

格子計算による チェルノブイリ炉の反応度係数の解析

(1987年1月30日受理)

原研 土橋敬一郎

秋濃 藤義

チェルノブイリ炉の事故解析に必要な基本的な核特性を把握することを目的として、SRACコードシステムを使用して、格子計算を行った。

本来 原子炉の核特性を精度良く予測するためには、炉心内の燃焼度の異なる燃料集合体、冷却材の流路に沿ったボイド率の変化、制御棒の配置、温度分布等を考慮した炉心計算を行う必要がある。しかしこれを行うにはあまりにも入手可能な情報に乏しいのが現状である。

そこで限られた情報の中でも、燃料集合体や制御チャンネルの構造、燃料の平均燃焼度が10.3MWD/tであること等を利用して格子計算を行うことによって可能な範囲で炉の平均的特性の導出を試みた。炉心が十分大きいこと、及び事故直前には殆どの制御棒が引き抜かれていたことにより、格子計算のみで、炉の特性をある程度まで推定できるのではないかと考える。

1. 格子計算モデル

燃料チャンネル格子

格子の形状については SRAC に内蔵した幾何形状のひとつである 円環状配列クラスター格子を利用して、Fig.1 に示すような格子の中央に位置する圧力管の内部に燃料ピンが円環状に内側に 6本、外側に 12本並んであり、これが 25 cm X 25 cm の正方位列になっている代わりに円柱化近似(等価半径 14.10 cm)を行ったものを対象とした。平坦化による誤差を少なくするため、冷却材及び減速材を夫々 5領域に分割した。高速中性子 36群 熱中性子 43群 ($E_{cut} = 1.64\text{eV}$) 空間 17領域の固定中性子源問題を解いて得た中性子束分布を用いて格子の均質化した断面積を求め、外部境界条件としては、(1) 先ず、単純にこの燃料チャンネルが無限に並んでいる場合に相当する等方反射条件と(2) 16チャンネル毎に 2チャンネル設けられている制御チャンネルの制御棒が抜かれていて、ほぼ黒鉛のみとみなせる場合に相当する等価半径を 15.08cm に増加させて等方反射条件を採用する場合とが考えられる。(2) の場合も均質化する範囲を(1)の場合と同じ半径 14.10 cm に限れば、(1)と(2)の結果の差は小さい。

1.6 チャンネル格子

16チャンネル毎に 2チャンネル設けられた制御チャンネルの状態の影響を見るために 16

チャンネル全体を対象とする格子計算を行うことを考える。

制御チャンネルについては、Fig. 2 に示すように 25 cm X 25 cm 正方形に相当する等価半径 14.10 cm の外側に前述の燃料チャンネルの格子計算の結果得られた均質化された断面積を同心円状に 7 チャンネル分配置した 1 次元円柱格子を想定して格子計算を行い、得られた中性子束分布を用いて、同様に半径 14.10 cm より内部の平均断面積を計算し、これを制御チャンネルの均質化断面積とする。吸収体が挿入された場合と引き抜かれた場合によって 2 種類の断面積が得られる。

次のステップとしては Fig. 3 に示す幾何形状により、73 (36+43) 群 X-Y 2 次元の拡散計算により、実効増倍係数を求める。境界条件としては X-Y 両端面に完全反射条件を採用し、垂直方向バックリングとして約 1600 チャンネル、高さ 7 m の全炉心の大きさに相当するものを入力しているが、炉心が大きいので漏れの効果は少ない。

Table 1 に計算の前提となる諸元及び計算上必要な条件を列記する。物質の温度が 550K 又は 900K に限っているのは SRAC コードの熱中性子散乱則がこの温度の近傍では 500, 550, 600, 900, 1200K と定まった温度点についてのみ用意されているためであり、後述するように温度係数を求める際にも、これら温度点での計算値の変化から勾配を求めている。

