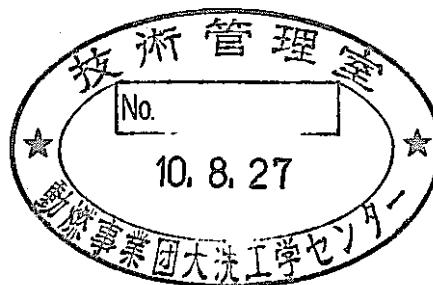


中性子検出器の応答計算

(動力炉・核燃料開発事業団 契約業務報告書)

1998年3月



株式会社 三菱総合研究所

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

PNC-TJ9222 98-003

1998年3月

中性子検出器の応答計算

要旨

佐藤 理*

高木 俊治*

連続エネルギーモンテカルロ法中性子・ γ 線輸送計算コードMCNP-4Aを用いて、「常陽」の使用済燃料貯蔵プールに設置された燃焼度測定装置の中性子検出器の応答計算を行った。ここでは、中性子増倍を考慮しない場合の使用済燃料から放出される中性子に対する中性子検出器の応答を計算し、中性子増倍を考慮した場合の検出器応答と比較することにより、使用済燃料による中性子増倍の検出器応答への影響を評価した。

この計算の結果、中性子増倍によって検出器の計数が増えるのみならず、軸方向計数率分布が変化を受け、増倍を無視した場合の方がより応答分布は平坦であることが判った

本報告書は、株式会社三菱総合研究所が動力炉・核燃料開発事業団との契約により実施した成果である。

契約番号：09C4382

事業団担当部課室および担当者：大洗工学センター実験炉部技術課 高松 操

* (株) 三菱総合研究所 総合安全研究センター

PNC-TJ9222 98-003

March, 1998

Response Calculation of a Neutron detector

Osamu Sato* and Shunji Takagi*

Abstract

The responses were calculated for the burnup measurement equipment placed in the spent fuel storage facility beside JOYO by using the continuous energy Monte Carlo code "MCNP-4A". In this work, the responses were calculated without considering the neutron multiplication in a spent fuel and were compared to the responses considering neutron multiplication to clarify the effect of neutron multiplication in a spent fuel.

The calculated results show that the neutron multiplication in a spent fuel not only increases the count rates but also influence to the axial count rate distribution. This count rate distribution was flattened by the neutron multiplication.

Work performed by Mitsubishi Research Institute Inc. under contract with Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation.

PNC Liaison: Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, OEC

Misao TAKAMATSU

* Mitsubishi Research Institute Inc.

中性子検出器の応答計算

成果報告書

目 次

1. はじめに.....	1
1. 1 本作業の目的.....	1
1. 2 作業の概要.....	1
2. 検出器応答マトリクスの計算方法.....	2
2. 1 検出器応答マトリクス.....	2
2. 2 検出器応答マトリクスの計算方法.....	2
2. 2. 1 計算モデル.....	2
2. 2. 2 計算ケース.....	3
2. 2. 3 中性子源スペクトル.....	3
2. 2. 4 モンテカルロ計算条件.....	4
3. 増倍を考慮しない検出器応答マトリクスの計算結果.....	10
3. 1 増倍を考慮した場合とのマトリクスの比較.....	10
3. 2 検出器応答の比較.....	10
4. まとめ	14
参考文献	15

図表リスト

－表－

第3. 1表 増倍を無視した場合のPFD327の検出器応答マトリクス.....	11
第3. 2表 均一線源の場合の核分裂の考慮の有無による検出器応答の相違.....	12

－図－

第2. 1図 軸方向ノード分割（MAGIノード分割）	5
第2. 2図 燃料集合体と缶詰缶のモデル（水平断面図）	6
第2. 3図 中性子検出器応答計算モデル（水平断面図）	7
第2. 4図 中性子検出器応答計算モデル（垂直断面図）	8
第2. 5図 中性子検出器（高感度）の計算モデル.....	9
第3. 1図 核分裂中性子が有る場合と無い場合の軸方向に均一な中性子源分布からの計 数率分布の比較（自発核分裂中性子源）	13

1. はじめに

1. 1 本作業の目的

本件は、昨年度に実施した「燃焼度測定用検出器の感度計算」に引き続き行われたものであり、中性子増倍を考慮しない場合の使用済燃料から放出される中性子に対する中性子検出器の応答を計算したものである。

「常陽」使用済燃料貯蔵プール内に設置された燃焼度測定装置では、使用済燃料内の自発核分裂や (α, n) 反応で生成する中性子を測定して、燃料集合体の軸方向中性子放出率分布を調べる。燃料集合体は水中に置かれるために、集合体自身で増倍された中性子も計数される。このため、計測結果が測定する使用済燃料中の中性子増倍に依存することとなり、何らかの補正が必要である。この補正方法の検討に資するために、中性子増倍を無視した場合の検出器応答をモンテカルロ計算で求め、中性子増倍を考慮した場合の検出器応答と比較した。

1. 2 作業の概要

使用済燃料から放出された中性子に対する中性子検出器の応答を計算し、線源位置と検出器位置から成るマトリクス中の各 m_{ij} を求め、応答関数を作成する。 m_{ij} はiノードから1個の中性子が放出されたときのjノードの位置にある検出器の応答である。計算においては、放出された中性子が直接あるいは散乱により燃料及びインシュレータペレットのノード（ノード4～16）に入射した場合、核分裂を起こさずに消滅するとし、中性子増倍効果はないものとする。主な計算条件を以下に示す。

