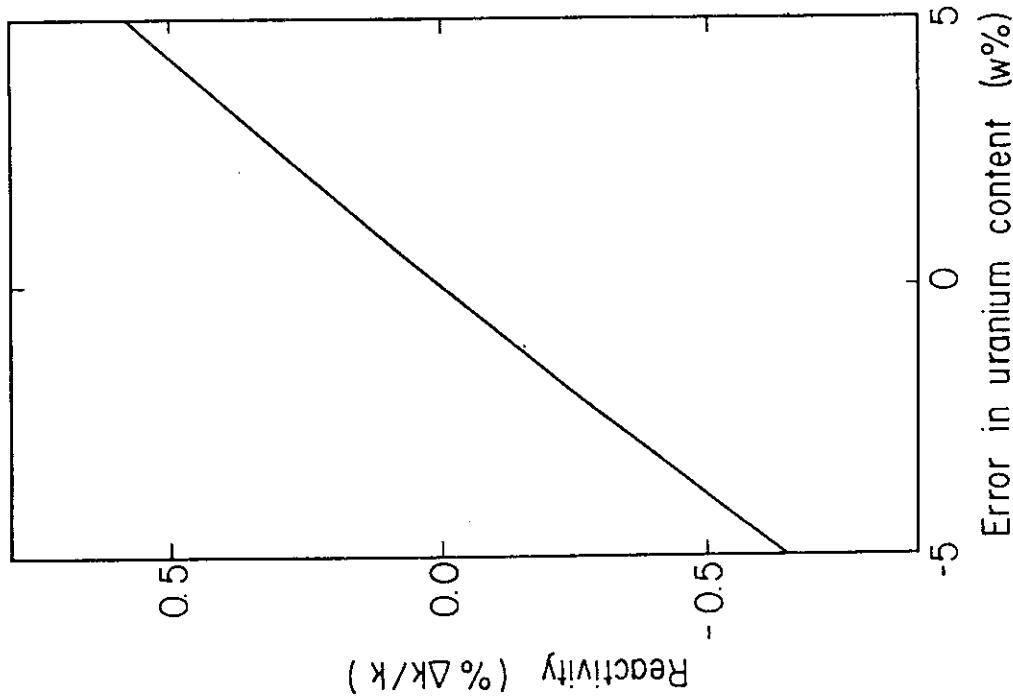


Fig. 2.7 Reactivity as a function of error of uranium content in the fresh core (Category 21E).

2.2 燃料要素の等価反応度

2.2.1 概 要

炉心には、標準型燃料要素26体及びフォロワ型燃料要素6体が装荷される。全燃料要素が装荷されている炉心を基準として、標準型燃料要素1体の反応度効果を装荷位置ごとに計算した。

2.2.2 計算方法

全燃料要素が装荷されている炉心を基準にして、次の場合について反応度変化を求めた。

(1) 分類22A：標準型燃料要素を1体づつ、燃料を含有していないダミー燃料要素に置換した場合。

(2) 分類22B：各標準型燃料要素を引抜き、軽水に置換した場合。

計算条件は以下の点を除いて、2.1.2で述べたものと同じである。

・計算モデル：拡散理論固有値計算

・少数组断面積：参考文献5を参照。ダミー燃料要素は、燃料要素の燃料芯材を $A\ell$ に置き換えた構造をしており、断面が $7.72 \times 7.72 \text{ cm}$ 、高さが 75.0 cm である。ダミー燃料要素セルの構成物質の体積率をTable 2.3に示す。ダミー燃料要素の少数组断面積の計算は、この体積率で均質化した原子個数密度をもつ等価円筒が、標準型燃料要素に囲まれている体系について行った。

2.2.3 計算結果及び検討

炉心内の燃料要素の配置はFig. 2.6に示したとおりである。この配置についての分類22Aの計算結果をFig. 2.8に示す。これは、引抜かれた燃料要素1体をダミー燃料要素に置き換えた場合の反応度効果である。炉心の対称性を考慮して13本の標準型燃料要素に関して計算している。最も反応度効果の大きな燃料要素はNo. 9及び13であり、 $-1.1\% \Delta k/k$ となっている。最も反応度効果の小さな燃料要素はNo. 2及び5であり、 $-0.8\% \Delta k/k$ である。全体的に、炉心中央付近にある燃料要素のほうが、反射体に隣接する燃料要素より反応度効果は大きい。

分類22Bの計算結果をFig. 2.9に示す。これは、引抜かれた標準型燃料要素の後に軽水が満たされた場合の反応度効果である。反応度効果が最大である燃料要素は、No. 9と13であり、その値は $-1.1\% \Delta k/k$ である。一方、最小はNo. 5の $-0.7\% \Delta k/k$ である。これらの値は、ダミー燃料要素に置換した場合に比較して、炉心中央部と反射体隣接部との値の差が一般にやゝ小さくなっている。

分類22Aで得られた燃料要素1体の反応度効果を、分類21Aから21Dで計算された燃料要素1体中のウラン含有量誤差による反応度効果と比較する。Fig. 2.10に、No. 9の標準型燃料要素に規格化した他の燃料要素の反応度効果を示す。図中の欄の上段は燃料要素1体中のウラン含有量誤差による反応度効果であり、下段は燃料要素1体をダミー燃料要素に置換した場合である。両者は全般に良く一致しており、同様な場所依存性を持っている。

Table 2.3 Volume fractions of materials in dummy fuel elements.

	Al	H ₂ O	TOTAL
STANDARD FUEL ELEMENT	0.4625	0.5375	1.0
CONTROL FUEL ELEMENT WITH CONTROL ROD GUIDE TUBE	0.5618	0.4382	1.0

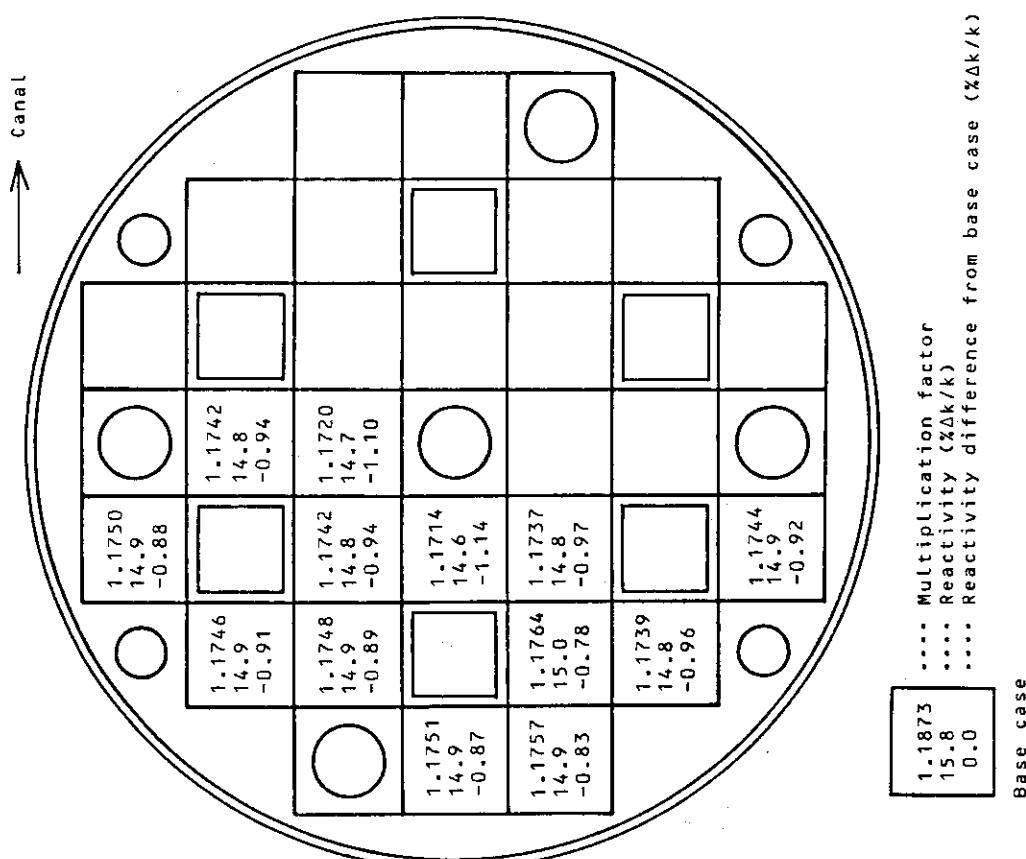


Fig. 2.8 Space dependence of reactivity worth of a fuel element (Category 22A). The reactivity worth is the difference between a fuel element and a dummy fuel element.

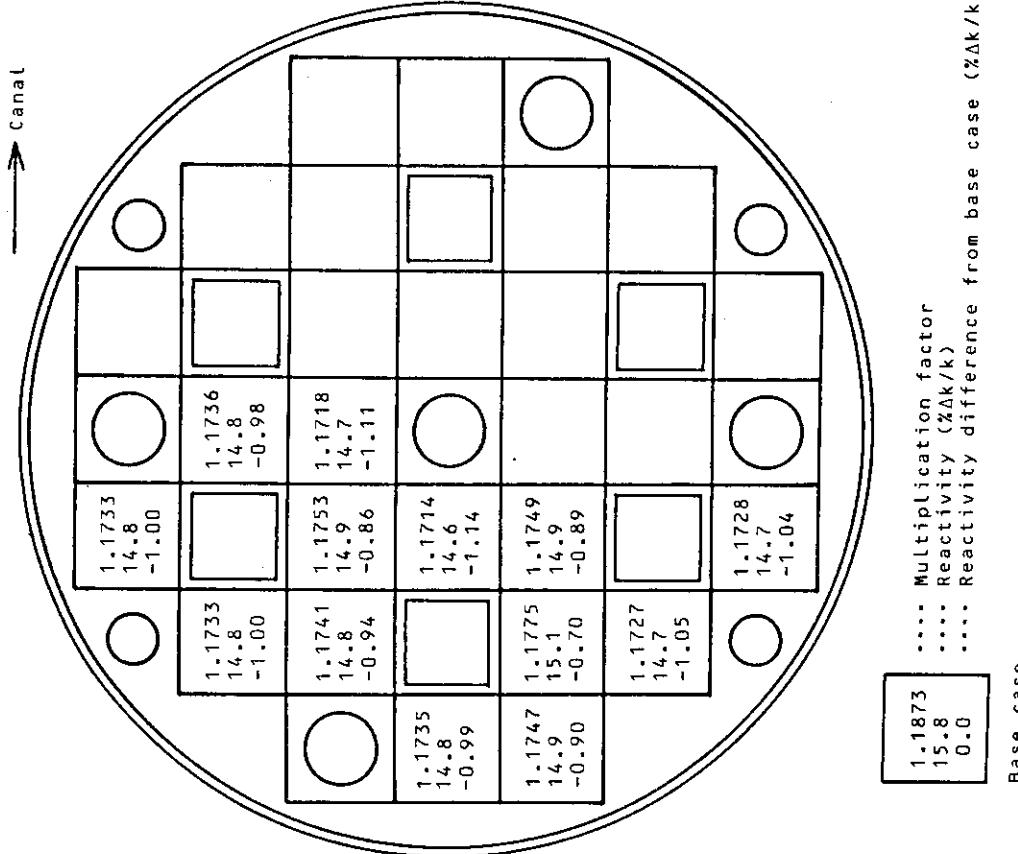
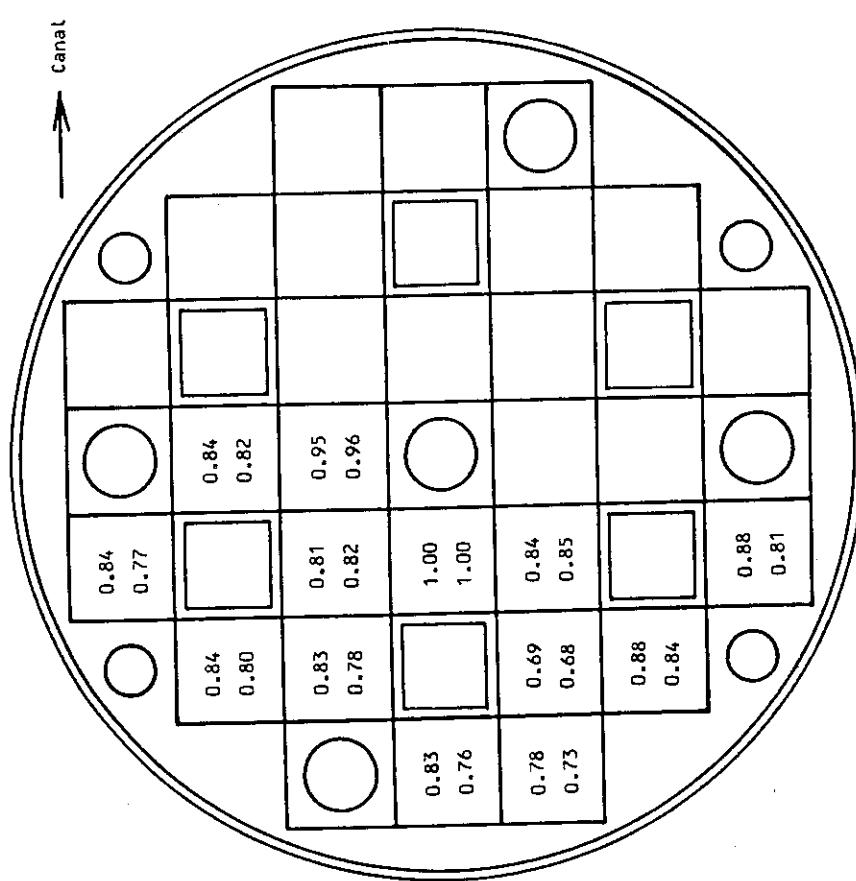


Fig. 2.9 Space dependence of reactivity worth of a fuel element (Category 22B). The reactivity worth is the difference between a fuel element and water.



Upper Relative reactivity worth of error in U content in standard fuel element (Category 21A, 21B, 21C and 21D).
 Lower Relative reactivity worth of standard fuel element (Category 22A).

Fig. 2.10 Relative reactivity worths of standard fuel elements in the core.

3. 制御棒

3.1 制御棒反応度価値（均一燃焼分布炉心）

3.1.1 概要

改造炉は Fig. 3.1 に示すように、制御棒を 6 本有している。炉心が 180 度回転対称性を持っていることにより、対称位置にある制御棒は同じ反応度価値を持っている。この対称位置にある 2 本を組として、Fig. 3.1 に示すように Sa 棒、S 棒及び R 棒と組分けされている。Sa 棒及び S 棒は粗調整棒として、R 棒は微調整棒として使用される。

制御棒反応度価値は、制御棒 1 本毎及び各組毎について求めた。後者は同じ組に属する 2 本の制御棒の挿入高さを等しくした場合の反応度価値である。なお、反応度価値曲線については参考文献 3 を参照されたい。

3.1.2 計算方法

制御棒の反応度価値は、全引抜き時及び全挿入時の反応度差として求める。この場合、他の制御棒位置による炉心の非対称性を考慮するために、計算は全炉心体系について行った。また、これらの計算は 0, 18 及び 26% 均一燃焼度の炉心について行った。燃焼炉心においては、フォロワ型燃料要素が標準型燃料要素と同じ燃焼をしている場合と、0% B.U. であると仮定した場合がある。

計算分類を以下に示す。

- (1) 分類 31 A : 各燃焼度の炉心における制御棒 1 本の反応度価値。フォロワ型燃料要素も標準型燃料要素と同じ燃焼度である。
- (2) 分類 31 B : 各燃焼度の炉心における制御棒 1 本の反応度価値。フォロワ型燃料要素はつねに 0% B.U. である。
- (3) 分類 31 C : 各燃焼度の炉心における制御棒 2 本の反応度価値。各組の制御棒は 2 本とも同一挿入位置にあるとしている。また、フォロワ型燃料要素も標準型燃料要素と同じ燃焼度である。
- (4) 分類 31 D : 各燃焼度の炉心における制御棒 4 本の反応度価値。各組の制御棒は 2 本とも同一挿入位置にあるとしている。また、フォロワ型燃料要素も標準型燃料要素と同じ燃焼度である。

計算条件は以下の点を除いて 2.1.2 で述べたものと同じである。

- 計算体系 : 2.1.2 で示したものと同様であるが、フォロワ型燃料要素の領域は各計算ケースに応じて制御棒要素に置き換えている。
- 制御棒 : 全引抜き又は全挿入状態
- 制御棒境界対数微分定数 : $0.35^{5)}$ (第 3 群のみ)
- 計算モデル : 拡散理論固有值計算

- 燃焼度：0, 18 及び 26% 均一 B.U.
- 少数群断面積：参考文献 5 を参照のこと。

3.1.3 計算結果及び検討

(i) 分類 31 A

計算結果を Table 3.1 に示す。これは各燃焼炉心において、制御棒 1 本のみが全引抜きされたときの反応度価値である。制御棒が全引抜きのとき炉心に挿入されるフォロワ型燃料要素の燃焼度は標準型燃料要素と同じである。

全制御棒が全挿入された状態を基準とした場合、Sa 棒 1 本の反応度価値は、0, 18 及び 26% 均一 B.U. 炉心でそれぞれ、10.1, 11.4 及び 12.0% $\Delta k/k$ である。また、S 棒 1 本の反応度価値はそれぞれ 8.8, 9.9 及び 10.4% $\Delta k/k$ となっており、R 棒 1 本ではそれぞれ 8.0, 9.0 及び 9.4% $\Delta k/k$ である。どの制御棒の反応度価値も燃焼が進んだ炉心ほど大きい。また、どの燃焼度の炉心も Sa 棒の反応度価値が最も大きく、次に S 棒で、R 棒の反応度価値が最も小さい。全制御棒反応度価値は 0, 18 及び 26% 均一 B.U. 炉心でそれぞれ 30.8, 34.5 及び 36.0% $\Delta k/k$ である。

(ii) 分類 31 B

計算結果を Table 3.2 に示す。分類 31 A と同様に制御棒 1 本のみが全引抜きされた場合の反応度価値の計算であるが、制御棒が全引抜きのとき炉心に挿入されるフォロワ型燃料要素の燃焼度は 0% と仮定している点で異なる。

全制御棒が全挿入された状態を基準とした場合、Sa 棒 1 本の反応度価値は、18 及び 26% 均一 B.U. 炉心でそれぞれ、12.1 及び 12.9% $\Delta k/k$ である。また、S 棒 1 本の反応度価値はそれぞれ 10.6 及び 11.3% $\Delta k/k$ であり、R 棒 1 本ではそれぞれ 9.6 及び 10.2% $\Delta k/k$ である。分類 31 A の場合と同様に、どの制御棒の反応度価値も燃焼が進んだ炉心ほど大きい。また、どの燃焼度の炉心も Sa 棒の反応度価値が最も大きく、次に S 棒で、R 棒の反応度価値が最も小さい。全制御棒反応度価値は 18 及び 26% 均一 B.U. 炉心でそれぞれ 35.8 及び 37.7% $\Delta k/k$ である。上記の値を分類 31 A の結果と比較すると、制御棒引抜き時に挿入されるフォロワ型燃料要素が 0% B.U. であることにより、どの制御棒反応度価値も大きくなっている。それらの差は制御棒 1 本当り、18% 均一 B.U. 炉心で約 0.7% $\Delta k/k$, 26% 均一 B.U. 炉心で約 0.9% $\Delta k/k$ である。

(iii) 分類 31 C

計算結果を Table 3.3 に示す。これは各燃焼炉心において、各組の制御棒 2 本が同時に全引抜きされた場合の反応度価値であり、制御棒が全引抜きのときに挿入されるフォロワ型燃料要素の燃焼度は標準型燃料要素と同じである。

全制御棒が全挿入された状態を基準とした場合、Sa 棒 2 本の反応度価値は、0, 18 及び 26% 均一 B.U. 炉心でそれぞれ、15.1, 17.0 及び 17.8% $\Delta k/k$ である。また、S 棒 2 本の反応度価値はそれぞれ 13.3, 15.0 及び 15.7% $\Delta k/k$ であり、R 棒 2 本ではそれぞれ 12.5, 14.0 及び 14.6% $\Delta k/k$ である。分類 31 A の制御棒 1 本の反応度価値と比較すると、Sa 棒、S 棒及び R 棒とも 2 本が同時に引抜かれた場合は、1 本当りの反応度価値は干渉効果により約 0.76 倍に減少している。

(iv) 分類 31 D

計算結果を Table 3.4 に示す。これらは各燃焼炉心において、2 組の制御棒 4 本が引抜きされ

た場合の反応度価値である。制御棒が全引抜きされたときに挿入されるフォロワ型燃料要素の燃焼度は標準型燃料要素と同じである。

全制御棒が全挿入された状態を基準とした場合、Sa棒及びS棒の4本の反応度価値は、0, 18及び26%均一B.U.炉心でそれぞれ、23.9, 26.8及び28.0% $\Delta k/k$ である。また、Sa棒とR棒の4本の反応度価値は、それぞれ、23.4, 26.2及び27.4% $\Delta k/k$ 、Sa棒とR棒の4本ではそれぞれ、22.6, 25.4及び26.5% $\Delta k/k$ である。

(V) Sa棒2本の引抜時における反応度価値

実際の原子炉運転においては、Sa棒は他の制御棒に先立って全引抜きされ、次いで他の組の制御棒が抜かれる。分類31C及び31Dの結果から、Sa棒2本が全引抜きされており、その他の制御棒4本が全挿入されている状態を基準としたときのS棒又はR棒2本の反応度価値を求めてTable 3.5に示す。これらの計算では、制御棒が全引抜きのときに挿入されるフォロワ型燃料要素の燃焼度を標準型燃料要素と同じにしている。

S棒2本の反応度価値は0, 18及び26%均一B.U.炉心でそれぞれ、8.7, 9.7及び10.2% $\Delta k/k$ である。R棒2本の反応度価値はそれぞれ、8.2, 9.2及び9.6% $\Delta k/k$ である。これらの値と分類31Cの結果とを比較すると、Sa棒2本が全引抜きされている場合には、S棒及びR棒の反応度価値はどちらも約0.65倍と小さくなっていることが分る。

Table 3.1 Reactivity worths of a control rod in various patterns
 (Category 31A). The burnup of the control fuel element
 is the same as the standard fuel element.

TEMPERATURE: 325 K										
BURNUP (%)	SA-ROD		S-ROD		R-ROD		K-EFF		REACTIVITY (%DK/K)	DIFFERENCE (%DK/K)
	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)		
0	1	1	1	1	1	1	0.8696	-15.0	0.0	
	0	1	1	1	1	1	0.9536	-4.9	10.1	
	1	1	0	1	1	1	0.9417	-6.2	8.8	
	1	1	1	1	0	1	0.9343	-7.0	8.0	
18	0	0	0	0	0	0	1.1879	15.8	30.8	
	1	1	1	1	1	1	0.7848	-27.4	0.0	
	0	1	1	1	1	1	0.8619	-16.0	11.4	
	1	1	0	1	1	1	0.8508	-17.5	9.9	
26	1	1	1	1	0	1	0.8441	-18.5	9.0	
	0	0	0	0	0	0	1.0762	7.1	34.5	
	1	1	1	1	1	1	0.7608	-31.4	0.0	
	0	1	1	1	1	1	0.8369	-19.5	12.0	
I : CONTROL ROD FULL-IN. 0 : CONTROL ROD FULL-OUT (CONTROL FUEL ELEMENT FULL-IN).										

Table 3.2 Reactivity worths of a control rod in various patterns
 (Category 31B). The burnup of the control fuel element
 is 0%.

		TEMPERATURE: 325 K				* DIFFERENCE FROM CATEGORY 31A (%DK/K)	
BURNUP (%)		SA-ROD	S-ROD	R-ROD	K-EFF	REACTIVITY (%DK/K)	DIFFERENCE (%DK/K)
(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)
0	1	1	1	1	1	0.8696	-15.0
	0	1	1	1	1	0.9536	-4.9
	1	1	0	1	1	0.9417	-6.2
	1	1	1	0	1	0.9343	-7.0
18	0	0	0	0	0	1.1879	15.8
	1	1	1	1	1	0.7848	-27.4
	0	1	1	1	1	0.8672	-15.3
	1	1	0	1	1	0.8558	-16.9
26	1	1	1	0	1	0.8486	-17.8
	0	0	0	0	0	1.0913	8.4
	1	1	1	1	1	0.7608	-31.4
	0	1	1	1	1	0.8439	-18.5
	1	1	0	1	1	0.8324	-20.1
	1	1	1	0	1	0.8251	-21.2
	0	0	0	0	0	1.0671	6.3
	1	1	1	1	1	0.7608	-31.4
		TEMPERATURE: 325 K				* DIFFERENCE FROM CATEGORY 31A (%DK/K)	

I : CONTROL ROD FULL-IN.

O : CONTROL ROD FULL-OUT (CONTROL FUEL ELEMENT FULL-IN).

* : DIFFERENCE BETWEEN REACTIVITY WORTHS CALCULATED IN CATEGORY 31A AND 31B.

Table 3.3 Reactivity worths of a set of two control rods in various patterns (Category 31C). The burnup of the control fuel element is the same as the standard fuel element.

		TEMPERATURE: 325 K				* RATIO TO CATEGORY 31A
BURNUP (%)		SA-ROD	S-ROD	R-ROD	K-EFF	
		(1) (2)	(1) (2)	(1) (2)	(%DK/K)	
0	I	1	1	1	1	0.8696
	O	0	1	1	1	1.0015
	I	1	0	0	1	0.9838
	I	1	1	0	0	0.9755
	O	0	0	0	0	1.1879
18	I	1	1	1	1	0.7848
	O	0	1	1	1	0.9057
	I	1	0	0	1	0.8893
	I	1	1	0	0	0.8817
	O	0	0	0	0	1.0762
26	I	1	1	1	1	0.7608
	O	0	1	1	1	0.8800
	I	1	0	0	1	0.8637
	I	1	1	0	0	0.8561
	O	0	0	0	0	1.0477

I : CONTROL ROD FULL-IN.
 O : CONTROL ROD FULL-OUT (CONTROL FUEL ELEMENT FULL-IN).
 * : RATIO OF TWO-ROD REACTIVITY WORTH TO ONE-ROD REACTIVITY WORTH IN THE SAME ROD GROUP.

Table 3.4 Reactivity worths of a set of four control rods (Category 31D). The burnup of the control fuel element is the same as the standard fuel element.

TEMPERATURE: 325 K

BURNUP (%)	SA-ROD		S-ROD		R-ROD		K-EFF	REACTIVITY (%DK/K)	DIFFERENCE (%DK/K)
	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)			
0	1	1	1	1	1	1	0.8696	-15.0	0.0
	0	0	0	0	1	1	1.0974	8.9	23.9
	0	0	1	1	0	0	1.0916	8.4	23.4
	1	1	0	0	0	0	1.0827	7.6	22.6
18	0	0	0	0	0	0	1.1879	15.8	30.8
	1	1	1	1	1	1	0.7848	-27.4	0.0
	0	0	0	0	1	1	0.9934	-0.7	26.8
	0	0	1	1	0	0	0.9881	-1.2	26.2
26	1	1	0	0	0	0	0.9798	-2.1	25.4
	0	0	0	0	0	0	1.0762	7.1	34.5
	1	1	1	1	1	1	0.7608	-31.4	0.0
	0	0	0	0	1	1	0.9662	-3.5	28.0
26	0	0	1	1	0	0	0.9609	-4.1	27.4
	1	1	0	0	0	0	0.9527	-5.0	26.5
	0	0	0	0	0	0	1.0477	4.6	36.0

I : CONTROL ROD FULL-IN.
 O : CONTROL ROD FULL-OUT (CONTROL FUEL ELEMENT FULL-IN).

Table 3.5 Reactivity worths of a set of two control rods with the combination of two full-out Sa-rods (Category 31D). The burnup of the control fuel element is the same as the standard fuel element.

TEMPERATURE: 325 K											
BURNUP (%)	SA-ROD		S-ROD		R-ROD		K-EFF		REACTIVITY (%DK/K)	DIFFERENCE (%DK/K)	* RATIO TO CATEGORY 31A
	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)	(1)	(2)			
0	0	0	1	1	1	1	1.0015	0.2	0.0	-	-
	0	0	0	0	1	1	1.0974	8.9	8.7	0.65	0.66
	0	0	1	1	0	0	1.0916	8.4	8.2	0.62	0.66
<hr/>											
18	0	0	1	1	1	1	0.9057	-10.4	0.0	-	-
	0	0	0	0	1	1	0.9934	-	0.7	9.7	0.65
	0	0	1	1	0	0	0.9881	-	1.2	9.2	0.66
<hr/>											
26	0	0	1	1	1	1	0.8800	-13.6	0.0	-	-
	0	0	0	0	1	1	0.9662	-	3.5	10.2	0.65
	0	0	1	1	0	0	0.9609	-	4.1	9.6	0.65

1 : CONTROL ROD FULL-IN.

0 : CONTROL ROD FULL-OUT (CONTROL FUEL ELEMENT FULL-IN).

* : REACTIVITY WORTH UNDER FULL-OUT OF SA-RODS / REACTIVITY WORTH UNDER FULL-IN OF SA-RODS

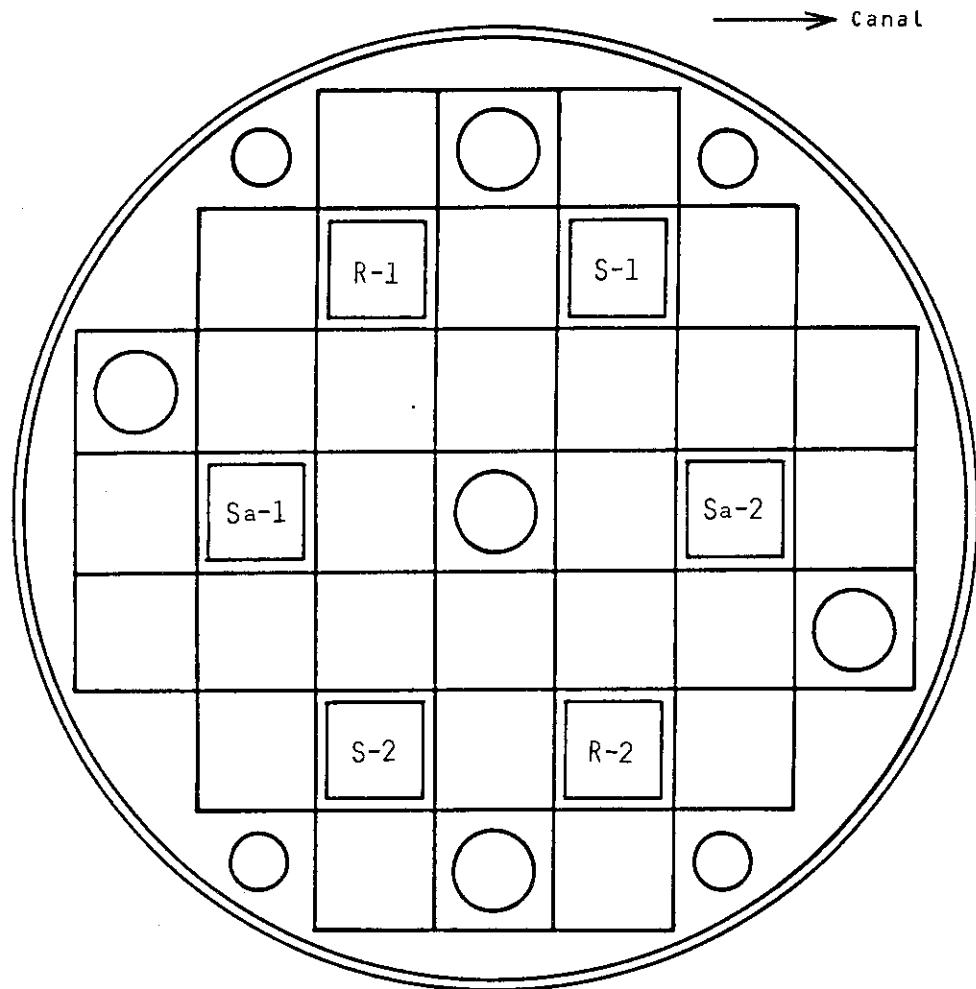


Fig. 3.1 Location of control rods. Sa and S stand for shim rods and R for a regulating rod.

3.2 制御棒反応度価値（非均一燃焼分布炉心）

3.2.1 概 要

3.1で述べた燃焼炉心の制御棒反応度価値の計算においては、燃焼度分布が炉心内で一定である均一燃焼分布炉心を仮定した。この章では、燃焼度の空間分布が制御棒反応度価値に与える影響を見るために、燃焼度に空間分布のある非均一燃焼分布炉心についての計算を行った。

3.2.2 計算方法

計算に用いる燃焼度分布は、3次元燃焼計算で得られた第10サイクルBOC炉心のものであって³⁾、燃料要素毎に平均して用いた。反応度価値は、制御棒1本毎と各組毎の2本づつについて計算した。制御棒位置及び組分け方法は、3.1.1と同じである。なお、この計算を分類32Aとする。

計算条件は以下の点を除いて、2.1.2と同じである。

- 計算コード：COREBNコード⁹⁾
- 計算体系：2次元平板全炉心体系（Fig. 3.2 参照）
- 制御棒：各計算ごとに各制御棒を全引抜き又は全挿入状態にしている。
- 計算モデル：拡散理論固有値計算
- 燃焼度：各燃料要素の燃焼度をFig. 3.3に示す。これは3次元燃料計算³⁾より得られた、
第10サイクル初期炉心の各燃料要素の燃焼度を燃料有効長で平均したものである。
炉心内平均燃焼度は19.1%である。また、この3次元燃焼計算は、第5サイクル
終了後に全フォロワ型燃料を未使用のものと交換したものである。
- 少数群定数：参考文献5を参照のこと。各燃料要素の断面積は作成済の燃焼依存断面積表
を内挿して求めた。

3.2.3 計算結果及び検討

各制御棒1本毎、組にした制御棒2本毎及び全制御棒6本の反応度価値をTable 3.6に示す。反応度価値の基準は、全ての制御棒が全挿入されている時の値である。これによると、Sa棒1本の反応度価値は10.5%Δk/k、S棒1本は9.3%Δk/k、及びR棒1本は8.4%Δk/kである。これと分類31Aの18%均一B.U.炉心における制御棒1本の反応度価値とを比較すると、Sa棒1本で0.9%Δk/k、S棒1本で0.6%Δk/k及びR棒1本で0.6%Δk/kだけいざれも非均一燃焼分布の場合が小さい。

各組の制御棒2本の反応度価値は、Sa棒、S棒及びR棒でそれぞれ15.9、14.2及び13.2%Δk/kである。これらの値は、分類31Cの18%均一B.U.炉心における各組の制御棒2本の反応度価値と比較すると、Sa、S及びR棒でそれぞれ1.1、0.8及び0.8%Δk/k小さい。

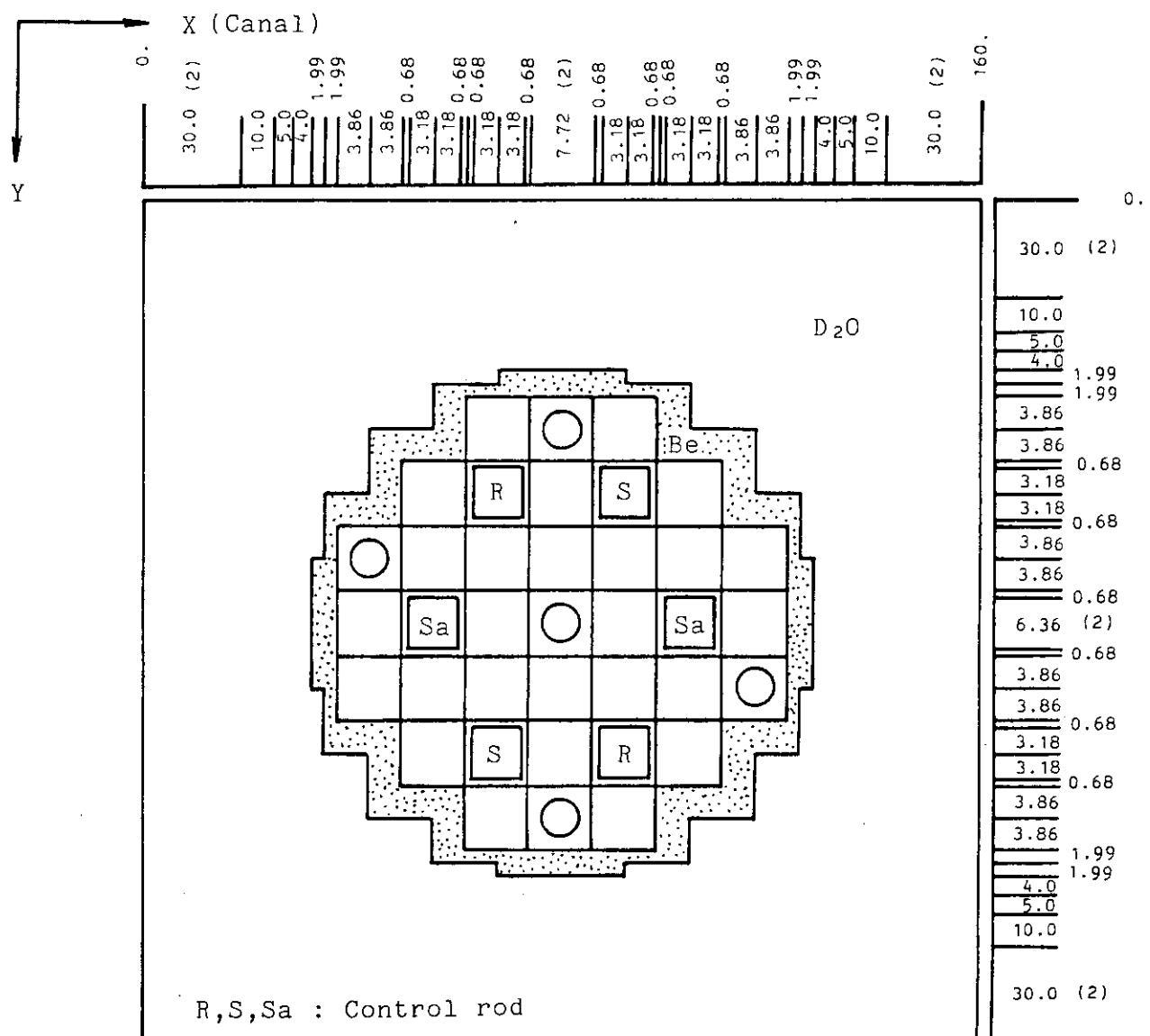
全制御棒6本の反応度価値は32.9%Δk/kである。この値は18%均一B.U.炉心における全制御棒6本の反応度価値に比べて1.6%Δk/k小さい。

Table 3.6 Reactivity worths of control rods with the combination of
two full-out Sa-rods in the 10th cycle BOC core (Category
32A).

		TEMPERATURE: 325 K									
BURNUP (%)	SA-ROD (1) (2)	S-ROD (1) (2)		R-ROD (1) (2)		K-EFF (%DK/K) (1) (2)		REACTIVITY (%DK/K) (1) (2)		DIFFERENCE FROM UNIFORM B.U. CORE (%DK/K)*	
		1	1	1	1	1	1	0.7919	-26.3	0.0	-
	0	1	1	1	1	1	1	0.8594	-16.4	9.9	-1.5
	1	0	1	1	1	1	1	0.8678	-15.2	11.0	-0.4
	1	1	0	1	1	1	1	0.8569	-16.7	9.6	-0.3
**	1	1	1	0	1	1	1	0.8529	-17.2	9.0	-0.9
19.1	1	1	1	1	0	1	1	0.8476	-18.0	8.3	-0.7
	1	1	1	1	0	0	0	0.8486	-17.8	8.4	-0.5
<hr/>											
	0	0	1	1	1	1	1	0.9060	-10.4	15.9	-1.1
	1	1	0	0	1	1	1	0.8924	-12.1	14.2	-0.8
	1	1	1	1	0	0	0	0.8846	-13.0	13.2	-0.8
	0	0	0	0	0	0	0	1.0709	6.6	32.9	-1.6

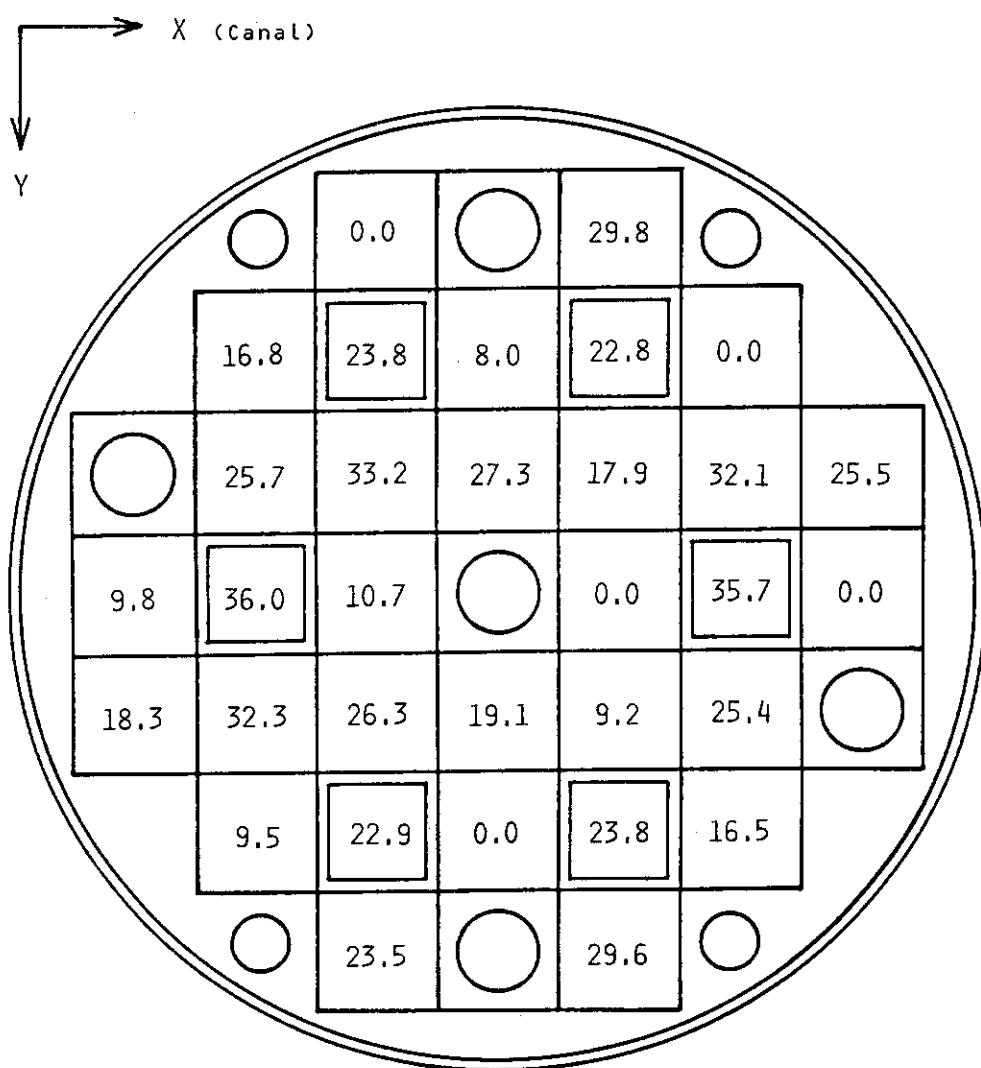
I : CONTROL ROD FULL-IN.
O : CONTROL ROD FULL-OUT (CONTROL FUEL ELEMENT FULL-IN).
* : DIFFERENCE FROM REACTIVITY WORTH IN 18% UNIFORM BURNUP CORE.
** : CORE AVERAGE BURNUP AT THE 10TH CYCLE BOC.