2. 燃料チャンネル格子の燃焼計算

燃焼計算に用いる FP チェーンモデルとしては Xe, Sm 以外に 43 核種と 1 pseudo FP を想定する飯島モデル¹⁾を採用した。燃焼による燃料の組成変化をみるために、燃料チャンネルの無限配列を想定して格子燃焼計算を行った。Table 2-1 にその結果を典型的な燃焼ステップにおける重核の組成で示す。反応率比から求めた転換比は、約 0.5 であるが、後述するように燃料の熱中性子スペクトルが硬いので Pu の燃焼が激しく、Pu-239 の蓄積が多くないことに注意したい。この燃焼計算の妥当性をみるために取り出し燃焼度 20 GWD/t における組成を他機関の算出値とともに Table 2-2 に示す。SRAC による値は PNC が WIMS-ATR を用いて計算した値²⁾ 及びソ連が IAEA で発表した値³⁾ と比べて、互いに良い一致を示していることが判る。

3. 格子モデルと幾何形状の検討

計算の当初、冷却材ボイド係数の計算値がソ連が発表しているように、定格運転時 $2.0 \times 10^{-4}/\%$ void, 事故時には 50% 増すという値をはるかに下回る結果を得た。そこで、衝突確率法による計算における空間分割、エネルギー群構造の検討、断面積ライブラリーの交換等いろいろ努力を払ったが、依然改良がみられず、これを究明するため、常温ながら同じ幾何形状で連続モンテカルロコード VIM を用いて計算結果の比較を行った。Table 3 に燃料チャン

ネルの K_{∞} の値を比較したが Case 1 の行で見受けられるように SRAC で得たボイド係数 1.08 に比べて、夫々 8 万ヒストリーで計算した VIM の結果 1.85 とは統計誤差を考慮しても有為の差がある。そこで、計算の内訳を個々の核種の反応率で双方比較した結果、SRAC の結果は VIM のそれと比べると、0% ボイドのとき U-235 の吸収を格子の全吸収の 2/1000 多めに、90% ボイドのとき 2/1000 少なめに見積っている結果、ボイド係数に上記の差が生ずる事が判明した。これは、衝突確率法につきまとう領域毎に平坦中性子束を近似しているためと思われる。

ところが PNC の若林氏の指摘⁴⁾によって、Case 2 に示すように燃料棒位置を内側へ約 3 mm ずらせた配置にし、生じた水ギャップに 1 領域をあてはめたところ、 K_{∞} のボイド係数に顕著な増加がみられた。VIM による結果においても 0% ボイドについて K_{∞} の減少がみられ、ボイド係数に増加がみられたが、SRAC と VIM の差は縮まった。以下に述べる解析では全て Case 2 に相当する燃料棒配置で計算する。以上、VIM コードの制限により常温で計算したが、各物質が Table 1 に示した温度をもつときに同様の計算を Table 4 に示す。Fuel ch. と示した行に燃料チャンネル格子の K_{∞} を示す。燃料棒位置の修正によりボイド係数は $1.02 \times 10^{-4}/\%$ void から $1.66 \times 10^{-4}/\%$ void へ大きく増加する。制御棒を挿入しない 16 チャンネル格子の k_{eff} は $2.43 \times 10^{-4}/\%$ void に達し、ソ連の発表値を説明できる値を得た。1.66 から 2.43 へ増加する理由は格子当たりの減速材の増加により、高速中性子束に対する熱中性子束の割合が増加し、熱中性子領域での傾向が強められるためと考えられる。

4. 反応率に対する冷却材ボイド効果

ボイド率が変化した時に、格子内での反応率にどんな変化が起こるのかを検討する。Table 5 には 10 GWD/t のときの燃料組成で、0% ボイドと 100% ボイドの場合に物質別の吸収の割合を比較する。夫々 1000.0 の吸収の内 0% ボイドのとき 45.7 の冷却材の吸収は 100% ボイドの場合は殆ど燃料中の吸収に置き換わることが判る。Fig. 4 に上記二つの場合の燃料中の中性子スペクトルを示す。100% ボイドの場合は減速能の低下のため共鳴領域でより高い中性子束を示し、熱中性子領域でははるかに硬いスペクトルを示す。0.3 eV 付近の Pu-239 の吸収による歪みもより顕著である。Table 6 は、Table 5 と同じ規格化のもとで燃料中の核種別に反応率のボイド変化を比べたものである。U-235 は全吸収中の約 30% の吸収を示すが、Pu-239 は原子数密度で Table 2-1 に示したように U-235 の 1/4 以下であるにもかかわらず U-235 に近い寄与を示すことに注目したい。U-238 は、共鳴エネルギー領域、熱中性子領域合せてやはり上記核種と同程度の寄与を示す。ボイド率増加による変化を同表の第 3 列に示すが、変化の大きいのは、U-235 の吸収の減少、U-238 の捕獲の増加、Pu-239 の吸収の増加が挙げられる。エネルギー領域で分けてみると、U-238 の捕獲の増加は共鳴吸収で著しく、 $1/v$ 特性をもつ熱中性子捕獲は逆に 10% 減少している。U-235 の吸収の減少はやはり熱中性