計算コード MCNP-4A (中性子断面積 : FSXLIB(JENDL-3.2))

中性子スペクトル自発核分裂中性子

(α, n) 中性子

ヒストリー数 5,000,000

収束条件 統計誤差 (FSD) 1%以下

2. 検出器応答マトリクスの計算方法

2. 1 検出器応答マトリクス

検出器応答マトリクス \mathbf{M} (要素 m_{ij}) は、第 2. 1 図に示すように燃料集合体を軸方向にノード分割し、各ノード(i)に単位強度の中性子源を与えた場合の軸方向位置(j)における中性子検出器の応答（計数率）である。各ノードの中性子源強度分布を \mathbf{S} (要素 S_i) とすれば、軸方向検出器応答分布 \mathbf{R} (要素 R_j) は次式で求められる。

$$\mathbf{R} = \mathbf{M} \cdot \mathbf{S} \quad (2.1)$$

すなわち、

$$\begin{pmatrix} R_1 \\ \vdots \\ R_j \\ \vdots \\ R_{13} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} m_{11} & \dots & m_{1i} & \dots & m_{1,13} \\ \vdots & & \vdots & & \vdots \\ m_{j1} & \dots & m_{ji} & \dots & m_{j,13} \\ \vdots & & \vdots & & \vdots \\ m_{13,1} & \dots & m_{13,i} & \dots & m_{13,13} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} S_1 \\ \vdots \\ S_i \\ \vdots \\ S_{13} \end{pmatrix} \quad (2.2)$$

逆に、 \mathbf{M} の逆マトリクス \mathbf{M}^{-1} が求まれば、

$$\mathbf{S} = \mathbf{M}^{-1} \cdot \mathbf{R} \quad (2.3)$$

すなわち、

$$\begin{pmatrix} S_1 \\ \vdots \\ S_i \\ \vdots \\ S_{13} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} m_{11} & \dots & m_{1i} & \dots & m_{1,13} \\ \vdots & & \vdots & & \vdots \\ m_{j1} & \dots & m_{ji} & \dots & m_{j,13} \\ \vdots & & \vdots & & \vdots \\ m_{13,1} & \dots & m_{13,i} & \dots & m_{13,13} \end{pmatrix}^{-1} \begin{pmatrix} R_1 \\ \vdots \\ R_j \\ \vdots \\ R_{13} \end{pmatrix} \quad (2.4)$$

として、計測された検出器応答分布 \mathbf{R} から中性子源分布 \mathbf{S} を知ることができる。

2. 2 検出器応答マトリクスの計算方法

2. 2. 1 計算モデル

検出器応答マトリクスの要素 m_{ij} は、各ノードに単位強度の中性子源を与えた時の検出器応答分布を計算することによって得られる。この計算は、第 2. 2 図～第 2. 4 図に示すモデルを用いて、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-4A[1] を用いて行う。

燃料集合体のラッパ管より内側は、燃料ピンと水を均質化して表す。均質化組成はMAGIで計算された各燃焼度における集合体平均組成から、ラッパ管(SUS316)の寄与を差し引き、Naを水に置き換えて計算する。

軸方向の燃焼後組成分布を考慮するために、燃料部を高さ5cmのノード（計11ノード）で表す。燃料部上下のインシュレータペレットは、上部軸方向反射体および下部空間部と混合して、やはり高さ5cmのノードで表す。燃料部およびインシュレータペレットの上部には30cm厚の上部軸方向反射体と66.9cm厚のガスプレナム、下部には15cm厚の下部空間および30cm厚の下部軸方向反射体を考えて燃料集合体モデルとする。燃料集合体の上下および缶詰缶の外側は十分な厚さ（50cm）の水で囲まれているものとする。実際の施設でも、缶詰缶は50cm以上の厚さの水で取り囲まれている。

中性子検出器は2"φB-10比例計数管（感度5.83cps/nv）を持つ検出器である。中性子検出器のモデルを第2.5図に示す。検出器の位置は各線源ノードの中心高さとする。

2.2.2 計算ケース

線源位置と検出器位置は前年度に検討した対称性を考えて、以下の組み合わせについてのみ計算を行う。

- (1) 各ノードの中性子源 — 同一高さでの検出器応答
- (2) 燃料中心高さの中性子源 — これから6ノード離れた位置までの検出器応答
- (1) はインシュレータペレットを含めて13ケース、(2) は6点の検出器位置で6ケース、合計19ケースのモンテカルロ計算を行う。

2.2.3 中性子源スペクトル

前年度のPFD327を対象とした計算で、自発核分裂中性子スペクトルと(α,η)中性子スペクトルの違いが検出器応答に与える影響は、各検出器応答の統計誤差（約1%）に比べて無視できることが判っている。PFD327に関してORIGEN2[2]を用いた計算によると、中性子源としての寄与が最も大きいのはCm-244の自発核分裂による中性子源であり、したがって、これを中性子源スペクトルとして用いる。具体的には、以下のWattの式に、

$$f(E)=C \cdot \exp(E/a) \cdot \sinh(bE)^{1/2} \quad (2.5)$$

MCNP-4Aの使用説明書Appendix Gに記されたCm-244自発核分裂中性子スペクトルのパラメータ、

$$a=0.906, b=3.848$$

を与えて計算を行う。

2. 2. 4 モンテカルロ計算条件

MCNP4Aを用いたモンテカルロ計算条件を以下に示す。

中性子のカットオフエネルギー 10^5 eV (断面積が与えられている下限)