() : Number of meshes



All dimensions in cm.

Fig. 3.2 Horizontal geometry for 2-dimensional burnup calculations using COREBN code.



ALL dimensions in % burnup.

Fig. 3.3 Average burnups of each fuel element loaded in the core at 10th cycle BOC. The burnups were calculated by using a 3-dimensional core model of operation control rod pattern.

4. 反 射 体

4.1 重水反射体の反応度温度係数

4.1.1 概 要

改造炉は、炉心の外側に重水反射体を設置している。この重水温度が変化することにより、反射体の特性も変化し、その結果炉心の反応度も変わる。このため、重水反射体の反応度についての温度係数の符号と値の大きさが重要となる。こゝでは、重水の温度のみを変化させて炉心の実効増倍係数を計算し、その結果から温度係数を求めた。

4.1.2 計算方法

全体系が325Kの場合の炉心を基準として、重水反射体のみ300Kにした場合の臨界計算を行い、反応度係数を求めた。これらの計算を分類41Aとする。

計算条件は以下の点を除いて、2.1.2で述べたものと同じである。

- 計算体系：2次元平板 $\frac{1}{2}$ 炉心体系 (Fig. 2.1 参照)
- 境界条件：炉心内側 180度回転対称条件
 炉心外側 真空条件
- 計算モデル：拡散理論固有値計算
- 炉心温度：325K (重水反射体のみ300K又は325K)
- 少数群断面積：参考文献5を参照のこと。

4.1.3 計算結果及び検討

全体系が325Kの炉心の実効増倍係数 k_{eff} 及び反応度 ρ は、

$$k_{\text{eff}} = 1.1876, \quad \rho = 15.80 \text{ (%}\Delta k/k\text{)},$$

である。一方、重水反射体のみ300Kとした場合は、

$$k_{\text{eff}} = 1.1884, \quad \rho = 15.85 \text{ (%}\Delta k/k\text{)},$$

となる。ゆえに、温度係数は、炉心温度が325K(51.85°C)の場合、

$$\left(\frac{d\rho}{dT}\right)_{T=325K} = -2.0 \times 10^{-3} \text{ (%}\Delta k/k/\text{°C)\,},$$

となる。なお、比較のために減速材温度係数を示すと、炉心温度325K、燃焼度0%において $-2.6 \times 10^{-2} \text{ %}\Delta k/k/\text{°C}$ である。³⁾したがって、重水反射体の温度係数は、減速材温度係数よりも1桁小さい。

重水反射体の温度変化による、Alタンク外筒の内側（重水反射体領域）における熱中性子束の変化は次の通りである。すなわち、全体系が325Kのときの熱中性子束 ($E < 0.683 \text{ eV}$) は、

$$\phi_{\text{thermal}} = 1.971 \times 10^{13} \text{ (1/cm}^2 \cdot \text{sec)\,},$$

である。一方、重水反射体のみ300Kにした場合は、

$$\phi_{\text{thermal}} = 1.989 \times 10^{13} \text{ (} 1/\text{cm}^2 \cdot \text{sec} \text{)},$$

であり、前者の1.01倍になっている。ここで、計算は炉心水平面での2次元体系についてであるため、中性子束の値は炉心軸方向について炉出力を燃料有効長で平均した値に規格化している。

4.2 Be反射体のAl置換による核的性能変化

4.2.1 概要

反射体に使用しているBeは、中性子照射によってスウェーリング現象を起こす^{*}。これを避けるために、Beの代りにAlを用いることが考えられる。こゝでは、BeをAlに置換した場合の、反応度及び中性子束分布に表われる影響を調べた。

4.2.2 計算方法

Be反射体をAlに置換した炉心について臨界計算を行い、Be反射体付炉心を基準にして反応度や中性子束分布を比較した。これらの計算を分類42Aとする。

計算条件は以下の点を除いて、2.1.2で述べたものと同じである。

- 計算体系：2次元平板 $\frac{1}{2}$ 炉心体系 (Fig. 2.1 参照)
- 境界条件：炉心内側 180度回転対称条件
炉心外側 真空条件
- 計算モデル：拡散理論固有値計算
- 炉心温度：325K
- 少数群断面積：Be反射体と置換するAlの領域の少数群断面積は、燃料領域内照射簡要素のものを使用している。これは、SRAC内蔵スペクトルを用いて縮約したものである。

4.2.3 計算結果及び検討

Be反射体を使用した炉心の実効増倍係数 k_{eff} 及び反応度 ρ は、

$$k_{\text{eff}} = 1.1876, \quad \rho = 15.8 \text{ (%}\Delta k/k\text{)},$$

である。一方、Be反射体をAlに置換した炉心の場合は、

$$k_{\text{eff}} = 1.1448, \quad \rho = 12.6 \text{ (%}\Delta k/k\text{)},$$

である。したがって、反応度差は $-3.2\% \Delta k/k$ であり、Alは負の反応度効果を持つ。

Be反射体をAlに置換したことによる熱中性子束分布の変化を Fig. 4.1 に示す。ここで、計算は炉心水平面での2次元体系について行っているため、中性子束の値は軸方向平均出力に規格化してある。Alに置換することにより、炉出力一定の条件のもとでは熱中性子束は炉心内で増加し、Be及び重水反射体内の炉心近傍では低下していることが分かる。その変化割合は炉

* : 10^{22} nvt 以上で急激に膨張する。

心中央で約 1.06 倍、重水反射体内の熱中性子束が最大となる位置で約 0.90 倍となっている。重水反射体内の熱中性子束が最大となる位置 (Al タンク内筒から約 6 cm) における中性子束の値を Table 4.1 に示す。高速中性子束及び熱外中性子束は増加し、熱中性子束は減少している。

Fig. 4.1 Change of thermal neutron flux distribution due to the replacement of Be in Be reflector to Al (Category 42A).

TEMPERATURE: 325 K
C.R. POSITION: FULL-OUT
BURNUP: 0%

ENERGY RANGE	NEUTRON FLUX IN D ₂ O (1/CM**2*S)		FLUX CHANGE
	BE	AL	
FAST	1.782E+13	2.460E+13	1.38
EPI-THERMAL	2.842E+13	3.667E+13	1.29
THERMAL	1.435E+14	1.301E+14	0.90

* : AT PEAK POSITION OF THERMAL NEUTRON FLUX.

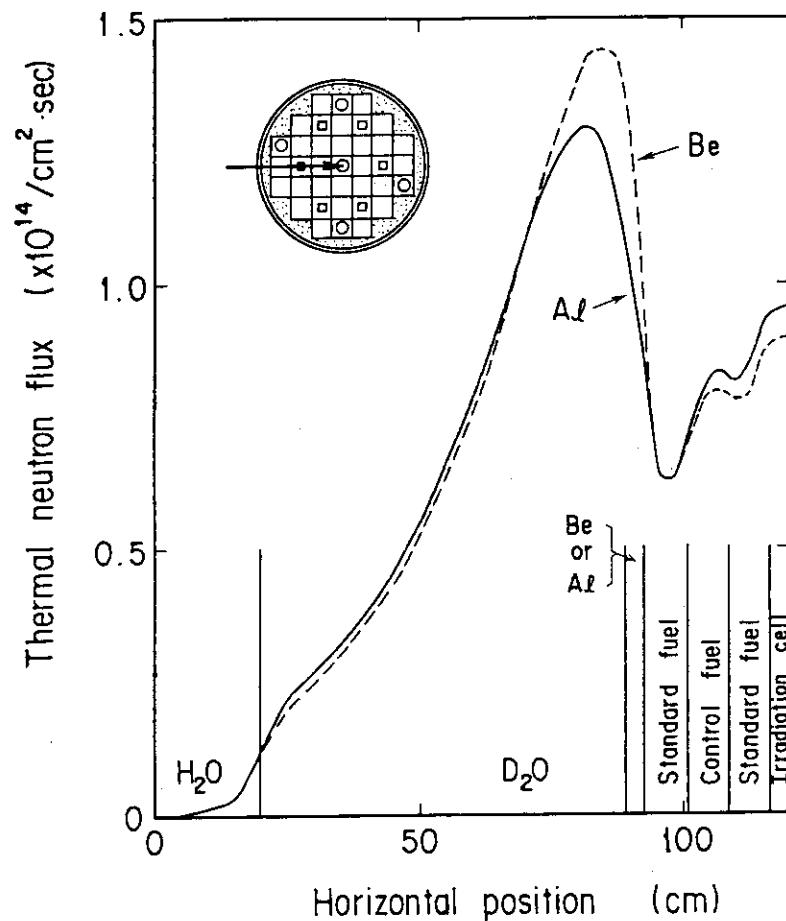


Table 4.1 Change of neutron flux in D₂O reflector by replacing Be in Be reflector to Al (Category 42A).

4.3 Be 反射体中に生成される Li の反応度効果

4.3.1 概 要

Be 反射体は高速中性子の照射により ${}^9\text{Be} (\text{n}, \alpha) {}^6\text{Li}$ 反応を起こす。生成された ${}^6\text{Li}$ は、熱中性子に対する ${}^6\text{Li} (\text{n}, \alpha) {}^3\text{H}$ 反応断面積が大きいため、炉心の反応度を減少させることが予想される。このため、 ${}^6\text{Li}$ の生成量を求め、その反応度効果を推定した。

4.3.2 計算方法

Be 反射体中の Li をパラメータとして臨界計算を行い、Li が含まれていない状態を基準として反応度変化を求めた。これらの計算を分類 43A とする。計算条件は以下の点を除いて 2.1.2 で述べたものと同じである。

- 計算モデル：拡散理論固有値計算

- 少数群断面積：Be 反射体中に Li は均質に含まれていると仮定した。Li 以外の物質の組成は Li が含まれていないときの値を用いた。

一方、 ${}^6\text{Li}$ の生成量を Be 反射体中の中性子束分布を用いて推定した。この生成量と前述のパラメータ計算結果とから、実際に予想される反応度変化を求めた。

4.3.3 計算結果及び検討

Be 反射体中の Li の原子個数密度をパラメータとした、炉心の実効増倍係数及び反応度の変化を Table 4.2 及び Fig. 4.2 に示す。これらは、Be 反射体中の Li の原子個数密度に対応した反応度効果である。しかし現実的に予想される反応度効果を知るためにには、Be 反射体中に蓄積される Li の量を算出する必要がある。このため、以下に示す方法で Be 反射体中の Li の原子個数密度を求めた。

Be 反射体中では、 ${}^6\text{Li}$ は ${}^9\text{Be} (\text{n}, \alpha) {}^6\text{Li} (\text{n}, \alpha) {}^3\text{H}$ 反応により生成され、かつ消滅する。この ${}^6\text{Li}$ の原子個数密度の変化は次式で与えられる。

$$\frac{dN_{\text{Be}}}{dt} = -\sigma_{\text{Be}} \cdot \phi_f \cdot N_{\text{Be}}(t) \quad (4.1)$$

$$\frac{dN_{\text{Li}}}{dt} = -\sigma_{\text{Li}} \cdot \phi_{\text{th}} \cdot N_{\text{Li}}(t) + \sigma_{\text{Be}} \cdot \phi_f \cdot N_{\text{Be}}(t) \quad (4.2)$$

$$N_{\text{Li}}(0) = 0.0 \quad (4.3)$$

ここで、

$N_{\text{Be}}(t)$: 時刻 t での ${}^9\text{Be}$ 原子個数密度

$N_{\text{Li}}(t)$: 時刻 t での ${}^6\text{Li}$ 原子個数密度

σ_{Be} : $E_n > 0.67 \text{ MeV}$ での ${}^9\text{Be} (\text{n}, \alpha) {}^6\text{Li}$ 反応断面積

σ_{Li} : $E_n \sim \text{thermal}$ での ${}^6\text{Li} (\text{n}, \alpha) {}^3\text{H}$ 反応断面積

ϕ_f : Be 反射体領域での平均高速中性子束 ($E_n > 0.67 \text{ MeV}$)

ϕ_{th} : Be 反射体領域での平均熱中性子束 ($E_n \sim \text{thermal}$)

である。

σ_{Be} が約 $0.01 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$ ^{10), 11)}, ϕ_f が約 $3.68 \times 10^{13} / \text{cm}^2 \cdot \text{s}$ であることを考慮すれば、式(4.1)より、

$$N_{Be}(t) = N_{Be}(0) \cdot e^{-10^{-12} \cdot t} \quad (4.4)$$

である。従って、数10年後でも

$$N_{Be}(t) = N_{Be}(0) \quad (4.5)$$

と表わされる。これらの式(4.2), (4.3)及び(4.5)より、

$$N_{Li}(t) = \frac{N_{Be}(0) \sigma_{Be} \phi_f}{\sigma_{Li} \cdot \phi_{th}} (1 - e^{-\sigma_{Li} \cdot \phi_{th} \cdot t}), \quad (4.6)$$

となる。ここで、

$$\begin{aligned} N_{Be}(0) &= 7.43 \times 10^{-2} & (10^{-24} / \text{cm}^3)^{5)} \\ \phi_f &= 3.68 \times 10^{13} & (1 / \text{cm}^2 \cdot \text{s})^* \\ \phi_{th} &= 1.23 \times 10^{14} & (1 / \text{cm}^2 \cdot \text{s})^* \\ \sigma_{Be} &= 0.01 & (10^{-24} \text{ cm}^2)^{10), 11)} \\ \sigma_{Li} &= 940 & (10^{-24} \text{ cm}^2)^{10), 11)} \end{aligned}$$

を代入すると

$$N_{Li}(T) = 2.36 \times 10^{17} (1 - e^{-0.01 \cdot T}) \quad (1 / \text{cm}^3) \quad (4.7)$$

となる。なお、Tの単位はdayである。この式をFig. 4.3に示す。この式から、Be反射体中の⁶Liの個数密度は中性子照射後500日で一定になることが分る。

⁶Liは安定核種であるから原子炉停止中にその密度の変化は無い。それゆえ、Be反射体中の⁶Liの原子個数密度は最大で、

$$N_{Li} = 2.36 \times 10^{17} \quad (1 / \text{cm}^3), \quad (4.8)$$

である。この量の⁶Liが炉心に与える反応度効果 $\Delta\rho$ は、Fig. 4.2によると、

$$\Delta\rho = -0.1 \quad (\% \Delta k/k), \quad (4.9)$$

である。

* : Be反射体中に⁶Liを含まない場合について計算された値である(第6章参照)。

Table 4.2 Reactivity as a function of Li atomic number density in Be reflector (Category 43A).

TEMPERATURE: 325 K
 C.R. POSITION: FULL-OUT
 BURNUP: 0%

ATOMIC NUMBER DENSITY OF LI (1.0E+24/CM**3)	K-EFF	REACTIVITY (%DK/K)	DIFFERENCE (%DK/K)
0.0	1.1873	15.8	0.0
8.61E-7	1.1845	15.6	-0.2
1.72E-6	1.1819	15.4	-0.4
2.58E-6	1.1794	15.2	-0.6
3.44E-6	1.1769	15.0	-0.7
4.31E-6	1.1746	14.9	-0.9
8.61E-6	1.1641	14.1	-1.7
1.29E-5	1.1553	13.4	-2.3
1.72E-5	1.1478	12.9	-2.9

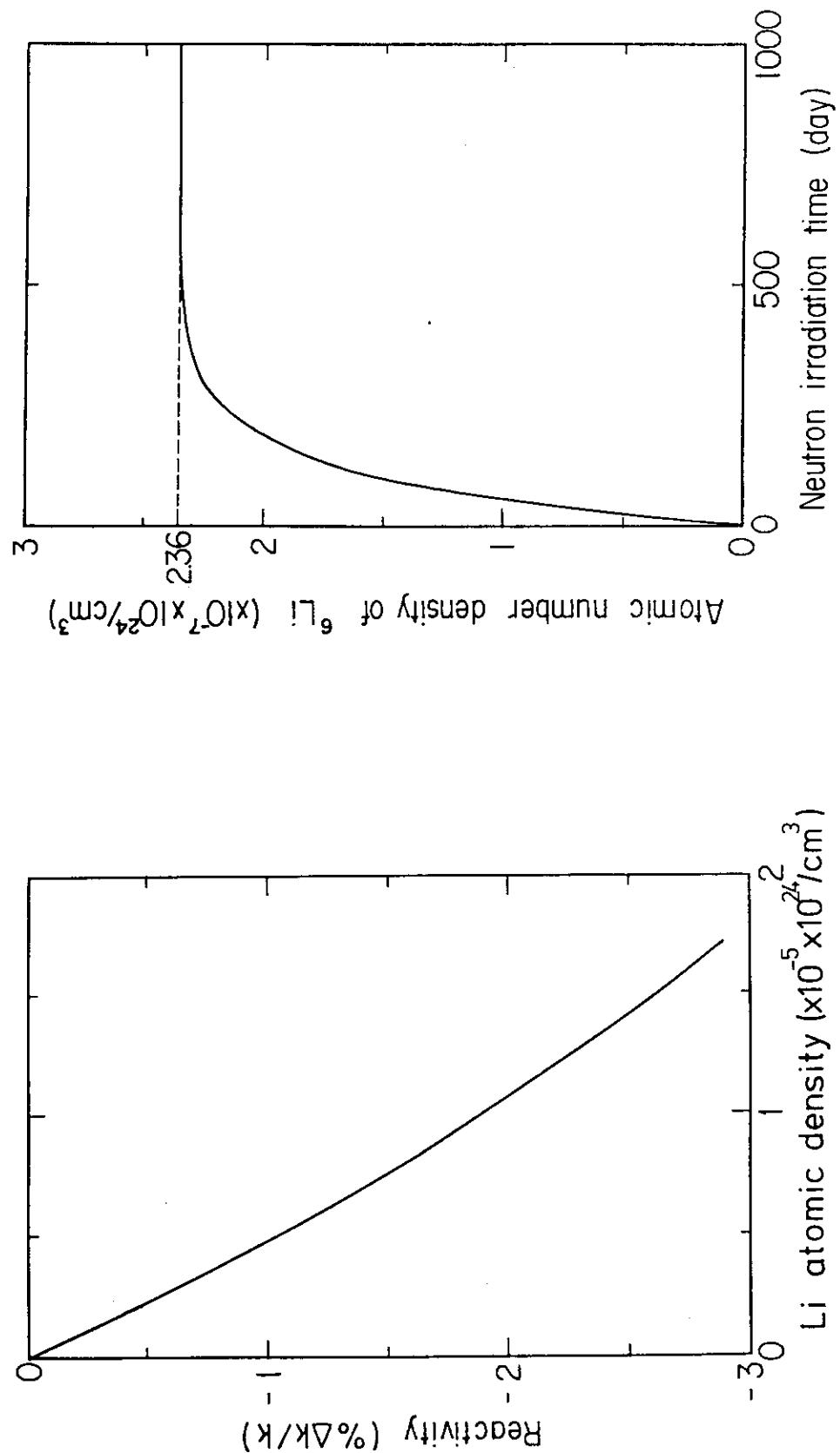


Fig. 4.2 Reactivity decrease due to the buildup of ${}^6\text{Li}$ yielded from $\text{Be}(n, \alpha){}^8\text{Li}$ reaction (Category 43A).

Fig. 4.3 Buildup of atomic number density of ${}^6\text{Li}$ yielded from $\text{Be}(n, \alpha){}^8\text{Li}$ reaction in Be reflector (Category 43A).

4.4 Be 反射体中の照射物による中性子束分布の歪

4.4.1 概 要

Be 反射体内の照射筒に照射物として中性子吸収物質が装荷されると、その周辺での中性子束分布は低下する。この中性子束分布の低下の割合を、比較的吸収量の多い Ir 試料が装荷された場合について計算した。

4.4.2 計算方法

Be 反射体内照射筒 4 本のいずれにも Be 製プラグが装荷されている場合の中性子束分布を基準にして、それ等が Ir 内蔵キャップセルに置換された場合について比較した。これらの計算を分類 44A とする。

計算条件は以下の点を除いて 2.1.2 で述べたものと同じである。

- 計算モデル：拡散理論固有値計算
- 照射物：基準となる炉心は 2.1.2 で述べたものと同様である。Ir 内蔵キャップセルが装荷される場合は、Be 反射体内照射筒内の 4 本の Be 製プラグをそれらに置換する。Ir 内蔵キャップセルの詳細は参考文献 5 を参照されたい。
- 少数群断面積：Ir 内蔵キャップセルを装荷したときの Be 反射体内照射筒要素の計算方法は参考文献 5 を参照されたい。

4.4.3 計算結果及び検討

Be 反射体内照射筒に Be 製プラグは又は Ir 内蔵キャップセルが装荷された炉心について、熱中性子束の 2 次元分布を、それぞれ Fig. 4.4 及び 4.5 に示す。ここで、計算は炉心水平面での 2 次元体系についてであるため、中性子束の値は軸方向の平均出力で規格化してある。Fig. 4.4 と Fig. 4.5 を比較すると、前者は重水反射体内で熱中性子束分布がほぼ同心円状であるのに対し、後者は Ir による熱中性子吸収のため大きな歪を生じている。

Be 反射体内照射筒を通る線に沿っての水平方向熱中性子束分布を Fig. 4.6 及び 4.7 に示す。Be 反射体内照射筒の中央付近では、Ir 内蔵キャップセルが装荷されている場合の熱中性子束は、Be 製プラグが内蔵されている場合と比較して 0.43 倍と小さくなっている。重水反射体内では、Ir 内蔵キャップセルを装荷した場合の Y 方向に沿っての分布は、重水反射体内側領域で 0.55 倍（炉心中心より半径 37cm の位置）、外側領域で 0.88 倍になっており、X 方向の熱中性子束の低下量より大きくなっている。また Fig. 4.7 から分かるように、フォロワ型燃料要素付近では、熱中性子束は 1.06 倍になっている。

ちなみに、Be 反射体内照射筒に Be 製プラグが装荷されている炉心の、実効増倍係数 k_{eff} 及び反応度 ρ は、

$$k_{eff} = 1.1872, \quad \rho = 15.8 \quad (\% \Delta k / k),$$

である。一方、Ir 内蔵キャップセルを 4 本装荷したときは、

$$k_{eff} = 1.1532, \quad \rho = 13.3 \quad (\% \Delta k / k),$$

となっており、その反応度効果は、

$$\Delta \rho = -2.5 \quad (\% \Delta k/k),$$

である。

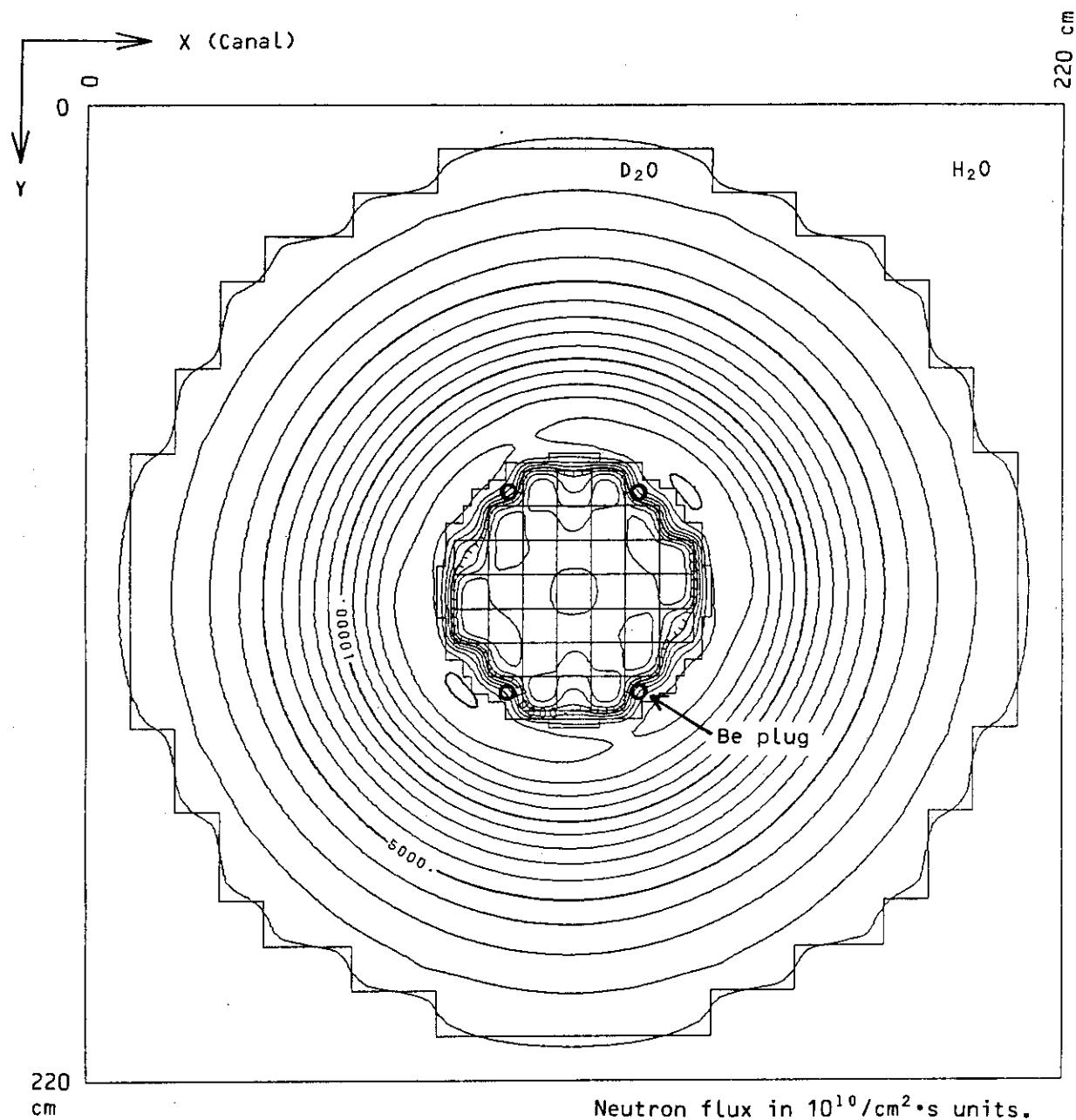


Fig. 4.4 Distribution of thermal neutron flux in a fresh core.

Be plugs are placed in irradiation holes of Be reflector
(Category 44A).

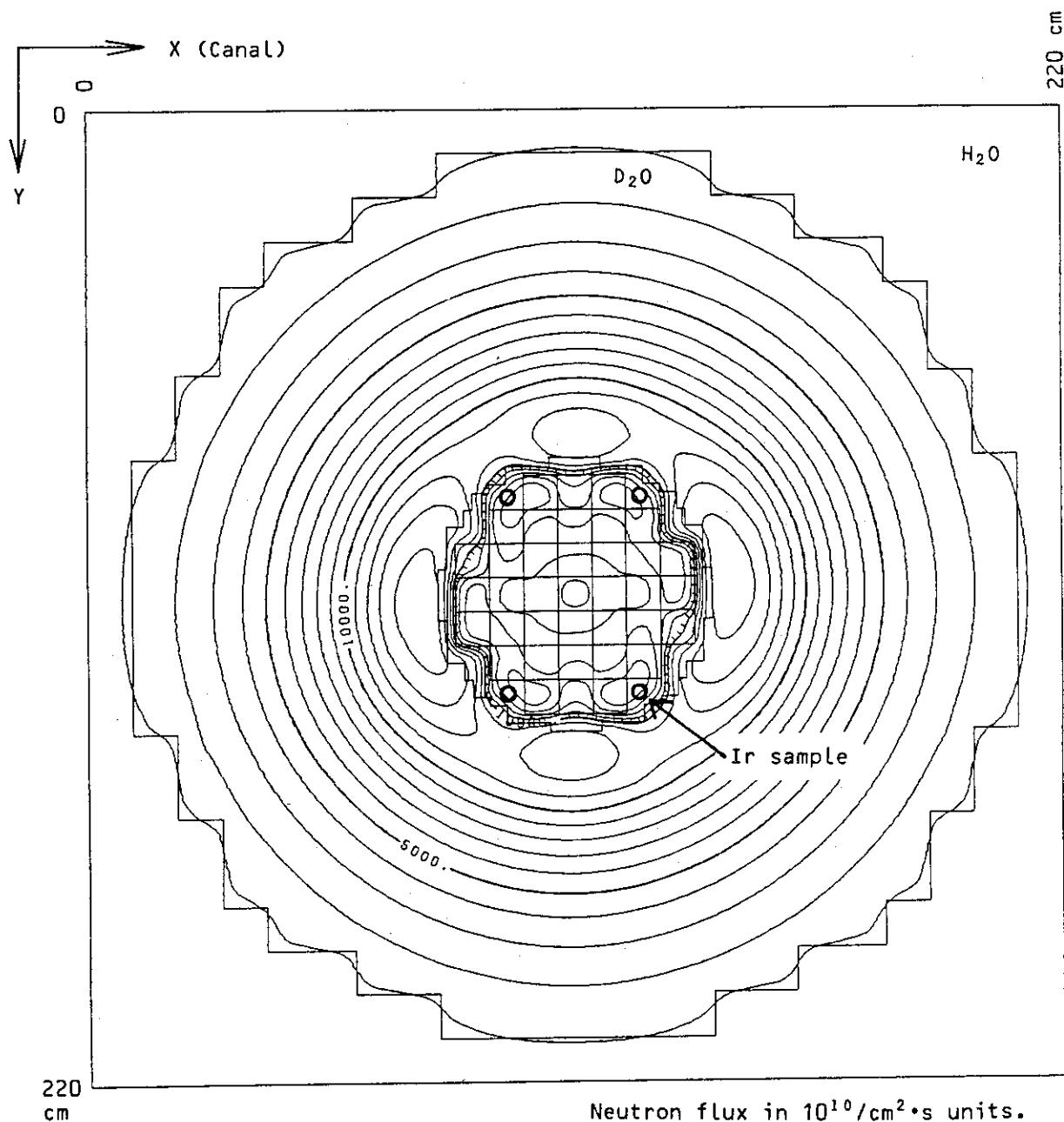


Fig. 4.5 Distribution of thermal neutron flux in a fresh core.
Ir samples are contained in irradiation holes of Be reflector
(Category 44A).

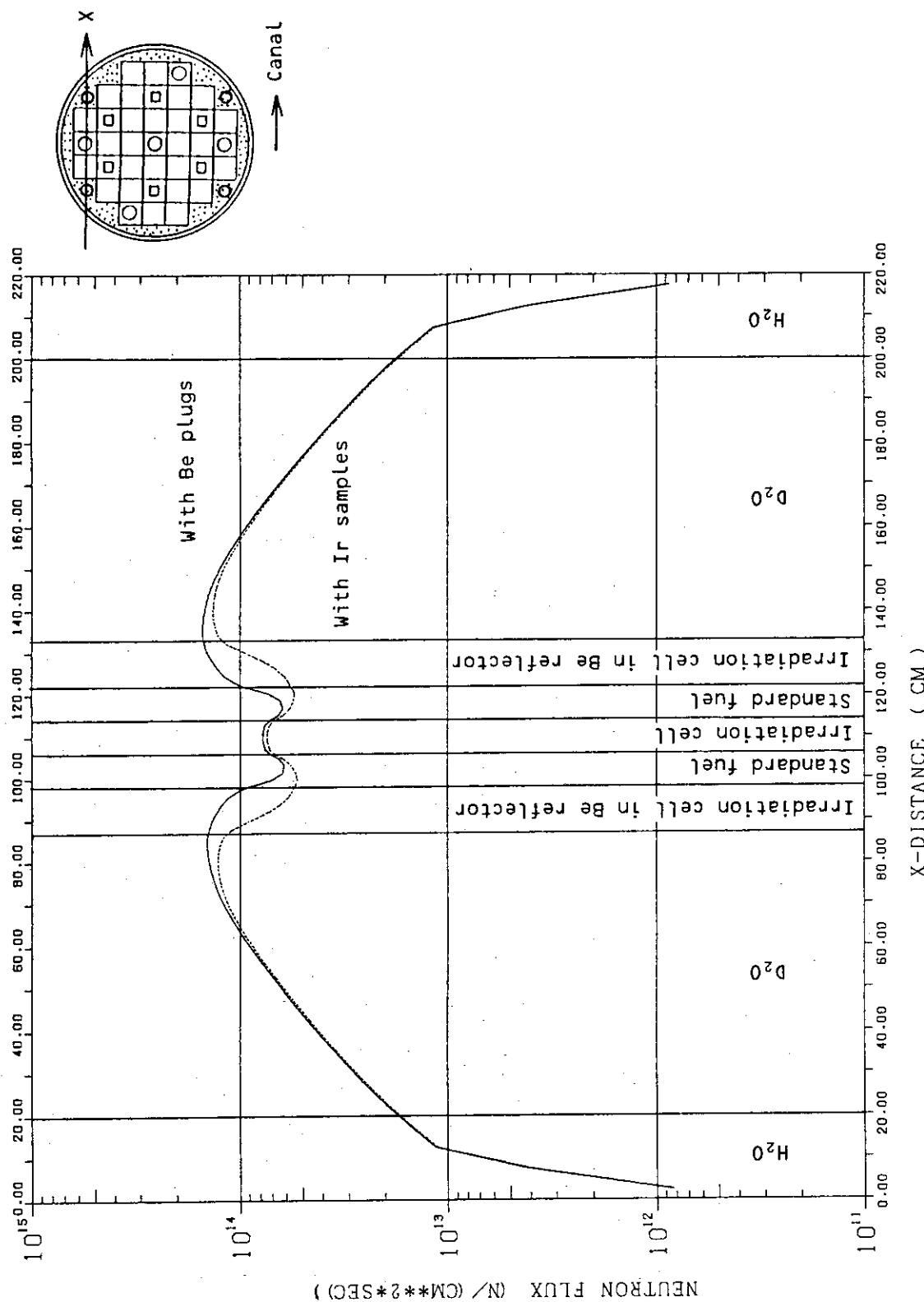


Fig. 4.6 Perturbation of thermal neutron flux by Ir samples contained in irradiation holes of Be reflector (Category 44A).

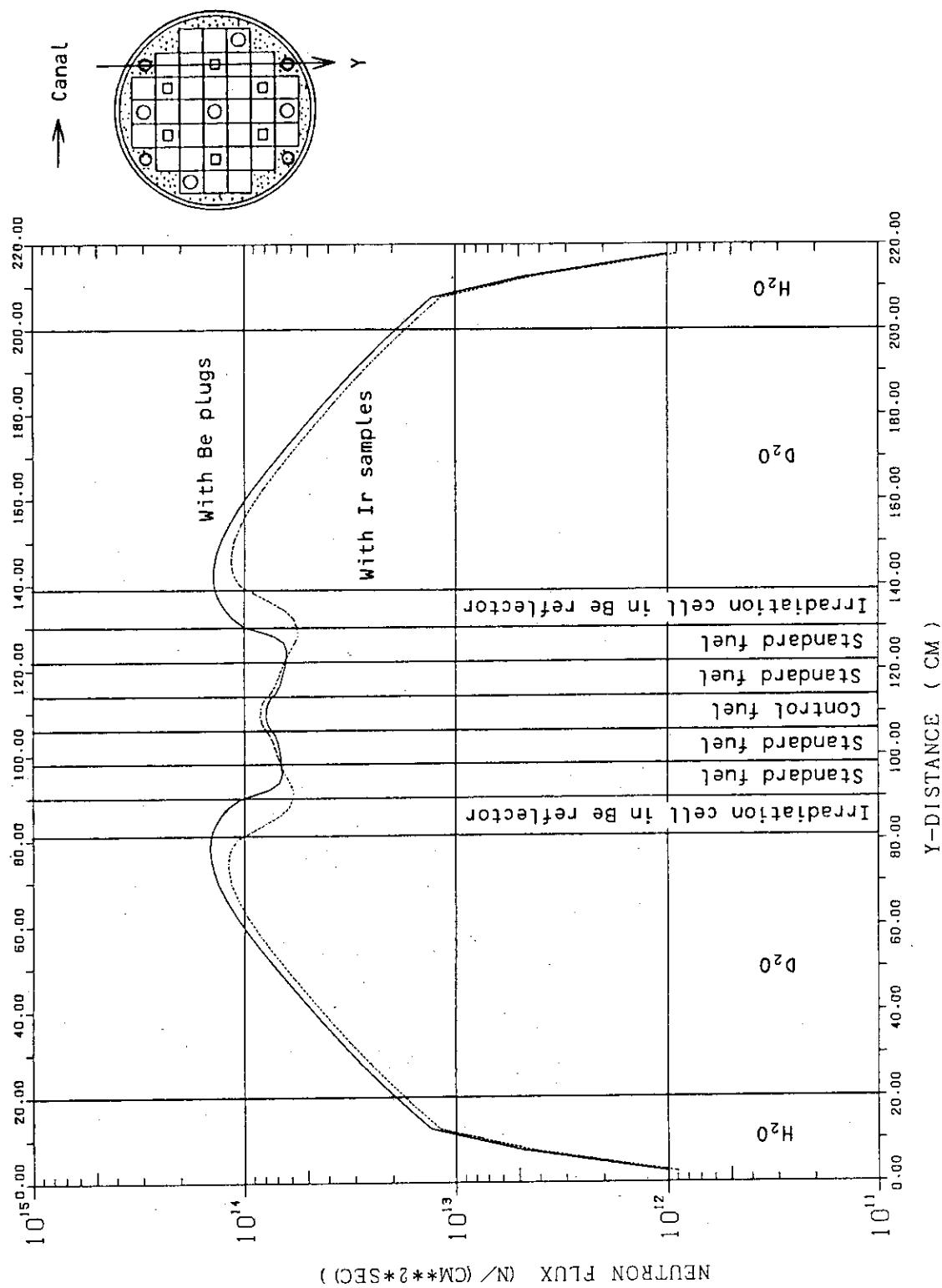


Fig. 4.7 Perturbation of thermal neutron flux by Ir samples contained in irradiation holes of Be reflector (Category 44A).

4.5 重水反射体中の照射物による中性子束分布の歪

4.5.1 概 要

重水反射体中には、Fig. 4.8 に示すように 9 本の垂直照射孔がある。これらの照射孔には、中性子吸収物質である照射物が装荷されるため、その周辺の中性子束分布が歪む。ここでは、重水反射体中の主要な成分である熱中性子束分布の変化を調べた。

4.5.2 計算方法

重水反射体中の垂直照射孔に関する熱中性子束分布の歪は、照射孔が無い場合と、着目する照射孔のみが存在して照射物が装荷されている場合とについて比較して求めた。これらは、炉心水平面での 2 次元体系についての計算値である。気送管照射孔については、特に、照射孔のみが存在する場合と、そこに照射物が装荷されている場合とについて 3 次元体系の計算を行い比較した。いずれの計算においても着目している照射孔は、炉心からの距離と水平断面積とを保存するように計算体系をモデル化した。

計算の分類は、以下の通りである。

- (1) 分類 45 A : 重水反射体中の照射孔が無いとした場合の 2 次元計算。
- (2) 分類 45 B : 水力ラビット照射孔に Cd 内蔵キャップセルを装荷している場合の 2 次元計算。
- (3) 分類 45 C : 水力ラビット照射孔に ^{235}U 内蔵キャップセルを装荷している場合の 2 次元計算。
- (4) 分類 45 D : 気送管照射孔に Cd 内蔵キャップセルを装荷している場合の 2 次元計算。
- (5) 分類 45 E : 気送管照射孔に Ir 内蔵キャップセルを装荷している場合の 2 次元計算。
- (6) 分類 45 F : 気送管照射孔のみの 2 次元計算。
- (7) 分類 45 G : 均一照射孔に Si 内蔵キャップセルを装荷している場合の 2 次元計算。
- (8) 分類 45 H : 回転照射孔に Fe 内蔵キャップセルを装荷している場合の 2 次元計算。
- (9) 分類 45 I : 放射化分析用照射孔に Cd 内蔵キャップセルを装荷している場合の 2 次元計算。
- (10) 分類 45 J : 気送管照射孔のみの 3 次元計算。
- (11) 分類 45 K : 気送管照射孔に Ir 内蔵キャップセル 2 個を装荷している場合の 3 次元計算。

計算条件を以下に示す。

○計算コード : TWOTRAN コード^{7), 12)} (分類 45 A ~ 45 I)
CITATION コード^{7), 8)} (分類 45 J , 45 K)

○計算体系 : 2 次元平板 $\frac{1}{4}$ 炉心体系 (分類 45 A ~ 45 I)
3 次元平板 $\frac{1}{2}$ 炉心体系 (分類 45 J , 45 K)

計算体系を Fig. 4.9 から 4.13 に示す。また、分類番号と計算体系図との対応を Table 4.3 に示す。

○制御棒 : 全引抜き状態 (分類 45 J 及び 45 K)。TWOTRAN コードによる計算 (分類 45 A ~ 45 I) の場合は、フォロワ型燃料要素を標準型燃料要素に置き換えた。

○境界条件 : 炉心外側 真空条件

炉心内側 反射条件 (分類 45 A ~ 45 I), 又は, 180 度回転対称条件 (分類 45 J , 45 K)

- 実効炉心長 : $75.0 + 1.42 / \sum_{tr}$ cm (分類45 A ~ 45 I)。ここで、 \sum_{tr} はTWOTRANコードの中で設定される。
- 制御棒境界対数微分定数 : 0.35⁵⁾ (第3群のみ), (分類45 J, 45 K)
- エネルギー群数 : 3。群構造は参考文献5を参照のこと。
- 計算モデル : Sn輸送理論固有値計算 (分類45 A ~ 45 I), 又は拡散理論固有値計算 (分類45 J, 45 K)
- 炉心温度 : 325K
- 燃焼度 : クリーン (分類45 A ~ 45 I), 又は18%均一B.U. (分類45 J, 45 K)
- 炉出力 : 20MW
- 照射物 : 燃料領域内照射筒は標準型燃料要素に置換 (分類45 A ~ 45 I)するか, 又はAℓ製プラグを装荷 (分類45 J, 45 K)する。Be反射体内照射筒にはBe製プラグを装荷する。重水反射体中の水平実験孔の存在は無視する。着目している垂直照射孔以外の重水反射体内的照射孔の存在は無視する。
- 少数群断面積 : 参考文献5を参照のこと。

4.5.3 計算結果及び検討

重水反射体中に照射孔が無いとした場合 (分類45 A) の熱中性子束分布を基準にして, 種々な状態における分布の変化を計算した。結果をTable 4.3に示し, 以下に計算分類毎に説明する。

(i) 分類45 B

Fig. 4.14は, Cd内蔵キャップセルを装荷した水力ラビット照射孔を通る径方向に沿っての熱中性子束分布である。熱中性子束は照射孔内部で0.38倍, 重水反射体内の熱中性子束最大点付近で0.83倍, 及びAℓタンク外筒付近で0.66倍に低下している。

(ii) 分類45 C

Fig. 4.15は, ²³⁵U内蔵キャップセルを装荷した水力ラビット照射孔を通る径方向に沿っての熱中性子束分布である。熱中性子束は照射孔内部で0.67倍, 重水反射体内の熱中性子束最大点付近で0.90倍, 及びAℓタンク外筒付近で0.88倍に低下している。

(iii) 分類45 D

Fig. 4.16, 4.17及び4.18は, Cd内蔵キャップセルを装荷した気送管照射孔が存在する場合である。それぞれ, 照射孔を通る径方向と接線方向, 及びAℓタンク外筒の接線方向に沿っての熱中性子束分布である。熱中性子束はFig. 4.16から分かるように, 照射孔内部で0.25倍, 重水反射体内の熱中性子束最大点付近で0.90倍, 及びAℓタンク外筒付近で0.57倍に低下している。

(iv) 分類45 E

Fig. 4.19, 4.20及び4.21は, Ir内蔵キャップセルを装荷した気送管照射孔が存在する場合である。それぞれ, 照射孔を通る径方向と接線方向, 及びAℓタンク外筒の接線方向に沿っての熱中性子束分布である。熱中性子束は, Fig. 4.19から分かるように, 照射孔内部で0.45倍, 重水反射体内の熱中性子束最大点付近で0.93倍, 及びAℓタンク外筒付近で0.66倍に低下している。

(v) 分類45 F

Fig. 4.22, 4.23及び4.24は, キャップセルを装荷していない気送管照射孔が存在する場合であ

る。それぞれ、照射孔を通る径方向と接線方向、及び Al タンク外筒の接続方向に沿っての熱中性子束分布である。熱中性子束は Fig. 4.22 から分かるように、照射孔内部で 0.76 倍、重水反射体内の熱中性子束最大点付近で 0.97 倍、及び Al タンク外筒付近で 0.80 倍に低下している。

(VI) 分類45 G

Fig. 4.25 は、Si 内蔵キャップセルを装荷した均一照射孔を通る径方向に沿っての熱中性子束分布である。熱中性子束は照射孔内部で 0.37 倍、重水反射体内の熱中性子束最大点付近で 0.97 倍、及び Al タンク外筒付近で 0.47 倍に低下している。

(VII) 分類45 H

Fig. 4.26 及び 4.27 は、Fe 内蔵キャップセルを装荷した回転照射孔が存在する場合である。それぞれ、照射孔を通る径方向及び Al タンク外筒の接線方向に沿っての熱中性子束分布である。熱中性子束は Fig. 4.26 に示されているように、照射孔内部で 0.06 倍、重水反射体内の熱中性子束最大点付近で 0.97 倍、及び Al タンク外筒付近で 0.39 倍と低下している。 Al タンク外筒の外側 10 cm の軽水中でも熱中性子束は 0.45 倍になっている。

(VIII) 分類45 I

Fig. 4.28 は、Cd 内蔵キャップセルを装荷した放射化分析用照射孔を通る径方向に沿っての熱中性子束分布である。熱中性子束は照射孔内部で 0.44 倍、重水反射体内の熱中性子束最大点付近で変らず、また Al タンク外筒付近で 0.54 倍になっている。 Al タンク外筒の外側 10 cm の軽水中でも熱中性子束は、0.50 倍になっている。

(IX) 分類45 J 及び45 K

気送管照射孔のみが存在する場合（分類45 J）とその中に Ir 内蔵キャップセルを装荷している場合（分類45 K）の、3 次元計算結果である。中性子束の歪は、分類45 J の結果を基準にして求めた。

気送管照射孔のみが存在する場合の熱中性子束分布を Fig. 4.29 と 4.30 に示す。前者は炉心中央水平面での、後者はキャップセルを通る垂直断面での等高線図である。

気送管照射孔に Ir 内蔵キャップセルを装荷している場合の熱中性子束分布を Fig. 4.31 から Fig. 4.35 に示す。Fig. 4.31 は炉心中央水平面での、Fig. 4.32 はキャップセルを通る垂直断面での等高線図である。Fig. 4.33 から 4.35 は、図中に示した方向に沿っての熱中性子束分布であって、キャップセルの無い場合の分布と比較をしている。

いずれの図においても、Ir 内蔵キャップセルによって熱中性子束が大きく歪んでいることがわかる。熱中性子束の低下の割合は、照射孔内部で 0.68 倍、重水反射体内の熱中性子束最大点付近で 0.95 倍、及び Al タンク外筒付近で 0.88 倍である。

Table 4.3 Perturbation of thermal neutron flux by a vertical irradiation hole in D₂O reflector (Category 45A - 45K).