子領域で断面積のエネルギー依存性が $1/v$ に近いことにより、スペクトルが硬化すれば減少し、逆に Pu-239 の場合は 0.3eV の共鳴近傍の吸収が大きく増加することを示す。

反応別にみると、全捕獲が 41/1000 増加しているのに反し全核分裂は 3/1000 だけしか増加しない。これは熱中性子領域の中での高エネルギー側の方が、 $\alpha (= \sigma_c/\sigma_f)$ が大きいこと及び α 値の大きい Pu-239 の寄与が増加することによる。わずかな全核分裂増加にもかかわらず K_{∞} が 2% も増加するのは Pu-239 の ν 値が U-235 の ν 値よりも大きいことによる。

絶対値が小さいけれど見落としてならないのは Xe-135 の捕獲のボイド率による変化であり、共鳴エネルギーが 0.084eV と熱中性子スペクトルのピークより低いので、ボイドの増加による捕獲の減少は $1/v$ より激しい。Xe-135 の個数密度は Table 6 では定格運転時のものを採用しているが、事故時直前には低出力運転を行っていたので、定格時より蓄積されており事故時の冷却材ボイド係数は助長されることに注目したい。

5. 諸反応度係数

以上の考察に基づいて、種々の燃焼度における反応度係数や動特性パラメータの計算結果を示す。

Table 7-1 には制御棒が引き抜かれた状態の 16 チャンネル格子を対象とした K_{eff} の計算値を典型的な燃焼度、ボイド率について示す。この値を用いて計算した冷却材ボイド係数を Table 7-2 に示す。燃焼度の増加によってボイド係数が大きくなる傾向は U-235 が減少し Pu-239 が増加することから理解できる。燃焼が進んでいない 0.1 GWD/t の組成でも正のボイド係数を示すのは、冷却材の軽水による熱中性子捕獲の減少によるものである。

Table 7-1, 7-2 に対応して、Table 8-1, 8-2 に 16 チャンネル中に制御棒が 1 本又は 2 本挿入されている場合のボイド係数を示す。制御棒の挿入により、増倍係数の減少は当然として、ボイド係数が負に転じたり、正であっても絶対値が減少するのは、ボイドの増加により、等価な拡散係数が増大し、制御棒に吸収される中性子が増大するためである。Fig. 5 に Table 7-2, 8-2 のうちから代表的なものを図示する。

以上から、制御棒が引き抜かれた状態ではボイド係数が正で大きくなり、不安定性が増加する傾向が理解できる。

Table 9 に制御棒を引き抜いた 16 チャンネル格子の実効遅発中性子分率 β_{eff} の計算値を示す。燃焼が進むにつれて β_{eff} が減少するのは β 値の小さい Pu-239 の寄与が大きくなるためである。冷却材ボイド率による変化は小さい。

Table 10 に同じ場合の中性子生成時間を示す。燃焼が進むに従って増大するのは、熱中性子核分裂断面積が減少するためであり、中性子寿命 ($l = \Lambda \times K_{eff}$) で表すと、熱中性子吸収断面積の燃焼度による変化が燃焼初期の増加を除くと小さいので比較的一定である。

黒鉛の温度は、燃料中の熱中性子スペクトルと密接に関連するので、その温度係数は Table

11 に示すように Pu-239 の含有量の変化につれて大きく動く。また Table7-2 の最後の行に一例を示すようにボイド係数のボイド率依存性に影響を与える。事故時の減速材温度推定が核特性には重要であろう。