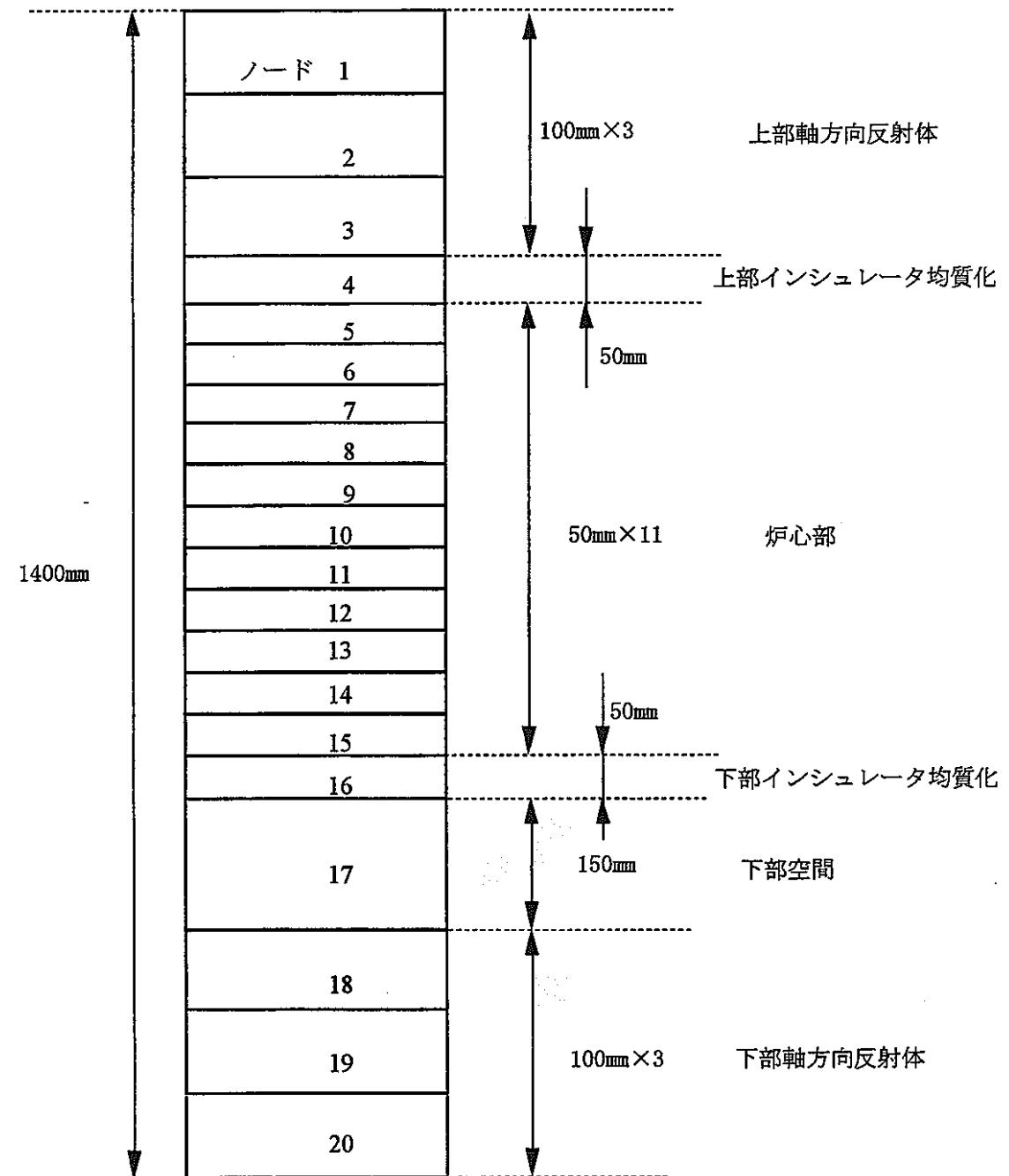
ヒストリー数 500万 (固定中性子源計算の場合)

1,000ヒストリー×500バッチ (固有値計算の場合)