CATE-GORY I.D.	IRRADIATION HOLE	SAMPLE	GEOMETRY	THERMAL NEUTRON FLUX			
				PEAK POINT OF THERMAL NEUTRON FLUX	CENTER OF IRRADIATION HOLE	INSIDE OF OUTER AL TANK	OUTSIDE OF OUTER AL TANK
45A	NONE	-	FIG.4-9-4.11	1.00	1.00	1.00	1.00
45B	H	CD	FIG.4-9	0.83	0.38	0.66	-
45C	H	U235	FIG.4-9	0.90	0.67	0.88	-
45D	P	CD	FIG.4-9	0.90	0.25	0.57	-
45E	P	IR	FIG.4-9	0.93	0.45	0.66	-
45F	P	NONE	FIG.4-9	0.97	0.76	0.80	-
45G	I	SI	FIG.4-10	0.97	0.37	0.47	0.65
45H	I	FE	FIG.4-10	0.97	0.06	0.39	0.45
45I	P(ACTIV)	CD	FIG.4-11	1.00	0.44	0.54	0.50
45J	P	NONE	FIG.4-12,4.13	1.00	1.00	1.00	-
45K	P	IR	FIG.4-12,4.13	0.95	0.68	0.88	-

H: HYDRAULIC RABBIT
 P: PNEUMATIC RABBIT
 P(ACTIV): PNEUMATIC RABBIT FOR ACTIVATION
 I: IRRADIATION HOLE

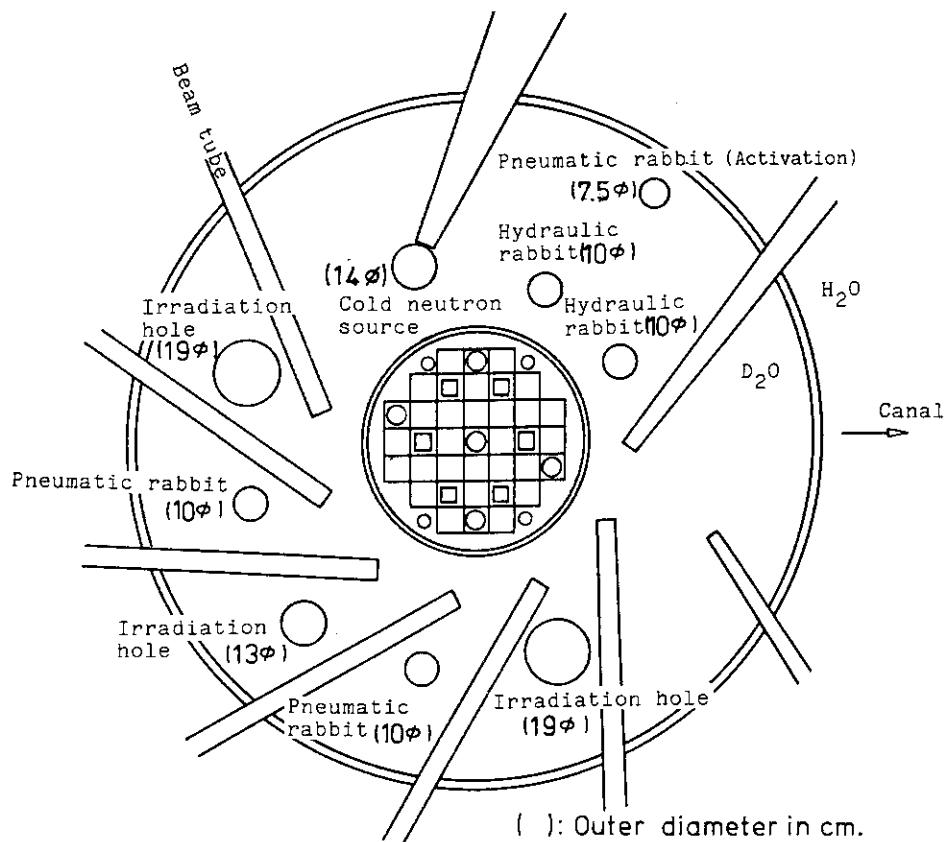
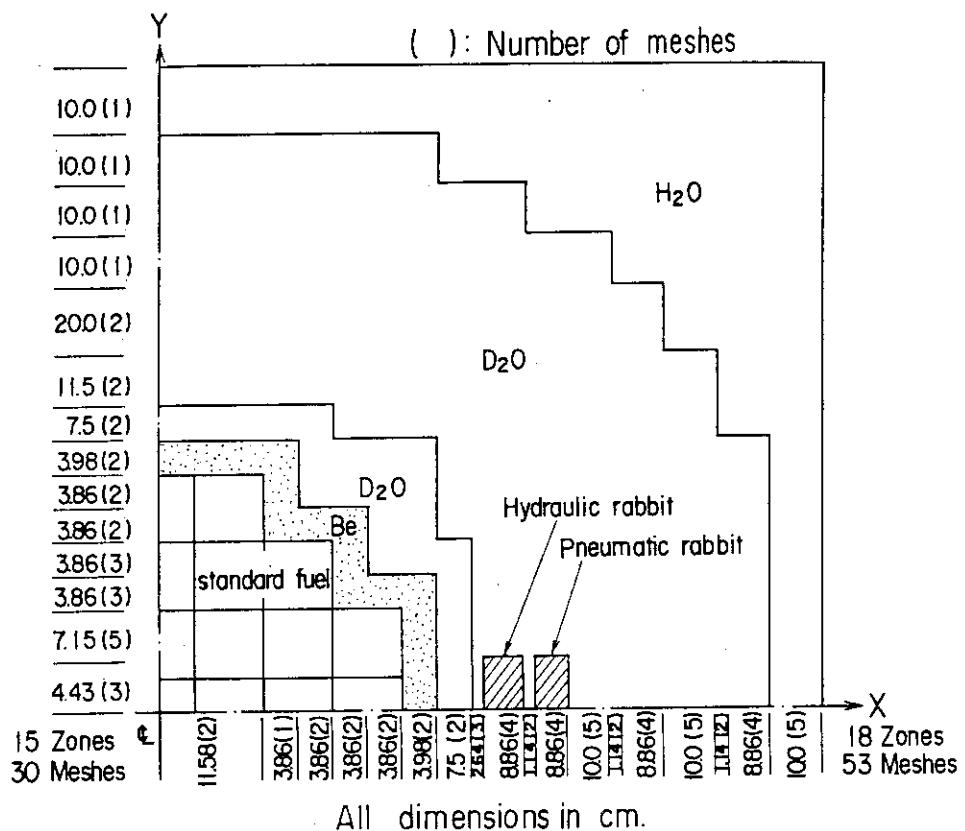
Fig. 4.8 Arrangement of irradiation holes in D_2O reflector.

Fig. 4.9 Geometry used in TWOTRAN calculations (Category 45A through 45F).

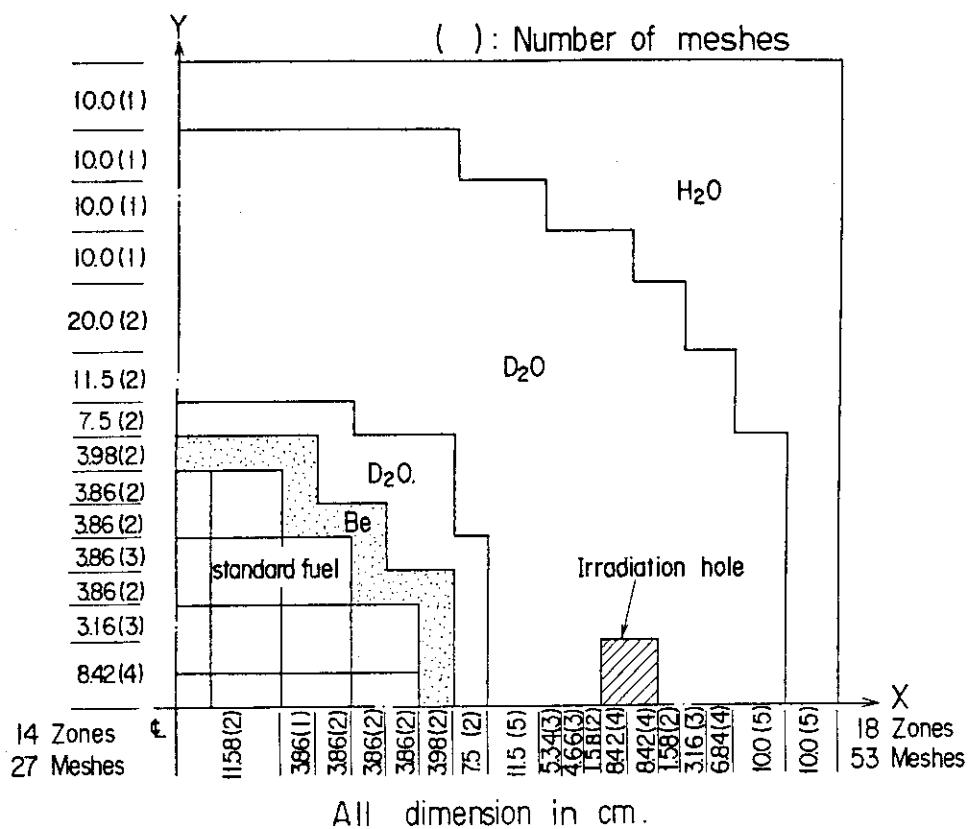


Fig. 4.10 Geometry used in TWOTRAN calculations (Category 45A, 45G, and 45H).

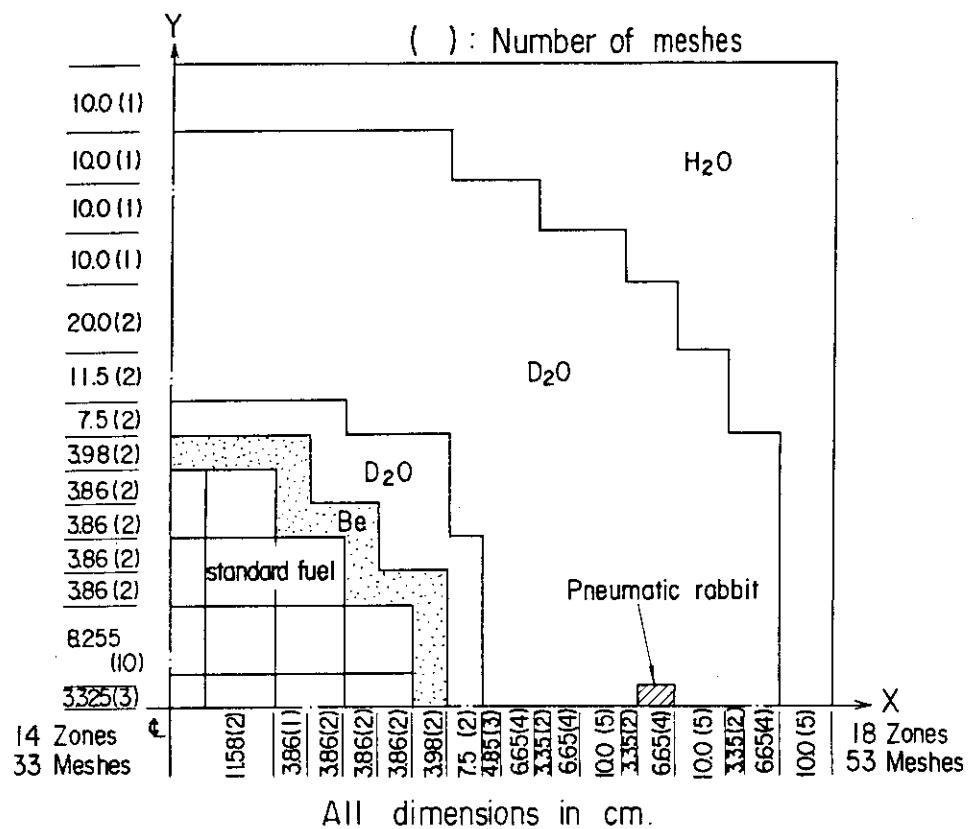


Fig. 4.11 Geometry used in TWOTRAN calculations (Category 45A and 45I).

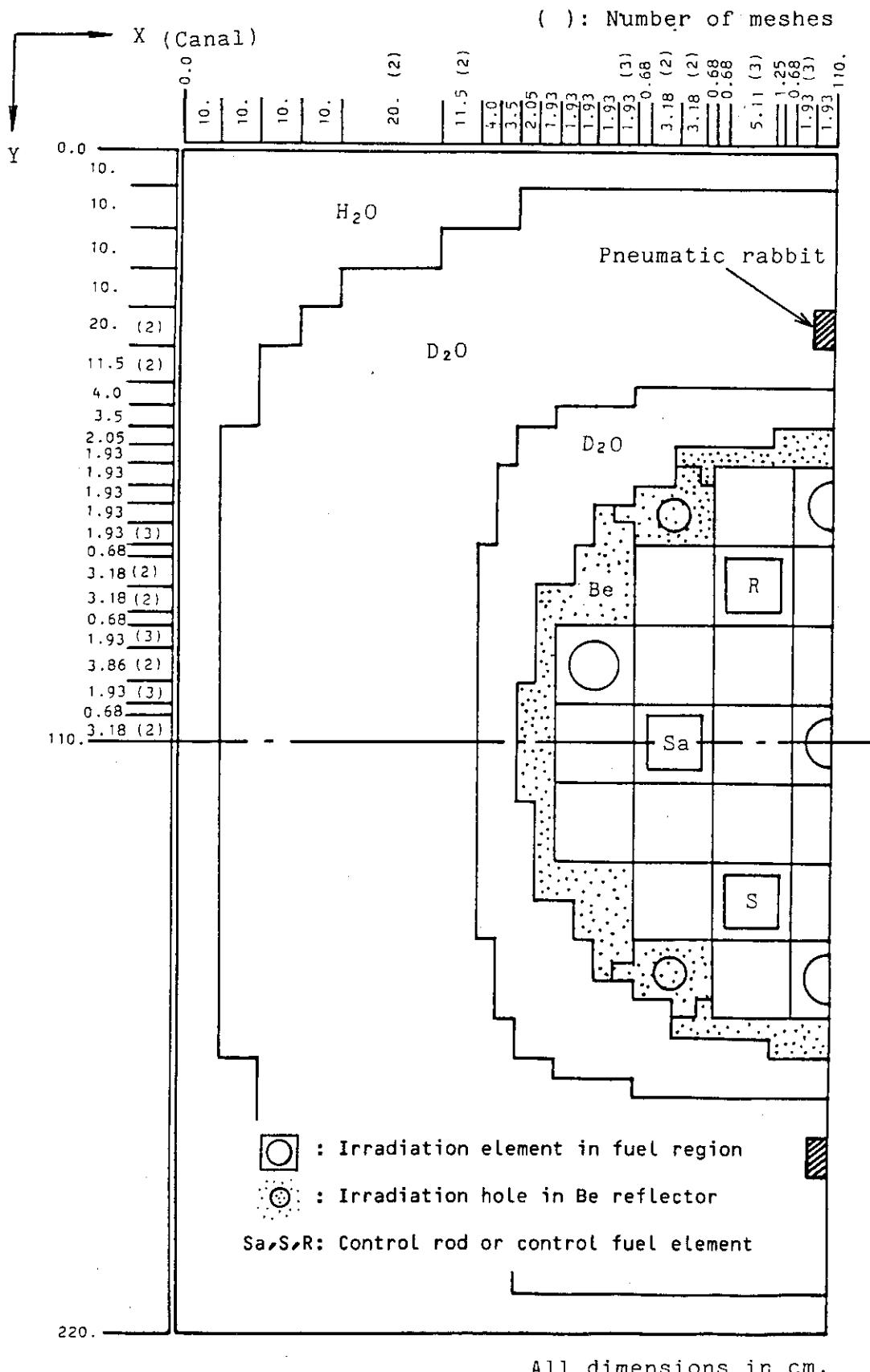
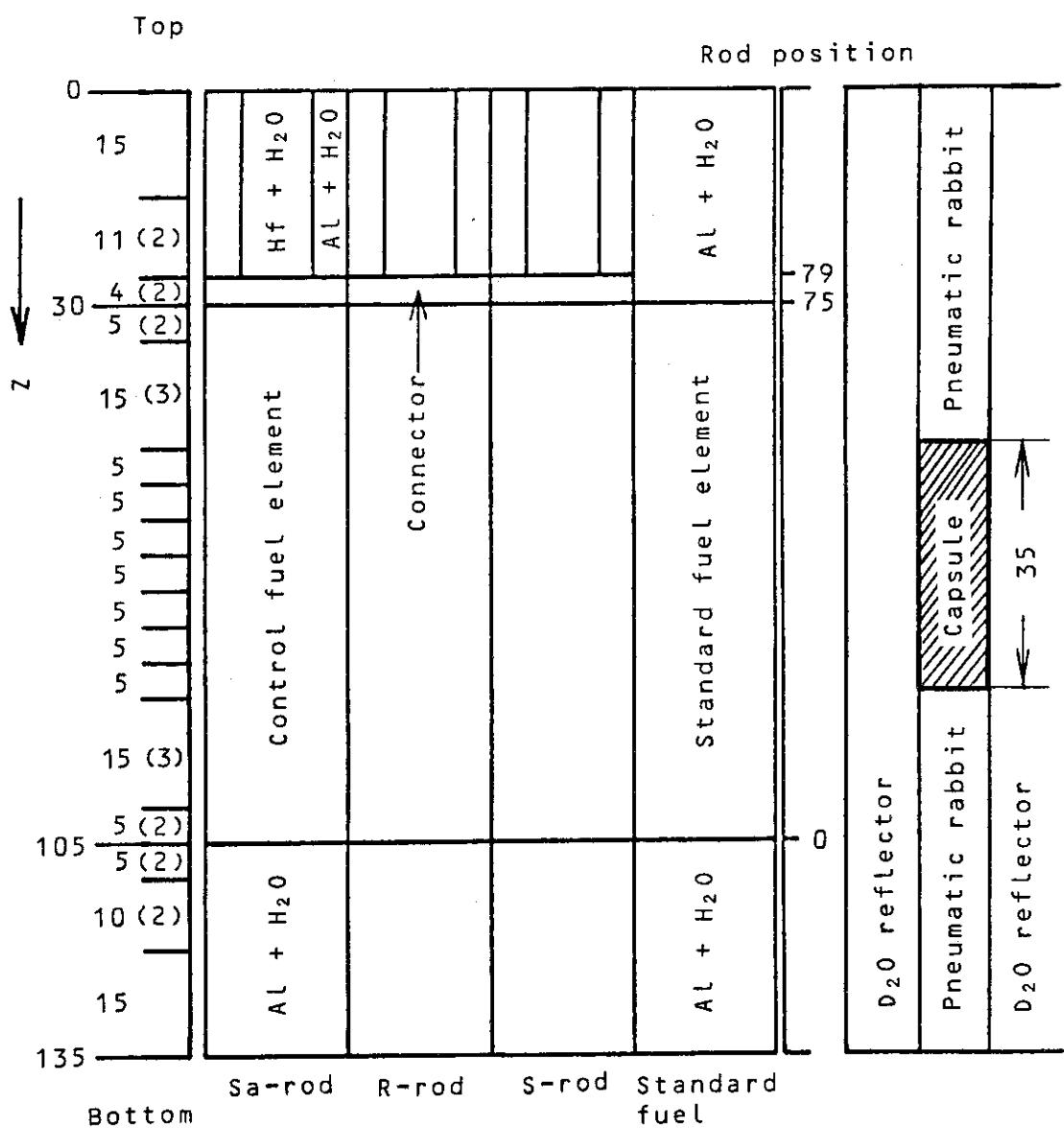


Fig. 4.12 Horizontal geometry used in 2-dimensional CITATION calculations (Category 45J and 45K).

(): Number of meshes

27 meshes



All dimensions in cm.

Fig. 4.13 Vertical geometry used in 2-dimensional CITATION calculations
(Category 45J and 45K).

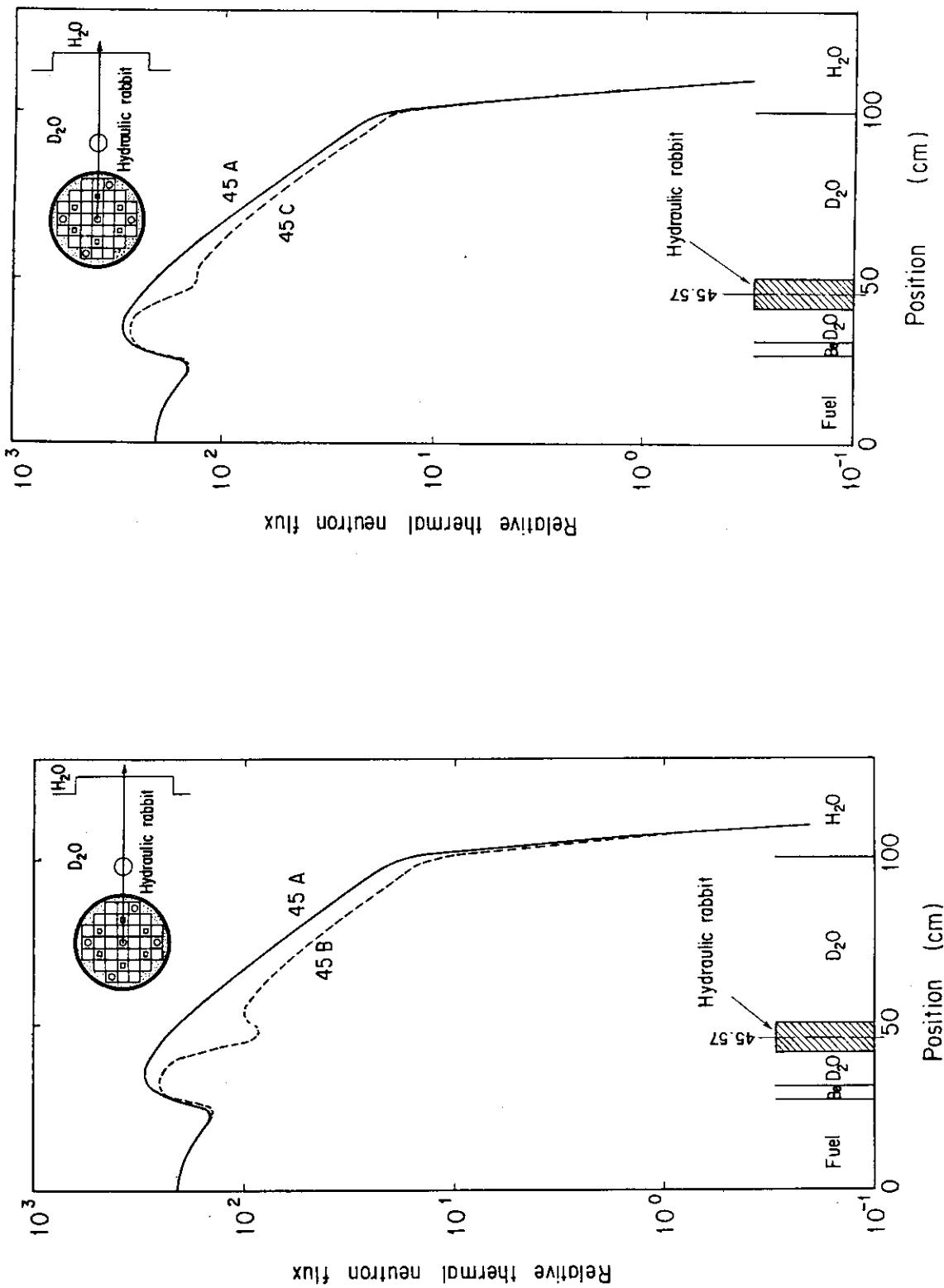


Fig. 4.14 Perturbation of thermal neutron flux by Cd sample in hydraulic rabbit (Category 45B).

Fig. 4.15 Perturbation of thermal neutron flux by ^{235}U sample in hydraulic rabbit (Category 45C).

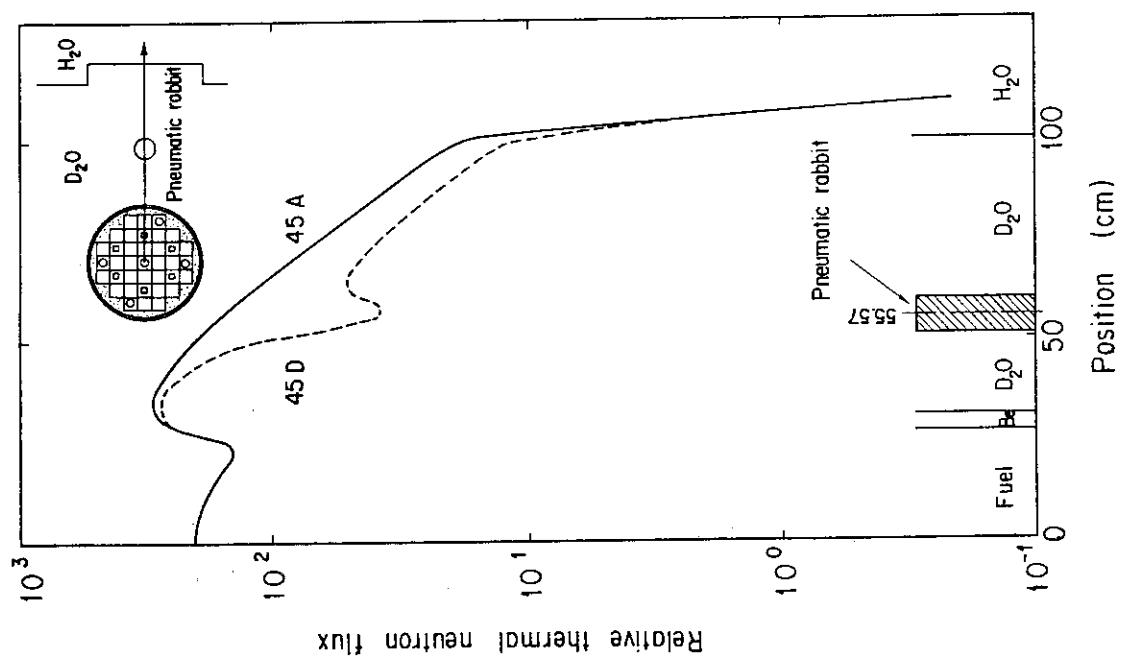
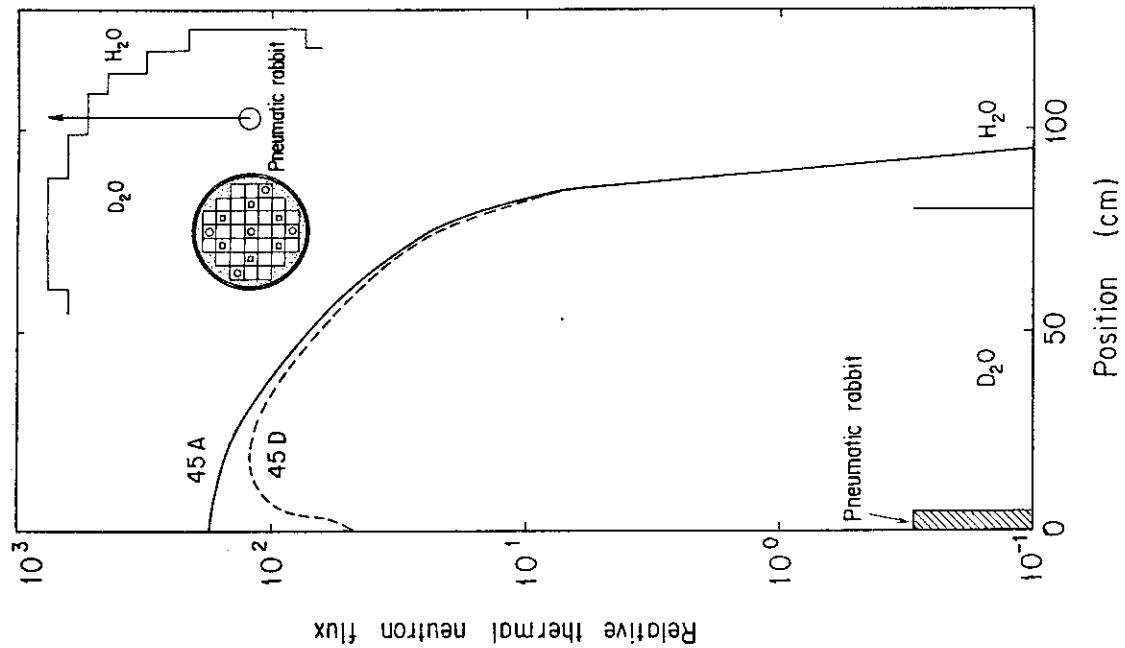


Fig. 4.16 Perturbation of thermal neutron flux by Cd sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45D).

Fig. 4.17 Perturbation of thermal neutron flux by Cd sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45D).

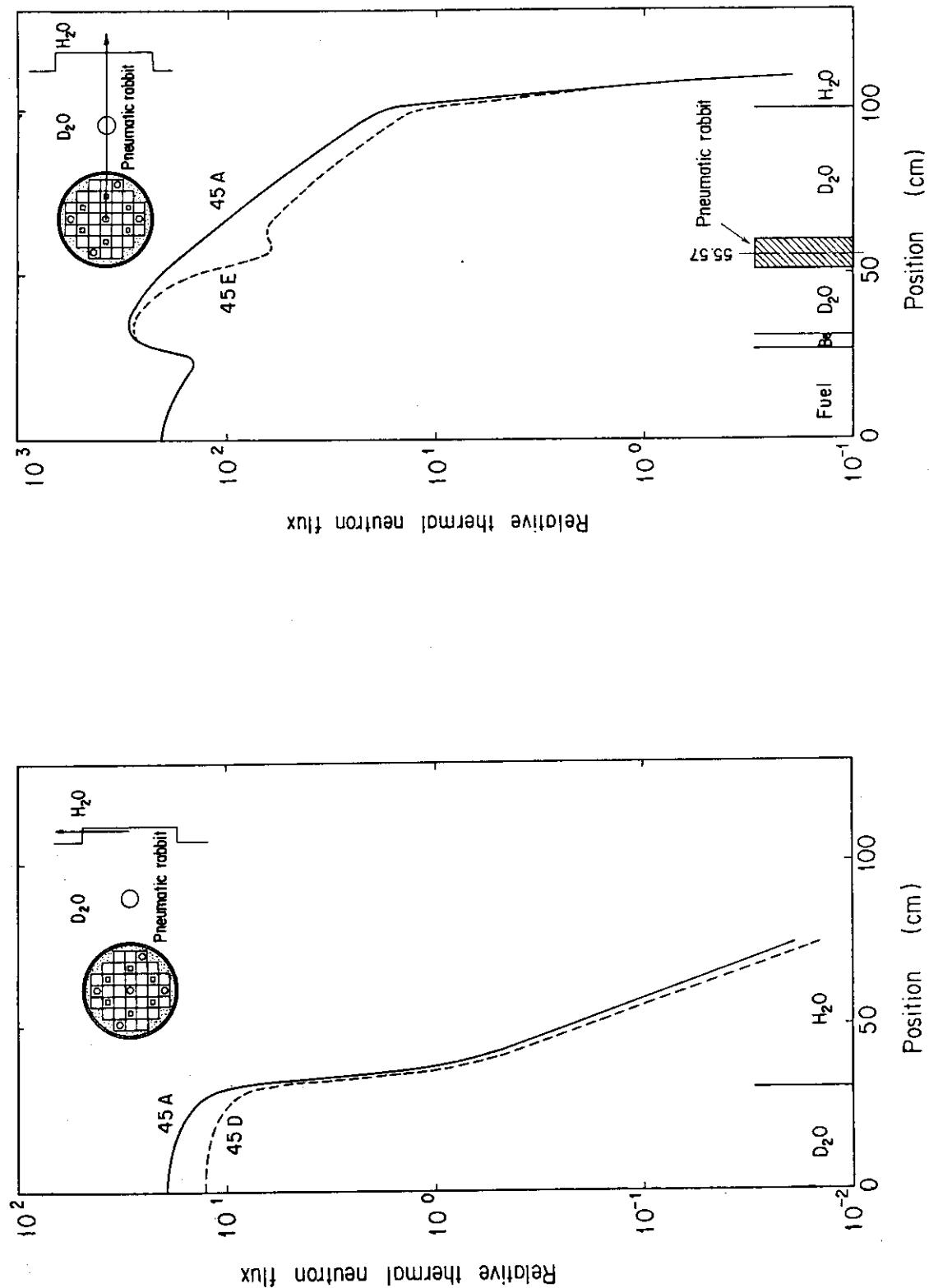


Fig. 4.18 Perturbation of thermal neutron flux by Cd sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45D).

Fig. 4.19 Perturbation of thermal neutron flux by Ir sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45E).

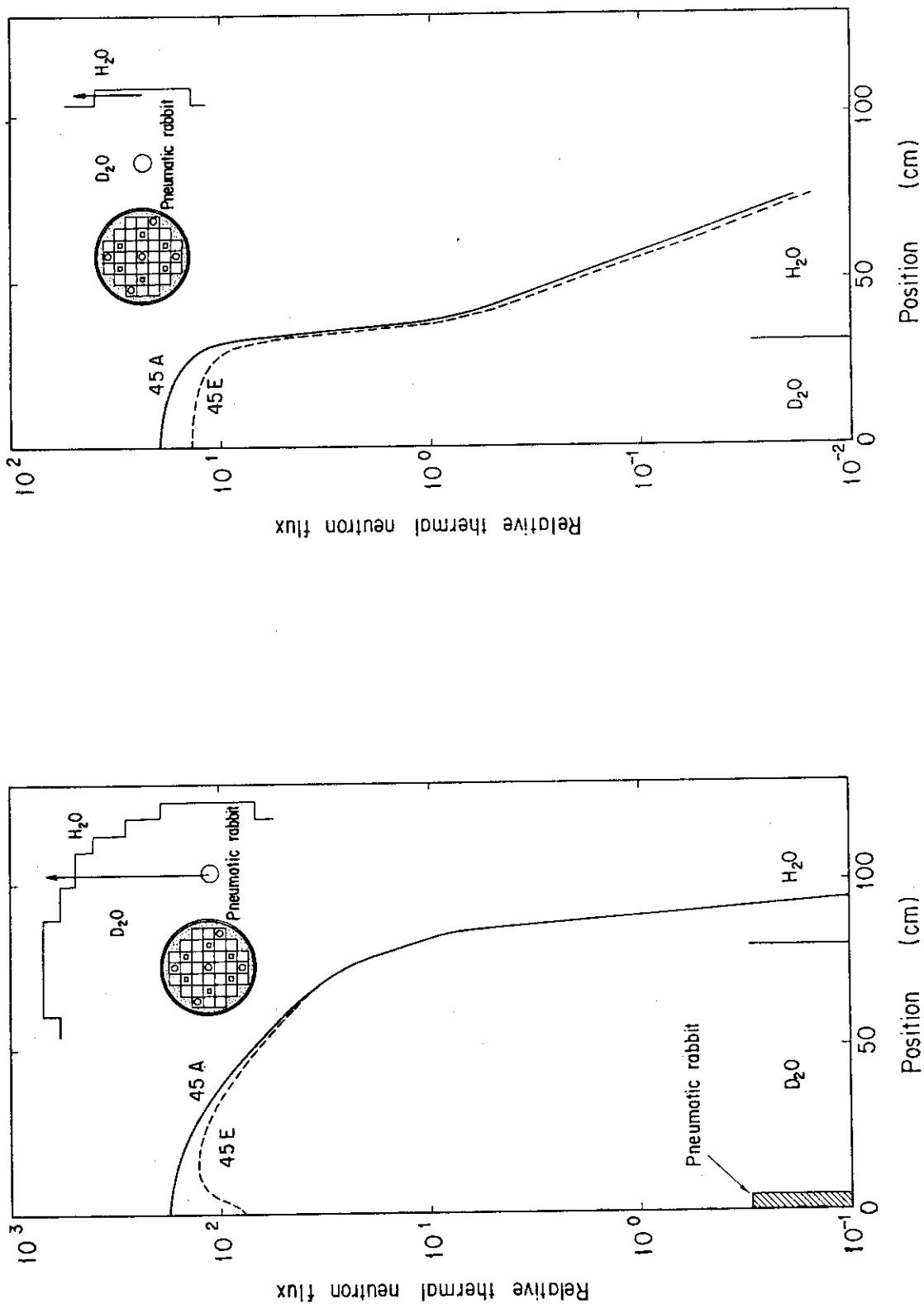


Fig. 4.20 Perturbation of thermal neutron flux by Ir sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45E).

Fig. 4.21 Perturbation of thermal neutron flux by Ir sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45E).

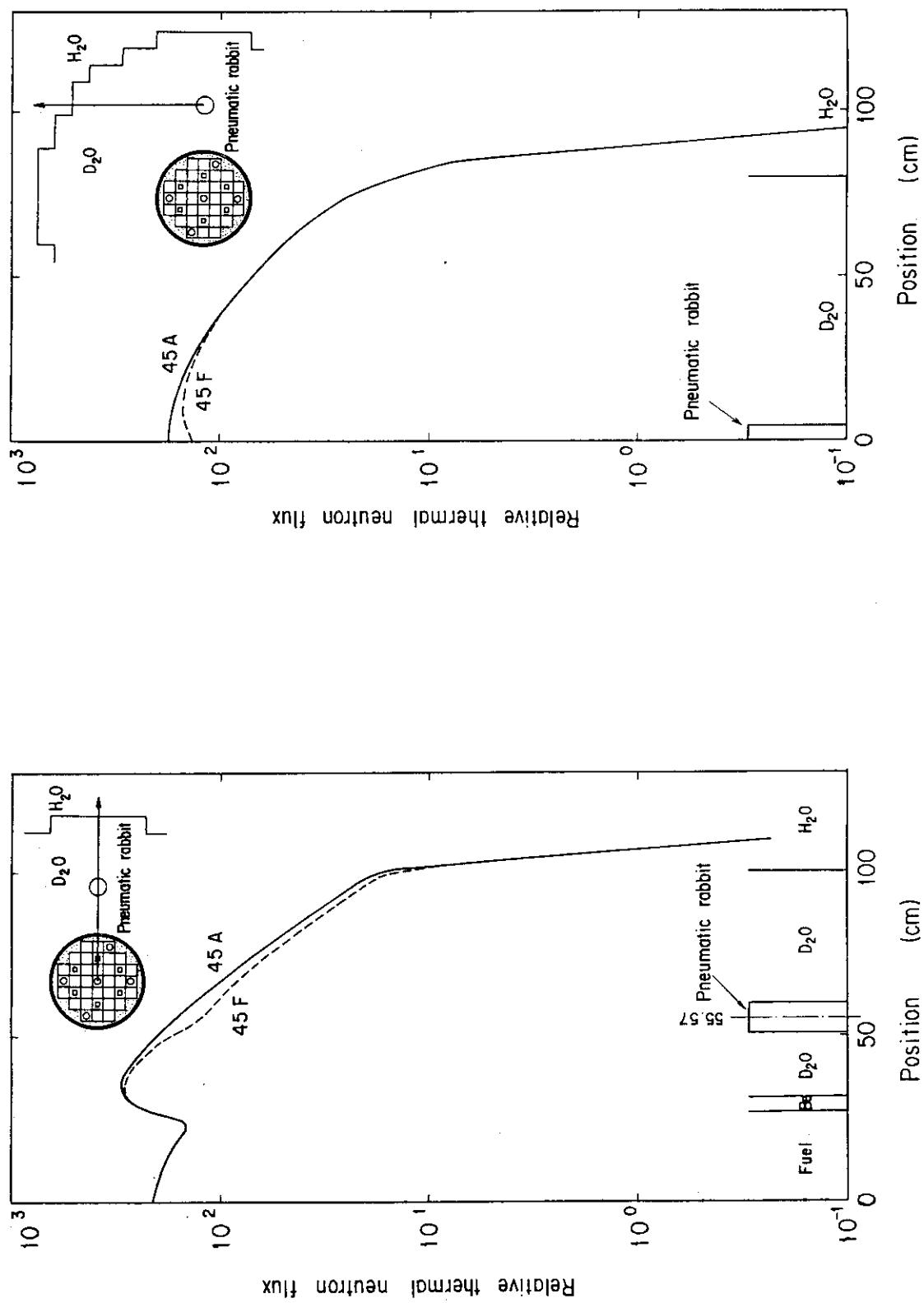


Fig. 4.22 Perturbation of thermal neutron flux by irradiation hole for 10 cm pneumac rabbit (Category 45F).