冷却材温度は事故には直接関連しないと思われるが、温度の上昇により、スペクトルの硬化を生じ、Pu-239 の反応の増大と、軽水自身の密度減少と相乗して軽水の中性子吸収が減少するので Table 12 に示すように正の温度係数を与える。

燃料温度係数は Table 13 に示すように、U-238 の捕獲率が変化するにもかかわらず、ボイド率によっては変化しないが、燃料温度の上昇につれて絶対値が減少する傾向を示す。

6. 相互比較

代表的な反応度係数及び動特性パラメータについて、入手できた PNC と PNL の計算値及びソ連の報告した値を Table 14 に列挙した。計算はいずれも、衝突確率法に基づくものである。

冷却材ボイド係数については、ボイド率依存性には差があるものの平均値をみるかぎり、同程度の値を示している。

燃料温度係数については、PNC が少し絶対値が大きい傾向を示すものの互いに良い一致を示している。

減速材温度係数については、PNC の値がソ連の報告と一致し、JAERI と PNL は少し低い値を示している。遅発中性子分率は JAERI と PNC が実効的な値、PNL とソ連は絶対値を示しているためと思われる相違が見受けられる。中性子寿命については JAERI と PNC が良い一致を示している。

7. まとめ

以上の解析により、低出力運転時には出力係数が正に転ずるといわれるチェルノブィリ炉の核特性について、ボイド率、燃焼度依存性、制御棒のボイド係数への影響等、その挙動及び物理的背景を明らかにした。

なお、この解析は格子計算によるものであるので、実際の複雑な燃料や制御棒の配置を考慮していないけれど、ここで得た取り出し燃料組成、冷却材ボイド係数、燃料温度係数、遅発中性子分率等、及びそれらの燃焼度依存の核特性はソ連が報告した値と大きな相違はなく、引続いて行われる事故解析に使用されるには適当な値を提供するものと思われる。

参考文献

- 1) S. Iijima et al., J. Nucl. Sci. Technol., 19, 99 (1982)
- 2) T. Wakabayashi & N. Fukumura, "Analysis of Nuclear Characteristics of Chernobyl Reactor by WIMS-ATR Code", NEACRP-796, September 1986, Chalk River.
若林利男 他 チェルノブイリ原子力発電炉事故解析 核熱特性および事故再現性
解析 原子力誌 Vol.28, No.12(1986).
- 3) "The accident of the Chernobyl Nuclear Power Plant and its Consequences", Information Compiled for the IAEA Experts Meeting, 25-29 August 1986, Vienna.
- 4) T. Wakabayashi, private communication January, 1987.
- 5) U.S. Department Of Energy, DOE/NE 0076 September 1986.

Table 1
Specifications and assumptions

Reactor power	3,200 MWt
Lattice pitch	25 × 25 cm
Fuel pin rod	
No. of pin rods	18 rods in a fuel channel 6 rods at 1.575 cm, 12 rods at 3.00 cm from the channel center (Position assumed)
UO ₂ pellet	10.5 g/cm ³ 11.5 mm O.D. 2.0 % enriched 900 K
Cladding	Zr-Nb 13.5 mm O.D. 1.0 mm thick 550 K
Pressure tube	Zr-Nb 88 mm O.D. 80 mm I.D. 550 K
Central tie rod	Zr-Nb 15 mm O.D.
Coolant	H ₂ O 550 K 40 % void
Moderator	Graphite 1.7 g/cm ³ 900 K
Control rod	
Inner tube	Al 46 mm I.D. 2.0 mm thick
Absorber	B ₁ C 1.7 g/cm ³
Outer tube	Al 66 mm I.D. 2.0 mm thick
Temperature	550 K

Table 2-1
Composition of fuel (kg/tHM)*:

Burnup	0.1GWD/t	4GWD/t	8GWD/t	10GWD/t	14GWD/t	20GWD/t
Isotope						
U-235	19.9	15.6	12.1	10.5	7.77	4.61
U-236		0.77	1.39	1.65	2.10	2.57
Pu239	0.05	1.49	2.17	2.35	2.55	2.61
Pu240		0.24	0.66	0.87	1.34	1.94
Pu241		0.04	0.18	0.27	0.43	0.64

Note * calculated on assuming an infinite array of the fuel ch. cell.