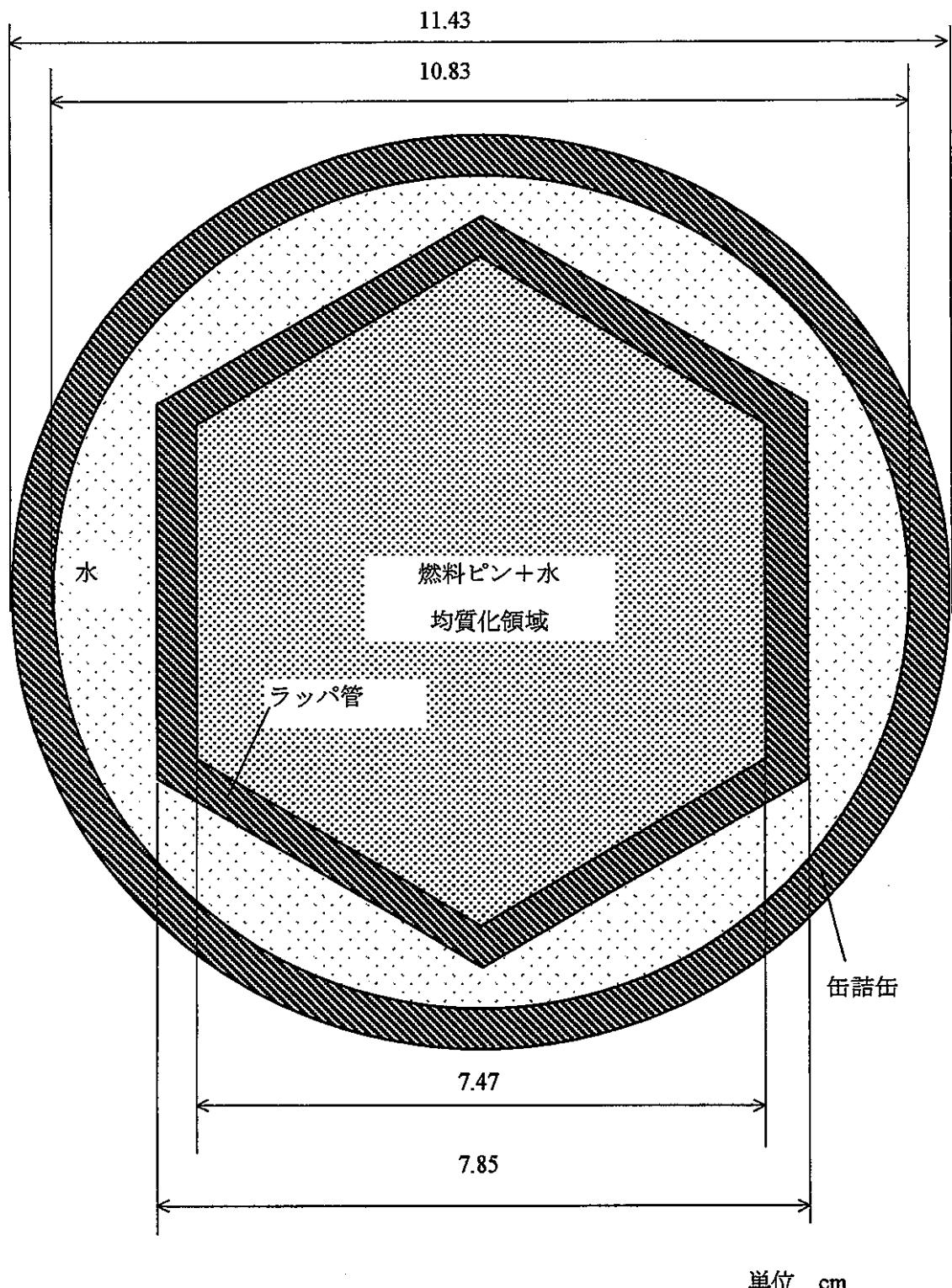
中性子断面積 FSXLIB-J3R2[3] (JENDL-3.2)