Fig. 4.23 Perturbation of thermal neutron flux by irradiation hole for 10 cm pneumatic rabbit (Category 45F).

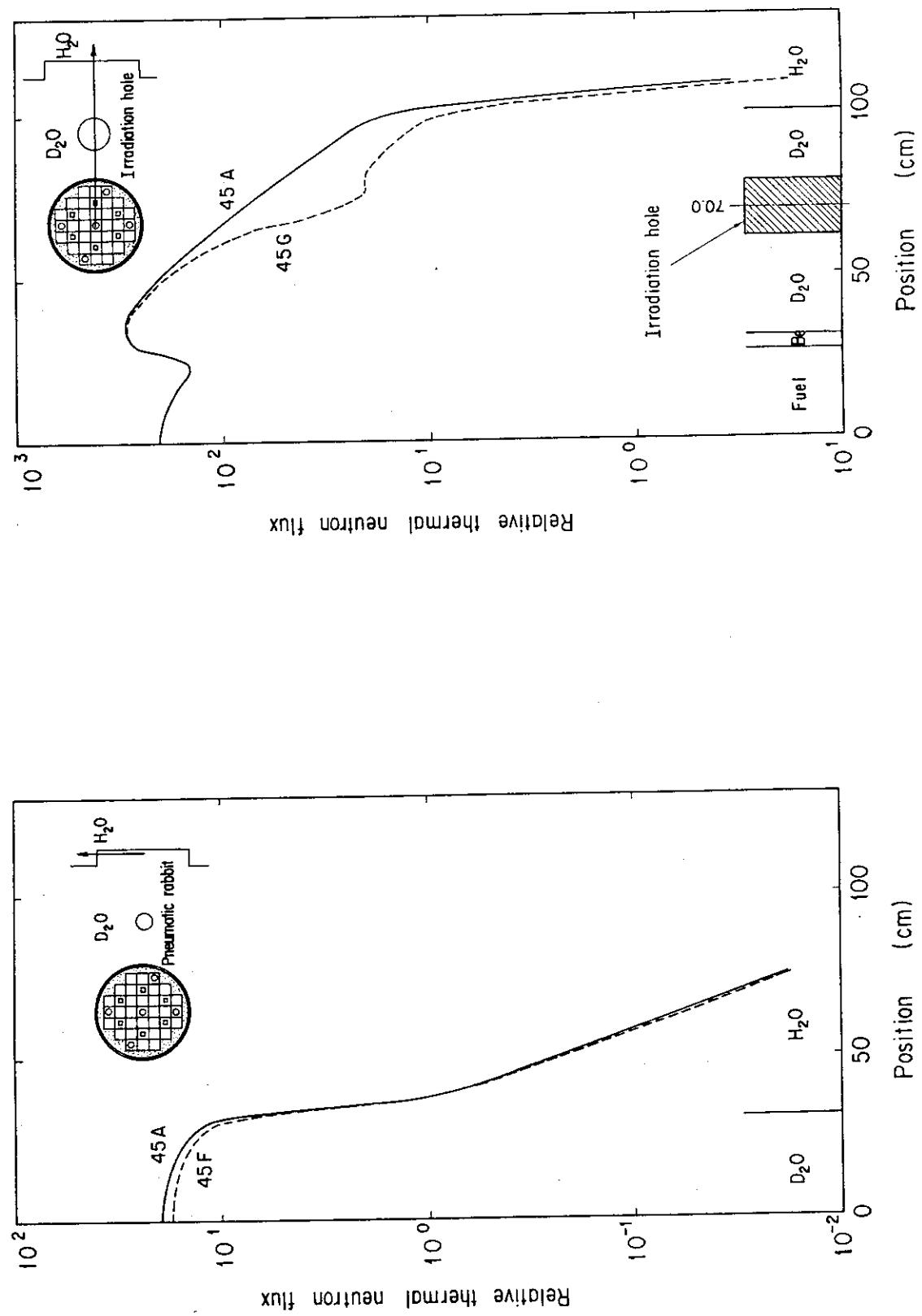


Fig. 4.24 Perturbation of thermal neutron flux by irradiation hole for 10 cm pneumatic rabbit (Category 45F).

Fig. 4.25 Perturbation of thermal neutron flux by Si sample in 19 cm irradiation hole (Category 45G).

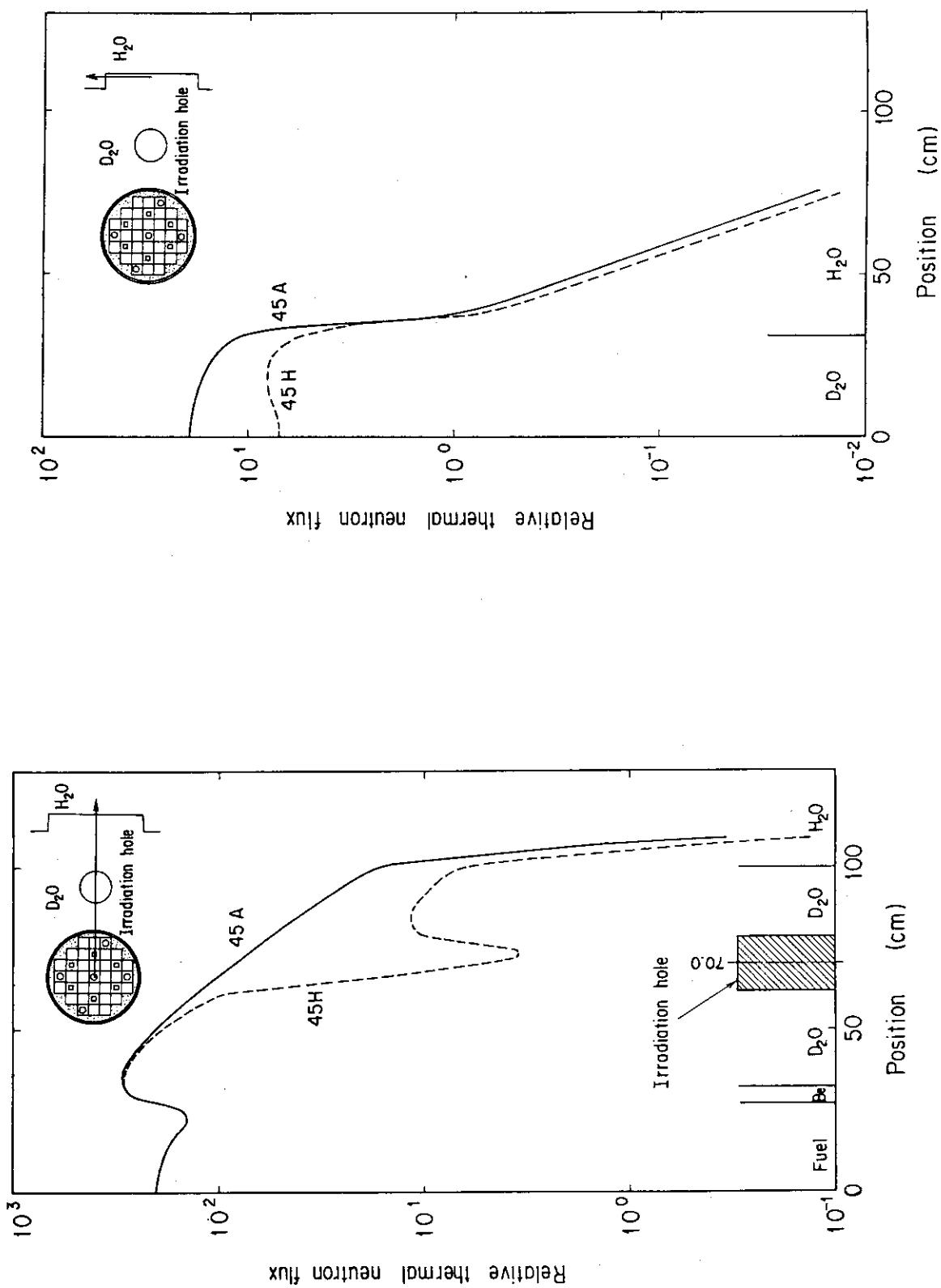


Fig. 4.26 Perturbation of thermal neutron flux by Fe sample in 19 cm irradiation hole (Category 45H).

Fig. 4.27 Perturbation of thermal neutron flux by Fe sample in 19 cm irradiation hole (Category 45H).

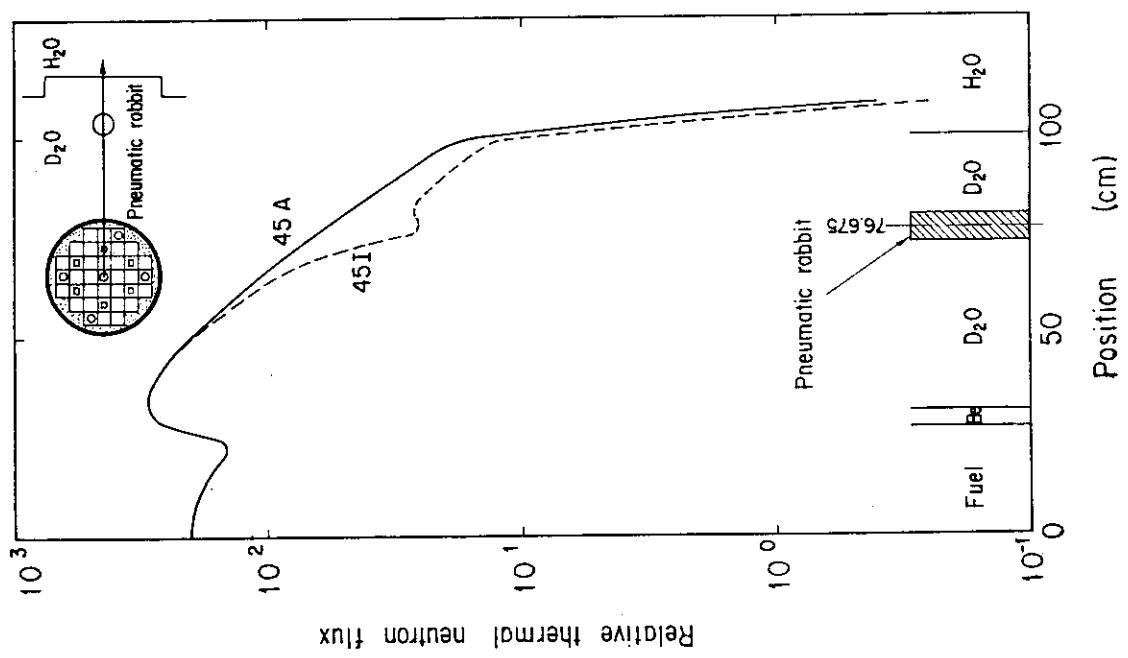


Fig. 4.28 Perturbation of thermal neutron flux by Cd sample in activation pneumatic rabbit (Category 45I).

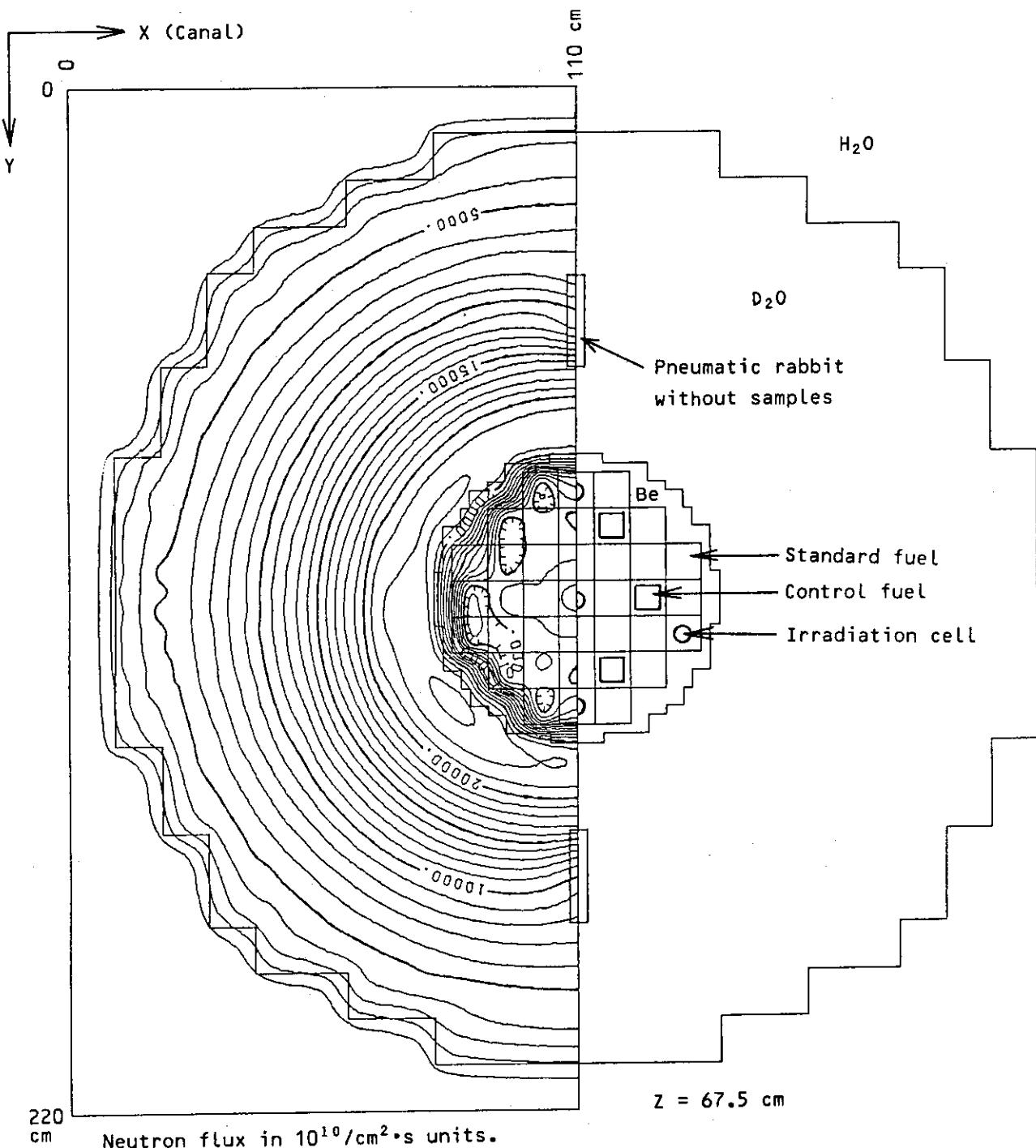


Fig. 4.29 Horizontal distribution of thermal neutron flux in BOC core (Category 45J). No sample is contained in 10 cm pneumatic rabbit.

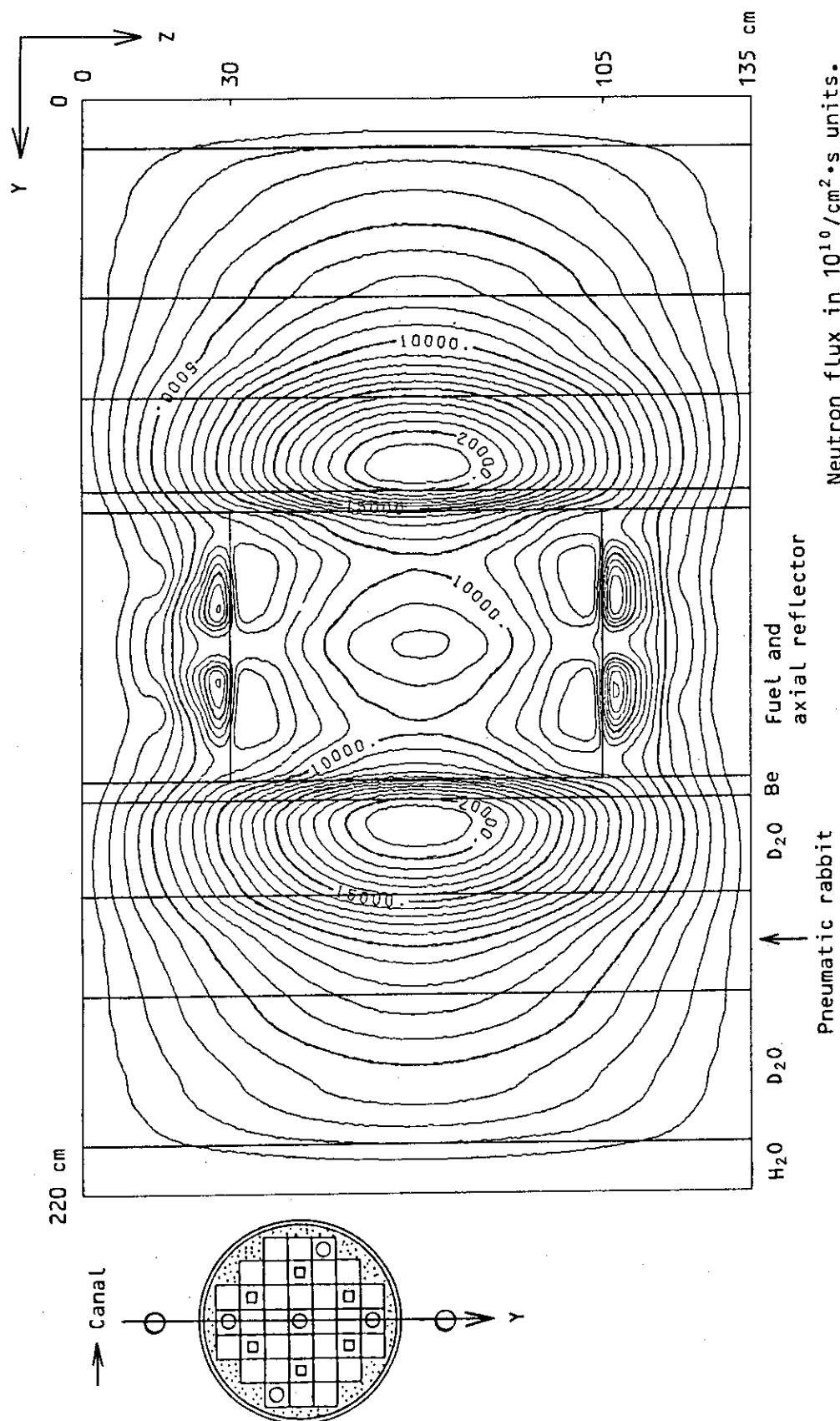


Fig. 4.30 Vertical distribution of thermal neutron flux in BOC core (Category 45J). No sample is contained in 10 cm pneumatic rabbit.

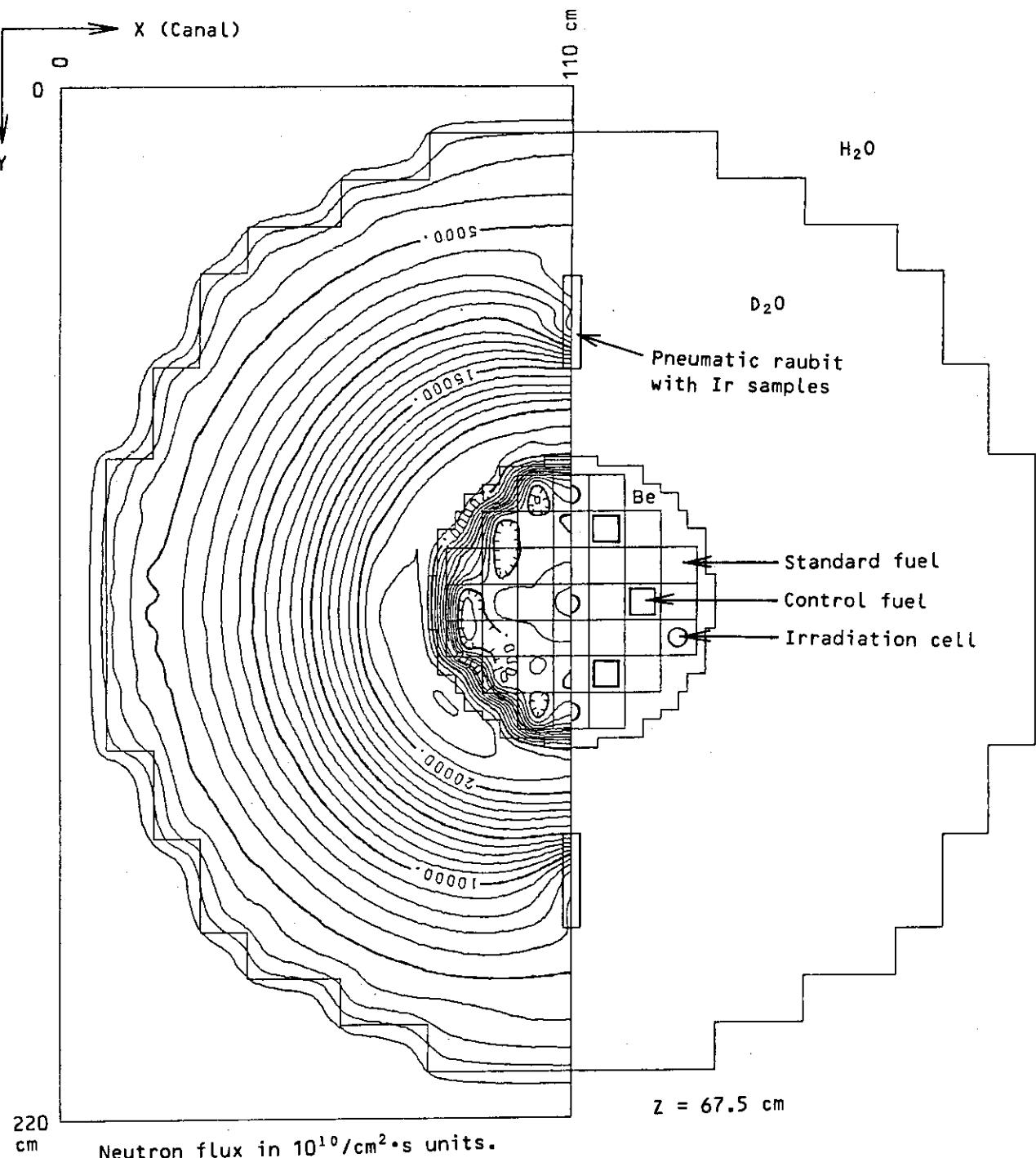


Fig. 4.31 Horizontal distribution of thermal neutron flux in BOC core (Category 45K). Ir sample is contained in 10 cm pneumatic rabbit.

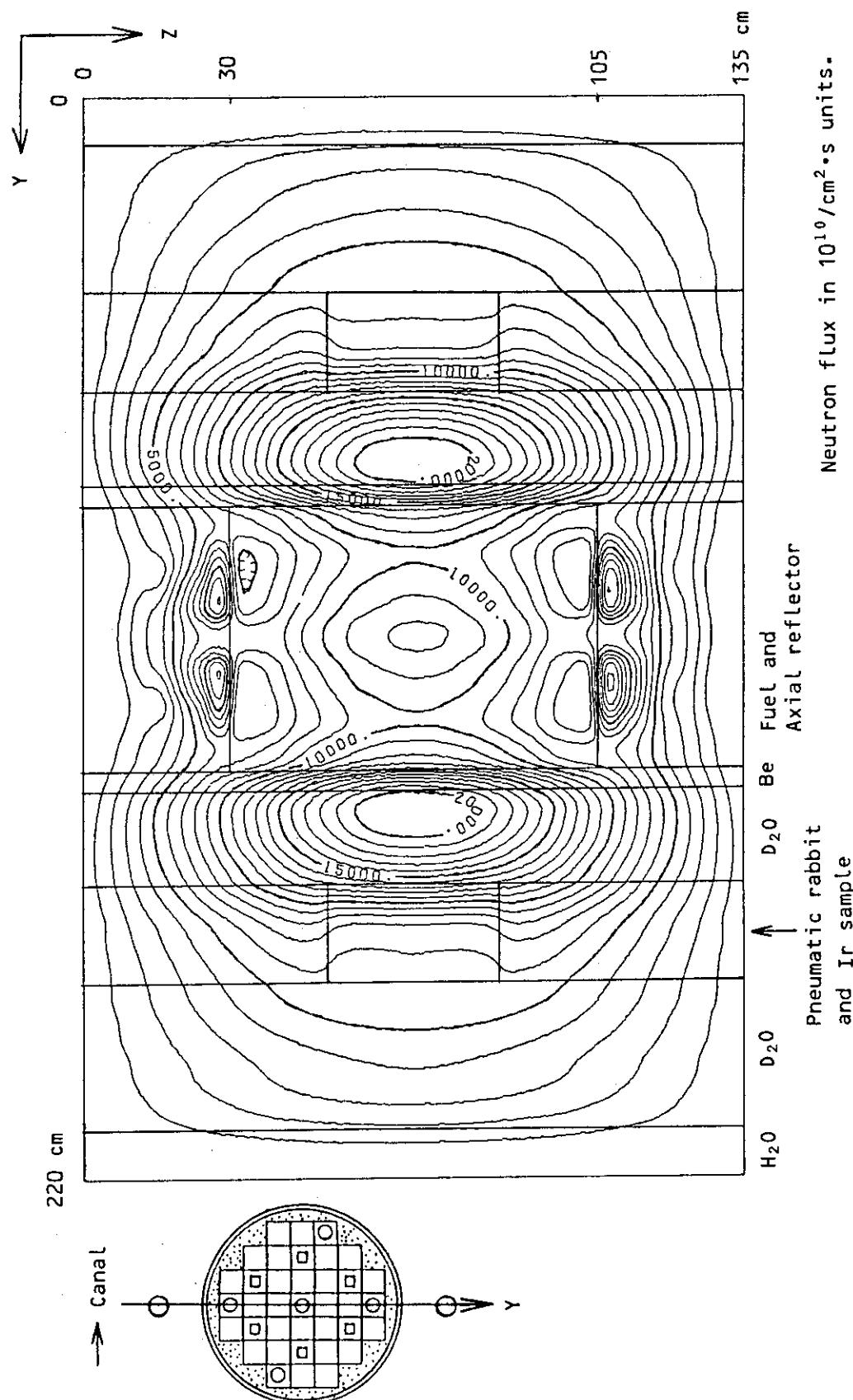


Fig. 4.32 Vertical distribution of thermal neutron flux in BOC core (Category 45K). Ir sample is contained in 10 cm pneumatic rabbit.

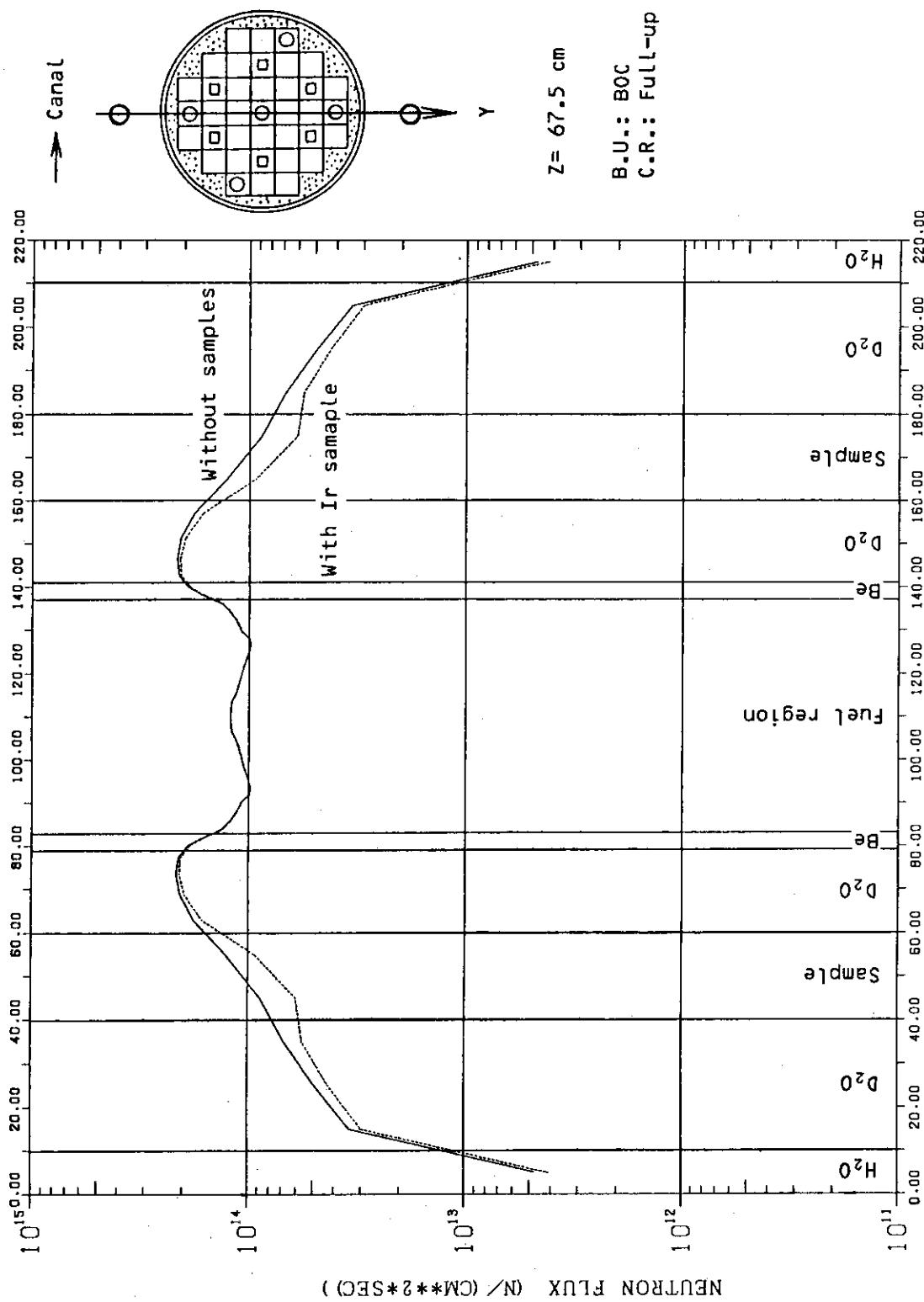


Fig. 4.33 Perturbation of thermal neutron flux by Ir sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45K).

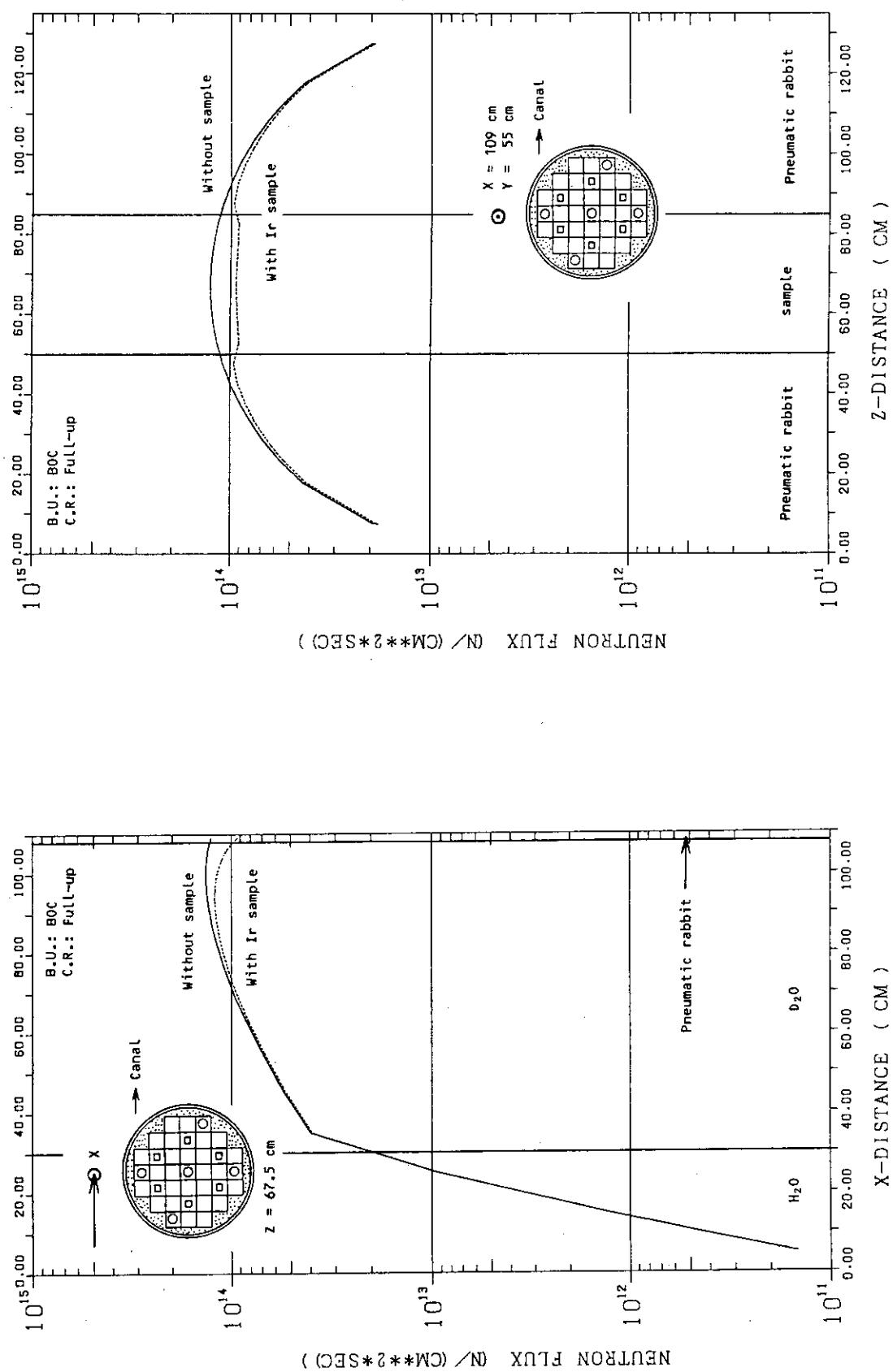


Fig. 4.34 Perturbation of thermal neutron flux by Ir sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45K),

Fig. 4.35 Perturbation of thermal neutron flux by Ir sample in 10 cm pneumatic rabbit (Category 45K). Neutron flux is plotted along the vertical axis of the Ir sample.

5. 反 応 度

5.1 反応度の出力係数

5.1.1 概 要

減速材及び燃料の温度は、原子炉出力と共に変化し、このため反応度も変化する。この原子炉出力に対応する反応度変化、すなわち反応度の出力係数を求めた。

5.1.2 計算方法

反応度と減速材温度又は燃料温度との関係はすでに求められており³⁾、炉心燃焼度に依存した値をそれぞれTable 5.1 及び 5.2 に示す。また、原子炉出力と減速材平均温度及び燃料芯材平均温度もTable 5.3 に示すように求められている*。これらを用いて、原子炉出力と反応度との間に関数を当てはめ、これを出力について微分することにより出力係数を算出した。これらの反応度変化は出力 0 MW、温度 20°C の炉心を基準とする。この計算を分類51A とする。

減速材温度による反応度変化は、

$$(\Delta \rho)_{mod} = \rho_{mod}(T_{mod}) - \rho_{mod}(20^\circ\text{C}) \quad (5.1)$$

で表わされる。また、燃料芯材温度による反応度変化は、

$$(\Delta \rho)_{fuel} = \rho_{fuel}(T_{fuel}) - \rho_{fuel}(20^\circ\text{C}) \quad (5.2)$$

である。ここで、 T_{mod} 及び T_{fuel} はそれぞれ燃料板間減速材温度及び燃料芯材温度である。

ρ_{mod} 及び ρ_{fuel} はそれぞれ T_{mod} 及び T_{fuel} に対応した反応度である。式(5.1)及び(5.2)から、炉出力に対応して反応度変化は、

$$\Delta \rho = (\Delta \rho)_{mod} + (\Delta \rho)_{fuel} \quad (5.3)$$

で得られる。

5.1.3 計算結果及び検討

出力 0 MW、炉心温度 20°C を基準にした場合の原子炉出力に対する反応度の変化を Table 5.4 及び Fig. 5.1 に示す。炉心入口温度を 35°C にした場合の原子炉出力と反応度変化とは、Fig. 5.1 に示されているように一次関数で表わされる。出力係数は、この勾配であるから初装荷炉心、BOC 炉心 (18% B.U.) 及び EOC 炉心 (26% B.U.) でそれぞれ、

初装荷炉心 ; -6.81×10^{-3} (%Δk/k/MW)

BOC 炉心 ; -6.64×10^{-3} (%Δk/k/MW)

EOC 炉心 ; -6.46×10^{-3} (%Δk/k/MW)

となる。

いずれの場合も負の出力係数を有している。その絶対値は、燃焼と共に減少している。

* : 原子炉出力ごとに COOLOD コード¹³⁾ を用いて、燃料板間減速材温度及び燃料板温度の分布を求めている。

Table 5.1 Moderator temperature coefficient of reactivity.

REACTIVITIES in %dk/k (0.0 at 51.85°C)

TEMP(C)	0% B.U.	1% B.U.	10% B.U.	18% B.U.	26% B.U.	30% B.U.	50% B.U.
20.00	7.098E-01	7.032E-01	6.945E-01	6.772E-01	6.508E-01	6.342E-01	5.172E-01
35.00	4.092E-01	3.999E-01	3.913E-01	3.791E-01	3.625E-01	3.526E-01	2.868E-01
36.00	3.870E-01	3.779E-01	3.694E-01	3.577E-01	3.420E-01	3.327E-01	2.711E-01
37.00	3.645E-01	3.557E-01	3.474E-01	3.362E-01	3.214E-01	3.126E-01	2.553E-01
38.00	3.418E-01	3.333E-01	3.252E-01	3.145E-01	3.006E-01	2.925E-01	2.395E-01
39.00	3.187E-01	3.107E-01	3.027E-01	2.926E-01	2.797E-01	2.721E-01	2.237E-01
40.00	2.954E-01	2.878E-01	2.801E-01	2.706E-01	2.586E-01	2.517E-01	2.077E-01
41.00	2.718E-01	2.647E-01	2.572E-01	2.483E-01	2.373E-01	2.311E-01	1.918E-01

REACTIVITY COEFFICIENTS in %dk/k/C

TEMP(C)	0% B.U.	1% B.U.	10% B.U.	18% B.U.	26% B.U.	30% B.U.	50% B.U.
20.00	-1.799E-02	-1.858E-02	-1.870E-02	-1.851E-02	-1.805E-02	-1.771E-02	-1.501E-02
35.00	-2.209E-02	-2.187E-02	-2.173E-02	-2.124E-02	-2.039E-02	-1.983E-02	-1.571E-02
36.00	-2.236E-02	-2.208E-02	-2.194E-02	-2.142E-02	-2.055E-02	-1.997E-02	-1.575E-02
37.00	-2.263E-02	-2.230E-02	-2.214E-02	-2.160E-02	-2.070E-02	-2.011E-02	-1.580E-02
38.00	-2.290E-02	-2.252E-02	-2.234E-02	-2.179E-02	-2.086E-02	-2.026E-02	-1.585E-02
39.00	-2.318E-02	-2.274E-02	-2.254E-02	-2.197E-02	-2.101E-02	-2.040E-02	-1.589E-02
40.00	-2.345E-02	-2.296E-02	-2.275E-02	-2.215E-02	-2.117E-02	-2.054E-02	-1.594E-02
41.00	-2.372E-02	-2.318E-02	-2.295E-02	-2.233E-02	-2.133E-02	-2.068E-02	-1.599E-02

*** N.B.: Data at 18, 26, and 50% B.U. were interpolated or extrapolated by Lagrange method.

Table 5.2 Fuel temperature coefficient of reactivity.

REACTIVITIES in %dk/k (0.0 at 51.85°C)

TEMP(C)	0% B.U.	1% B.U.	10% B.U.	18% B.U.	26% B.U.	30% B.U.	50% B.U.
20.00	8.226E-02	8.266E-02	8.029E-02	7.945E-02	7.980E-02	8.042E-02	8.800E-02
35.00	4.536E-02	4.569E-02	4.283E-02	4.173E-02	4.199E-02	4.263E-02	5.089E-02
40.00	3.316E-02	3.347E-02	3.045E-02	2.927E-02	2.950E-02	3.014E-02	3.863E-02
45.00	2.102E-02	2.131E-02	1.813E-02	1.686E-02	1.706E-02	1.770E-02	2.643E-02
49.00	1.134E-02	1.161E-02	8.310E-03	6.976E-03	7.148E-03	7.799E-03	1.670E-02
54.00	-7.102E-04	-4.598E-04	-3.917E-03	-5.333E-03	-5.191E-03	-4.534E-03	4.594E-03
58.00	-1.031E-02	-1.008E-02	-1.366E-02	-1.514E-02	-1.502E-02	-1.436E-02	-5.052E-03
63.00	-2.227E-02	-2.205E-02	-2.579E-02	-2.735E-02	-2.726E-02	-2.659E-02	-1.706E-02

REACTIVITY COEFFICIENTS in %dk/k/C

TEMP(C)	0% B.U.	1% B.U.	10% B.U.	18% B.U.	26% B.U.	30% B.U.	50% B.U.
20.00	-2.476E-03	-2.481E-03	-2.514E-03	-2.531E-03	-2.538E-03	-2.537E-03	-2.490E-03
35.00	-2.445E-03	-2.449E-03	-2.481E-03	-2.498E-03	-2.504E-03	-2.503E-03	-2.457E-03
40.00	-2.434E-03	-2.438E-03	-2.470E-03	-2.487E-03	-2.493E-03	-2.492E-03	-2.446E-03
45.00	-2.424E-03	-2.428E-03	-2.459E-03	-2.476E-03	-2.482E-03	-2.481E-03	-2.435E-03
49.00	-2.415E-03	-2.419E-03	-2.451E-03	-2.467E-03	-2.473E-03	-2.472E-03	-2.427E-03
54.00	-2.405E-03	-2.409E-03	-2.440E-03	-2.456E-03	-2.462E-03	-2.461E-03	-2.416E-03
58.00	-2.396E-03	-2.400E-03	-2.431E-03	-2.448E-03	-2.453E-03	-2.452E-03	-2.407E-03
63.00	-2.386E-03	-2.390E-03	-2.420E-03	-2.437E-03	-2.442E-03	-2.441E-03	-2.396E-03

*** N.B.: Data at 18, 26, and 50% B.U. were interpolated or extrapolated by Lagrange method.

Table 5.3 Core temperature as a function of reactor power.