Table 2-2
Comparison of isotope composition of
discharged fuel (kg /tHM) burnt to 20 GWD/t

Isotope	Present work	PNC (Ref.1)	Soviet (Ref.2)
U-235	4.6	4.8	4.5
U-236	2.5	2.5	2.4
Pu239	2.6	2.4	2.6
Pu240	1.9	1.8	1.8
Pu241	0.6	0.6	0.5

Table 3
Comparison of coolant void effect[†] on K_{∞}
of fuel ch. between SRAC and VIM at room temperature

		0 % void	90 % void	$\times 10^{-4}/\% \text{void}$
Case 1	SRAC	1.1154	1.1277	1.08
	VIM	1.112 \pm .003	1.133 \pm .003	1.85 \pm .40
Case 2	SRAC	1.1029	1.1301	2.40
	VIM	1.102 \pm .003	1.134 \pm .003	2.84 \pm .40

Case 1 Radial position(inner 6 rods) = 1.65 cm

Radial position(outer 12 rods) = 3.32 cm

Case 2 Radial position(inner 6 rods) = 1.58 cm

Radial position(outer 12 rods) = 3.00 cm

Note * calculated by the fuel composition at 10 GWD/t only with U-235, U-236, U-238, Pu 239, Pu 240, Xe-135 and Sm 149 and those of tie rod, cladding and pressure tube with Zr-2, for simplicity, and the density of water at 550K.

Table 4
Effect of pin rod radial position in Pressure Tube on coolant
void reactivity coefficient[†] at the more realistic temperature

		K_{∞} at 0 % void	K_{∞} at 90 % void	Void coeff. $\times 10^{-4}/\% \text{void}$
Case 1	Fuel ch.	1.0943	1.1054	1.02
	16 ch.***	1.0804	1.0982	1.67
Case 2	Fuel ch.	1.0931	1.1113	1.66
	16 ch.***	1.0764	1.1024	2.43

Case 1 Radial position(inner 6 rods) = 1.65 cm

Radial position(outer 12 rods) = 3.32 cm

Case 2 Radial position(inner 6 rods) = 1.58 cm

Radial position(outer 12 rods) = 3.00 cm

Note * calculated at 10 GWD/t with water density at 550 K.

** K for Fuel ch. denote K_{∞} and for 16 ch. cell K_{eff} .

*** calculated for 16 ch. with control rod withdrawn.

Table 5
Effect of coolant void fraction change on reaction
rate[†] by material in the fuel ch. at 10 GWD/t

Reaction	Void fraction Material	0%	100%	diff.
Absp	Fuel	893.8	938.1	44.3
Absp	Tie, Clad, P.T.	32.5	32.5	0.0
Absp	Coolant	45.7	2.1	-43.6
Absp	Moderator	28.0	27.3	-0.7
Absp	Total	1000.0	1000.0	0.0

Note * normalized as the total absorption in the fuel ch. cell be 1000.0.

Table 6
Effect of coolant void fraction change
on reaction rate by nuclide in fuel

Reaction	Void fraction Nuclide	0%	100%	diff.
Absp	U-235	298.9	277.4	-21.5
Absp	U-238	257.7	282.2	24.5
Absp	Pu239	211.4	250.4	39.0
Absp	Pu240	33.5	37.7	4.2
Absp	Pu241	22.2	23.2	1.0
Absp	Xe135	23.4	19.3	-4.1
Absp	Others	46.7	47.9	1.0
Capt	U-235	50.6	49.9	-0.7
Capt	U-238(R)	129.2	161.5	32.3
Capt	U-238(T)	111.0	100.7	-10.3
Capt	Pu239	75.5	93.4	17.9
Capt	Total	475.0	516.0	41.0
Fiss	U-235	248.4	227.5	-20.9
Fiss	U-238	17.5	20.1	2.6
Fiss	Pu239	136.0	157.1	21.1
Fiss	Total	418.8	422.1	3.3
Kinf		1.093	1.113	0.020

Note * normalized as the total absorption in the fuel ch. cell be 1000.0.