熱中性子散乱の取り扱い 温度300Kの水の散乱則S (α, β) を使用

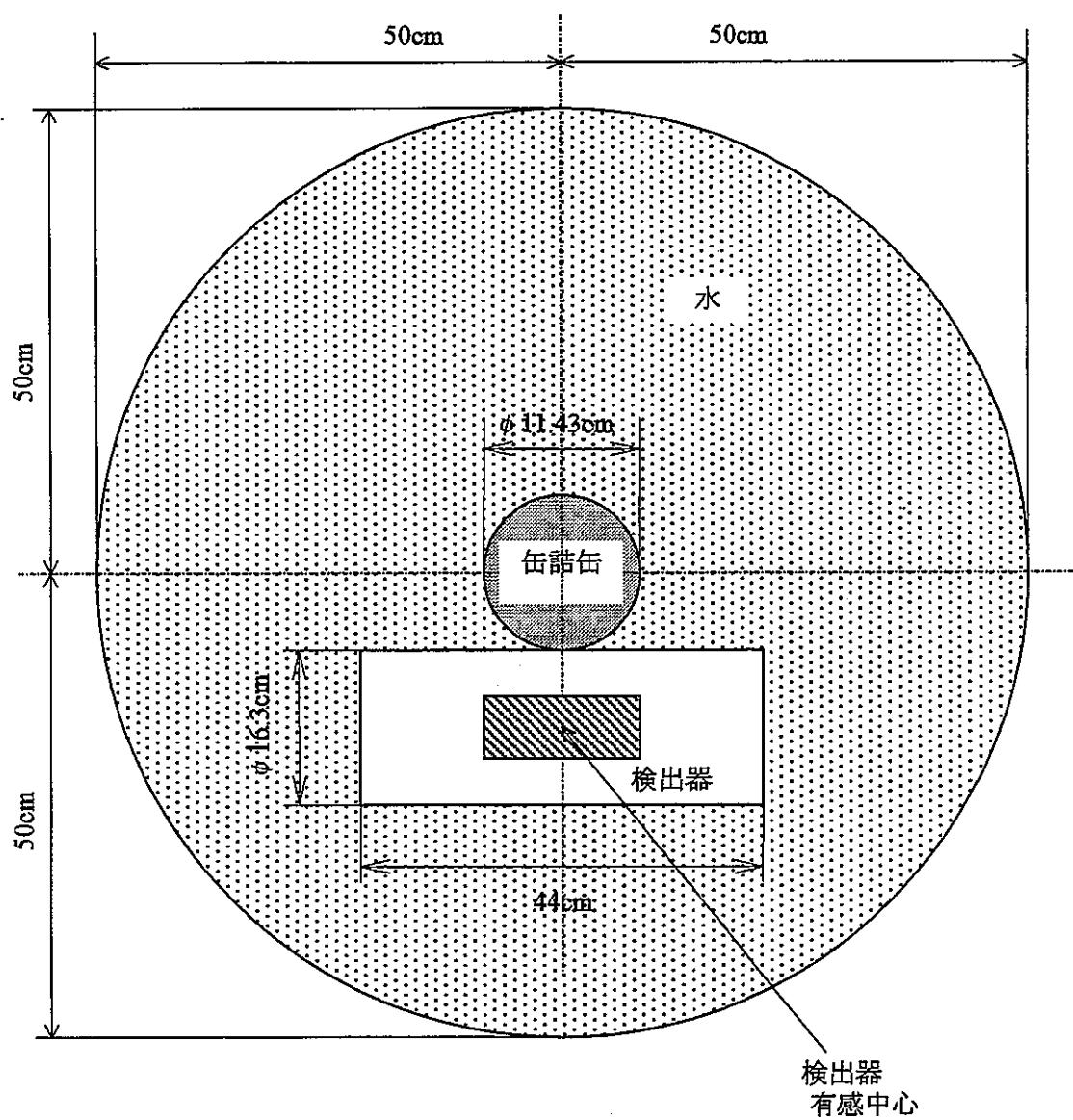
なお、MCNPのパラメータNOFISを全ての領域について指定することにより、核分裂中性子の発生を無視した計算を行った。



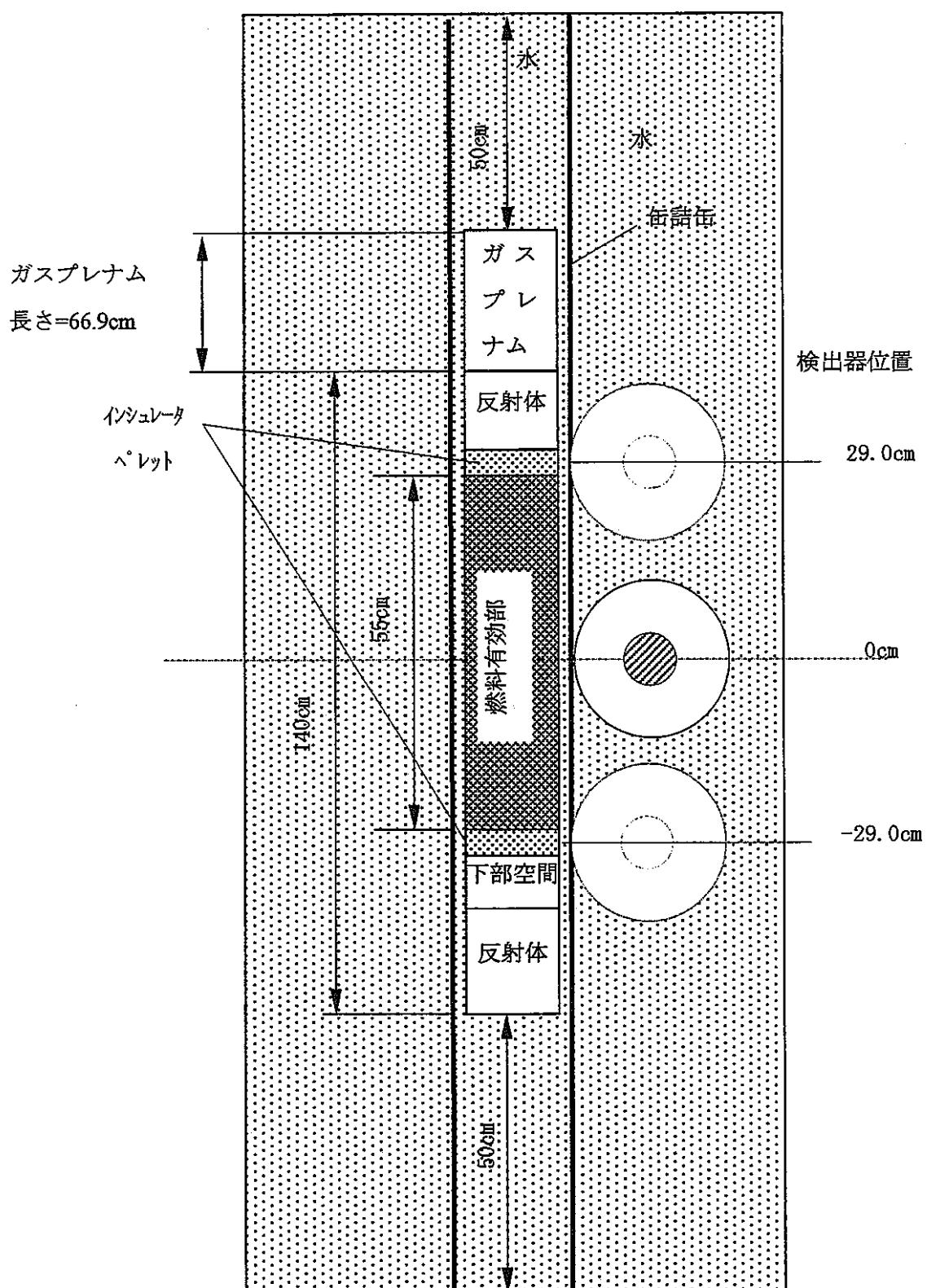
第2.1図 軸方向ノード分割(MAGIノード分割)