REACTOR POWER (MW)	AVERAGE TEMPERATURE OF MODERATOR (°C)	AVERAGE TEMPERATURE OF FUEL MEAT (°C)
5	36	40
10	37	45
15	38	49
20	39	54
25	40	58
30	41	63

Table 5.4 Feedback reactivity as a function of reactor power
(Category 5IA).

REACTOR POWER (MW)	AVERAGE TEMPERATURE (°C)	0% B.U.			18% B.U. (BOC)			26% B.U. (EOC)		
		MODERATOR FUEL (* %DK/K)	RHO-MOD (* %DK/K)	RHO-FUEL (* %DK/K)	RHO-MOD (* %DK/K)	RHO-FUEL (* %DK/K)	RHO-MOD (* %DK/K)	RHO-FUEL (* %DK/K)	RHO-MOD (* %DK/K)	RHO-FUEL (* %DK/K)
0	20	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
0	35	-0.30	-0.04	-0.34	-0.30	-0.04	-0.34	-0.29	-0.04	-0.33
5	40	-0.32	-0.05	-0.37	-0.32	-0.05	-0.37	-0.31	-0.05	-0.36
10	37	-0.35	-0.06	-0.41	-0.34	-0.06	-0.40	-0.33	-0.06	-0.39
15	38	-0.37	-0.07	-0.44	-0.36	-0.07	-0.43	-0.35	-0.07	-0.42
20	39	-0.39	-0.08	-0.47	-0.38	-0.08	-0.46	-0.37	-0.08	-0.45
25	40	-0.41	-0.09	-0.50	-0.41	-0.09	-0.50	-0.39	-0.09	-0.48
30	41	-0.44	-0.10	-0.54	-0.43	-0.11	-0.54	-0.41	-0.11	-0.52

* : FEEDBACK REACTIVITY DUE TO CHANGE OF MODERATOR TEMPERATURE.
 ** : FEEDBACK REACTIVITY DUE TO DOPPLER EFFECT.
 ***: RHO = RHO-MOD + RHO-FUEL.

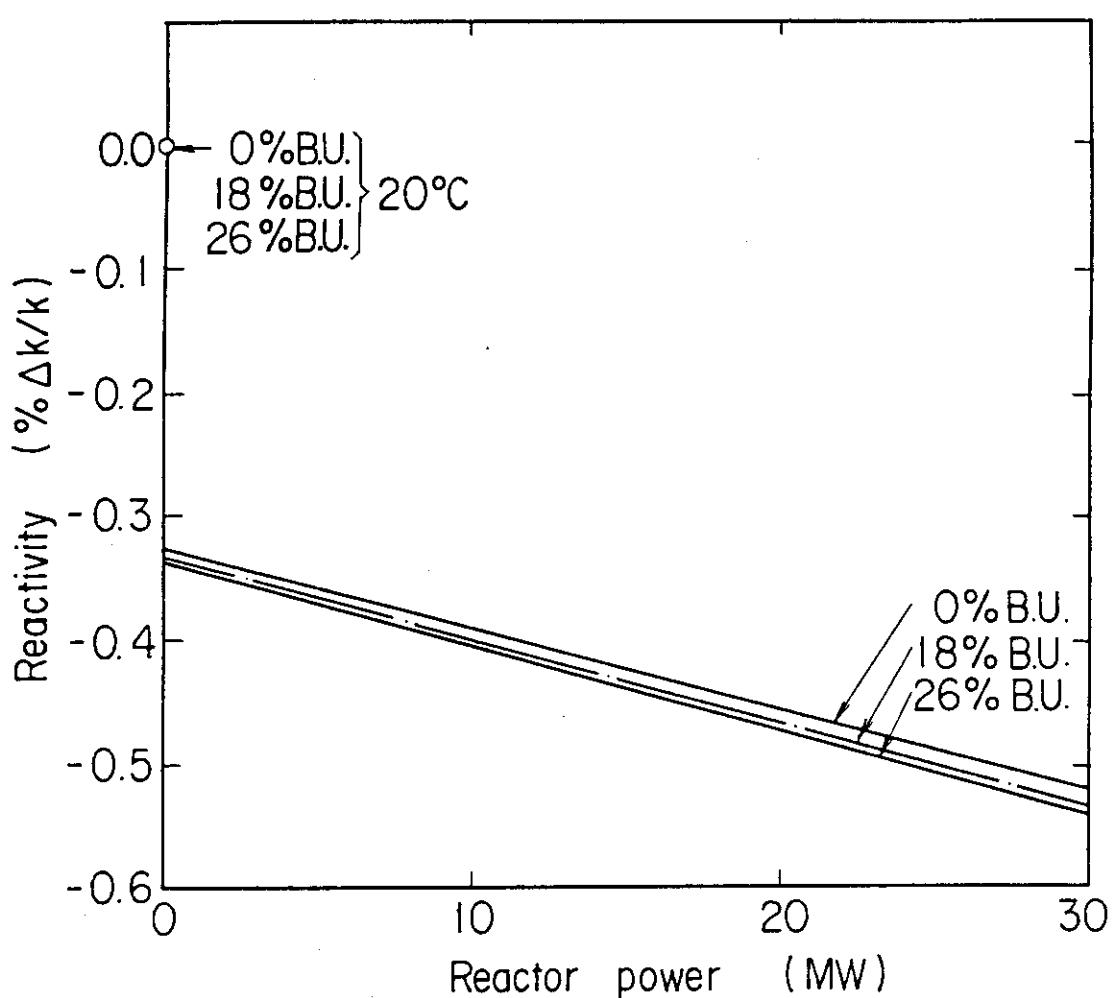


Fig. 5.1 Feedback reactivity as a function of reactor power
(Category 51A).

5.2 ペリオドー反応度換算プログラム

5.2.1 概 要

定常運転時における炉ペリオドから反応度を換算するプログラムを作成した。これは、ペリオドと反応度との換算が容易に行えることを目的としたものである。

5.2.2 理 論

炉心内の中性子密度の時間変化は、遅発中性子の先行核を6つの組に分けた、次の1点近似動特性方程式で表わすことができる。^{14), 15)} すなわち、

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta_{eff}}{(1 - \rho(t))\ell} N(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \quad (5.4)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_{eff,i}}{(1 - \rho(t))\ell} N(t) - \lambda_i C_i(t), \quad i = 1, 2, \dots, 6 \quad (5.5)$$

$$\frac{1}{T_p} = \frac{1}{N(t)} \cdot \frac{dN(t)}{dt}, \quad (5.6)$$

である。ここで、

$N(t)$: 中性子密度 ($1/cm^3$)

$C_i(t)$: 第 i 組の先行核密度 ($1/cm^3$)

$\rho(t)$: 反応度 ($\Delta k/k$)

β_{eff} : 実効遅発中性子割合

$\beta_{eff,i}$: 第 i 組の先行核から放出される実効遅発中性子割合

ℓ : 即発中性子寿命(s)

λ_i : 第 i 組の先行核の崩壊定数 ($1/s$)

T_p : 炉ペリオド(s)

である。この連立方程式の解から、炉心が臨界近傍にある時の炉ペリオドと反応度との関係が求まり、

$$\rho = \frac{1}{1 + \omega \cdot \ell} \left(\omega \cdot \ell + \sum_{i=1}^6 \frac{\omega \cdot \beta_{eff,i}}{\omega + \lambda_i} \right) \quad (5.7)$$

$$\omega = 1/T_p, \quad (5.8)$$

と表わされる。この関係式を用いて、定常状態のペリオドと反応度との換算を行う。

5.2.3 計算プログラム

式(5.7)及び(5.8)を基にして、NEC・PC-9800用BASIC言語¹⁶⁾で計算プログラムを作成した。ソースプログラムを付録A1に示す。ペリオドを入力して、反応度を出力している。計算に使用するために必要な定数を以下に示す。

- 即発中性子寿命 ℓ (s)

- 実効遅発中性子割合 β_{eff}
 - 全遅発中性子のうち i 組の先行核から放出される割合, $\beta_{\text{eff},i} / \beta_{\text{eff}}$ ($i=1, 2, \dots, 6$)
 - i 組の先行核の崩壊定数 λ_i ($i=1, 2, \dots, 6$) ($1/s$)
- これらの定数のうち, ℓ , β_{eff} 及び $\beta_{\text{eff},i}$ は炉心寸法及びその燃焼度に依存する。それゆえ, JRR-3 改造炉の種々の燃焼度における ℓ , β_{eff} 及び $\beta_{\text{eff},i}$ の値を用いることにより, ペリオドと反応度の換算を行うことができる。

5.2.4 計算例

以下に示す定数を用いて, ペリオドと反応度の換算を行った例を示す。この計算を分類52A とする。

$$\begin{aligned}\ell &= 1.0 \times 10^{-4} (\text{s})^{3), 4)} \\ \beta_{\text{eff}} &= 0.0075^{3), 4)} \\ \beta_{\text{eff},i} / \beta_{\text{eff}} &= 0.0422, 0.1156, 0.3953, 0.1953, 0.2188, 0.0328^{15)} \\ \lambda_i &= 3.01, 1.14, 0.301, 0.111, 0.0305, 0.0124 (1/s)^{15)}\end{aligned}$$

計算結果を Table 5.5 に示す。

Table 5.5 An example of period-reactivity relation (Category 52A).

STEP	PERIOD(S)	T1/2(S)	RHO(cent)	RHO(%dk/k)
1	0.01	0.01	230.626	1.730
2	0.02	0.01	165.050	1.238
3	0.05	0.03	124.513	0.934
4	0.10	0.07	109.624	0.822
5	0.20	0.14	100.075	0.751
6	0.50	0.35	89.370	0.670
7	1.00	0.69	80.215	0.602
8	2.00	1.39	69.269	0.520
9	5.00	3.47	52.667	0.395
10	10.00	6.93	39.999	0.300
11	20.00	13.86	28.536	0.214
12	50.00	34.66	16.388	0.123
13	100.00	69.32	9.880	0.074
14	200.00	138.63	5.576	0.042
15	500.00	346.58	2.434	0.018
16	1000.00	693.15	1.258	0.009
17	2000.00	1386.30	0.640	0.005
18	-80.70	-55.94	-4842.630	-36.320
19	-85.00	-58.92	-78.556	-0.589
20	-90.00	-62.38	-44.646	-0.335
21	-100.00	-69.32	-27.762	-0.208
22	-200.00	-138.63	-8.160	-0.061
23	-500.00	-346.58	-2.815	-0.021
24	-1000.00	-693.15	-1.352	-0.010
25	-2000.00	-1386.30	-0.663	-0.005

5.3 中性子密度時間変化計算プログラム

5.3.1 概 要

印加反応度に応じた中性子密度の時間変化を計算するプログラムを作成した。これは、JRR-3 改造炉において、印加反応度に対する中性子束の時間変化を知るのに用いることができる。

5.3.2 理 論

炉心内の中性子密度の時間変化は、中性子源を考慮すると、5.2.2で示した1点近似動特性方程式に中性子源項を加えたもので表わすことができる。ここで、炉心が臨界近傍にある場合には、平均中性子世代時間 $(1 - \rho) \ell$ を即発中性子寿命 ℓ に置き換えて、

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta_{\text{eff}}}{\ell} N(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + S(t) \quad (5.9)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_{\text{eff},i}}{\ell} N(t) - \lambda_i C_i(t), \quad i=1, 2, \dots, 6 \quad (5.10)$$

$$\frac{1}{T_p} = \frac{1}{N(t)} \cdot \frac{dN(t)}{dt}, \quad (5.11)$$

と表わすことができる。¹⁵⁾ここで、

$S(t)$: 中性子源密度 ($1/\text{cm}^3 \cdot \text{s}$)

であり、他は5.2.2で示したものと同じである。

初期条件は、

◦ 中性子源がなく、炉が臨界状態の場合：

$$\rho(0) = 0.0 \quad (5.12)$$

$$S(0) = 0.0 \quad (5.13)$$

$$N(0) = N_0 > 0.0 \quad (5.14)$$

$$C_i(0) = \frac{\beta_{\text{eff},i}}{\lambda_i \cdot \ell} N(0) \quad i=1, 2, \dots, 6 \quad (5.15)$$

◦ 中性子源があり、炉が未臨界状態の場合：

$$\rho(0) = \rho_0 < 0.0 \quad (5.16)$$

$$S(0) = S_0 > 0.0 \quad (5.17)$$

$$N(0) = -\frac{\ell}{\rho_0} S_0 \quad (5.18)$$

$$C_i(0) = \frac{\beta_{\text{eff},i}}{\lambda_i \cdot \ell} N(0) \quad i=1, 2, \dots, 6 \quad (5.19)$$

と設定される。いずれかの初期条件のもとで、印加反応度が与えられれば数値的に方程式を解くことができる。

5.3.3 計算プログラム

(5.9)式及び(5.10)式をルンゲ・クッタ法¹⁷⁾で解く計算プログラムをNEC・PC-9800用BASIC言語¹⁶⁾で作成した。ソースプログラムを付録A2に示す。このプログラムは、フィードバック反応度効果及び中性子源の時間変化は考慮していない。

炉心の初期条件は、

- 中性子源が無い臨界状態
- 中性子源がある未臨界状態

を設定可能である。印加反応度としては、

- ステップ状印加反応度
- ランプ状印加反応度

が与えられた場合の計算を行うことができる。これらの初期条件及び印加反応度は入力データにより設定され、それに応じて、入力された時間きざみ巾で計算が行われる。計算結果の出力として中性子密度及び炉ペリオドの時間変化が得られる。

入力データを以下に示す。

- 中性子密度の初期値 $N(0)$ ($1/\text{cm}^3$) : 中性子源のない臨界状態の場合は任意の初期値 N_0 > 0.0 を、中性子源がある未臨界状態の場合は $-\frac{\ell}{\rho_0} S_0$ の値を入力する。ここで、 ρ_0 及び S_0 はそれぞれ未臨界状態での反応度及び中性子源密度の値である。
- 中性子源密度の初期値 $S(0)$ ($1/\text{cm}^3 \cdot \text{s}$) : 中性子源のない場合は 0.0 を、中性子源がある場合は任意の値 S_0 を入力する。このプログラムでは中性子源の時間的変化は入力できない。
- 反応度の時間変化率 ρ_A (% $\Delta k/k/s$) 及び初期値 ρ_B (% $\Delta k/k$) : これらの値を用いて、時刻 t (sec)での印加反応度は計算プログラム内で $\rho(t) = \rho_A \cdot t + \rho_B$ (% $\Delta k/k$) と計算される。初期状態が臨界である場合は ρ_A は任意の値を、 ρ_B は 0.0 を入力する。中性子源のある場合は ρ_A 及び ρ_B とも任意の値を入力する。
- 時間きざみ巾 Δt (s) : 経験的に 1.0(s)以下が適当であり、時間変化が大きな場合には 0.2 から 0.1(s)程度にしてみると良い。ただし、小さくし過ぎると、ペリオドの値の誤差が大きくなる。なお、プログラム内では入力された値を 100 等分して計算に使用している。ただし、計算結果の出力は Δt 毎である。

計算に必要な定数は、5.2.3で述べた計算プログラムの場合と同じである。種々の燃焼度における即発中性子寿命 ℓ 及び実効遅発中性子割合 β_{eff} 及び $\beta_{\text{eff},i}$ ($i=1, 2, \dots, 6$) を用いることにより、その炉心燃焼度における炉心の中性子密度時間変化を求めることができる。

5.3.4 計算例

5.2.4 のペリオドー反応度換算計算例と同じ定数を用いて計算した例を以下に示す。

(i) 分類53A

臨界状態へ 0.075% $\Delta k/k$ (10 cent)のステップ状反応度を印加する。入力値は、

$$N(0) = 1.0 / \text{cm}^3,$$

$$\begin{aligned} S(0) &= 0.0 \text{ /cm}^3, \\ \rho_A &= 0.0 \% \Delta k/k/s, \\ \rho_B &= 0.075 \% \Delta k/k, \\ \Delta t &= 1.0 s, \end{aligned}$$

である。

結果として得られた中性子密度とペリオドの時間変化を、それぞれ Table 5.6 及び Fig. 5.2 に示す。反応度印加後80秒程度でペリオドは約98秒と、ほぼ一定になる。この値は、5.2.4で計算したペリオドー反応度換算値に良く一致している。

(ii) 分類53B

臨界状態へ $100/\text{cm}^3 \cdot \text{s}$ の中性子源を挿入する。入力値は、

$$\begin{aligned} N(0) &= 1.0 \text{ /cm}^3 \\ S(0) &= 100 \text{ /cm}^3 \cdot \text{s}, \\ \rho_A &= 0.0 \% \Delta k/k/s, \\ \rho_B &= 0.0 \% \Delta k/k, \\ \Delta t &= 1.0 s, \end{aligned}$$

である。

結果として得られた中性子密度とペリオドの時間変化を、それぞれ Table 5.7 及び Fig. 5.3 に示す。中性子密度の増加は、時間がたつにつれて直線的になる。

(iii) 分類53C

臨界状態へランプ状に反応度を印加する。入力値は、

$$\begin{aligned} N(0) &= 1.0 \text{ /cm}^3, \\ S(0) &= 0.0 \text{ /cm}^3 \cdot \text{s}, \\ \rho_A &= 0.01, 0.02, 0.03, 0.04, 0.05, 0.06, 0.1 \text{ 又は } 0.2 \% \Delta k/k/s, \\ \rho_B &= 0.0 \% \Delta k/k \\ \Delta t &= 1.0 \text{ 又は } 0.1 s \end{aligned}$$

である。

結果として、各反応度印加率についての中性子密度変化を Fig. 5.4 に示す。また、ペリオドの変化を Fig. 5.5 に、反応度印加率と一定のペリオドに達するまでの時間との関係を Fig. 5.6 に示す。出力リストの例を、印加率 $0.01\% \Delta k/k/s$ の場合について Table 5.8 に示す。

(iv) 分類53D

未臨界状態へランプ状に反応度を印加する。次の 2 種類の場合に分けて例を示す。

a) 未臨界度 $-1.0\% \Delta k/k$ の炉心への $0.04\% \Delta k/k/s$ の反応度印加

入力値は、

$$\begin{aligned} N(0) &= 1.0 \text{ /cm}^3, \\ N(0) &= 100 \text{ /cm}^3 \cdot \text{s}, \\ \rho_A &= 0.04 \% \Delta k/k/s, \\ \rho_B &= -1.0 \% \Delta k/k, \end{aligned}$$

$$\Delta t = 0.2 \text{ s},$$

である。

結果として、中性子密度及びペリオドの時間変化を Fig. 5.7 に示す。

b) 未臨界度は $-10.0\% \Delta k/k$ の炉心への 0.01, 0.04 又は $0.05\% \Delta k/k/s$ の反応度印加
入力値は、

$$N(0) = 1.0/cm^3,$$

$$S(0) = 1000/cm^3 \cdot s,$$

$$\rho_A = 0.01, 0.04, \text{ 又は } 0.05\% \Delta k/k/s,$$

$$\rho_B = -10\% \Delta k/k,$$

$$\Delta t = 0.1 \text{ 又は } 0.2 \text{ s}$$

である。

結果として、中性子密度の時間変化を Fig. 5.8 に示す。未臨界度が高いため、a)の場合に
比較して中性子密度の増加は緩やかである。

Table 5.6 Time behavior of neutron density after step insertion
of 0.075%dk/k reactivity (Category 53A).

SOURCE STRENGTH (n/sec) = 0
RAMP RATE (%dk/k/sec) = 0 STEP (%dk/k) = .075

STEP	T (SEC)	PERIOD(S)	RHO (\$)	RHO (dk/k)	N	SOURCE
0	0.000	999.999	0.100	7.5000E-04	1.0000E+00	0.0000E+00
1	1.000	38.079	0.100	7.5000E-04	1.1471E+00	0.0000E+00
2	2.000	46.275	0.100	7.5000E-04	1.1744E+00	0.0000E+00
3	3.000	51.511	0.100	7.5000E-04	1.1986E+00	0.0000E+00
4	4.000	55.465	0.100	7.5000E-04	1.2212E+00	0.0000E+00
5	5.000	58.767	0.100	7.5000E-04	1.2428E+00	0.0000E+00
6	6.000	61.698	0.100	7.5000E-04	1.2636E+00	0.0000E+00
7	7.000	64.333	0.100	7.5000E-04	1.2838E+00	0.0000E+00
8	8.000	66.758	0.100	7.5000E-04	1.3035E+00	0.0000E+00
9	9.000	68.970	0.100	7.5000E-04	1.3229E+00	0.0000E+00
10	10.000	71.021	0.100	7.5000E-04	1.3419E+00	0.0000E+00
11	11.000	72.935	0.100	7.5000E-04	1.3607E+00	0.0000E+00
12	12.000	74.693	0.100	7.5000E-04	1.3792E+00	0.0000E+00
13	13.000	76.330	0.100	7.5000E-04	1.3976E+00	0.0000E+00
14	14.000	77.732	0.100	7.5000E-04	1.4159E+00	0.0000E+00
15	15.000	79.143	0.100	7.5000E-04	1.4341E+00	0.0000E+00
16	16.000	80.353	0.100	7.5000E-04	1.4522E+00	0.0000E+00
17	17.000	81.513	0.100	7.5000E-04	1.4702E+00	0.0000E+00
18	18.000	82.621	0.100	7.5000E-04	1.4882E+00	0.0000E+00
19	19.000	83.566	0.100	7.5000E-04	1.5062E+00	0.0000E+00
20	20.000	84.455	0.100	7.5000E-04	1.5243E+00	0.0000E+00
21	21.000	85.399	0.100	7.5000E-04	1.5423E+00	0.0000E+00
22	21.999	86.116	0.100	7.5000E-04	1.5604E+00	0.0000E+00
23	22.999	86.889	0.100	7.5000E-04	1.5786E+00	0.0000E+00
24	23.999	87.546	0.100	7.5000E-04	1.5968E+00	0.0000E+00
25	24.999	88.202	0.100	7.5000E-04	1.6150E+00	0.0000E+00
26	25.999	88.743	0.100	7.5000E-04	1.6334E+00	0.0000E+00
27	26.999	89.283	0.100	7.5000E-04	1.6518E+00	0.0000E+00
28	27.998	89.765	0.100	7.5000E-04	1.6704E+00	0.0000E+00
29	28.998	90.247	0.100	7.5000E-04	1.6890E+00	0.0000E+00
30	29.998	90.729	0.100	7.5000E-04	1.7078E+00	0.0000E+00
31	30.998	91.155	0.100	7.5000E-04	1.7267E+00	0.0000E+00
32	31.998	91.582	0.100	7.5000E-04	1.7457E+00	0.0000E+00
33	32.998	91.896	0.100	7.5000E-04	1.7648E+00	0.0000E+00
34	33.998	92.327	0.100	7.5000E-04	1.7841E+00	0.0000E+00
35	34.998	92.589	0.100	7.5000E-04	1.8035E+00	0.0000E+00
36	35.999	92.910	0.100	7.5000E-04	1.8231E+00	0.0000E+00
37	36.999	93.123	0.100	7.5000E-04	1.8428E+00	0.0000E+00
38	37.999	93.451	0.100	7.5000E-04	1.8626E+00	0.0000E+00
39	38.999	93.671	0.100	7.5000E-04	1.8827E+00	0.0000E+00
40	39.999	93.895	0.100	7.5000E-04	1.9028E+00	0.0000E+00
41	41.000	94.124	0.100	7.5000E-04	1.9232E+00	0.0000E+00
42	42.000	94.303	0.100	7.5000E-04	1.9437E+00	0.0000E+00
43	43.000	94.541	0.100	7.5000E-04	1.9644E+00	0.0000E+00
44	44.000	94.730	0.100	7.5000E-04	1.9853E+00	0.0000E+00
45	45.000	94.871	0.100	7.5000E-04	2.0063E+00	0.0000E+00
46	46.001	95.019	0.100	7.5000E-04	2.0276E+00	0.0000E+00
47	47.001	95.278	0.100	7.5000E-04	2.0490E+00	0.0000E+00
48	48.001	95.436	0.100	7.5000E-04	2.0706E+00	0.0000E+00
49	49.001	95.497	0.100	7.5000E-04	2.0924E+00	0.0000E+00
50	50.002	95.669	0.100	7.5000E-04	2.1144E+00	0.0000E+00
1	51.002	95.745	0.100	7.5000E-04	2.1366E+00	0.0000E+00

Table 5.6 (Continued)

2	52.002	95.828	0.100	7.5000E-04	2.1591E+00	0.0000E+00
3	53.002	96.019	0.100	7.5000E-04	2.1817E+00	0.0000E+00
4	54.002	96.117	0.100	7.5000E-04	2.2045E+00	0.0000E+00
5	55.003	96.123	0.100	7.5000E-04	2.2276E+00	0.0000E+00
6	56.003	96.236	0.100	7.5000E-04	2.2509E+00	0.0000E+00
7	57.003	96.356	0.100	7.5000E-04	2.2743E+00	0.0000E+00
8	58.003	96.484	0.100	7.5000E-04	2.2981E+00	0.0000E+00
9	59.003	96.523	0.100	7.5000E-04	2.3220E+00	0.0000E+00
10	60.004	96.476	0.100	7.5000E-04	2.3462E+00	0.0000E+00
11	61.004	96.533	0.100	7.5000E-04	2.3706E+00	0.0000E+00
12	62.004	96.785	0.100	7.5000E-04	2.3952E+00	0.0000E+00
13	63.004	96.858	0.100	7.5000E-04	2.4201E+00	0.0000E+00
14	64.005	96.938	0.100	7.5000E-04	2.4452E+00	0.0000E+00
15	65.004	96.845	0.100	7.5000E-04	2.4706E+00	0.0000E+00
16	66.003	96.944	0.100	7.5000E-04	2.4962E+00	0.0000E+00
17	67.003	97.050	0.100	7.5000E-04	2.5221E+00	0.0000E+00
18	68.002	96.987	0.100	7.5000E-04	2.5482E+00	0.0000E+00
19	69.002	97.110	0.100	7.5000E-04	2.5746E+00	0.0000E+00
20	70.001	97.067	0.100	7.5000E-04	2.6012E+00	0.0000E+00
21	71.001	97.206	0.100	7.5000E-04	2.6281E+00	0.0000E+00
22	72.000	97.353	0.100	7.5000E-04	2.6553E+00	0.0000E+00
23	73.000	97.253	0.100	7.5000E-04	2.6827E+00	0.0000E+00
24	73.999	97.416	0.100	7.5000E-04	2.7105E+00	0.0000E+00
25	74.998	97.420	0.100	7.5000E-04	2.7384E+00	0.0000E+00
26	75.998	97.434	0.100	7.5000E-04	2.7667E+00	0.0000E+00
27	76.997	97.457	0.100	7.5000E-04	2.7952E+00	0.0000E+00
28	77.997	97.410	0.100	7.5000E-04	2.8241E+00	0.0000E+00
29	78.996	97.532	0.100	7.5000E-04	2.8532E+00	0.0000E+00
30	79.996	97.583	0.100	7.5000E-04	2.8826E+00	0.0000E+00
31	80.995	97.565	0.100	7.5000E-04	2.9123E+00	0.0000E+00
32	81.995	97.557	0.100	7.5000E-04	2.9423E+00	0.0000E+00
33	82.994	97.635	0.100	7.5000E-04	2.9726E+00	0.0000E+00
34	83.994	97.722	0.100	7.5000E-04	3.0032E+00	0.0000E+00
35	84.993	97.667	0.100	7.5000E-04	3.0341E+00	0.0000E+00
36	85.992	97.698	0.100	7.5000E-04	3.0654E+00	0.0000E+00
37	86.992	97.664	0.100	7.5000E-04	3.0969E+00	0.0000E+00
38	87.991	97.786	0.100	7.5000E-04	3.1288E+00	0.0000E+00
39	88.991	97.772	0.100	7.5000E-04	3.1609E+00	0.0000E+00
40	89.990	97.839	0.100	7.5000E-04	3.1934E+00	0.0000E+00
41	90.990	97.774	0.100	7.5000E-04	3.2263E+00	0.0000E+00
42	91.989	97.859	0.100	7.5000E-04	3.2594E+00	0.0000E+00
43	92.989	97.815	0.100	7.5000E-04	3.2929E+00	0.0000E+00
44	93.988	97.849	0.100	7.5000E-04	3.3267E+00	0.0000E+00
45	94.987	97.826	0.100	7.5000E-04	3.3609E+00	0.0000E+00
46	95.987	97.879	0.100	7.5000E-04	3.3954E+00	0.0000E+00
47	96.986	97.875	0.100	7.5000E-04	3.4303E+00	0.0000E+00
48	97.986	97.947	0.100	7.5000E-04	3.4655E+00	0.0000E+00
49	98.985	97.963	0.100	7.5000E-04	3.5011E+00	0.0000E+00
50	99.985	97.988	0.100	7.5000E-04	3.5370E+00	0.0000E+00

Table 5.7 Time behavior of neutron density after step insertion of neutron source (Category 53B).

SOURCE STRENGTH (n/sec) = 100
 RAMP RATE (%dk/k/sec) = 0 STEP (%dk/k) = 0

STEP	T (SEC)	PERIOD(S)	RHO (\$)	RHO (dk/k)	N	SOURCE
0	0.000	999.999	0.000	0.0000E+00	1.0000E+00	1.0000E+02
1	1.000	8.680	0.000	0.0000E+00	2.7160E+00	1.0000E+02
2	2.000	11.718	0.000	0.0000E+00	2.9956E+00	1.0000E+02
3	3.000	14.173	0.000	0.0000E+00	3.2362E+00	1.0000E+02
4	4.000	16.381	0.000	0.0000E+00	3.4552E+00	1.0000E+02
5	5.000	18.472	0.000	0.0000E+00	3.6594E+00	1.0000E+02
6	6.000	20.517	0.000	0.0000E+00	3.8521E+00	1.0000E+02
7	7.000	22.526	0.000	0.0000E+00	4.0354E+00	1.0000E+02
8	8.000	24.509	0.000	0.0000E+00	4.2107E+00	1.0000E+02
9	9.000	26.482	0.000	0.0000E+00	4.3792E+00	1.0000E+02
10	10.000	28.415	0.000	0.0000E+00	4.5417E+00	1.0000E+02
11	11.000	30.322	0.000	0.0000E+00	4.6991E+00	1.0000E+02
12	12.000	32.189	0.000	0.0000E+00	4.8518E+00	1.0000E+02
13	13.000	34.038	0.000	0.0000E+00	5.0006E+00	1.0000E+02
14	14.000	35.852	0.000	0.0000E+00	5.1457E+00	1.0000E+02
15	15.000	37.616	0.000	0.0000E+00	5.2877E+00	1.0000E+02
16	16.000	39.367	0.000	0.0000E+00	5.4269E+00	1.0000E+02
17	17.000	41.083	0.000	0.0000E+00	5.5635E+00	1.0000E+02
18	18.000	42.767	0.000	0.0000E+00	5.6978E+00	1.0000E+02
19	19.000	44.412	0.000	0.0000E+00	5.8301E+00	1.0000E+02
20	20.000	46.023	0.000	0.0000E+00	5.9604E+00	1.0000E+02
21	21.000	47.613	0.000	0.0000E+00	6.0891E+00	1.0000E+02
22	21.999	49.175	0.000	0.0000E+00	6.2162E+00	1.0000E+02
23	22.999	50.744	0.000	0.0000E+00	6.3419E+00	1.0000E+02

Table 5.8 Time behavior of neutron density after ramp insertion of 0.01%dk/k/s reactivity (Category 53C).

SOURCE STRENGTH (n/sec) = 0
 RAMP RATE (%dk/k/sec) = .01 STEP (%dk/k) = 0

STEP	T (SEC)	PERIOD(S)	RHO (\$)	RHO (dk/k)	N	SOURCE
0	0.000	999.990	0.000	0.0000E+00	1.0000E+00	0.0000E+00
1	1.000	57.592	0.013	1.0000E-04	1.0154E+00	0.0000E+00
2	2.000	48.743	0.027	2.0000E-04	1.0349E+00	0.0000E+00
3	3.000	42.848	0.040	3.0000E-04	1.0578E+00	0.0000E+00
4	4.000	38.396	0.053	4.0000E-04	1.0843E+00	0.0000E+00
5	5.000	34.857	0.067	5.0001E-04	1.1144E+00	0.0000E+00
6	6.000	31.900	0.080	6.0001E-04	1.1484E+00	0.0000E+00
7	7.000	29.414	0.093	7.0001E-04	1.1866E+00	0.0000E+00
8	8.000	27.273	0.107	8.0001E-04	1.2293E+00	0.0000E+00
9	9.000	25.389	0.120	9.0002E-04	1.2769E+00	0.0000E+00
10	10.000	23.715	0.133	1.0000E-03	1.3301E+00	0.0000E+00
11	12.000	20.860	0.160	1.2000E-03	1.4556E+00	0.0000E+00
12	14.000	18.464	0.187	1.4000E-03	1.6121E+00	0.0000E+00
13	16.000	16.424	0.213	1.6000E-03	1.8087E+00	0.0000E+00
14	18.000	14.649	0.240	1.8000E-03	2.0581E+00	0.0000E+00
15	20.000	13.089	0.267	2.0000E-03	2.3786E+00	0.0000E+00
16	22.001	11.705	0.293	2.2001E-03	2.7966E+00	0.0000E+00
17	24.001	10.468	0.320	2.4001E-03	3.3516E+00	0.0000E+00
18	26.001	9.358	0.347	2.6001E-03	4.1039E+00	0.0000E+00

Table 5.9 Time behavior of neutron density after ramp insertion of
 0.04%dk/k/s reactivity into -1.0%dk/k sub-critical core
 (Category 53D).

SOURCE STRENGTH (n/sec) = 100
 RAMP RATE (%dk/k/sec) = .04 STEP (%dk/k) = -1

STEP	T (SEC)	PERIOD(S)	RHO (\$)	RHO (dk/k)	N	SOURCE
0	0.000	999.999	-1.333-1.0000E-02	1.0000E+00	1.0000E+02	
1	0.200	42.345	-1.323-9.9200E-03	1.0045E+00	1.0000E+02	
2	0.400	41.103	-1.312-9.8400E-03	1.0094E+00	1.0000E+02	
3	0.600	40.042	-1.301-9.7600E-03	1.0144E+00	1.0000E+02	
4	0.800	39.230	-1.291-9.6800E-03	1.0195E+00	1.0000E+02	
5	1.000	38.376	-1.280-9.6000E-03	1.0248E+00	1.0000E+02	
6	1.200	37.654	-1.269-9.5200E-03	1.0302E+00	1.0000E+02	
7	1.400	36.970	-1.259-9.4400E-03	1.0357E+00	1.0000E+02	
8	1.600	36.398	-1.248-9.3600E-03	1.0414E+00	1.0000E+02	
9	1.800	35.853	-1.237-9.2800E-03	1.0471E+00	1.0000E+02	
10	2.000	35.334	-1.227-9.2000E-03	1.0530E+00	1.0000E+02	
11	2.200	34.839	-1.216-9.1200E-03	1.0591E+00	1.0000E+02	
12	2.400	34.302	-1.205-9.0400E-03	1.0652E+00	1.0000E+02	
13	2.600	33.790	-1.195-8.9600E-03	1.0715E+00	1.0000E+02	
14	2.800	33.426	-1.184-8.8800E-03	1.0779E+00	1.0000E+02	
15	3.000	32.958	-1.173-8.8000E-03	1.0844E+00	1.0000E+02	
16	3.200	32.570	-1.163-8.7200E-03	1.0910E+00	1.0000E+02	
17	3.400	32.199	-1.152-8.6400E-03	1.0978E+00	1.0000E+02	
18	3.600	31.735	-1.141-8.5600E-03	1.1047E+00	1.0000E+02	
19	3.800	31.452	-1.131-8.4800E-03	1.1117E+00	1.0000E+02	
20	4.000	31.078	-1.120-8.4000E-03	1.1188E+00	1.0000E+02	
21	4.200	30.720	-1.109-8.3201E-03	1.1261E+00	1.0000E+02	
22	4.400	30.379	-1.099-8.2401E-03	1.1335E+00	1.0000E+02	
23	4.600	30.006	-1.088-8.1601E-03	1.1411E+00	1.0000E+02	
24	4.800	29.695	-1.077-8.0801E-03	1.1487E+00	1.0000E+02	
25	5.000	29.399	-1.067-8.0001E-03	1.1565E+00	1.0000E+02	
26	5.200	29.072	-1.056-7.9201E-03	1.1645E+00	1.0000E+02	
27	5.400	28.761	-1.045-7.8401E-03	1.1726E+00	1.0000E+02	
28	5.600	28.463	-1.035-7.7601E-03	1.1808E+00	1.0000E+02	
29	5.800	28.179	-1.024-7.6801E-03	1.1892E+00	1.0000E+02	
30	6.000	27.869	-1.013-7.6001E-03	1.1977E+00	1.0000E+02	
31	6.200	27.574	-1.003-7.5201E-03	1.2064E+00	1.0000E+02	
32	6.400	27.329	-0.992-7.4401E-03	1.2152E+00	1.0000E+02	
33	6.600	27.059	-0.981-7.3601E-03	1.2242E+00	1.0000E+02	
34	6.800	26.767	-0.971-7.2801E-03	1.2333E+00	1.0000E+02	
35	7.000	26.523	-0.960-7.2001E-03	1.2426E+00	1.0000E+02	
36	7.200	26.257	-0.949-7.1201E-03	1.2520E+00	1.0000E+02	
37	7.400	26.004	-0.939-7.0401E-03	1.2617E+00	1.0000E+02	
38	7.600	25.701	-0.928-6.9602E-03	1.2715E+00	1.0000E+02	
39	7.800	25.473	-0.917-6.8802E-03	1.2814E+00	1.0000E+02	
40	8.000	25.197	-0.907-6.8002E-03	1.2916E+00	1.0000E+02	
41	8.200	24.992	-0.896-6.7201E-03	1.3019E+00	1.0000E+02	
42	8.400	24.741	-0.885-6.6401E-03	1.3125E+00	1.0000E+02	
43	8.600	24.502	-0.875-6.5601E-03	1.3232E+00	1.0000E+02	
44	8.800	24.249	-0.864-6.4800E-03	1.3341E+00	1.0000E+02	
45	9.000	24.009	-0.853-6.4000E-03	1.3452E+00	1.0000E+02	
46	9.200	23.780	-0.843-6.3200E-03	1.3565E+00	1.0000E+02	
47	9.400	23.564	-0.832-6.2399E-03	1.3680E+00	1.0000E+02	
48	9.600	23.334	-0.821-6.1599E-03	1.3797E+00	1.0000E+02	
49	9.800	23.117	-0.811-6.0799E-03	1.3917E+00	1.0000E+02	
50	10.000	22.866	-0.800-5.9998E-03	1.4038E+00	1.0000E+02	
1	10.201	22.672	-0.789-5.9198E-03	1.4162E+00	1.0000E+02	
2	10.401	22.445	-0.779-5.8398E-03	1.4288E+00	1.0000E+02	
3	10.601	22.211	-0.768-5.7597E-03	1.4417E+00	1.0000E+02	
4	10.801	21.989	-0.757-5.6797E-03	1.4548E+00	1.0000E+02	
5	11.001	21.778	-0.747-5.5997E-03	1.4681E+00	1.0000E+02	

Table 5.9 (Continued)

6	11.201	21.580	-0.736-5.5196E-03	1.4818E+00	1.0000E+02
7	11.401	21.373	-0.725-5.4396E-03	1.4956E+00	1.0000E+02
8	11.601	21.143	-0.715-5.3596E-03	1.5098E+00	1.0000E+02
9	11.801	20.926	-0.704-5.2795E-03	1.5242E+00	1.0000E+02
10	12.001	20.721	-0.693-5.1995E-03	1.5389E+00	1.0000E+02
11	12.201	20.528	-0.683-5.1195E-03	1.5539E+00	1.0000E+02
12	12.401	20.314	-0.672-5.0395E-03	1.5692E+00	1.0000E+02
13	12.602	20.112	-0.661-4.9594E-03	1.5848E+00	1.0000E+02
14	12.802	19.908	-0.651-4.8794E-03	1.6007E+00	1.0000E+02
15	13.002	19.715	-0.640-4.7994E-03	1.6170E+00	1.0000E+02
16	13.202	19.520	-0.629-4.7193E-03	1.6335E+00	1.0000E+02
17	13.402	19.310	-0.619-4.6393E-03	1.6505E+00	1.0000E+02
18	13.602	19.112	-0.608-4.5593E-03	1.6677E+00	1.0000E+02
19	13.802	18.914	-0.597-4.4792E-03	1.6854E+00	1.0000E+02
20	14.002	18.727	-0.587-4.3992E-03	1.7034E+00	1.0000E+02
21	14.202	18.517	-0.576-4.3192E-03	1.7218E+00	1.0000E+02
22	14.402	18.331	-0.565-4.2391E-03	1.7406E+00	1.0000E+02
23	14.602	18.135	-0.555-4.1591E-03	1.7598E+00	1.0000E+02
24	14.802	17.941	-0.544-4.0791E-03	1.7794E+00	1.0000E+02
25	15.002	17.759	-0.533-3.9990E-03	1.7994E+00	1.0000E+02
26	15.203	17.568	-0.523-3.9190E-03	1.8199E+00	1.0000E+02
27	15.403	17.371	-0.512-3.8390E-03	1.8409E+00	1.0000E+02
28	15.603	17.186	-0.501-3.7589E-03	1.8623E+00	1.0000E+02
29	15.803	16.996	-0.491-3.6789E-03	1.8843E+00	1.0000E+02
30	16.003	16.810	-0.480-3.5989E-03	1.9067E+00	1.0000E+02
31	16.203	16.636	-0.469-3.5189E-03	1.9296E+00	1.0000E+02
32	16.403	16.450	-0.459-3.4390E-03	1.9531E+00	1.0000E+02
33	16.603	16.260	-0.448-3.3590E-03	1.9771E+00	1.0000E+02
34	16.802	16.084	-0.437-3.2790E-03	2.0018E+00	1.0000E+02
35	17.002	15.891	-0.427-3.1991E-03	2.0270E+00	1.0000E+02
36	17.202	15.712	-0.416-3.1191E-03	2.0528E+00	1.0000E+02
37	17.402	15.545	-0.405-3.0392E-03	2.0792E+00	1.0000E+02
38	17.602	15.364	-0.395-2.9592E-03	2.1063E+00	1.0000E+02
39	17.802	15.171	-0.384-2.8793E-03	2.1341E+00	1.0000E+02
40	18.002	14.993	-0.373-2.7993E-03	2.1626E+00	1.0000E+02
41	18.202	14.816	-0.363-2.7194E-03	2.1918E+00	1.0000E+02
42	18.402	14.629	-0.352-2.6394E-03	2.2218E+00	1.0000E+02
43	18.601	14.468	-0.341-2.5594E-03	2.2525E+00	1.0000E+02
44	18.801	14.278	-0.331-2.4795E-03	2.2841E+00	1.0000E+02
45	19.001	14.112	-0.320-2.3995E-03	2.3165E+00	1.0000E+02
46	19.201	13.940	-0.309-2.3196E-03	2.3498E+00	1.0000E+02
47	19.401	13.764	-0.299-2.2396E-03	2.3840E+00	1.0000E+02
48	19.601	13.583	-0.288-2.1597E-03	2.4191E+00	1.0000E+02
49	19.801	13.409	-0.277-2.0797E-03	2.4552E+00	1.0000E+02
50	20.001	13.241	-0.267-1.9998E-03	2.4924E+00	1.0000E+02
1	20.201	13.071	-0.256-1.9198E-03	2.5305E+00	1.0000E+02
2	20.400	12.901	-0.245-1.8398E-03	2.5698E+00	1.0000E+02
3	20.600	12.730	-0.235-1.7599E-03	2.6102E+00	1.0000E+02
4	20.800	12.561	-0.224-1.6799E-03	2.6519E+00	1.0000E+02
5	21.000	12.393	-0.213-1.6000E-03	2.6947E+00	1.0000E+02
6	21.200	12.221	-0.203-1.5200E-03	2.7389E+00	1.0000E+02
7	21.400	12.058	-0.192-1.4401E-03	2.7844E+00	1.0000E+02
8	21.600	11.887	-0.181-1.3601E-03	2.8313E+00	1.0000E+02
9	21.800	11.726	-0.171-1.2801E-03	2.8796E+00	1.0000E+02
10	22.000	11.559	-0.160-1.2002E-03	2.9295E+00	1.0000E+02
11	22.199	11.398	-0.149-1.1202E-03	2.9810E+00	1.0000E+02
12	22.399	11.232	-0.139-1.0403E-03	3.0342E+00	1.0000E+02
13	22.599	11.069	-0.128-9.6032E-04	3.0891E+00	1.0000E+02
14	22.799	10.905	-0.117-8.8036E-04	3.1459E+00	1.0000E+02
15	22.999	10.744	-0.107-8.0041E-04	3.2045E+00	1.0000E+02