Table 7-1
Void effect on K_{eff} for 16 ch. cell with CR withdrawn

Burnup Void	0.1 GWD/t	4 GWD/t	8 GWD/t	10 GWD/t	14 GWD/t
0%	1.23294	1.17451	1.10977	1.07735	1.01256
20%	1.23826	1.17942	1.11469	1.08262	1.01841
40%	1.24260	1.18359	1.11931	1.08769	1.02412
60%	1.24667	1.18766	1.12406	1.09262	1.03030
80%	1.25025	1.19157	1.12887	1.09818	1.03740
100%	1.25409	1.19620	1.13500	1.10527	1.04646

Table 7-2
Void reactivity coefficients ($\times 10^{-4}/\%$ void)
for 16 ch. cell with CR withdrawn

Burnup	0%	20%	40%	60%	80%	100%	average
0.1 GWD/t	1.69	1.45	1.32	1.16	1.20		1.37
4 GWD/t	1.75	1.55	1.47	1.33	1.64		1.51
8 GWD/t	1.95	1.85	1.89	1.87	2.41		2.00
10 GWD/t	2.26	2.15	2.07	2.31	2.92		2.35
14 GWD/t	2.83	2.73	2.93	3.32	4.17		3.21
10 GWD/t *	2.31	2.22	2.17	2.26	2.56		2.31

Note * case for moderator (graphite) temperature 600K

Table 8-1
Void effect on K_{eff} for 16 ch. cell with CR inserted

Burnup	0.1 GWD/t	4 GWD/t	8 GWD/t	10 GWD/t
No. CR	2	2	1	1
Void				
0%	1.04430	0.99684	1.02682	0.99625
20%	1.04219	0.99493	1.02848	0.99841
40%	1.03864	0.99194	1.02966	1.00028
60%	1.03369	0.98801	1.03032	1.00114
80%	1.02675	0.98259	1.03072	1.00220
100%	1.01829	0.97646	1.03156	1.00407

Table 8-2
Void reactivity coefficients for 16 ch. cell with CR inserted

Burnup	Void	0%	20%	40%	60%	80%	100%	average
No. CR								
0.1 GWD/t	2	-0.97	-1.64	-2.31	-3.27	-4.05		-2.45
4 GWD/t	2	-0.98	-1.51	-2.00	-2.79	-3.20		-2.10
8 GWD/t	1	0.78	0.56	0.31	0.19	0.40		0.46
10 GWD/t	1	1.09	0.94	0.43	0.53	0.93		0.72

Table 9
Kinetic parameters β_{eff} (%)*

Burnup	0.1 GWD/t	4 GWD/t	8 GWD/t	10 GWD/t	14 GWD/t
Void					
0%	.706	.612	.559	.540	.506
20%	.706	.610	.558	.538	.504
40%	.706	.608	.554	.535	.502
60%	.705	.605	.552	.532	.499
80%	.705	.602	.547	.527	.494
100%	.705	.596	.541	.521	.488

Note * calculated for 16 ch. cell with control rod withdrawn

Table 10
Kinetic parameters Λ (ms)*

Burnup	0.1 GWD/t	4 GWD/t	8 GWD/t	10 GWD/t	14 GWD/t
Void					
0%	.551	.529	.564	.586	.635
20%	.541	.530	.563	.588	.637
40%	.533	.534	.568	.588	.638
60%	.527	.537	.569	.590	.638
80%	.521	.540	.570	.591	.637
100%	.517	.544	.571	.590	.635

Note * calculated for 16 ch. cell with control rod withdrawn

Table 11
Moderator temperature reactivity coefficient* ($\times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$)
for 16 ch. cell at 40% coolant void fraction

Temp	600K	900K	1200K
Burnup			
.1 GWD/t	1.82	1.47	
10 GWD/t	4.92	3.17	

Note * calculated for 16 ch. cell with control rod withdrawn

Table 12
Coolant temperature reactivity coefficient* ($\times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$)
at 10 GWD/t and 40 % coolant void fraction.