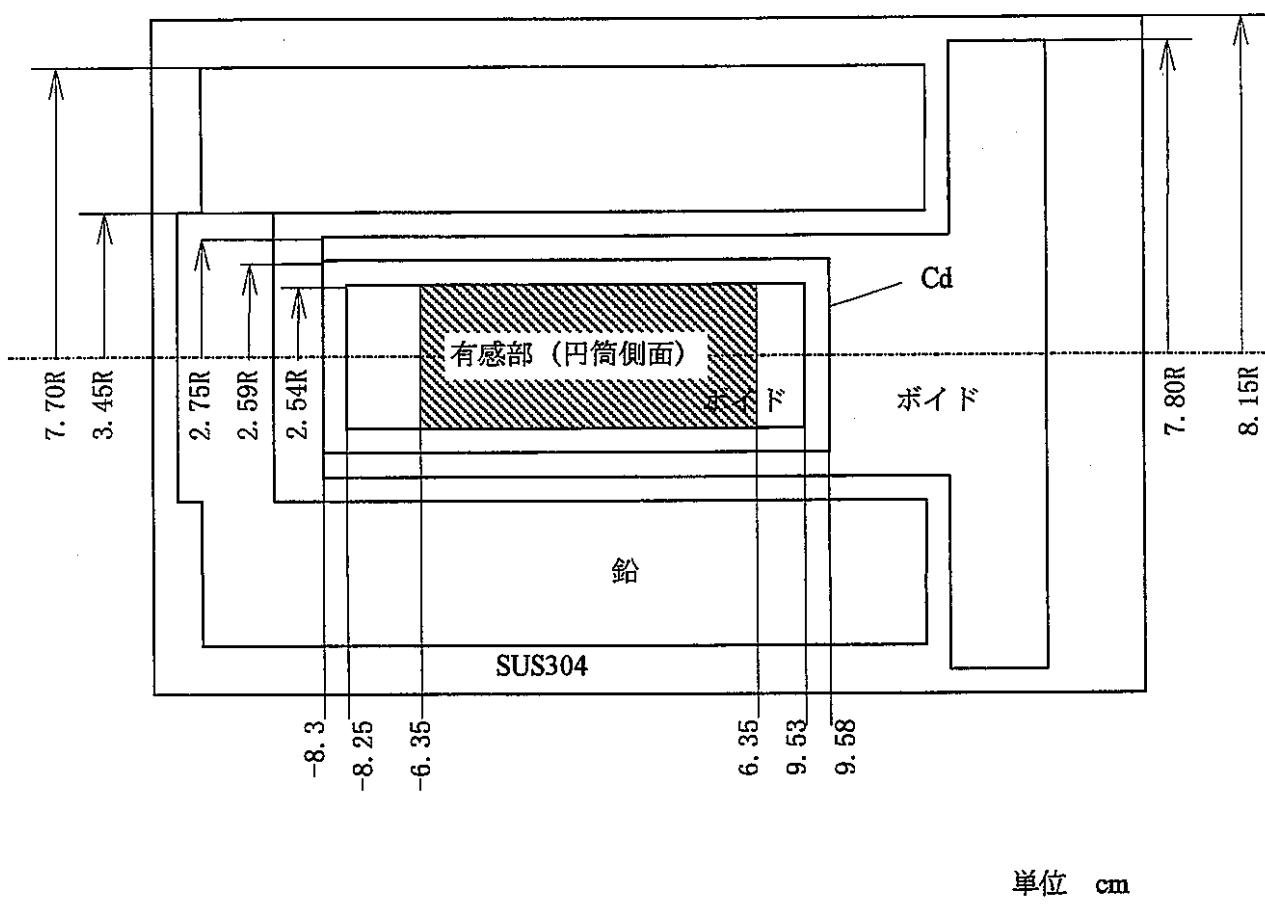
第2.2図 燃料集合体と缶詰缶のモデル（水平断面図）



第2.3図 中性子検出器応答計算モデル（水平断面図）



第2.4図 中性子検出器応答計算モデル（垂直断面図）



第2.5図 中性子検出器の計算モデル

3. 増倍を考慮しない検出器応答マトリクスの計算結果

3. 1 増倍を考慮した場合とのマトリクスの比較

中性子増倍を無視してMCNPで計算した応答マトリクスの計算を行った。得られた応答マトリクスを中性子増倍の有る場合と比較して、第3. 1表に示す。

3. 2 検出器応答の比較

燃料中心高さのノード（第2. 1図のノード10）に一様な線源が有る場合の増倍の考慮の有無で検出器の計数率分布を計算し、その結果を比較した。得られた計数率分布を第3. 2表および第3. 1図に示す。増倍が無い場合は、計数率分布は平坦となる。