Table 5.9 (Continued)

16	23.199	10.584	-0.096-7.2045E-04	3.2652E+00	1.0000E+02
17	23.399	10.425	-0.085-6.4049E-04	3.3280E+00	1.0000E+02
18	23.599	10.264	-0.075-5.6054E-04	3.3929E+00	1.0000E+02
19	23.799	10.107	-0.064-4.8058E-04	3.4602E+00	1.0000E+02
20	23.998	9.950	-0.053-4.0062E-04	3.5300E+00	1.0000E+02
21	24.198	9.792	-0.043-3.2067E-04	3.6022E+00	1.0000E+02
22	24.398	9.636	-0.032-2.4071E-04	3.6772E+00	1.0000E+02
23	24.598	9.482	-0.021-1.6076E-04	3.7549E+00	1.0000E+02
24	24.798	9.324	-0.011-8.0800E-05	3.8357E+00	1.0000E+02
25	24.998	9.171	-0.000-8.4378E-07	3.9196E+00	1.0000E+02
26	25.198	9.016	0.011 7.9112E-05	4.0067E+00	1.0000E+02
27	25.398	8.868	0.021 1.5907E-04	4.0974E+00	1.0000E+02
28	25.598	8.712	0.032 2.3902E-04	4.1917E+00	1.0000E+02
29	25.798	8.560	0.043 3.1898E-04	4.2899E+00	1.0000E+02
30	25.997	8.412	0.053 3.9894E-04	4.3923E+00	1.0000E+02
31	26.197	8.262	0.064 4.7889E-04	4.4989E+00	1.0000E+02
32	26.397	8.114	0.075 5.5885E-04	4.6102E+00	1.0000E+02
33	26.597	7.968	0.085 6.3880E-04	4.7263E+00	1.0000E+02
34	26.797	7.820	0.096 7.1876E-04	4.8476E+00	1.0000E+02
35	26.997	7.674	0.106 7.9872E-04	4.9745E+00	1.0000E+02
36	27.197	7.529	0.117 8.7867E-04	5.1071E+00	1.0000E+02

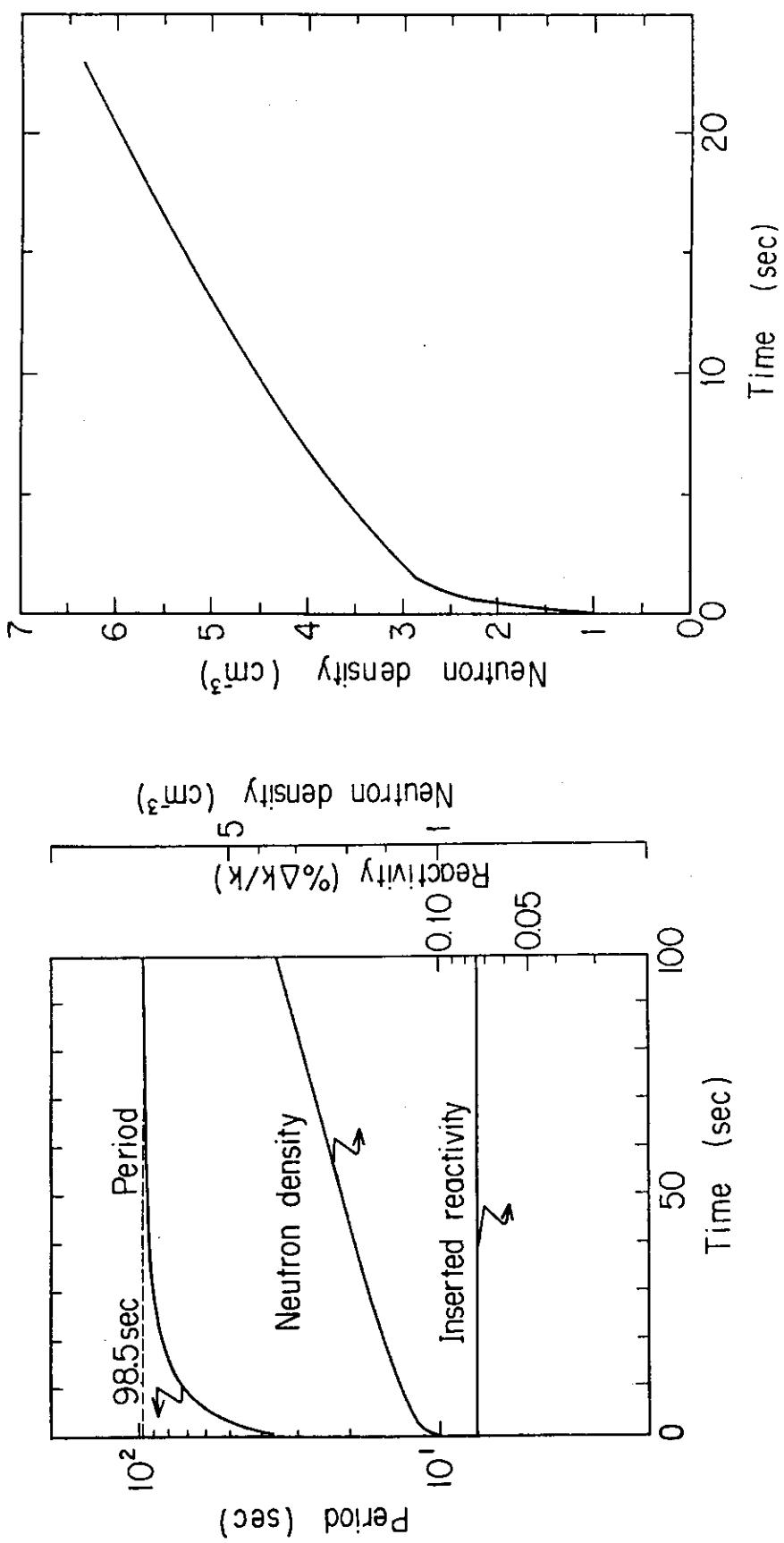


Fig. 5.2 Time behavior of neutron density and reactor period after step insertion of $0.075\% \Delta K/K$ reactivity (Category 53A). Initial neutron density is $1.0/\text{cm}^3$.

Fig. 5.3 Time behavior of neutron density after step insertion of $100/\text{cm}^3$ neutron source (Category 53B). Initial neutron density is $1.0/\text{cm}^3$.

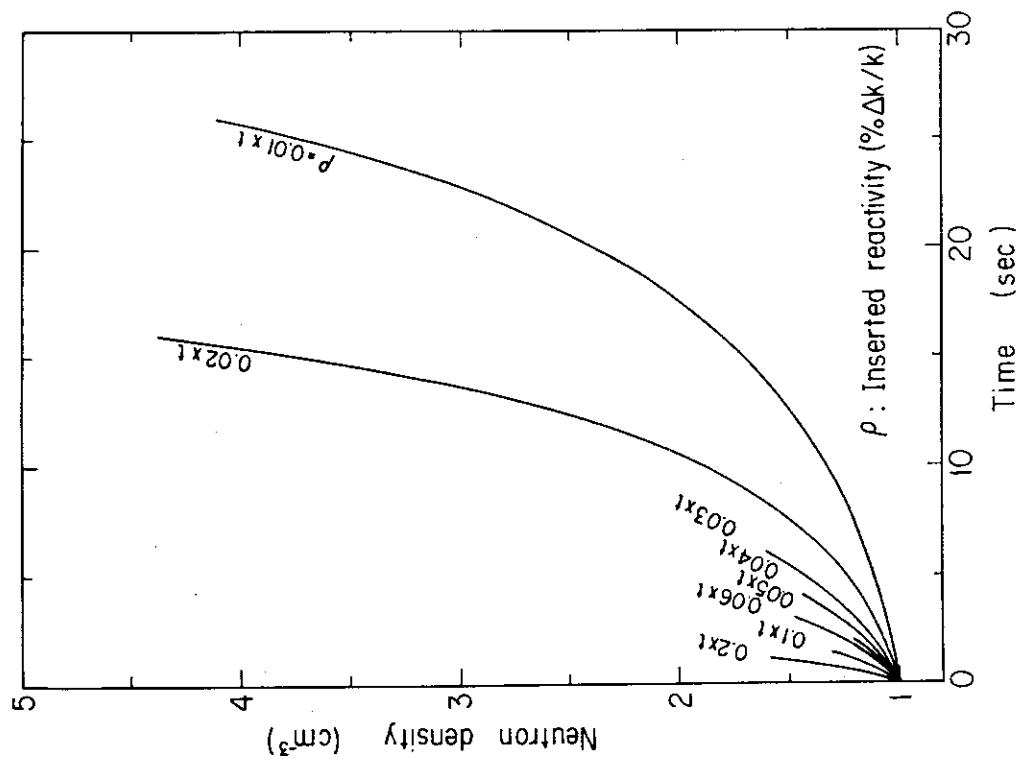
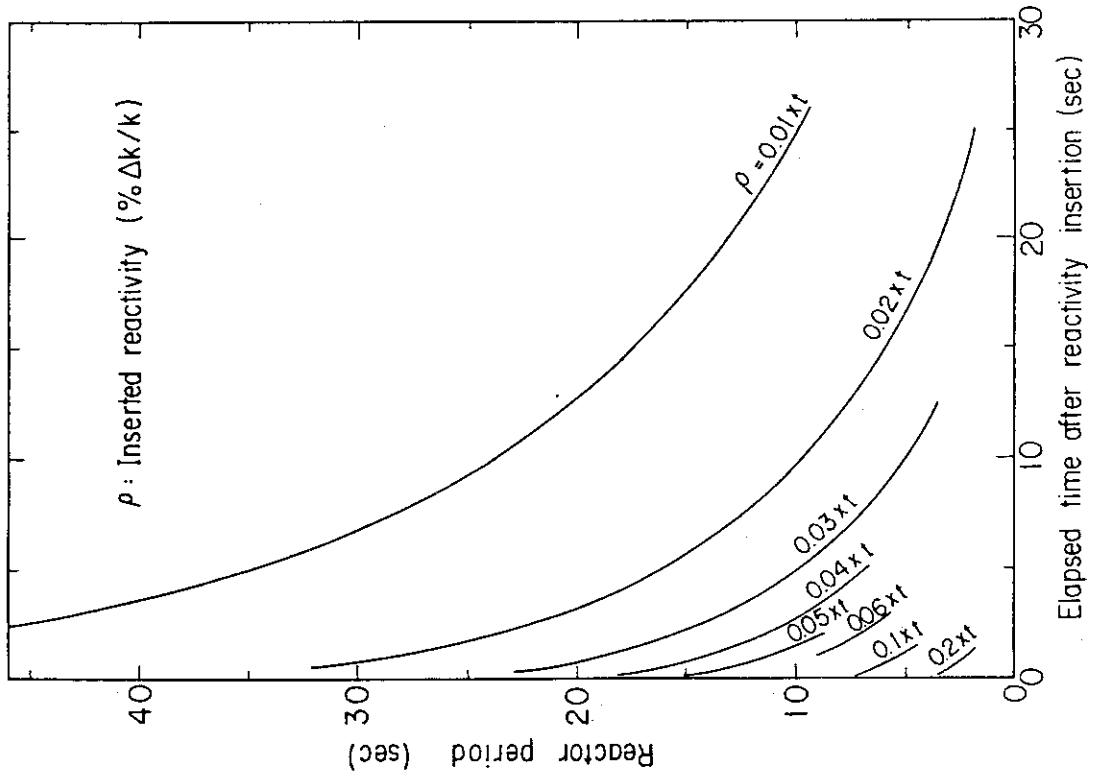


Fig. 5.4 Time behavior of neutron density after ramp insertion of reactivity ranging from 0.01 to 0.2% $\Delta k/k$ s (Category 53C). Initial neutron density is 1.0 cm^{-3} .

Fig. 5.5 Time behavior of reactor period after ramp insertion of reactivity ranging from 0.01 to 0.2% $\Delta k/k$ s (Category 53C).

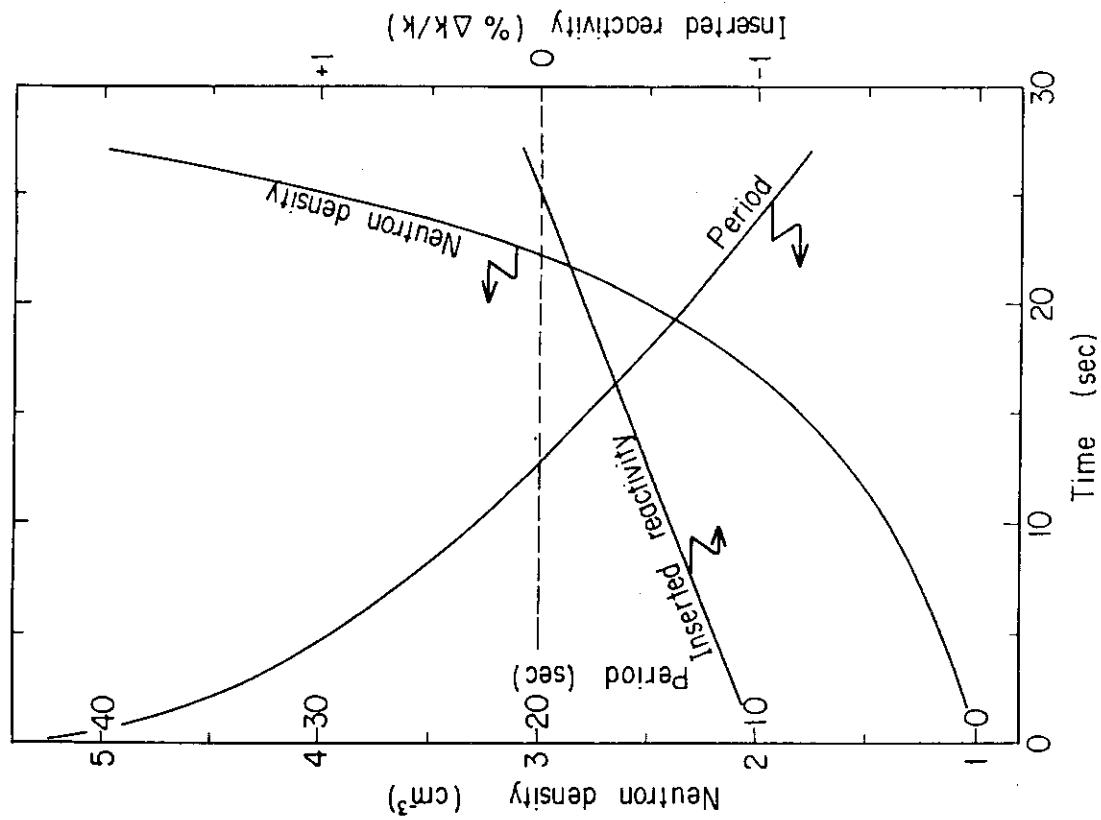


Fig. 5.7 Time behavior of neutron density and reactor period after ramp insertion of $0.04\% \text{dk}/\text{k/s}$ reactivity into subcritical core (Category 530). Initial values of neutron density, neutron source, and reactivity are $1.0/\text{cm}^3$, $100.0/\text{cm}^3$, and $-1.0\%\text{dk}/\text{k}$, respectively.

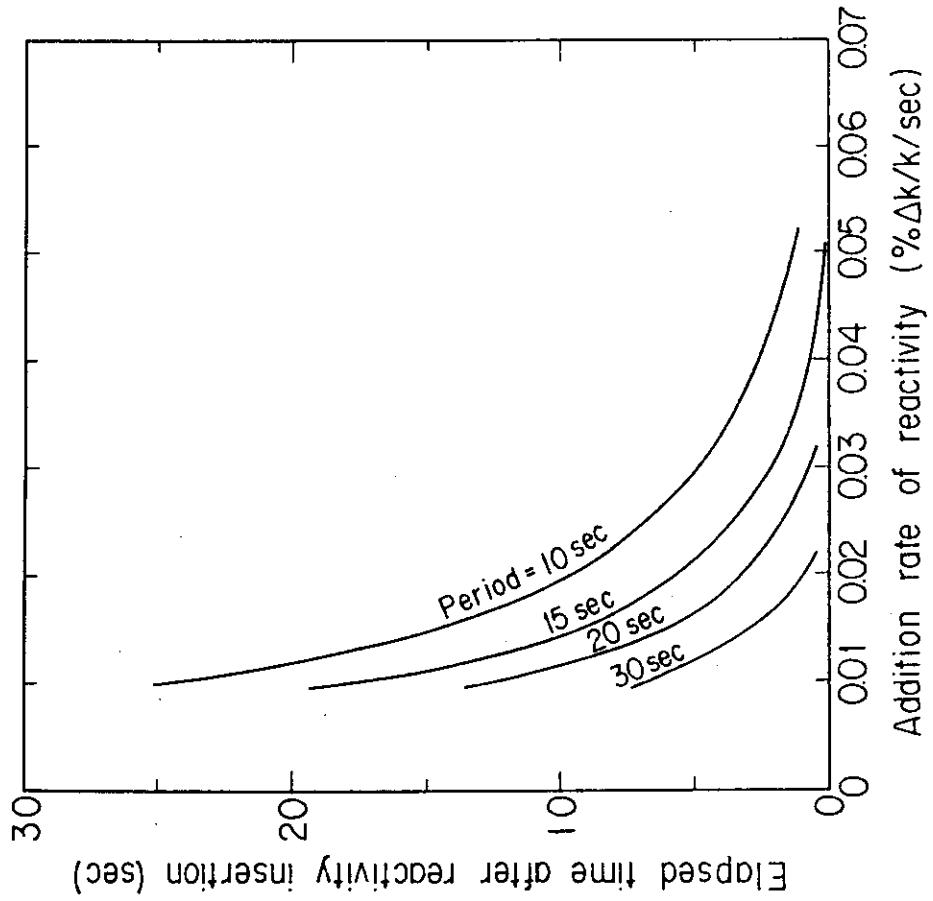


Fig. 5.6 Relations between addition rate of reactivity and elapsed time to reach a reactor period of 10, 15, 20, or 30 seconds (Category 53C).

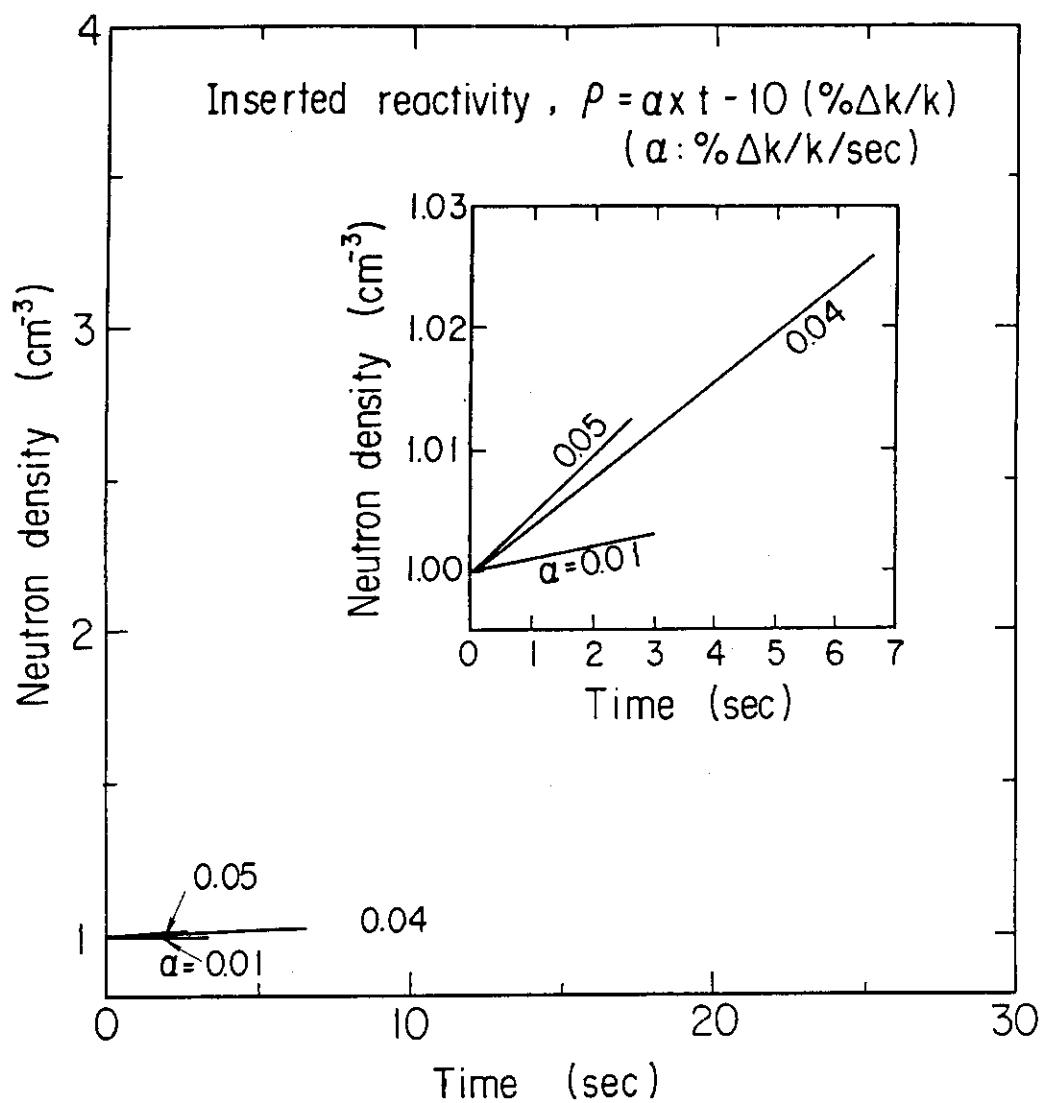


Fig. 5.8 Time behavior of neutron density after ramp reactivity insertion of 0.01, 0.04, and 0.05% $\Delta k/k/\text{s}$ into subcritical core (Category 53D). Initial values of neutron density, neutron source and reactivity are $1.0/\text{cm}^3$, $1000.0/\text{cm}^3\cdot\text{s}$, and $-10.0\%\Delta k/k$, respectively.

6. 中 性 子 束

6.1 中性子スペクトル

6.1.1 概 要

少數群定数の計算過程で中性子スペクトルが計算されている。こゝではその中から代表的な領域を選んで、その中性子スペクトルを示す。領域は次の通り。

- 標準型燃料要素
- Be 反射体
- 重水反射体（熱中性子束最大点付近）
- 原子炉プール軽水

6.1.2 計算方法

炉心を径方向 1 次元の円筒に近似し、Sn 輸送計算コードを用いて臨界計算を行い、中性子束スペクトルを得た。この計算を分類61Aとする。

計算条件を以下に示す。

- 計算コード：ANISN コード^{7), 18)}
- 計算体系：1 次元円筒体系 (Fig. 6.1 参照)
- 燃料：炉心内には標準型燃料要素のみが存在しているとする。フォロワ型燃料要素、制御棒及び照射筒要素は無視する。
- 境界条件：炉心中央 反射条件
 炉心外側 真空条件
- 実効炉心長：93.9 cm ($B_z^2 = 1.1357 \times 10^{-3} \text{ cm}^{-2}$ に対応)
- エネルギー群数：72 (使用ライブラリ及び群構造は参考文献 5 を参照のこと。各群のエネルギー及びレサージー巾を Table 6.1 に示す。)
- 計算モデル：Sn 輸送理論固有値計算
- 角度分割： $P_1 S_6$ (燃料領域は $P_0 S_6$)
- 炉心温度：325K
- 燃焼度：0 %
- 照射物：燃料領域内は照射筒を無視し、標準型燃料要素のみが存在していると仮定した。
Be 反射体内照射筒には Be 製プラグを内蔵している。重水反射体内の垂直照射孔及び水平実験孔は無視している。
- 巨視的断面積：燃料領域の断面積は標準型燃料要素の均質化断面積を使用した。標準型燃料要素の断面積の均質化は PIJ コード⁷⁾ を用いて行った。⁵⁾

6.1.3 計算結果及び検討

中性子スペクトルは以下に示す、燃料要素、Be反射体、重水反射体及び原子炉プール内の点について求めた。

- (1) 燃料要素 : Fig. 6.1 の $R = 1.0\text{ cm}$ の位置。
- (2) Be 反射体 : Fig. 6.1 の $R = 28.5\text{ cm}$ の位置。
- (3) 重水反射体 : Fig. 6.1 の $R = 37.0\text{ cm}$ の位置 (内側 Al タンク表面より 6 cm の熱中性子束が最大となる位置)
- (4) 原子炉プール : Fig. 6.1 の $R = 107.0\text{ cm}$ の位置 (外側 Al タンク表面より外へ 7 cm の位置)

各点での中性子スペクトルをそれぞれ Table 6.2, 6.3, 6.4 及び 6.5 に示す。ここで、中性子スペクトル $\phi(E)$ は、

$$\sum_{i=1}^{72} \phi(E_i) \Delta E_i = \sum_{i=1}^{72} E_i \phi(E_i) \Delta u_i = 1.0 \quad (6.1)$$

となるように規格化してある。ここで、 ΔE_i 及び Δu_i はそれぞれエネルギー群 i のエネルギー巾及びそれに対応するレサジー巾である。

それぞれの位置での中性子束スペクトル $E\phi(E)$ を、Fig. 6.2 にまとめて示す。燃料要素内のスペクトルが最も硬く、炉心から遠い位置ほど軟かくなっている。

Table 6.1 Energy structure and lethargy increments of the cross section library.

GR.	ENERGY (EV)	LETHARGY	GR.	ENERGY (EV)	LETHARGY
1	3.93469E+06	5.00000E-01	37	7.07780E-02	1.25000E-01
2	2.38652E+06	5.00000E-01	38	6.24630E-02	1.25000E-01
3	1.44749E+06	5.00000E-01	39	5.51220E-02	1.25000E-01
4	8.77950E+05	5.00000E-01	40	2.47330E-02	6.15845E-02
5	5.32500E+05	5.00000E-01	41	2.39850E-02	6.35834E-02
6	3.22979E+05	5.00000E-01	42	2.32240E-02	6.56891E-02
7	1.95897E+05	5.00000E-01	43	2.24250E-02	6.78711E-02
8	1.18818E+05	5.00000E-01	44	2.16980E-02	7.02820E-02
9	7.20660E+04	5.00000E-01	45	2.09440E-02	7.28455E-02
10	4.37106E+04	5.00000E-01	46	2.01420E-02	7.55615E-02
11	2.65117E+04	5.00000E-01	47	1.94180E-02	7.85828E-02
12	1.60802E+04	5.00000E-01	48	1.86460E-02	8.17719E-02
13	9.75310E+03	5.00000E-01	49	1.78690E-02	8.52509E-02
14	5.91558E+03	5.00000E-01	50	1.71260E-02	8.90808E-02
15	3.58798E+03	5.00000E-01	51	1.63550E-02	9.31702E-02
16	2.17621E+03	5.00000E-01	52	1.56000E-02	9.78088E-02
17	1.31995E+03	5.00000E-01	53	1.48330E-02	1.02768E-01
18	8.00580E+02	5.00000E-01	54	1.40490E-02	1.08368E-01
19	4.85582E+02	5.00000E-01	55	1.33230E-02	1.14502E-01
20	2.94519E+02	5.00000E-01	56	1.25413E-02	1.21582E-01
21	1.78635E+02	5.00000E-01	57	1.17845E-02	1.28220E-01
22	1.08347E+02	5.00000E-01	58	1.10245E-02	1.39526E-01
23	6.57160E+01	5.00000E-01	59	1.02566E-02	1.48636E-01
24	3.98589E+01	5.00000E-01	60	9.49790E-03	1.60583E-01
25	2.41756E+01	5.00000E-01	61	8.73400E-03	1.74606E-01
26	1.46632E+01	5.00000E-01	62	7.93780E-03	1.91315E-01
27	8.89370E+00	5.00000E-01	63	7.24580E-03	2.11578E-01
28	5.39431E+00	5.00000E-01	64	6.44720E-03	2.36618E-01
29	3.27181E+00	5.00000E-01	65	5.68790E-03	2.68463E-01
30	1.98446E+00	5.00000E-01	66	4.92370E-03	3.10120E-01
31	1.20363E+00	5.00000E-01	67	4.16200E-03	3.67233E-01
32	4.10410E-01	2.50000E-01	68	3.40060E-03	4.50150E-01
33	3.19630E-01	2.50000E-01	69	2.63792E-03	5.81833E-01
34	2.48925E-01	2.50000E-01	70	1.87596E-03	8.23914E-01
35	1.93865E-01	2.50000E-01	71	1.11394E-03	1.42578E+00
36	8.02030E-02	1.25000E-01	72	3.42381E-04	3.56113E+00

Table 6.2 Neutron spectrum in a standard fuel element (Category 61A).

TEMPERATURE: 325 K BURNUP: 0 %

GR.	NEUTRON FLUX SPECTRUM			GR.	NEUTRON FLUX SPECTRUM		
	$\phi(E) \cdot \Delta E$ (1/cm ² ·s)	$\phi(E)$ (1/cm ² ·s·eV)	$E \cdot \phi(E)$ (1/cm ² ·s)		$\phi(E) \cdot \Delta E$ (1/cm ² ·s)	$\phi(E)$ (1/cm ² ·s·eV)	$E \cdot \phi(E)$ (1/cm ² ·s)
1	7.491E-03	1.904E-09	1.498E-02	37	3.278E-03	4.632E-02	2.623E-02
2	3.161E-02	1.324E-08	6.322E-02	38	3.251E-03	5.205E-02	2.601E-02
3	6.767E-02	4.675E-08	1.353E-01	39	3.381E-03	6.133E-02	2.704E-02
4	7.624E-02	8.684E-08	1.525E-01	40	1.656E-03	6.697E-02	2.689E-02
5	6.961E-02	1.307E-07	1.392E-01	41	1.728E-03	7.203E-02	2.717E-02
6	6.099E-02	1.888E-07	1.220E-01	42	1.795E-03	7.731E-02	2.733E-02
7	4.495E-02	2.295E-07	8.990E-02	43	1.919E-03	8.558E-02	2.828E-02
8	3.590E-02	3.022E-07	7.181E-02	44	1.958E-03	9.025E-02	2.786E-02
9	2.849E-02	3.953E-07	5.698E-02	45	2.072E-03	9.895E-02	2.845E-02
10	2.393E-02	5.474E-07	4.785E-02	46	2.225E-03	1.105E-01	2.944E-02
11	1.997E-02	7.531E-07	3.993E-02	47	2.469E-03	1.271E-01	3.142E-02
12	1.896E-02	1.179E-06	3.793E-02	48	2.687E-03	1.441E-01	3.286E-02
13	1.725E-02	1.768E-06	3.450E-02	49	3.033E-03	1.697E-01	3.558E-02
14	1.648E-02	2.786E-06	3.296E-02	50	3.521E-03	2.056E-01	3.952E-02
15	1.581E-02	4.405E-06	3.161E-02	51	4.052E-03	2.478E-01	4.349E-02
16	1.576E-02	7.242E-06	3.152E-02	52	4.829E-03	3.096E-01	4.937E-02
17	1.541E-02	1.168E-05	3.083E-02	53	5.729E-03	3.863E-01	5.575E-02
18	1.522E-02	1.902E-05	3.045E-02	54	6.880E-03	4.897E-01	6.348E-02
19	1.508E-02	3.106E-05	3.017E-02	55	8.247E-03	6.190E-01	7.202E-02
20	1.494E-02	5.072E-05	2.987E-02	56	9.705E-03	7.738E-01	7.982E-02
21	1.481E-02	8.289E-05	2.961E-02	57	1.118E-02	9.485E-01	8.718E-02
22	1.462E-02	1.349E-04	2.923E-02	58	1.284E-02	1.164E+00	9.200E-02
23	1.435E-02	2.184E-04	2.870E-02	59	1.401E-02	1.366E+00	9.428E-02
24	1.424E-02	3.572E-04	2.848E-02	60	1.485E-02	1.564E+00	9.249E-02
25	1.403E-02	5.802E-04	2.805E-02	61	1.509E-02	1.728E+00	8.643E-02
26	1.365E-02	9.310E-04	2.730E-02	62	1.471E-02	1.853E+00	7.690E-02
27	1.321E-02	1.485E-03	2.641E-02	63	1.362E-02	1.880E+00	6.438E-02
28	1.314E-02	2.435E-03	2.627E-02	64	1.191E-02	1.848E+00	5.034E-02
29	1.231E-02	3.761E-03	2.461E-02	65	9.760E-03	1.716E+00	3.636E-02
30	1.276E-02	6.431E-03	2.552E-02	66	7.405E-03	1.504E+00	2.388E-02
31	1.272E-02	1.057E-02	2.544E-02	67	5.090E-03	1.223E+00	1.386E-02
32	6.332E-03	1.543E-02	2.533E-02	68	3.095E-03	9.100E-01	6.875E-03
33	6.246E-03	1.954E-02	2.498E-02	69	1.561E-03	5.919E-01	2.683E-03
34	6.161E-03	2.475E-02	2.464E-02	70	6.031E-04	3.215E-01	7.319E-04
35	6.249E-03	3.223E-02	2.500E-02	71	1.389E-04	1.247E-01	9.741E-05
36	3.154E-03	3.933E-02	2.523E-02	72	8.474E-06	2.475E-02	2.380E-06
					1.000E+00		

Table 6.3 Neutron spectrum in Be reflector (Category 61A).

TEMPERATURE: 325 K BURNUP: 0 %

NEUTRON FLUX SPECTRUM				NEUTRON FLUX SPECTRUM			
GR.	$\Phi(E) \cdot \Delta E$ (1/cm ² •s)	$\Phi(E)$ (1/cm ² •s•eV)	$E \cdot \Phi(E)$ (1/cm ² •s)	GR.	$\Phi(E) \cdot \Delta E$ (1/cm ² •s)	$\Phi(E)$ (1/cm ² •s•eV)	$E \cdot \Phi(E)$ (1/cm ² •s)
1	2.788E-03	7.085E-10	5.575E-03	37	3.006E-03	4.247E-02	2.405E-02
2	1.154E-02	4.833E-09	2.307E-02	38	2.955E-03	4.730E-02	2.364E-02
3	2.541E-02	1.756E-08	5.082E-02	39	2.849E-03	5.169E-02	2.279E-02
4	3.693E-02	4.207E-08	7.387E-02	40	1.421E-03	5.744E-02	2.307E-02
5	3.282E-02	6.163E-08	6.564E-02	41	1.502E-03	6.263E-02	2.363E-02
6	2.910E-02	9.010E-08	5.820E-02	42	1.585E-03	6.826E-02	2.413E-02
7	2.694E-02	1.375E-07	5.388E-02	43	1.708E-03	7.618E-02	2.517E-02
8	2.276E-02	1.915E-07	4.551E-02	44	1.811E-03	8.345E-02	2.576E-02
9	1.932E-02	2.681E-07	3.864E-02	45	1.975E-03	9.429E-02	2.711E-02
10	1.724E-02	3.945E-07	3.449E-02	46	2.198E-03	1.091E-01	2.909E-02
11	1.523E-02	5.743E-07	3.045E-02	47	2.534E-03	1.305E-01	3.225E-02
12	1.452E-02	9.031E-07	2.904E-02	48	2.970E-03	1.593E-01	3.632E-02
13	1.362E-02	1.396E-06	2.724E-02	49	3.627E-03	2.030E-01	4.254E-02
14	1.302E-02	2.201E-06	2.604E-02	50	4.589E-03	2.680E-01	5.152E-02
15	1.251E-02	3.487E-06	2.503E-02	51	5.882E-03	3.596E-01	6.313E-02
16	1.244E-02	5.718E-06	2.489E-02	52	7.718E-03	4.947E-01	7.890E-02
17	1.223E-02	9.265E-06	2.446E-02	53	1.012E-02	6.824E-01	9.850E-02
18	1.208E-02	1.509E-05	2.416E-02	54	1.324E-02	9.423E-01	1.222E-01
19	1.196E-02	2.463E-05	2.392E-02	55	1.707E-02	1.281E+00	1.490E-01
20	1.186E-02	4.026E-05	2.371E-02	56	2.153E-02	1.717E+00	1.771E-01
21	1.176E-02	6.585E-05	2.353E-02	57	2.622E-02	2.225E+00	2.045E-01
22	1.166E-02	1.076E-04	2.332E-02	58	3.176E-02	2.881E+00	2.276E-01
23	1.154E-02	1.757E-04	2.309E-02	59	3.625E-02	3.534E+00	2.439E-01
24	1.144E-02	2.869E-04	2.287E-02	60	4.007E-02	4.219E+00	2.496E-01
25	1.133E-02	4.686E-04	2.266E-02	61	4.240E-02	4.855E+00	2.428E-01
26	1.120E-02	7.638E-04	2.240E-02	62	4.279E-02	5.390E+00	2.236E-01
27	1.105E-02	1.242E-03	2.209E-02	63	4.094E-02	5.650E+00	1.935E-01
28	1.092E-02	2.024E-03	2.184E-02	64	3.695E-02	5.732E+00	1.562E-01
29	1.072E-02	3.278E-03	2.145E-02	65	3.116E-02	5.478E+00	1.161E-01
30	1.062E-02	5.354E-03	2.125E-02	66	2.425E-02	4.925E+00	7.819E-02
31	1.053E-02	8.745E-03	2.105E-02	67	1.712E-02	4.114E+00	4.662E-02
32	5.231E-03	1.275E-02	2.092E-02	68	1.067E-02	3.137E+00	2.370E-02
33	5.201E-03	1.627E-02	2.080E-02	69	5.542E-03	2.101E+00	9.525E-03
34	5.168E-03	2.076E-02	2.067E-02	70	2.195E-03	1.170E+00	2.664E-03
35	5.260E-03	2.713E-02	2.104E-02	71	5.193E-04	4.662E-01	3.642E-04
36	2.906E-03	3.623E-02	2.325E-02	72	3.236E-05	9.451E-02	9.086E-06
					1.000E+00		

Table 6.4 Neutron spectrum at the peak point of thermal neutron flux

in D₂O reflector (Category 61A).

TEMPERATURE: 325 K BURNUP: 0 %

JAERI-M 85-062

GR.	NEUTRON FLUX SPECTRUM			GR.	NEUTRON FLUX SPECTRUM		
	$\phi(E) \cdot \Delta E$ (1/cm ² ·s)	$\phi(E)$ (1/cm ² ·s·eV)	$E \cdot \phi(E)$ (1/cm ² ·s)		$\phi(E) \cdot \Delta E$ (1/cm ² ·s)	$\phi(E)$ (1/cm ² ·s·eV)	$\phi(E) \cdot \Delta E$ (1/cm ² ·s)
1	7.646E-04	1.943E-10	1.5229E-03	37	2.099E-03	2.966E-02	1.679E-02
2	2.891E-03	1.211E-09	5.781E-03	38	2.145E-03	3.434E-02	1.716E-02
3	5.771E-03	3.987E-09	1.154E-02	39	2.287E-03	4.150E-02	1.830E-02
4	5.868E-03	6.684E-09	1.174E-02	40	1.180E-03	4.770E-02	1.916E-02
5	4.661E-03	8.754E-09	9.323E-03	41	1.262E-03	5.261E-02	1.985E-02
6	5.158E-03	1.597E-08	1.032E-02	42	1.359E-03	5.854E-02	2.070E-02
7	5.017E-03	2.561E-08	1.003E-02	43	1.480E-03	6.601E-02	2.181E-02
8	5.827E-03	4.904E-08	1.165E-02	44	1.636E-03	7.540E-02	2.328E-02
9	6.766E-03	9.389E-08	1.353E-02	45	1.847E-03	8.819E-02	2.536E-02
10	7.511E-03	1.718E-07	1.502E-02	46	2.146E-03	1.065E-01	2.840E-02
11	7.868E-03	2.968E-07	1.574E-02	47	2.586E-03	1.332E-01	3.291E-02
12	8.043E-03	5.002E-07	1.609E-02	48	3.230E-03	1.733E-01	3.951E-02
13	8.140E-03	8.346E-07	1.628E-02	49	4.187E-03	2.343E-01	4.911E-02
14	8.188E-03	1.384E-06	1.638E-02	50	5.587E-03	3.262E-01	6.271E-02
15	8.166E-03	2.276E-06	1.633E-02	51	7.578E-03	4.634E-01	8.134E-02
16	8.114E-03	3.729E-06	1.623E-02	52	1.038E-02	6.651E-01	1.061E-01
17	8.056E-03	6.103E-06	1.611E-02	53	1.418E-02	9.559E-01	1.380E-01
18	8.002E-03	9.995E-06	1.600E-02	54	1.912E-02	1.361E+00	1.765E-01
19	7.952E-03	1.638E-05	1.590E-02	55	2.523E-02	1.894E+00	2.204E-01
20	7.906E-03	2.685E-05	1.581E-02	56	3.249E-02	2.591E+00	2.672E-01
21	7.864E-03	4.402E-05	1.573E-02	57	4.014E-02	3.406E+00	3.131E-01
22	7.823E-03	7.221E-05	1.565E-02	58	4.928E-02	4.470E+00	3.532E-01
23	7.786E-03	1.185E-04	1.557E-02	59	5.683E-02	5.541E+00	3.823E-01
24	7.750E-03	1.944E-04	1.550E-02	60	6.343E-02	6.678E+00	3.950E-01
25	7.715E-03	3.191E-04	1.543E-02	61	6.774E-02	7.756E+00	3.880E-01
26	7.683E-03	5.240E-04	1.537E-02	62	6.893E-02	8.683E+00	3.603E-01
27	7.649E-03	8.600E-04	1.530E-02	63	6.652E-02	9.180E+00	3.144E-01
28	7.617E-03	1.412E-03	1.523E-02	64	6.048E-02	9.380E+00	2.556E-01
29	7.583E-03	2.318E-03	1.517E-02	65	5.138E-02	9.033E+00	1.914E-01
30	7.550E-03	3.805E-03	1.510E-02	66	4.028E-02	8.181E+00	1.299E-01
31	7.517E-03	6.245E-03	1.503E-02	67	2.863E-02	6.880E+00	7.797E-02
32	7.48E-03	9.131E-03	1.499E-02	68	1.793E-02	5.272E+00	3.983E-02
33	7.338E-03	2.318E-03	1.517E-02	69	9.405E-03	3.565E+00	1.617E-02
34	7.331E-03	1.499E-02	1.492E-02	70	3.744E-03	1.996E+00	4.544E-03
35	7.816E-03	1.969E-02	1.527E-02	71	8.886E-04	7.977E-01	6.232E-04
36	2.087E-03	2.602E-02	1.669E-02	72	5.587E-05	1.632E-01	1.569E-05
					1.000E+00		

Table 6.5 Neutron spectrum in reactor pool water (Category 61A).