Temp	500K	550K	600K
Coeff.	4.91	4.15	

Note * calculated for 16 ch. cell with control rod withdrawn
considering the water density change

Table 13
Fuel temperature reactivity coefficient ($\times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$)
for 16 ch. with CR withdrawn at 10 GWD/t

Temp	900K	1200K	1600K	2000K	2500K
Void					
0%	-1.10	-.898	-.829	-.747	
20%	-1.15	-.931	-.835	-.760	
40%	-1.12	-.933	-.851	-.766	
60%	-1.11	-.945	-.863	-.764	
80%	-1.09	-.938	-.827	-.754	
100%	-1.09	-.892	-.806	-.746	

Table 14
Comparison of feedback coefficients
at 10.3 GWD/t among several institutions

Institution Code Item	JAERI SRAC	PNC WIMS-ATR	PNL*** WIMS	Soviet (Ref.2)	
Coolant void†	2.2-2.9	2.0-3.0	1.5-4.0	2.0(3.0**)	/%void
Fuel Temp.	-1.1	-1.4--0.9	-1.2	-1.2	$\times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$
Mod. Temp	4.9-3.2	6.0-4.0	3.6	6.0	$\times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$
Delayed N β	0.53(eff)	0.57(eff)	0.48	0.48	%
Life time l	0.64	0.63			ms

Note. * Void coefficient changes by void fraction.