また、検出器が線源と同じ高さに有るとき、中性子増倍により計数率は約4割増加する。線源からもっとも離れた燃料の端部では、増倍により計数率は約2倍となる。

このときの実効増倍率kは、

$$k \pm 1\sigma = 0.3011 \pm 0.0034$$

であり、中性子増倍： $1/(1-k) = 1.43$ となる。すなわち、線源と検出器の位置が近い場合は、実効増倍率から求められる燃料全体での中性子増倍と同程度、離れている場合はそれよりも大きく、燃料中の核分裂により計数率が増加する。

第3. 1表 増倍を無視した場合のPFD327の検出器応答マトリクス

応答マトリクス [counts/sec/source neutron]

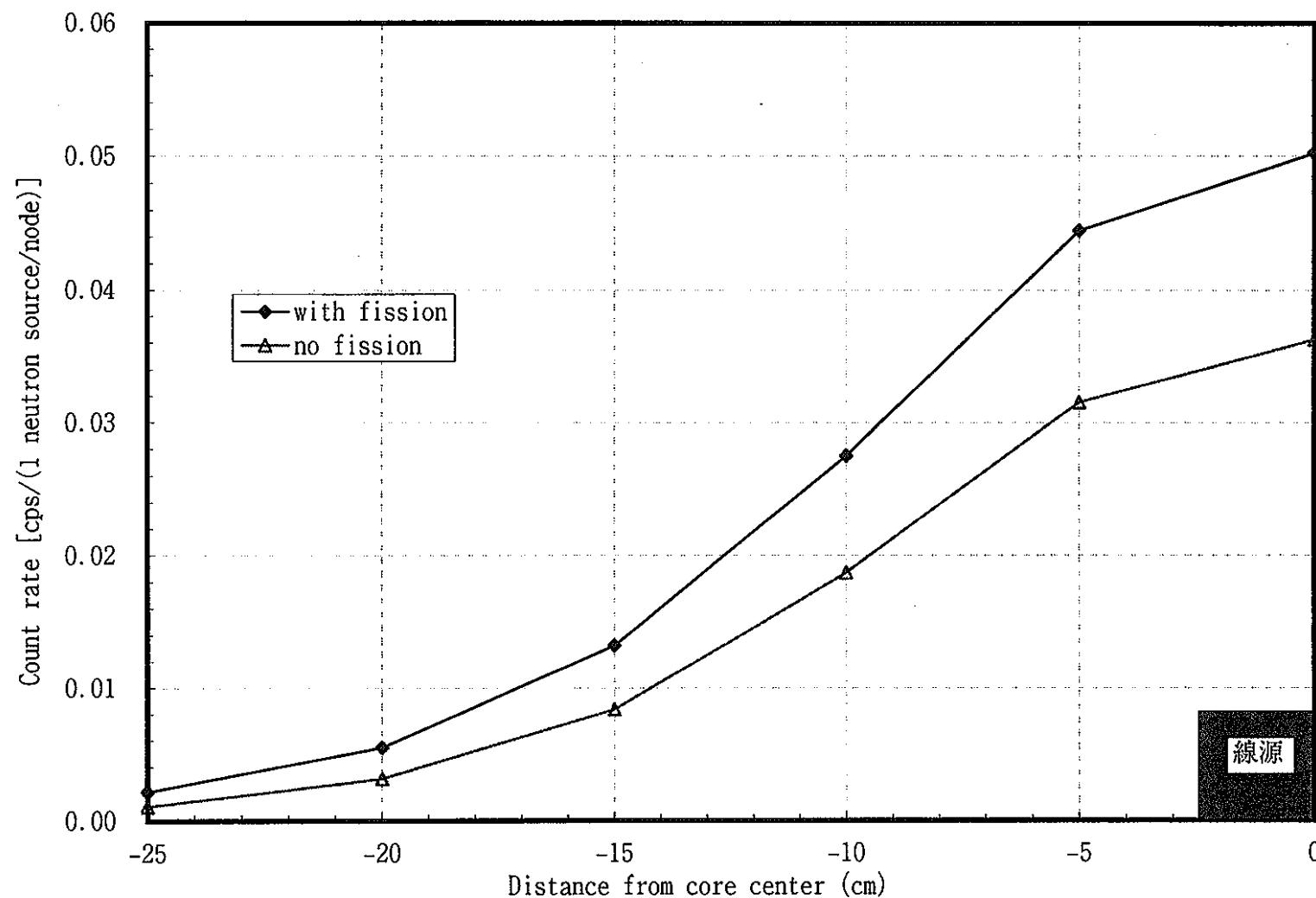
検出器位置 [ノード]	線源位置 [ノード]													
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	
4	6.694E-05	5.442E-05	3.226E-05	1.438E-05	5.408E-06	1.845E-06								
5	5.819E-05	6.261E-05	5.436E-05	3.211E-05	1.442E-05	5.414E-06	1.840E-06							
6	3.453E-05	5.442E-05	6.254E-05	5.411E-05	3.220E-05	1.444E-05	5.398E-06	1.833E-06						
7	1.547E-05	3.229E-05	5.436E-05	6.226E-05	5.427E-05	3.224E-05	1.440E-05	5.379E-06	1.837E-06					
8	5.799E-06	1.446E-05	3.226E-05	5.411E-05	6.243E-05	5.433E-05	3.214E-05	1.434E-05	5.389E-06	1.835E-06				
9	1.977E-06	5.424E-06	1.445E-05	3.211E-05	5.427E-05	6.250E-05	5.416E-05	3.203E-05	1.437E-05	5.386E-06	1.838E-06			
10		1.848E-06	5.418E-06	1.438E-05	3.220E-05	5.433E-05	6.231E-05	5.397E-05	3.209E-05	1.436E-05	5.392E-06	1.843E-06		
11			1.846E-06	5.393E-06	1.442E-05	3.224E-05	5.416E-05	6.208E-05	5.407E-05	3.207E-05	1.438E-05	5.407E-06	1.882E-06	
12				1.838E-06	5.408E-06	1.444E-05	3.214E-05	5.397E-05	6.221E-05	5.404E-05	3.211E-05	1.442E-05	5.522E-06	
13					1.843E-06	5.414E-06	1.440E-05	3.203E-05	5.407E-05	6.217E-05	5.410E-05	3.220E-05	1.473E-05	
14						1.845E-06	5.398E-06	1.434E-05	3.209E-05	5.404E-05	6.224E-05	5.425E-05	3.288E-05	
15							1.840E-06	5.379E-06	1.437E-05	3.207E-05	5.410E-05	6.241E-05	5.541E-05	
16								1.833E-06	5.389E-06	1.436E-05	3.211E-05	5.425E-05	6.374E-05	