TEMPERATURE: 325 K BURNUP: 0 %

JAERI-M 85-062

GR.	NEUTRON FLUX SPECTRUM			NEUTRON FLUX SPECTRUM		
	$\phi(E) \cdot \Delta E$ (1/cm ² ·s)	$\phi(E)$ (1/cm ² ·s·eV)	$E \cdot \phi(E)$ (1/cm ² ·s)	GR.	$\phi(E) \cdot \Delta E$ (1/cm ² ·s)	$\phi(E)$ (1/cm ² ·s·eV)
1	6.701E-05	1.703E-11	1.340E-04	37	5.525E-06	7.806E-05
2	9.345E-05	3.916E-11	1.869E-04	38	6.518E-06	1.044E-04
3	1.134E-04	7.832E-11	2.267E-04	39	1.096E-05	1.989E-04
4	7.417E-05	8.448E-11	1.483E-04	40	1.081E-05	4.370E-04
5	5.517E-05	1.036E-10	1.103E-04	41	2.087E-05	8.700E-04
6	4.653E-05	1.441E-10	9.305E-05	42	4.162E-05	1.792E-03
7	3.408E-05	1.740E-10	6.817E-05	43	8.606E-05	3.837E-03
8	2.785E-05	2.344E-10	5.570E-05	44	1.610E-04	7.421E-03
9	2.209E-05	3.066E-10	4.419E-05	45	3.051E-04	1.457E-02
10	1.924E-05	4.402E-10	3.848E-05	46	5.624E-04	2.792E-02
11	1.702E-05	6.419E-10	3.404E-05	47	1.006E-03	5.179E-02
12	1.549E-05	9.635E-10	3.099E-05	48	1.735E-03	9.303E-02
13	1.441E-05	1.478E-09	2.882E-05	49	2.901E-03	1.624E-01
14	1.375E-05	2.325E-09	2.751E-05	50	4.699E-03	2.744E-01
15	1.337E-05	3.728E-09	2.675E-05	51	7.349E-03	4.493E-01
16	1.314E-05	6.038E-09	2.628E-05	52	1.115E-02	7.148E-01
17	1.304E-05	9.876E-09	2.607E-05	53	1.640E-02	1.106E+00
18	1.301E-05	1.625E-08	2.603E-05	54	2.332E-02	1.660E+00
19	1.305E-05	2.688E-08	2.610E-05	55	3.194E-02	2.397E+00
20	1.315E-05	4.466E-08	2.631E-05	56	4.223E-02	3.367E+00
21	1.329E-05	7.442E-08	2.659E-05	57	5.317E-02	4.512E+00
22	1.347E-05	1.243E-07	2.694E-05	58	6.617E-02	6.002E+00
23	1.369E-05	2.084E-07	2.738E-05	59	7.700E-02	7.507E+00
24	1.396E-05	3.503E-07	2.792E-05	60	8.648E-02	9.105E+00
25	1.428E-05	5.908E-07	2.856E-05	61	9.276E-02	1.062E+01
26	1.465E-05	9.991E-07	2.930E-05	62	9.469E-02	1.193E+01
27	1.506E-05	1.694E-06	3.013E-05	63	9.162E-02	1.264E+01
28	1.553E-05	2.879E-06	3.106E-05	64	8.346E-02	1.295E+01
29	1.604E-05	4.904E-06	3.209E-05	65	7.101E-02	1.248E+01
30	1.661E-05	8.372E-06	3.323E-05	66	5.550E-02	1.127E+01
31	1.724E-05	1.432E-05	3.447E-05	67	3.939E-02	9.465E+00
32	8.852E-06	2.157E-05	3.541E-05	68	2.468E-02	7.257E+00
33	9.030E-06	4.904E-06	3.612E-05	69	1.285E-02	4.873E+00
34	9.217E-06	3.703E-05	3.687E-05	70	5.088E-03	2.712E+00
35	9.584E-06	4.944E-05	3.834E-05	71	1.206E-03	1.083E+00
36	5.078E-06	6.333E-05	4.063E-05	72	7.573E-05	2.212E-01
					1.000E+00	

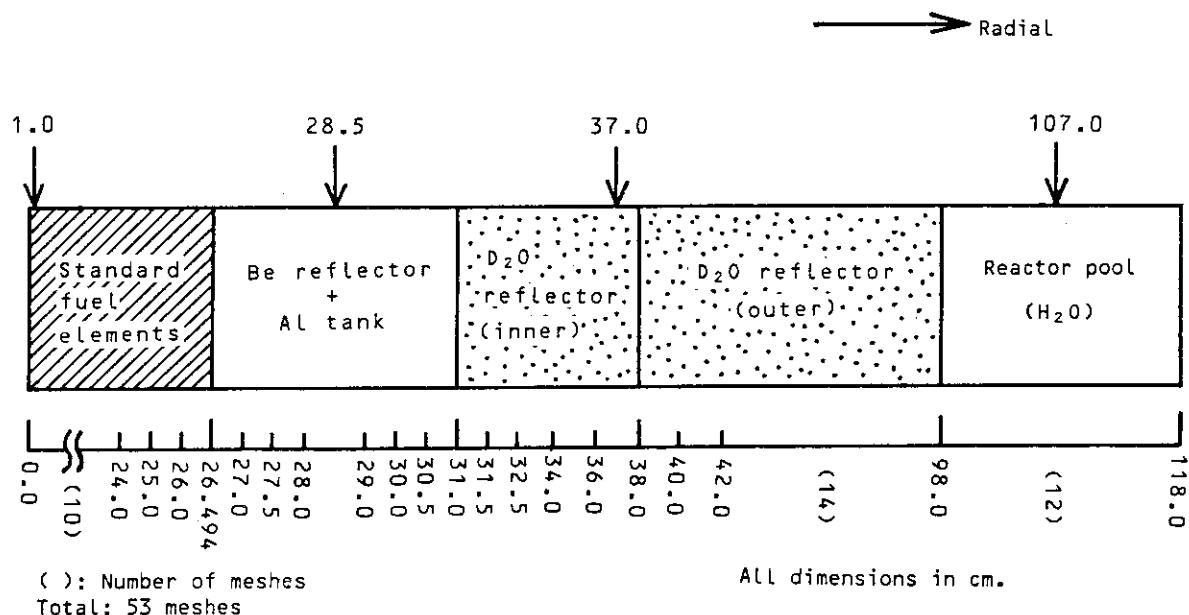


Fig. 6.1 Geometry for the calculation of neutron spectra using ANISN code (Category 61A).

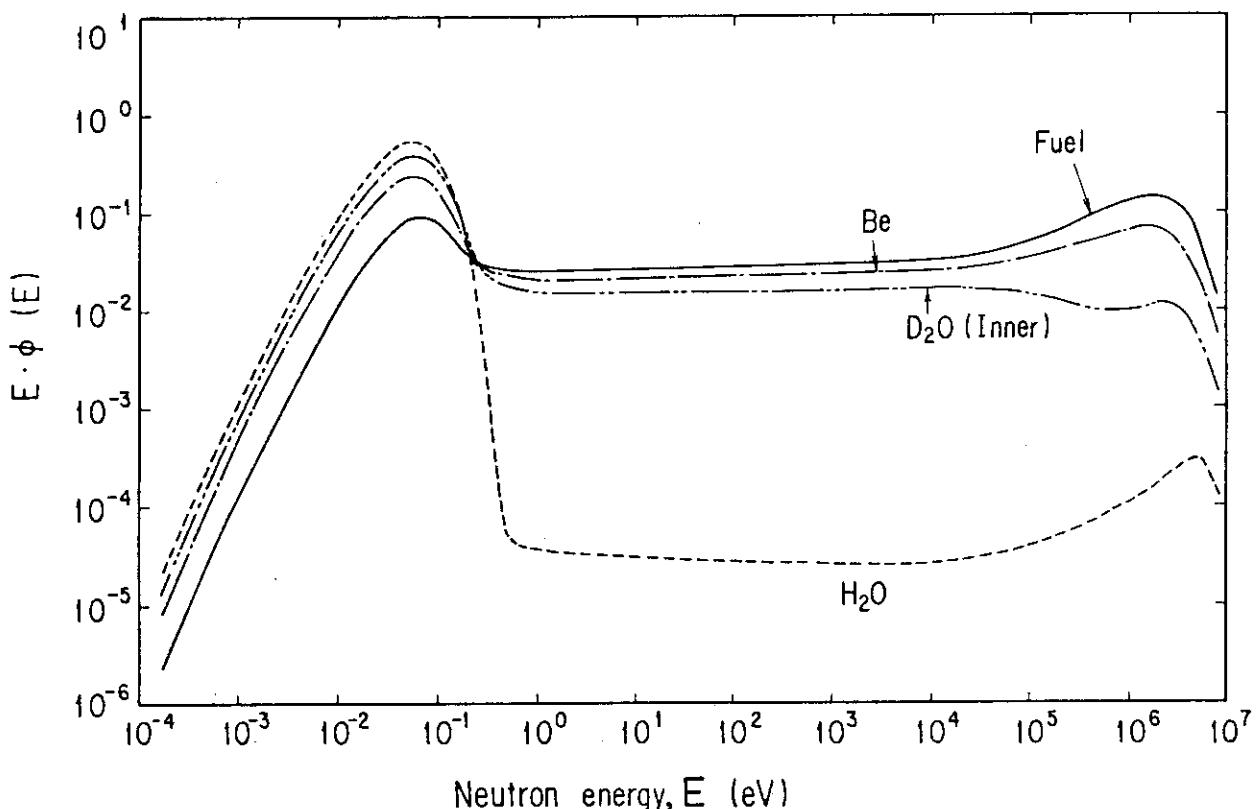


Fig. 6.2 Neutron spectra in a fuel element, in Be reflector, at the peak point of thermal neutron flux in D₂O reflector, and in reactor pool water (Category 61A).

6.2 領域平均中性子束

6.2.1 概 要

標準的な炉心状態について炉心及び反射体内の各領域での平均中性子束を計算した。標準的な炉心状態としては、燃料初装荷時、運転サイクル初期（BOC）及び末期（EOC）の燃焼度であって、制御棒全引抜き状態、一齊引抜臨界状態及び運転パターン臨界状態³⁾の全部で9種類類を選んだ。なお、BOC及びEOCでの炉心平均燃焼度はそれぞれ18及び26%である。

6.2.2 計算方法

以下に示す分類に従い3次元臨界計算を行い、各領域毎に平均中性子束を求めた。

- (1) 分類62 A：初装荷炉心・制御棒全引抜き位置
- (2) 分類62 B：初装荷炉心・制御棒一齊引抜臨界位置
- (3) 分類62 C：初装荷炉心・制御棒運転パターン臨界位置
- (4) 分類62 D：BOC炉心・制御棒全引抜き位置
- (5) 分類62 E：BOC炉心・制御棒一齊引抜臨界位置
- (6) 分類62 F：BOC炉心・制御棒運転パターン臨界位置
- (7) 分類62 G：EOC炉心・制御棒全引抜き位置
- (8) 分類62 H：EOC炉心・制御棒一齊引抜臨界位置
- (9) 分類62 I：EOC炉心・制御棒運転パターン臨界位置

計算条件を以下に示す。

- 計算コード：CITATIONコード^{7),8)}
- 計算体系：3次元平板 $\frac{1}{2}$ 炉心体系
 - 径方向 Fig. 2.1
 - 軸方向 Fig. 6.3 (分類62 A, 62 D, 62 G)
Fig. 6.4 (分類62 B)
Fig. 6.5 (分類62 C)
Fig. 6.6 (分類62 E)
Fig. 6.7 (分類62 F)
Fig. 6.8 (分類62 H)
Fig. 6.9 (分類62 I)
- 燃料要素配置：Fig. 2.6
- 境界条件：炉心内側 180度回転対称条件
炉心外側 真空条件
- 制御棒境界対数微分定数：0.35⁵⁾ (第3群のみ)
- エネルギー群数：3 (高速中性子群 $E > 5.53 \text{ keV}$
熱中性子群 $E < 0.6826 \text{ eV}$)
- 計算モデル：拡散理論固有値計算
- 炉心温度：325K

- 燃焼度：初装荷炉心 0 %
B O C 炉心 18 %
E O C 炉心 26 %
- 炉出力：20 MW
- 照射物：燃料領域内照射筒には Al 製プラグが、Be 反射体内照射筒には Be 製プラグが装荷されている。重水反射体中の垂直照射孔及び水平実験孔は無視した。
- 少数群断面積：参考文献 5 を参照のこと。

6.2.3 計算結果及び検討

各炉心の実効増倍係数、反応度、最大出力密度及び最大中性子束を Table 6.6 に示す。過剰反応度は燃料初装荷炉心、B O C 炉心及び E O C 炉心でそれぞれ、17.0, 8.4 及び 5.9% $\Delta k/k$ である。最大出力密度は燃焼度が小さい炉心ほど高く、制御棒一齊引抜臨界状態の場合が最も高い。最大中性子束は燃焼度が大きい炉心ほど高く、制御棒一齊引抜臨界状態の場合が最も高くなっている。

各領域毎及び炉心内要素毎の平均中性子束及び出力密度を下記の Table 及び Fig. に示す。

計算分類	領域毎	炉心内要素毎
62 A	Table 6.7	Table 6.8, Fig. 6.10
62 B	" 6.9	" 6.10
62 C	" 6.11	" 6.12, Fig. 6.13
62 D	" 6.13	" 6.14, Fig. 6.11
62 E	" 6.15	" 6.16
62 F	" 6.17	" 6.18
62 G	" 6.19	" 6.20, Fig. 6.12
62 H	" 6.21	" 6.22
62 I	" 6.23	" 6.24

なお、領域毎の値のうち、標準型燃料要素については 26 体の平均値、フォロワ型燃料要素については 6 体の平均値である。炉心内要素毎の値は、計算が 180 度回転対称の炉心について行われていることから、 $\frac{1}{2}$ 炉心の 19 体の要素について示してある。

計算分類 62 D と 62 G を用いて、燃焼にともなう変化を見る。各要素の平均出力密度や熱外中性子束と高速中性子束との比は、BOC と EOC ではほとんど変化はしていない。しかし、熱中性子束と高速中性子束との比は大きくなっている。すなわち、燃焼が進むにつれて中性子スペクトルは軟らかくなっている。

Table 6.6 Maximum power density and neutron fluxes in cores used for the calculations of average neutron flux (Category 62A through 62I).

TEMPERATURE: 325 K

CATE- GORY I.D.	* B.U. (%)	** C.R. POSITION (CM)			K-EFF (%DK/K)	REACTIV- ITY (%DK/K)	MAXIMUM POWER DENSITY (W/CM**3)	MAXIMUM FAST FLUX (1/CM**2*S)	MAXIMUM THERMAL FLUX (1/CM**2*S)
		SA	S	R					
62A	0	FULL-OUT	79	79	1.2051	17.0	290.5	2.69E+14	2.09E+14
62B	"	GANG	24	24	0.9966	-0.3	397.4	4.27E+14	2.69E+14
62C	"	OPERATION	28	0	0.9931	-0.7	393.3	4.09E+14	2.65E+14
62D	18	FULL-OUT	79	79	1.0919	8.4	286.4	3.00E+14	2.34E+14
62E	"	GANG	40	40	0.9990	-0.1	362.6	4.20E+14	2.80E+14
62F	"	OPERATION	79	27	0.9975	-0.3	318.3	3.74E+14	2.66E+14
62G	26	FULL-OUT	79	79	1.0631	5.9	281.7	3.10E+14	2.43E+14
62H	"	GANG	47	47	1.0000	0.0	338.0	3.99E+14	2.81E+14
62I	"	OPERATION	79	42	0.9991	-0.1	324.5	3.81E+14	2.73E+14

*: UNIFORM BURNUP IN CORE.

**: O AND 79 SHOW FULL-IN AND FULL-OUT OF CONTROL ROD, RESPECTIVELY.

+: MAXIMUM POWER DENSITY AT 20 MW.

++: MAXIMUM FAST NEUTRON FLUX IN FUEL REGION.

+++: MAXIMUM THERMAL NEUTRON FLUX IN D2O REFLECTOR.

Table 6.7 Average neutron flux and power density in each material of
the fresh core in full-out control rod pattern (Category 62A).

MATERIAL	AVERAGE NEUTRON FLUX (1 / CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
	FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
STANDARD FUEL ELEMENT	1.65E+14	7.74E+13	7.28E+13	150.0
AXIAL REFL. OF STANDARD FUEL	9.55E+12	6.50E+12	3.56E+13	0.0
CONTROL FUEL ELEMENT	1.71E+14	8.09E+13	7.31E+13	95.8
AXIAL REFL. OF CONTROL FUEL	1.03E+13	6.91E+12	3.85E+13	0.0
CONTROL ROD GUIDE TUBE	4.84E+12	3.36E+12	7.19E+12	0.0
CONTROL ROD ABSORBER	4.80E+12	2.97E+12	-	0.0
CONNECTOR BETWEEN C.R. AND FUEL	4.33E+13	2.64E+13	5.88E+13	0.0
IRRADIATION ELEMENT	7.85E+13	4.19E+13	6.57E+13	0.0
BE REFLECTOR WITH AL TANK	4.50E+13	3.16E+13	9.30E+13	0.0
D2O REFLECTOR (INNER REGION)	1.47E+13	1.87E+13	1.13E+14	0.0
D2O REFLECTOR (OUTER REGION)	3.85E+11	1.25E+12	5.09E+13	0.0
H2O REGION AROUND D2O TANK	2.01E+07	6.47E+09	1.51E+12	0.0

Table 6.8 Average neutron flux and power density in each fuel element
of the fresh core in full-out control rod pattern
(Category 62A).

ELEMENT NO.	REGION	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
		FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
1.	STANDARD FUEL ELEMENT	1.39E+14	6.60E+13	7.11E+13	144.9
2.	"	1.38E+14	6.59E+13	7.33E+13	149.1
3.	"	1.42E+14	6.82E+13	7.28E+13	148.5
4.	"	1.66E+14	7.69E+13	6.93E+13	143.2
5.	"	1.78E+14	8.21E+13	6.77E+13	141.1
6.	"	1.51E+14	7.27E+13	7.56E+13	154.6
7.	"	1.27E+14	6.20E+13	7.40E+13	149.8
8.	"	1.95E+14	8.95E+13	7.23E+13	150.9
9.	"	2.03E+14	9.36E+13	7.63E+13	159.2
10.	"	1.99E+14	9.12E+13	7.35E+13	153.6
11.	"	1.30E+14	6.33E+13	7.55E+13	152.8
12.	"	1.76E+14	8.10E+13	6.97E+13	144.6
13.	"	2.02E+14	9.33E+13	7.55E+13	157.6
14.	CONTROL FUEL ELEMENT	1.77E+14	8.34E+13	7.45E+13	97.6
15.	"	1.66E+14	7.87E+13	7.16E+13	93.8
16.	"	1.70E+14	8.06E+13	7.33E+13	96.0
17.	IRRADIATION ELEMENT	1.08E+14	6.04E+13	1.01E+14	0.0
18.	"	1.25E+14	6.47E+13	8.51E+13	0.0
19.	"	2.00E+14	9.57E+13	8.38E+13	0.0

Table 6.9 Average neutron flux and power density in each material of
the fresh core in ganged control rod pattern (Category 62B).

MATERIAL	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
	FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
STANDARD FUEL ELEMENT	1.89E+14	8.64E+13	7.81E+13	161.4
AXIAL REFL. OF STANDARD FUEL	1.50E+13	1.01E+13	5.71E+13	0.0
CONTROL FUEL ELEMENT	3.06E+14	1.39E+14	1.33E+14	173.3
AXIAL REFL. OF CONTROL FUEL	2.69E+13	1.77E+13	9.58E+13	0.0
CONTROL ROD GUIDE TUBE	7.76E+13	3.82E+13	1.69E+13	0.0
CONTROL ROD ABSORBER	7.04E+13	3.41E+13	-	0.0
CONNECTOR BETWEEN C.R. AND FUEL	2.73E+14	1.40E+14	1.56E+14	0.0
IRRADIATION ELEMENT	9.12E+13	4.77E+13	7.79E+13	0.0
BE REFLECTOR WITH AL TANK	5.37E+13	3.70E+13	1.10E+14	0.0
D2O REFLECTOR (INNER REGION)	1.76E+13	2.22E+13	1.33E+14	0.0
D2O REFLECTOR (OUTER REGION)	4.62E+11	1.49E+12	5.96E+13	0.0
H2O REGION AROUND D2O TANK	2.40E+07	7.54E+09	1.75E+12	0.0

Table 6.10 Average neutron flux and power density in each fuel element
of the fresh core in ganged control rod pattern
(Category 62B).

ELEMENT NO.	REGION	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
		FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
1.	STANDARD FUEL ELEMENT	1.65E+14	7.58E+13	7.84E+13	160.4
2.	"	1.75E+14	8.01E+13	8.76E+13	178.4
3.	"	1.58E+14	7.42E+13	7.65E+13	156.5
4.	"	1.87E+14	8.44E+13	7.24E+13	150.3
5.	"	2.08E+14	9.34E+13	7.30E+13	152.9
6.	"	1.76E+14	8.24E+13	8.28E+13	169.8
7.	"	1.38E+14	6.53E+13	7.58E+13	153.8
8.	"	2.22E+14	9.95E+13	7.64E+13	160.3
9.	"	2.37E+14	1.07E+14	8.34E+13	174.6
10.	"	2.28E+14	1.03E+14	7.85E+13	164.9
11.	"	1.42E+14	6.75E+13	7.84E+13	159.1
12.	"	1.87E+14	8.50E+13	6.71E+13	140.5
13.	"	2.38E+14	1.06E+14	8.46E+13	176.9
14.	CONTROL FUEL ELEMENT (*)	1.84E+14	8.65E+13	5.08E+13	47.9
15.	"	1.64E+14	7.78E+13	4.72E+13	44.6
16.	"	1.71E+14	8.10E+13	4.90E+13	46.2
17.	IRRADIATION ELEMENT	1.24E+14	6.80E+13	1.14E+14	0.0
18.	"	1.34E+14	6.79E+13	8.84E+13	0.0
19.	"	2.41E+14	1.11E+14	9.77E+13	0.0

(*) : CONTROL FUEL ELEMENT, CONTROL ROD, GUIDE TUBE AND CONNECTOR ARE INCLUDED IN THE CORE REGION OF 75 CM HEIGHT.

Table 6.11 Average neutron flux and power density in each material of the fresh core in operation control rod pattern (Category 62C).

MATERIAL	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
	FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
STANDARD FUEL ELEMENT	1.93E+14	8.80E+13	7.84E+13	162.3
AXIAL REFL. OF STANDARD FUEL	1.26E+13	8.48E+12	4.80E+13	0.0
CONTROL FUEL ELEMENT	2.92E+14	1.33E+14	1.22E+14	159.1
AXIAL REFL. OF CONTROL FUEL	2.02E+13	1.34E+13	7.27E+13	0.0
CONTROL ROD GUIDE TUBE	8.79E+13	4.32E+13	1.91E+13	0.0
CONTROL ROD ABSORBER	7.94E+13	3.83E+13	-	0.0
CONNECTOR BETWEEN C.R. AND FUEL	2.47E+14	1.28E+14	1.44E+14	0.0
IRRADIATION ELEMENT	9.35E+13	4.89E+13	7.73E+13	0.0
BE REFLECTOR WITH AL TANK	5.42E+13	3.73E+13	1.10E+14	0.0
D2O REFLECTOR (INNER REGION)	1.78E+13	2.24E+13	1.34E+14	0.0
D2O REFLECTOR (OUTER REGION)	4.68E+11	1.50E+12	6.04E+13	0.0
H2O REGION AROUND D2O TANK	2.43E+07	7.65E+09	1.78E+12	0.0

Table 6.12 Average neutron flux and power density in each fuel element
of the fresh core in operation control rod pattern
(Category 62C).

ELEMENT NO.	REGION	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
		FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
1.	STANDARD FUEL ELEMENT	1.73E+14	7.97E+13	8.23E+13	168.5
2.	"	1.75E+14	7.98E+13	8.69E+13	177.1
3.	"	1.84E+14	8.53E+13	8.81E+13	180.2
4.	"	2.07E+14	9.31E+13	7.97E+13	165.7
5.	"	2.00E+14	9.04E+13	6.95E+13	145.9
6.	"	1.55E+14	7.36E+13	7.09E+13	145.8
7.	"	1.54E+14	7.21E+13	8.33E+13	169.4
8.	"	2.42E+14	1.08E+14	8.38E+13	175.8
9.	"	2.45E+14	1.10E+14	8.57E+13	179.7
10.	"	2.17E+14	9.86E+13	7.10E+13	150.0
11.	"	1.25E+14	6.05E+13	6.84E+13	139.0
12.	"	1.86E+14	8.50E+13	6.41E+13	134.8
13.	"	2.42E+14	1.08E+14	8.52E+13	178.4
14.	CONTROL FUEL ELEMENT	1.93E+14	9.06E+13	5.43E+13	52.7
15.	"	1.93E+14	8.95E+13	6.68E+13	74.6
16.	"	1.39E+14	6.73E+13	-	0.0
17.	IRRADIATION ELEMENT	1.36E+14	7.44E+13	1.23E+14	0.0
18.	"	1.33E+14	6.79E+13	8.70E+13	0.0
19.	"	2.48E+14	1.15E+14	9.95E+13	0.0

(*): CONTROL FUEL ELEMENT, CONTROL ROD, GUIDE TUBE AND CONNECTOR ARE INCLUDED IN THE CORE REGION OF 75 CM HEIGHT.

Table 6.13 Average neutron flux and power density in each material of
a BOC core in full-out control rod pattern (Category 62D).

MATERIAL	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
	FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
STANDARD FUEL ELEMENT	1.84E+14	8.63E+13	8.42E+13	150.0
AXIAL REFL. OF STANDARD FUEL	1.06E+13	7.23E+12	3.99E+13	0.0
CONTROL FUEL ELEMENT	1.91E+14	9.03E+13	8.47E+13	95.8
AXIAL REFL. OF CONTROL FUEL	1.14E+13	7.69E+12	4.31E+13	0.0
CONTROL ROD GUIDE TUBE	5.38E+12	3.74E+12	8.01E+12	0.0
CONTROL ROD ABSORBER	5.33E+12	3.30E+12	-	0.0
CONNECTOR BETWEEN C.R. AND FUEL	4.82E+13	2.93E+13	6.62E+13	0.0
IRRADIATION ELEMENT	8.73E+13	4.67E+13	7.46E+13	0.0
BE REFLECTOR WITH AL TANK	5.00E+13	3.51E+13	1.05E+14	0.0
D20 REFLECTOR (INNER REGION)	1.63E+13	2.08E+13	1.27E+14	0.0
D20 REFLECTOR (OUTER REGION)	4.28E+11	1.39E+12	5.69E+13	0.0
H2O REGION AROUND D20 TANK	2.23E+07	7.23E+09	1.68E+12	0.0

Table 6.14 Average neutron flux and power density in each fuel element
of a BOC core in full-out control rod pattern (Category 62D).

ELEMENT NO.	REGION	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
		FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
1.	STANDARD FUEL ELEMENT	1.55E+14	7.36E+13	8.20E+13	144.6
2.	"	1.54E+14	7.34E+13	8.46E+13	148.8
3.	"	1.60E+14	7.60E+13	8.40E+13	148.2
4.	"	1.85E+14	8.57E+13	8.02E+13	143.3
5.	"	1.99E+14	9.16E+13	7.86E+13	141.5
6.	"	1.68E+14	8.10E+13	8.74E+13	154.4
7.	"	1.41E+14	6.91E+13	8.52E+13	149.2
8.	"	2.17E+14	1.00E+14	8.39E+13	151.3
9.	"	2.26E+14	1.05E+14	8.86E+13	159.6
10.	"	2.21E+14	1.02E+14	8.54E+13	154.0
11.	"	1.44E+14	7.04E+13	8.69E+13	152.2
12.	"	1.96E+14	9.03E+13	8.07E+13	144.8
13.	"	2.26E+14	1.04E+14	8.76E+13	157.9
14.	CONTROL FUEL ELEMENT	1.98E+14	9.31E+13	8.62E+13	97.6
15.	"	1.85E+14	8.77E+13	8.29E+13	93.7
16.	"	1.90E+14	8.99E+13	8.49E+13	96.0
17.	IRRADIATION ELEMENT	1.20E+14	6.72E+13	1.15E+14	0.0
18.	"	1.39E+14	7.20E+13	9.72E+13	0.0
19.	"	2.23E+14	1.07E+14	9.66E+13	0.0

Table 6.15 Average neutron flux and power density in each material of
a BOC core in ganged control rod pattern (Category 62E).

MATERIAL	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
	FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
STANDARD FUEL ELEMENT	1.97E+14	9.14E+13	8.74E+13	155.9
AXIAL REFL. OF STANDARD FUEL	1.22E+13	8.25E+12	4.81E+13	0.0
CONTROL FUEL ELEMENT	2.94E+14	1.37E+14	1.30E+14	146.7
AXIAL REFL. OF CONTROL FUEL	2.16E+13	1.44E+13	7.90E+13	0.0
CONTROL ROD GUIDE TUBE	5.03E+13	2.53E+13	1.24E+13	0.0
CONTROL ROD ABSORBER	4.58E+13	2.25E+13	-	0.0
CONNECTOR BETWEEN C.R. AND FUEL	2.20E+14	1.16E+14	1.35E+14	0.0
IRRADIATION ELEMENT	9.38E+13	4.96E+13	8.02E+13	0.0
BE REFLECTOR WITH AL TANK	5.44E+13	3.79E+13	1.13E+14	0.0
D2O REFLECTOR (INNER REGION)	1.78E+13	2.26E+13	1.37E+14	0.0
D2O REFLECTOR (OUTER REGION)	4.67E+11	1.51E+12	6.14E+13	0.0
H2O REGION AROUND D2O TANK	2.43E+07	7.78E+09	1.81E+12	0.0

Table 6.16 Average neutron flux and power density in each fuel element
of a BOC core in ganged control rod pattern (Category 62E).

ELEMENT NO.	REGION	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
		FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
1.	STANDARD FUEL ELEMENT	1.68E+14	7.90E+13	8.62E+13	152.2
2.	"	1.73E+14	8.08E+13	9.23E+13	162.5
3.	"	1.67E+14	7.96E+13	8.64E+13	152.7
4.	"	1.97E+14	9.02E+13	8.22E+13	147.2
5.	"	2.14E+14	9.78E+13	8.16E+13	147.3
6.	"	1.82E+14	8.64E+13	9.14E+13	161.8
7.	"	1.47E+14	7.13E+13	8.67E+13	152.0
8.	"	2.32E+14	1.06E+14	8.64E+13	156.3
9.	"	2.44E+14	1.12E+14	9.26E+13	167.3
10.	"	2.38E+14	1.08E+14	8.83E+13	159.8
11.	"	1.51E+14	7.31E+13	8.89E+13	156.0
12.	"	2.02E+14	9.31E+13	7.98E+13	143.6
13.	"	2.45E+14	1.11E+14	9.27E+13	167.4
14.	CONTROL FUEL ELEMENT (*)	2.02E+14	9.52E+13	7.44E+13	72.3
15.	"	1.85E+14	8.79E+13	7.04E+13	68.4
16.	"	1.91E+14	9.06E+13	7.25E+13	70.5
17.	IRRADIATION ELEMENT	1.29E+14	7.17E+13	1.22E+14	0.0
18.	"	1.44E+14	7.44E+13	9.95E+13	0.0
19.	"	2.45E+14	1.16E+14	1.04E+14	0.0

(*) : CONTROL FUEL ELEMENT, CONTROL ROD, GUIDE TUBE AND CONNECTOR ARE INCLUDED IN THE CORE
REGION OF 75 CM HEIGHT.

Table 6.17 Average neutron flux and power density in each material
of a BOC core in operation control rod pattern (Category 62F).

MATERIAL	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
	FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
STANDARD FUEL ELEMENT	1.98E+14	9.18E+13	8.73E+13	155.8
AXIAL REFL. OF STANDARD FUEL	1.25E+13	8.45E+12	4.80E+13	0.0
CONTROL FUEL ELEMENT	2.40E+14	1.11E+14	1.05E+14	118.6
AXIAL REFL. OF CONTROL FUEL	1.92E+13	1.28E+13	7.05E+13	0.0
CONTROL ROD GUIDE TUBE	6.10E+13	3.08E+13	1.55E+13	0.0
CONTROL ROD ABSORBER	5.54E+13	2.73E+13	-	0.0
CONNECTOR BETWEEN C.R. AND FUEL	1.59E+14	8.50E+13	1.07E+14	0.0
IRRADIATION ELEMENT	9.40E+13	4.98E+13	8.04E+13	0.0
BE REFLECTOR WITH AL TANK	5.38E+13	3.76E+13	1.12E+14	0.0
D2O REFLECTOR (INNER REGION)	1.76E+13	2.24E+13	1.36E+14	0.0
D2O REFLECTOR (OUTER REGION)	4.64E+11	1.50E+12	6.09E+13	0.0
H2O REGION AROUND D2O TANK	2.41E+07	7.71E+09	1.80E+12	0.0

Table 6.18 Average neutron flux and power density in each fuel element
of a BOC core in operation control rod pattern (Category 62F).

TEMPERATURE: 325 K
C.R. POSITION: OPERATION PATTERN
BURNUP: 18%
POWER: 20 MW

ELEMENT NO.	REGION	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
		FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
1.	STANDARD FUEL ELEMENT	1.89E+14	8.77E+13	9.62E+13	169.9
2.	"	1.84E+14	8.59E+13	9.72E+13	171.2
3.	"	1.70E+14	8.12E+13	8.77E+13	154.9
4.	"	2.14E+14	9.73E+13	9.02E+13	161.4
5.	"	2.23E+14	1.01E+14	8.59E+13	154.8
6.	"	1.70E+14	8.14E+13	8.46E+13	149.9
7.	"	1.38E+14	6.70E+13	8.15E+13	142.8
8.	"	2.38E+14	1.08E+14	8.82E+13	159.4
9.	"	2.57E+14	1.17E+14	9.85E+13	177.5
10.	"	2.33E+14	1.07E+14	8.51E+13	154.3
11.	"	1.31E+14	6.42E+13	7.79E+13	136.5
12.	"	1.85E+14	8.59E+13	7.12E+13	128.6
13.	"	2.40E+14	1.10E+14	9.08E+13	164.0
14.	CONTROL FUEL ELEMENT (*)	2.33E+14	1.08E+13	9.93E+13	112.5
15.	"	1.78E+14	8.49E+13	6.43E+13	61.2
16.	"	1.64E+14	7.92E+13	4.73E+13	38.2
17.	IRRADIATION ELEMENT	1.42E+14	7.85E+13	1.32E+14	0.0
18.	"	1.30E+14	6.72E+13	9.00E+13	0.0
19.	"	2.48E+14	1.17E+14	1.06E+14	0.0

(*): CONTROL FUEL ELEMENT, CONTROL ROD, GUIDE TUBE AND CONNECTOR ARE INCLUDED IN THE CORE
REGION OF 75 CM HEIGHT.

Table 6.19 Average neutron flux and power density in each material of
a EOC core in full-out control rod pattern (Category 62G).

MATERIAL	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
	FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
STANDARD FUEL ELEMENT	1.90E+14	8.91E+13	9.07E+13	150.0
AXIAL REFL. OF STANDARD FUEL	1.09E+13	7.45E+12	4.13E+13	0.0
CONTROL FUEL ELEMENT	1.97E+14	9.32E+13	9.12E+13	95.8
AXIAL REFL. OF CONTROL FUEL	1.18E+13	7.91E+12	4.46E+13	0.0
CONTROL ROD GUIDE TUBE	5.55E+12	3.85E+12	8.30E+12	0.0
CONTROL ROD ABSORBER	5.50E+12	3.40E+12	-	0.0
CONNECTOR BETWEEN C.R. AND FUEL	4.97E+13	3.03E+13	6.93E+13	0.0
IRRADIATION ELEMENT	9.00E+13	4.82E+13	7.87E+13	0.0
BE REFLECTOR WITH AL WALL	5.15E+13	3.62E+13	1.10E+14	0.0
D2O REFLECTOR (INNER REGION)	1.68E+13	2.14E+13	1.32E+14	0.0
D2O REFLECTOR (OUTER REGION)	4.41E+11	1.43E+12	5.90E+13	0.0
H2O REGION AROUND D2O TANK	2.30E+07	7.49E+09	1.74E+12	0.0

Table 6.20 Average neutron flux and power density in each fuel element
of a EOC core in Full-out control rod pattern (Category 62G).

BURNUP: 26%
TEMPERATURE: 325 K
C.R. POSITION: FULL-OUT
POWER: 20 MW

ELEMENT NO.	REGION	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/cm**2*s)			AVERAGE POWER DENSITY (W/cm**3)
		FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
1.	STANDARD FUEL ELEMENT	1.60E+14	7.59E+13	8.80E+13	144.3
2.	"	1.59E+14	7.58E+13	9.09E+13	148.6
3.	"	1.62E+14	7.83E+13	9.02E+13	147.9
4.	"	1.91E+14	8.85E+13	8.64E+13	143.3
5.	"	2.05E+14	9.47E+13	8.50E+13	142.0
6.	"	1.74E+14	8.36E+13	9.39E+13	154.3
7.	"	1.45E+14	7.12E+13	9.12E+13	148.6
8.	"	2.24E+14	1.03E+14	9.07E+13	151.8
9.	"	2.34E+14	1.08E+14	9.56E+13	159.9
10.	"	2.29E+14	1.05E+14	9.23E+13	154.5
11.	"	1.48E+14	7.26E+13	9.31E+13	151.6
12.	"	2.02E+14	9.32E+13	8.70E+13	145.0
13.	"	2.33E+14	1.08E+14	9.46E+13	158.3
14.	CONTROL FUEL ELEMENT	2.04E+14	9.61E+13	9.29E+13	97.6
15.	"	1.91E+14	9.05E+13	8.93E+13	93.7
16.	"	1.96E+14	9.28E+13	9.14E+13	96.0
17.	IRRADIATION ELEMENT	1.23E+14	6.94E+13	1.21E+14	0.0
18.	"	1.43E+14	7.43E+13	1.03E+14	0.0
19.	"	2.30E+14	1.10E+14	1.04E+14	0.0

Table 6.21 Average neutron flux and power density in each material of
a EOC core in ganged control rod pattern (Category 62H).

MATERIAL	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
	FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
STANDARD FUEL ELEMENT	2.00E+14	9.32E+13	9.32E+13	154.4
AXIAL REFL. OF STANDARD FUEL	1.11E+13	7.58E+12	4.46E+13	0.0
CONTROL FUEL ELEMENT	2.77E+14	1.30E+14	1.27E+14	133.7
AXIAL REFL. OF CONTROL FUEL	1.90E+13	1.27E+13	7.07E+13	0.0
CONTROL ROD GUIDE TUBE	4.24E+13	2.16E+13	1.16E+13	0.0
CONTROL ROD ABSORBER	3.87E+13	1.92E+13	-	0.0
CONNECTOR BETWEEN C.R. AND FUEL	1.91E+14	1.01E+14	1.21E+14	0.0
IRRADIATION ELEMENT	9.46E+13	5.03E+13	8.21E+13	0.0
BE REFLECTOR WITH AL TANK	5.46E+13	3.82E+13	1.15E+14	0.0
D2O REFLECTOR (INNER REGION)	1.78E+13	2.27E+13	1.39E+14	0.0
D2O REFLECTOR (OUTER REGION)	4.69E+11	1.52E+12	6.24E+13	0.0
H2O REGION AROUND D2O TANK	2.44E+07	7.91E+09	1.84E+12	0.0

Table 6.22 Average neutron flux and power density in each fuel element
of a EOC core in ganged control rod pattern (Category 62H).

TEMPERATURE: 325 K
C.R. POSITION: GANGED PATTERN
BURNUP: 26%
POWER: 20 MW

ELEMENT NO.	REGION	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
		FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
1.	STANDARD FUEL ELEMENT	1.70E+14	8.01E+13	9.14E+13	150.0
2.	"	1.73E+14	8.14E+13	9.69E+13	158.6
3.	"	1.70E+14	8.13E+13	9.23E+13	151.4
4.	"	2.00E+14	9.21E+13	8.81E+13	146.4
5.	"	2.17E+14	9.95E+13	8.74E+13	146.2
6.	"	1.84E+14	8.78E+13	9.72E+13	159.7
7.	"	1.50E+14	7.31E+13	9.26E+13	151.0
8.	"	2.36E+14	1.08E+14	9.27E+13	155.5
9.	"	2.48E+14	1.14E+14	9.89E+13	165.6
10.	"	2.41E+14	1.10E+14	9.47E+13	158.8
11.	"	1.54E+14	7.49E+13	9.49E+13	154.7
12.	"	2.07E+14	9.57E+13	8.64E+13	144.3
13.	"	2.48E+14	1.13E+14	9.87E+13	165.3
14.	CONTROL FUEL ELEMENT (*)	2.07E+14	9.80E+13	8.38E+13	78.6
15.	"	1.91E+14	9.10E+13	7.96E+13	74.6
16.	"	1.97E+14	9.37E+13	8.19E+13	76.7
17.	IRRADIATION ELEMENT	1.31E+14	7.29E+13	1.27E+14	0.0
18.	"	1.48E+14	7.64E+13	1.05E+14	0.0
19.	"	2.48E+14	1.17E+14	1.10E+14	0.0

(*) : CONTROL FUEL ELEMENT, CONTROL ROD, GUIDE TUBE AND CONNECTOR ARE INCLUDED IN THE CORE
REGION OF 75 CM HEIGHT.