増倍を考慮した場合との比

検出器位置 [ノード]	線源位置 [ノード]													
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	
4	0.888	0.743	0.683	0.635	0.571	0.499								
5	0.872	0.756	0.711	0.682	0.631	0.576	0.499							
6	0.837	0.743	0.725	0.711	0.678	0.637	0.576	0.496						
7	0.779	0.713	0.711	0.724	0.706	0.684	0.637	0.572	0.493					
8	0.705	0.664	0.683	0.711	0.719	0.713	0.684	0.632	0.569	0.493				
9	0.611	0.601	0.636	0.682	0.706	0.726	0.713	0.679	0.629	0.569	0.502			
10		0.520	0.575	0.635	0.678	0.713	0.726	0.708	0.675	0.629	0.579	0.519		
11			0.499	0.575	0.631	0.684	0.713	0.721	0.704	0.675	0.640	0.599	0.582	
12				0.498	0.571	0.637	0.684	0.708	0.717	0.704	0.687	0.661	0.671	
13					0.495	0.576	0.637	0.679	0.704	0.717	0.716	0.710	0.741	
14						0.499	0.576	0.632	0.675	0.704	0.729	0.740	0.796	
15							0.499	0.572	0.629	0.675	0.716	0.754	0.830	
16								0.496	0.569	0.629	0.687	0.740	0.845	

第3. 2表 1ノードに線源がある場合の核分裂の考慮の有無による検出器応答の相違

Distance from source [cm]	Detector Response (cps/source neutron)				Ratio
	with fission		no fission		
0	5.02E-02	$\pm 4.62\text{E-}04$	3.63E-02	$\pm 4.06\text{E-}04$	1.384
-5	4.44E-02	$\pm 4.44\text{E-}04$	3.15E-02	$\pm 3.78\text{E-}04$	1.410
-10	2.75E-02	$\pm 3.35\text{E-}04$	1.87E-02	$\pm 2.84\text{E-}04$	1.469
-15	1.32E-02	$\pm 2.42\text{E-}04$	8.38E-03	$\pm 2.05\text{E-}04$	1.578
-20	5.48E-03	$\pm 1.52\text{E-}04$	3.14E-03	$\pm 1.27\text{E-}04$	1.743
-25	2.15E-03	$\pm 9.95\text{E-}05$	1.07E-03	$\pm 8.02\text{E-}05$	2.012



第3. 1図 核分裂中性子が有る場合と無い場合の燃料部中央高さに置かれた中性子源からの計数率分布の比較
(自発核分裂中性子源、高感度検出器)

4. まとめ

連続エネルギーモンテカルロ法中性子・ γ 線輸送計算コードMCNP-4Aを用いて、「常陽」の使用済燃料貯蔵プールに設置された燃焼度測定装置の中性子検出器の応答計算を行った。ここでは、中性子増倍を考慮しない場合の使用済燃料から放出される中性子に対する中性子検出器の応答を計算し、中性子増倍を考慮した場合の検出器応答と比較することにより、使用済燃料による中性子増倍の検出器応答への影響を評価した。

この計算の結果、中性子増倍によって検出器の計数が増えるのみならず、軸方向計数率分布が変化を受け、増倍を無視した場合の方がより応答分布は平坦であることが判った

参考文献

- [1] J.F.Briesmeister Ed., "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4A," LA-12625-M, (1993)
- [2] A.G.Croff, "A Users Manual for the ORIGEN2 Computer Code," ORNL/TM-7175,(1980)
- [3] 小迫和明、他、「JENDL3.2に基づいたMCNP用連続エネルギー断面積ライブラリ」
JAERI-DATA-CODE-94-20,(1994)