Table 6.23 Average neutron flux and power density in each material of
a EOC core in operation control rod pattern (Category 62I).

TEMPERATURE: 325 K
C.R. POSITION: OPERATION PATTERN
BURNUP: 26%
POWER: 20 MW

MATERIAL	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
	FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
STANDARD FUEL ELEMENT	2.00E+14	9.32E+13	9.31E+13	154.2
AXIAL REFL. OF STANDARD FUEL	1.18E+13	7.98E+12	4.60E+13	0.0
CONTROL FUEL ELEMENT	2.43E+14	1.14E+14	1.11E+14	116.9
AXIAL REFL. OF CONTROL FUEL	1.82E+13	1.22E+13	6.75E+13	0.0
CONTROL ROD GUIDE TUBE	4.82E+13	2.46E+13	1.35E+13	0.0
CONTROL ROD ABSORBER	4.38E+13	2.18E+13	-	0.0
CONNECTOR BETWEEN C.R. AND FUEL	1.52E+14	8.11E+13	1.04E+14	0.0
IRRADIATION ELEMENT	9.43E+13	5.01E+13	8.22E+13	0.0
BE REFLECTOR WITH AL TANK	5.42E+13	3.79E+13	1.15E+14	0.0
D2O REFLECTOR (INNER REGION)	1.77E+13	2.26E+13	1.38E+14	0.0
D2O REFLECTOR (OUTER REGION)	4.66E+11	1.51E+12	6.19E+13	0.0
H2O REGION AROUND D2O TANK	2.43E+07	7.84E+09	1.83E+12	0.0

Table 6.24 Average neutron flux and power density in each fuel element
of a EOC core in operation control rod pattern (Category 62I).

TEMPERATURE: 325 K
C.R. POSITION: OPERATION PATTERN
BURNUP: 26%
POWER: 20 MW

ELEMENT NO.	REGION	AVERAGE NEUTRON FLUX (1/CM**2*S)			AVERAGE POWER DENSITY (W/CM**3)
		FAST	EPI-THERMAL	THERMAL	
1.	STANDARD FUEL ELEMENT	1.83E+14	8.59E+13	9.83E+13	161.4
2.	"	1.82E+14	8.56E+13	1.01E+14	165.7
3.	"	1.65E+14	7.95E+13	8.96E+13	147.1
4.	"	2.08E+14	9.52E+13	9.23E+13	153.2
5.	"	2.26E+14	1.03E+14	9.20E+13	153.7
6.	"	1.81E+14	8.68E+13	9.54E+13	156.9
7.	"	1.39E+14	6.81E+13	8.62E+13	140.4
8.	"	2.35E+14	1.08E+14	9.17E+13	153.9
9.	"	2.56E+14	1.17E+14	1.03E+14	172.4
10.	"	2.42E+14	1.11E+14	9.44E+13	158.3
11.	"	1.44E+14	7.04E+13	8.92E+13	145.4
12.	"	1.95E+14	9.04E+13	8.02E+13	134.0
13.	"	2.44E+14	1.12E+14	9.71E+13	162.6
14.	CONTROL FUEL ELEMENT (*)	2.29E+14	1.07E+14	1.03E+14	107.8
15.	"	1.78E+14	8.52E+13	6.73E+13	59.6
16.	"	1.86E+14	8.90E+13	7.21E+13	64.8
17.	IRRADIATION ELEMENT	1.38E+14	7.65E+13	1.32E+14	0.0
18.	"	1.37E+14	7.12E+13	9.82E+13	0.0
19.	"	2.49E+14	1.18E+14	1.10E+14	0.0

(*) : CONTROL FUEL ELEMENT, CONTROL ROD, GUIDE TUBE AND CONNECTOR ARE INCLUDED IN THE CORE
REGION OF 75 CM HEIGHT.

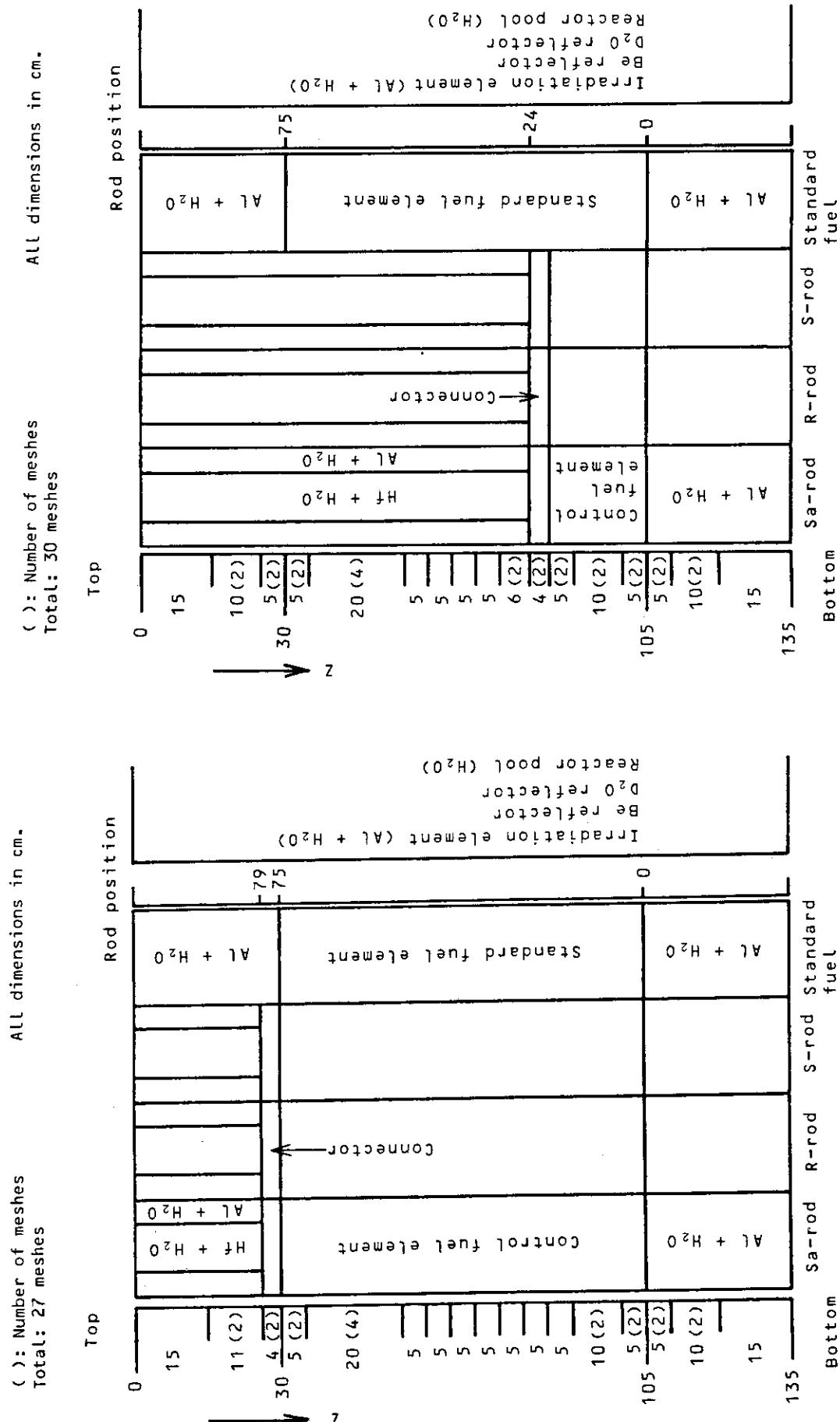


Fig. 6.3 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations in full-out control rod pattern (Category 62A, 62D, and 62G).

Fig. 6.4 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations of fresh core in ganged control rod pattern (Category 62B).

() : Number of meshes
Total: 30 meshes

All dimensions in cm.

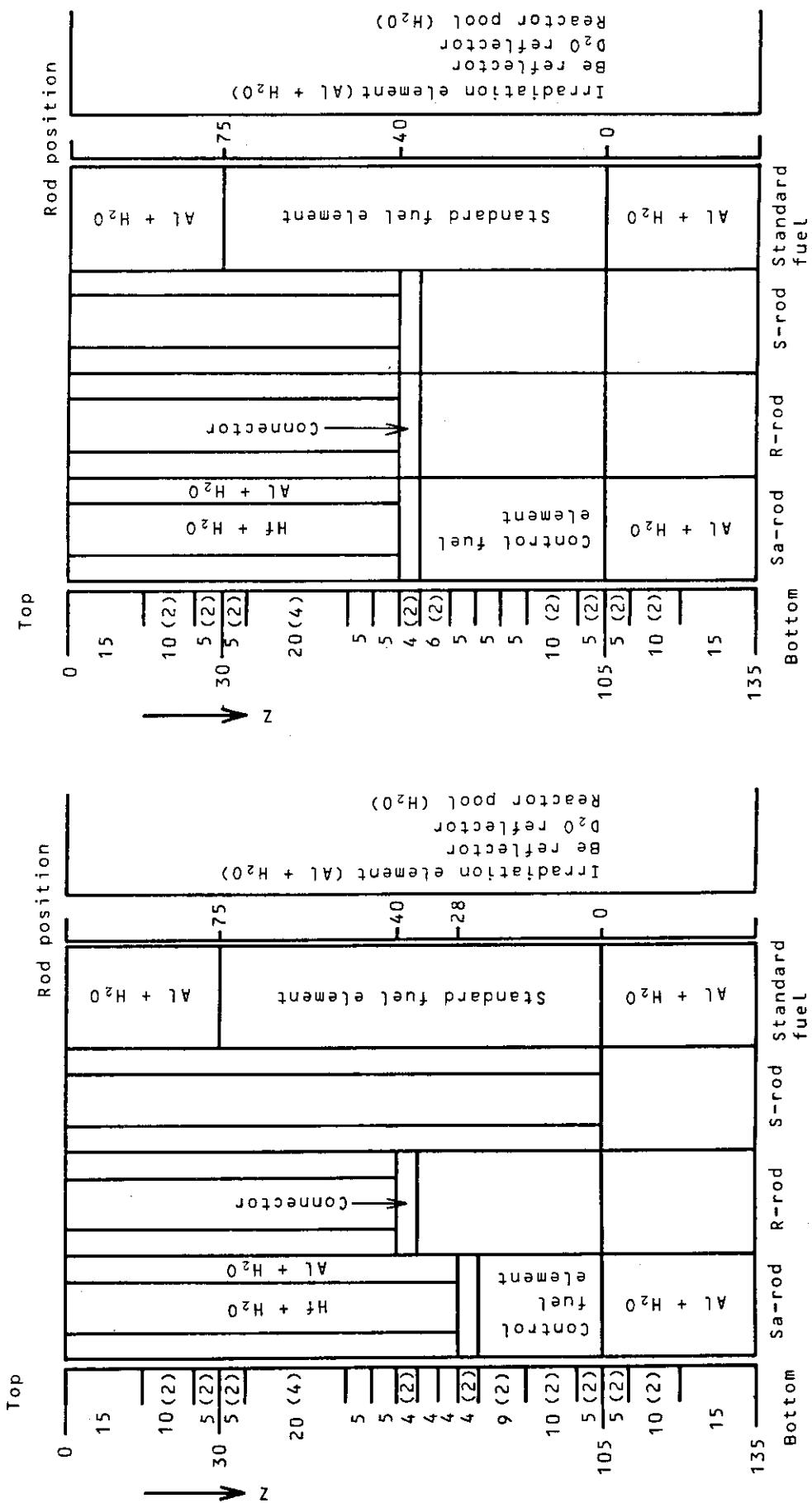


Fig. 6.5 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations of fresh core in operation control rod pattern (Category 62C).

Fig. 6.6 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations of BOC core in ganged control rod pattern (Category 62E).

All dimensions in cm.
 (): Number of meshes
 Total: 30 meshes

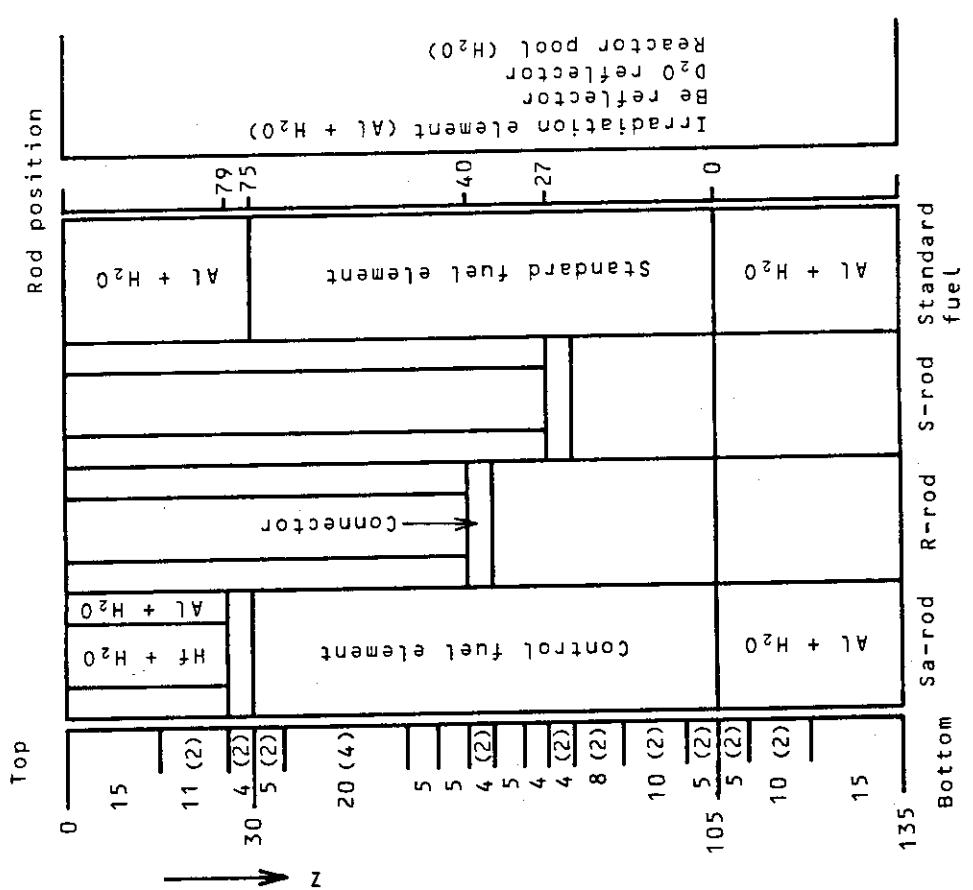


Fig. 6.7 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations of BOC core in operation control rod pattern (Category 62F).

All dimensions in cm.
 (): Number of meshes
 Total: 29 meshes

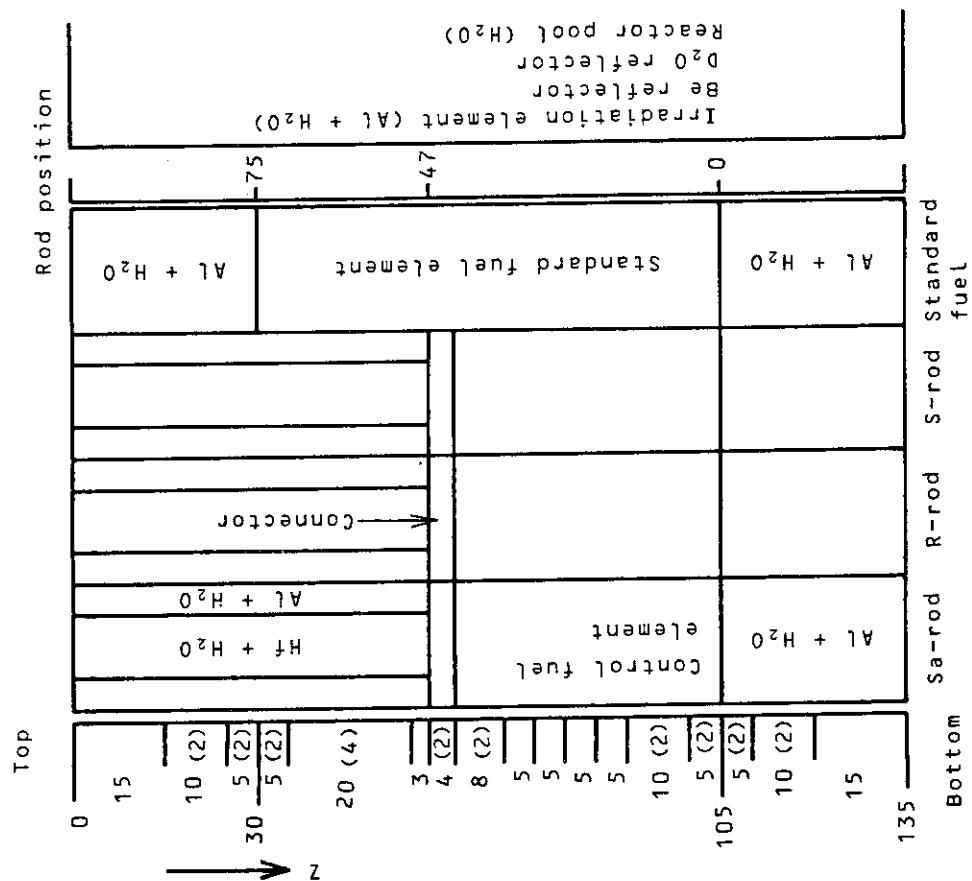


Fig. 6.8 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations of EOC core in ganged control rod pattern (Category 62H).

(): Number of meshes
Total: 30 meshes

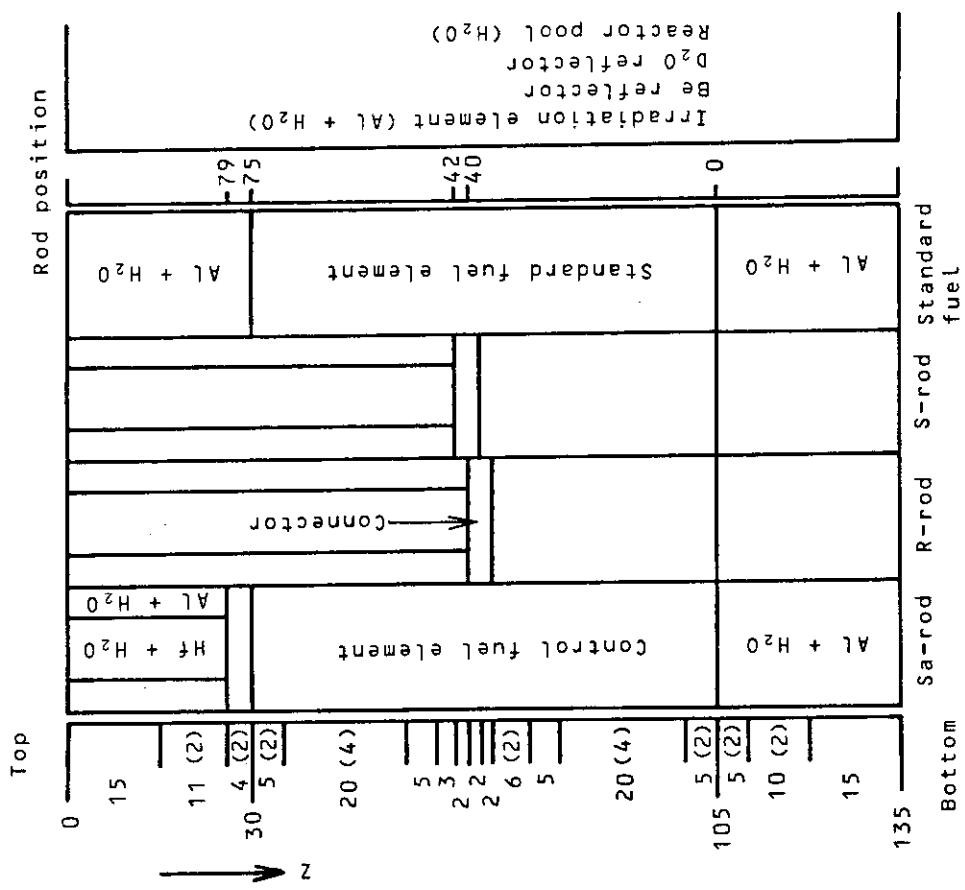
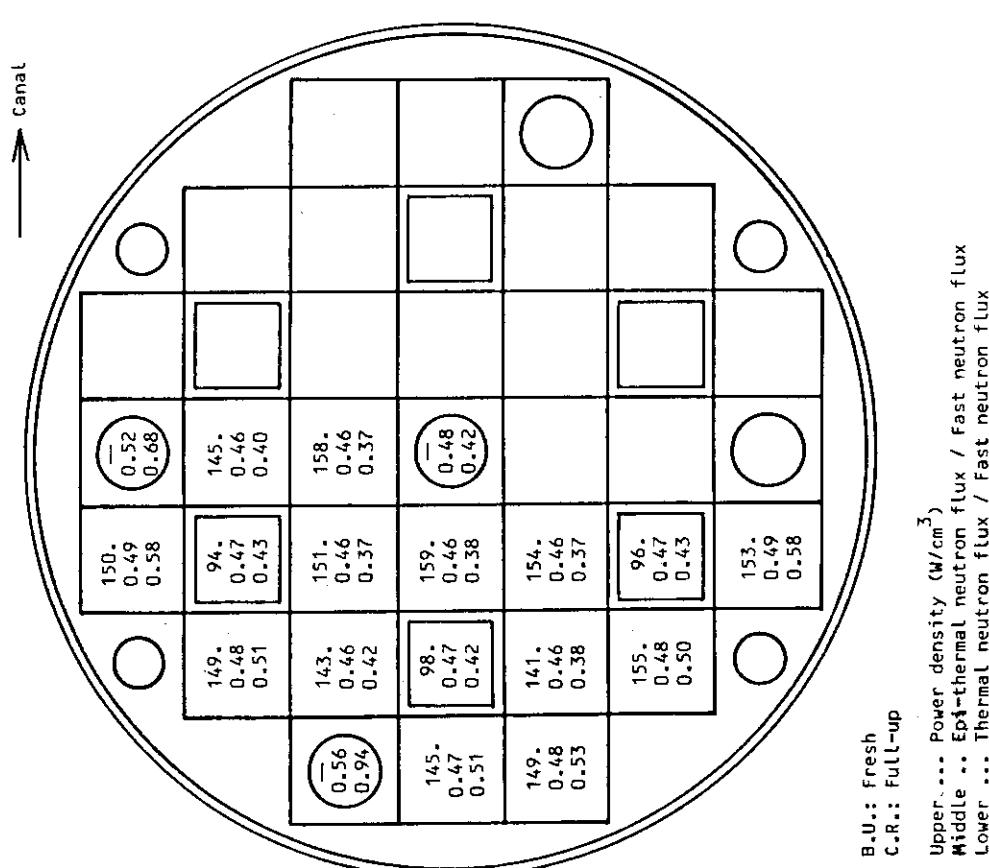


Fig. 6.9 Vertical geometry for 3-dimensional criticality calculations of EOC core in operation control rod pattern (Category 621).



B.U.: Fresh
C.R.: Full-up

Upper ... Power density (W/cm^3)
Middle ... Epi-thermal neutron flux / Fast neutron flux
Lower ... Thermal neutron flux / Fast neutron flux

B.U.: BOC
C.R.: Full-up

Upper ... Power density (W/cm^3)
Middle ... Epi-thermal neutron flux / Fast neutron flux
Lower ... Thermal neutron flux / Fast neutron flux

Fig. 6.10 Average power density and neutron flux ratios in each fuel element in fresh core (Category 62A).

Fig. 6.11 Average power density and neutron flux ratios in each fuel element in BOC core (Category 62D).

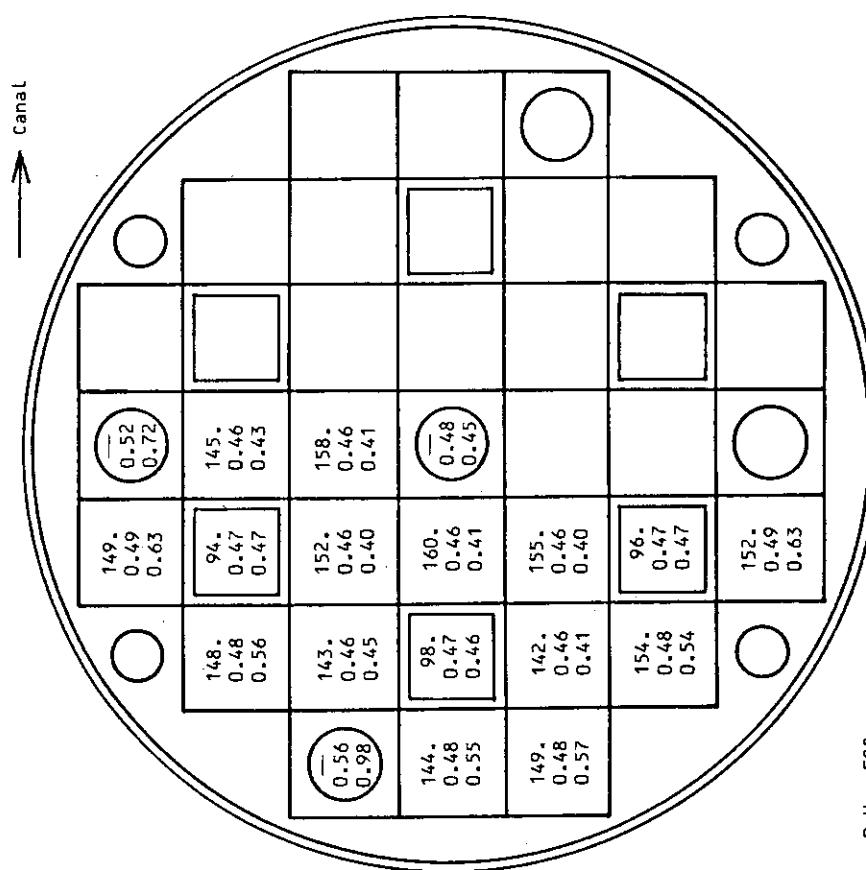


Fig. 6.12 Average power density and neutron flux ratios in each fuel element in EOC core (Category 62G).

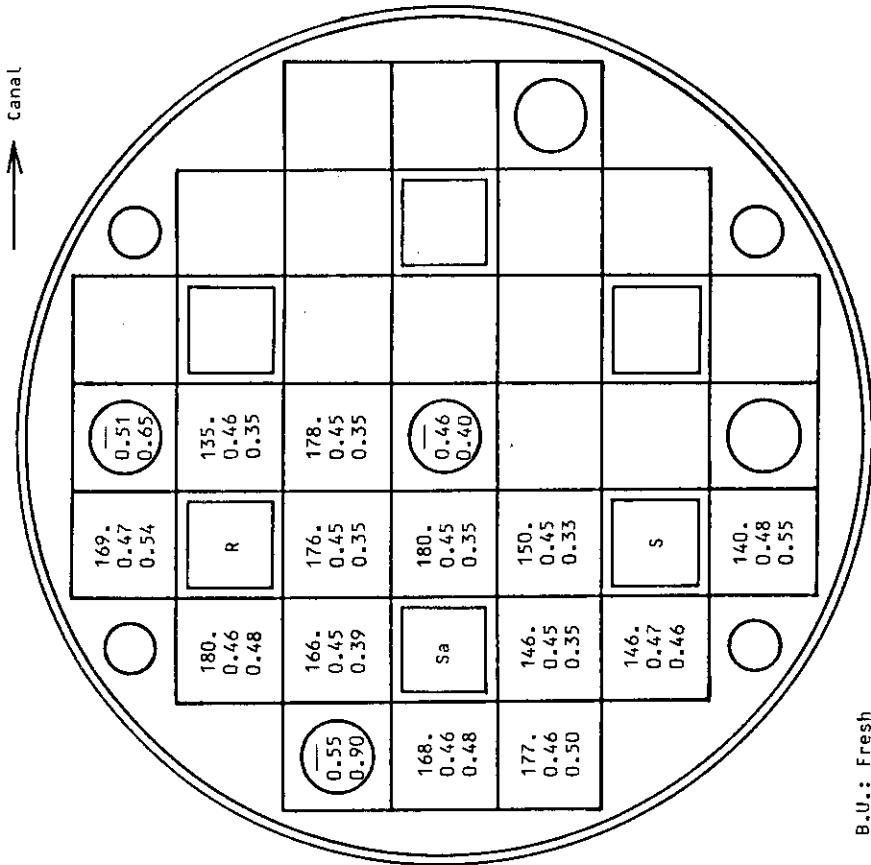


Fig. 6.13 Average power density and neutron flux ratios in each fuel element in EOC core (Category 62C). The control rods are arranged in operation pattern.

7. 結 語

JRR-3 改造計画の一環として、軽水減速20%濃縮U・Aℓ_x-Aℓ 燃料炉心の核設計を行い、既にその結果を報告している。この設計の過程で種々な計算が行われたが、未だ報告されていないものも多い。本報告書では、それらの計算結果のうち、原子炉の運転管理に有用であると考えられるものを中心に選んでまとめている。これらのデータが、既報のものと合わせて今後の設計や運転管理に役立てば幸いである。

謝 辞

改造炉の核設計計算は、研究炉整備計画に基づいて研究炉管理部が進めている改造作業の一環として行われたものである。本報告書をこゝにまとめるに当り、桜井裕研究炉管理部長を始めとして、改造に携わる方々のご協力を頂いた。特に、二村嘉明研究炉管理部次長には、内容について貴重なご意見を頂いた。こゝに深く感謝する。

参 考 文 献

- (1) 市川博喜, 小山芳己, 井川博雅, 高柳政二, 鶴田晴通：「JRR-3 改造炉の核計算（第1報）」，未公刊資料(1983).
- (2) H.Ichikawa, et al. : "Neutronic and Thermo-Hydraulic Design of JRR-3(M) Reactor," in Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Tokai-mura, Japan, October 24-27, 1983, JAERI-M 84-073(1984).
- (3) 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).
- (4) 鶴田晴通, 市川博喜, 岩崎淳一：「実効遅発中性子割合及び即発中性子寿命の少数组群計算におけるエネルギー群数の効果」，未公刊資料(1984).
- (5) 岩崎淳一, 市川博喜, 鶴田晴通：「JRR-3 改造炉の核計算（少数组群定数）」，JAERI-M 84-159(1984).
- (6) H.Tsuruta, et al. : "Neutronics Design of Upgraded JRR-3 Research Reactor," in Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, ANL, U.S.A, October 15-18, 1984.
- (7) K.Tsuchihashi, et al. : "SRAC:JAERI Thermal Reactor Standard Code System for Reactor Design and Analysis," JAERI-1285(1983).
- (8) T.B.Fowler, et al. : "Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION," ORNL-TM-2496, Rev. 2(1969).
- (9) 土橋敬一郎：私信。
- (10) S.F.Mughabghab, D.I.Garber : "Neutron Cross Sections Volume I, Resonance

7. 結 語

JRR-3 改造計画の一環として、軽水減速20%濃縮U・Al_x-Al 燃料炉心の核設計を行い、既にその結果を報告している。この設計の過程で種々な計算が行われたが、未だ報告されていないものも多い。本報告書では、それらの計算結果のうち、原子炉の運転管理に有用であると考えられるものを中心に選んでまとめている。これらのデータが、既報のものと合わせて今後の設計や運転管理に役立てば幸いである。

謝 辞

改造炉の核設計計算は、研究炉整備計画に基づいて研究炉管理部が進めている改造作業の一環として行われたものである。本報告書をこゝにまとめるに当り、桜井裕研究炉管理部長を始めとして、改造に携わる方々のご協力を頂いた。特に、二村嘉明研究炉管理部次長には、内容について貴重なご意見を頂いた。こゝに深く感謝する。

参 考 文 献

- (1) 市川博喜, 小山芳己, 井川博雅, 高柳政二, 鶴田晴通：「JRR-3 改造炉の核計算（第1報）」，未公刊資料(1983).
- (2) H.Ichikawa, et al. : "Neutronic and Thermo-Hydraulic Design of JRR-3(M) Reactor," in Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Tokai-mura, Japan, October 24-27, 1983, JAERI-M 84-073(1984).
- (3) 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).
- (4) 鶴田晴通, 市川博喜, 岩崎淳一：「実効遅発中性子割合及び即発中性子寿命の少数组群計算におけるエネルギー群数の効果」，未公刊資料(1984).
- (5) 岩崎淳一, 市川博喜, 鶴田晴通：「JRR-3 改造炉の核計算（少数组群定数）」，JAERI-M 84-159(1984).
- (6) H.Tsuruta, et al. : "Neutronics Design of Upgraded JRR-3 Research Reactor," in Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, ANL, U.S.A, October 15-18, 1984.
- (7) K.Tsuchihashi, et al. : "SRAC:JAERI Thermal Reactor Standard Code System for Reactor Design and Analysis," JAERI-1285(1983).
- (8) T.B.Fowler, et al. : "Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION," ORNL-TM-2496, Rev. 2(1969).
- (9) 土橋敬一郎：私信。
- (10) S.F.Mughabghab, D.I.Garber : "Neutron Cross Sections Volume I, Resonance

7. 結 語

JRR-3 改造計画の一環として、軽水減速20%濃縮U・Al_x-Al 燃料炉心の核設計を行い、既にその結果を報告している。この設計の過程で種々な計算が行われたが、未だ報告されていないものも多い。本報告書では、それらの計算結果のうち、原子炉の運転管理に有用であると考えられるものを中心に選んでまとめている。これらのデータが、既報のものと合わせて今後の設計や運転管理に役立てば幸いである。

謝 辞

改造炉の核設計計算は、研究炉整備計画に基づいて研究炉管理部が進めている改造作業の一環として行われたものである。本報告書をこゝにまとめるに当り、桜井裕研究炉管理部長を始めとして、改造に携わる方々のご協力を頂いた。特に、二村嘉明研究炉管理部次長には、内容について貴重なご意見を頂いた。こゝに深く感謝する。

参 考 文 献

- (1) 市川博喜, 小山芳己, 井川博雅, 高柳政二, 鶴田晴通：「JRR-3 改造炉の核計算（第1報）」，未公刊資料(1983).
- (2) H.Ichikawa, et al. : "Neutronic and Thermo-Hydraulic Design of JRR-3(M) Reactor," in Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Tokai-mura, Japan, October 24-27, 1983, JAERI-M 84-073(1984).
- (3) 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).
- (4) 鶴田晴通, 市川博喜, 岩崎淳一：「実効遅発中性子割合及び即発中性子寿命の少数组群計算におけるエネルギー群数の効果」，未公刊資料(1984).
- (5) 岩崎淳一, 市川博喜, 鶴田晴通：「JRR-3 改造炉の核計算（少数组群定数）」，JAERI-M 84-159(1984).
- (6) H.Tsuruta, et al. : "Neutronics Design of Upgraded JRR-3 Research Reactor," in Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, ANL, U.S.A, October 15-18, 1984.
- (7) K.Tsuchihashi, et al. : "SRAC:JAERI Thermal Reactor Standard Code System for Reactor Design and Analysis," JAERI-1285(1983).
- (8) T.B.Fowler, et al. : "Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION," ORNL-TM-2496, Rev. 2(1969).
- (9) 土橋敬一郎：私信。
- (10) S.F.Mughabghab, D.I.Garber : "Neutron Cross Sections Volume I, Resonance

- Parameters, BNL325, 3rd ed. (1973).
- (11) D.I.Garber, R.R.Kinsey : "Neutron Cross Sections Volume II, Curves," BNL325, 3rd ed. (1976).
- (12) K.D.Lathrop, F.W.Brinkley : "Theory and Use of the General - Geometry TWOTRAN Program," LA-4432 (1970).
- (13) 渡辺終吉 : 「板状燃料を使用する研究炉の熱水力計算コード ; COOLOD」, JAERI-M 84-162(1984).
- (14) J.J.Duderstadt, L.J.Hamilton : "Nuclear Reactor Analysis," John Wiley & Sons, New York(1976).
- (15) 須田信英 : 「原子炉の動特性と制御」, 同文書院, 東京(1969).
- (16) 日本電気株式会社 : 「PC-9801 BASIC REFERENCE MANUAL」, PC-9801-RM, NEC.
- (17) 山内二郎, 他編 : 「電子計算機のための数値計算法 I」, 培風館, 東京(1965).
- (18) W.W.Engle, Jr. : "A User's Manual for ANISN; A One Dimensional Discrete Ordinate Transport Code with Anisotropic Scattering," K-1963, Updated (1973).

付録 A 1 ペリオドー反応度換算プログラムのソースリスト

```

10  <PERIOD> May 3,1983
20 WIDTH 80,25:CONSOLE 0,25,0,1
50 DIM DECAY(6),BETAI(6)
60 IMAX=6
70 READ BETADEF,TLIFE
80 FOR I=1 TO IMAX:READ DECAY(I):NEXT I
90 FOR I=1 TO IMAX:READ BETAI(I):NEXT I
352 F1$='STEP PERIOD(S). T1/2(S) RHO(cent) RHO(%dk/k)'
354 F2$='-----'
360 PRINT F1$:PRINT F2$
380 CONSOLE 2,23
390 LPRINT:LPRINT F1$:LPRINT F2$
405 K=1
440 *LOOP
445 INPUT 'PERIOD (sec) (=0:END)';TP
447 IF TP=0 THEN END
450 W=1!/TP
454 TL=W*TLIFE
475 TEMP=0
480 FOR I=1 TO IMAX
482 TEMP=TEMP+BETAI(I)*BETADEF/(W+DECAY(I))
483 NEXT I
484 RHO=TL/(1!+TL)+TEMP*W/(1+TL)
485 TH=.69315*TP
486 RHO=RHO*100
487 DOLLAR=RHO/BETADEF
520 GOSUB *S.PRINT:GOSUB *S.LPRINT
565 K=K+1
570 GOTO *LOOP
580 '
1590 *S.PRINT
1600 PRINT USING '####';K;
1610 PRINT USING '#####.##';TP;TH;
1650 PRINT USING '#####.##';DOLLAR;RHO
1680 RETURN
1690 '
1700 *S.LPRINT
1710 LPRINT USING '####';K;
1720 LPRINT USING '#####.##';TP;TH;
1760 LPRINT USING '#####.##';DOLLAR;RHO
1790 RETURN
2100 DATA 0.0075,1.0E-4
2110 DATA 3.01,1.14,0.301,0.111,0.0305,0.0124
2120 DATA 0.0422,0.1156,0.3953,0.1953,0.2188,0.0328

```

付録 A 2 中性子密度時間変化計算プログラムのソースリスト

```

10  <RUNGE> May 2,1983
20 WIDTH 80,25:CONSOLE 0,25,0,1
50 DIM Y(6),Z(6),Q(6),DECAY(6),BETAI(6)
60 IMAX=6
70 READ BETAEF,TLIFE
80 FOR I=1 TO IMAX:READ DECAY(I):NEXT I
90 FOR I=1 TO IMAX:READ BETAI(I):NEXT I
130 FOR I=1 TO IMAX:BETAI(I)=BETAI(I)*BETAEF/TLIFE:NEXT I
132 INPUT 'INITIAL N(0)';Y(0)
136 FOR I=1 TO IMAX:Y(I)=BETAI(I)*Y(0)/DECAY(I):NEXT I
150 INPUT 'SOURCE STRENGTH (n/sec)';SOURCE
160 LPRINT;LPRINT 'SOURCE STRENGTH (n/sec)=';SOURCE
165 PRINT 'Enter ADDITION RATE OF REACTIVITY, RHO=RHO*T+RB'
167 INPUT ' RA (%dk/k/sec)';RA :INPUT ' RB (%dk/k)';RB
180 LPRINT 'RAMP RATE (%dk/k/sec) =';RA;:LPRINT ' STEP (%dk/k) =';RB
200 RA=.01*RA:RB=.01*RB
210 RHO=RB:DOLLAR=RB/BETAEF
300 T=0:TP=999.999
310 INPUT 'TIME STEP (SEC)';DT
320 IF DT<=0 THEN 310
330 DT=DT/100
350 CLS
352 F1$='STEP T (SEC) PERIOD(S) RHO ($)> RHO (dk/k) N SOURCE'
354 F2$='-----'
360 PRINT F1$
370 PRINT F2$
380 CONSOLE 2,23
390 LPRINT:LPRINT F1$
400 LPRINT F2$
405 K=0
430 GOSUB *S.PRINT:GOSUB *S.LPRINT
440 *LOOP
450 FOR K=1 TO 50
470 GOSUB *S500
510 TP=Y(0)*DT/(Y(0)-YY):DOLLAR=RHO/BETAEF
520 GOSUB *S.PRINT:GOSUB *S.LPRINT
540 NEXT K
550 INPUT 'Continue (Y/N)';C$
560 IF C$='N' THEN END
570 GOTO *LOOP
580
810 *S500:FOR L=1 TO 100
820 YY=Y(0):GOSUB *S900
840 FOR I=0 TO IMAX:G=DT*Z(I)/2:H=G-Q(I):Y(I)=Y(I)+H:Q(I)=Q(I)+3*H-G:NEXT I
870 T=T+DT/2:V=.292893:GOSUB *S900
910 FOR I=0 TO IMAX:G=DT*Z(I):H=(G-Q(I))*V:Y(I)=Y(I)+H:Q(I)=Q(I)+3*H-V*G:NEXT I
930 V=1.70711:GOSUB *S900
934 FOR I=0 TO IMAX:G=DT*Z(I):H=(G-Q(I))*V:Y(I)=Y(I)+H:Q(I)=Q(I)+3*H-V*G:NEXT I
940 T=T+DT/2:GOSUB *S900
970 FOR I=0 TO IMAX:G=DT*Z(I):H=(G-2*Q(I))/6:Y(I)=Y(I)+H:Q(I)=Q(I)+3*H-G/2:NEXT I
980 NEXT L
990 RETURN
1000
1010 *S900
1015 RHO=RA*T+RB
1020 Z(0)=((RHO-BETAEF)/TLIFE)*Y(0)+SOURCE
1040 FOR I=1 TO IMAX:Z(I)=Z(0)+DECAY(I)*Y(I):Z(I)=BETAI(I)*Y(0)-DECAY(I)*Y(I):NEXT I
1090 RETURN
1580
1590 *S.PRINT
1600 PRINT USING '####';K;
1610 PRINT USING '#####.###';T;TP;DOLLAR;
1650 PRINT USING '##.####^***';RHO;Y(0);SOURCE
1680 RETURN
1690
1700 *S.LPRINT
1710 LPRINT USING '####';K;
1720 LPRINT USING '#####.###';T;TP;DOLLAR;
1760 LPRINT USING '##.####^***';RHO;Y(0);SOURCE
1790 RETURN
2100 DATA 0.0075,1.0E-4
2110 DATA 3.01,1.14,0.301,0.111,0.0305,0.0124
2120 DATA 0.0422,0.1156,0.3953,0.1953,0.2188,0.0328

```