** Value estimated for the accident case.

*** included in US DOE report (Ref.5)

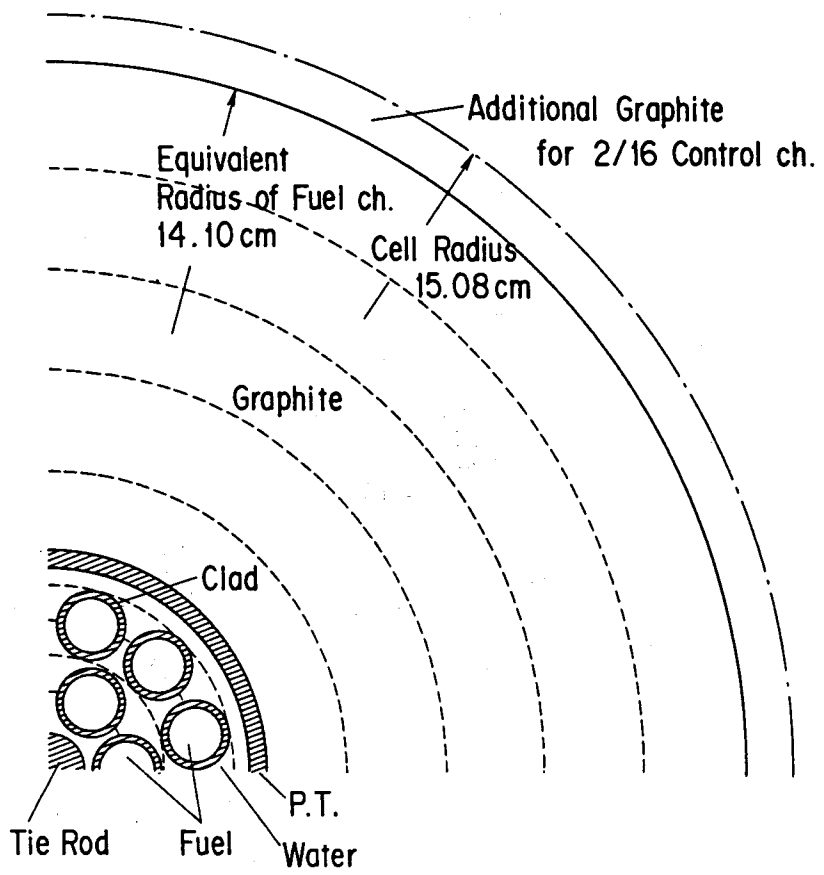


Fig. 1 Cell Model for Fuel Channel

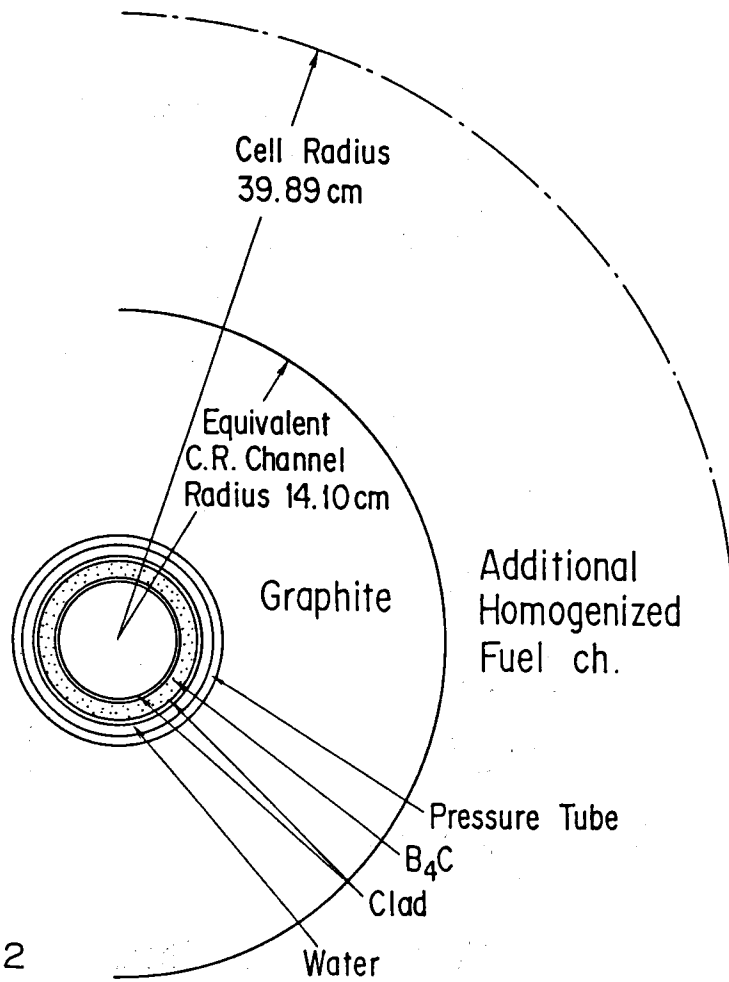
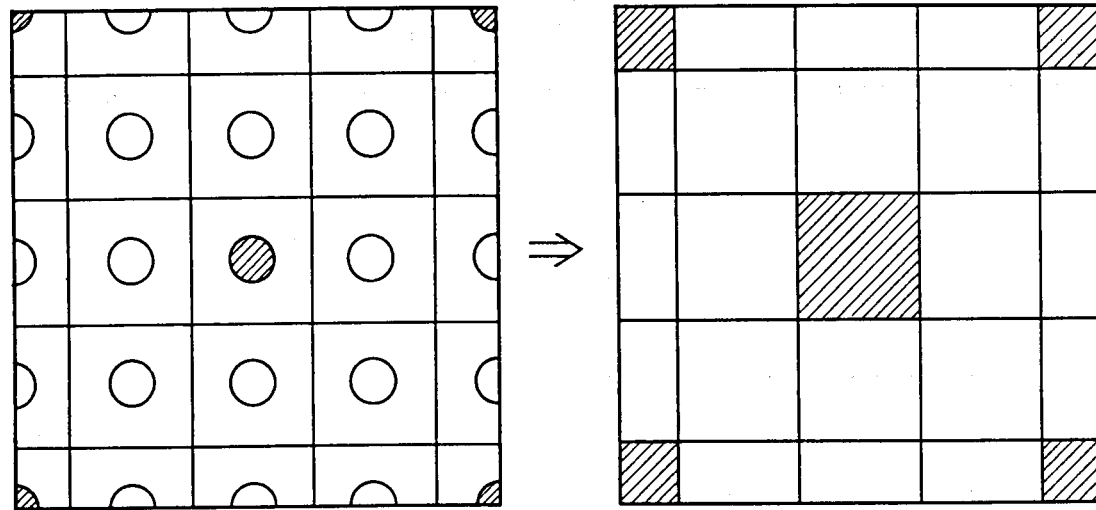


Fig. 2

Cell Model for Control Channel



● Control ch.
○ Fuel ch.

▨ Homogenized Control ch.
□ Homogenized Fuel ch.

Fig. 3 16 ch. Super Cell Model

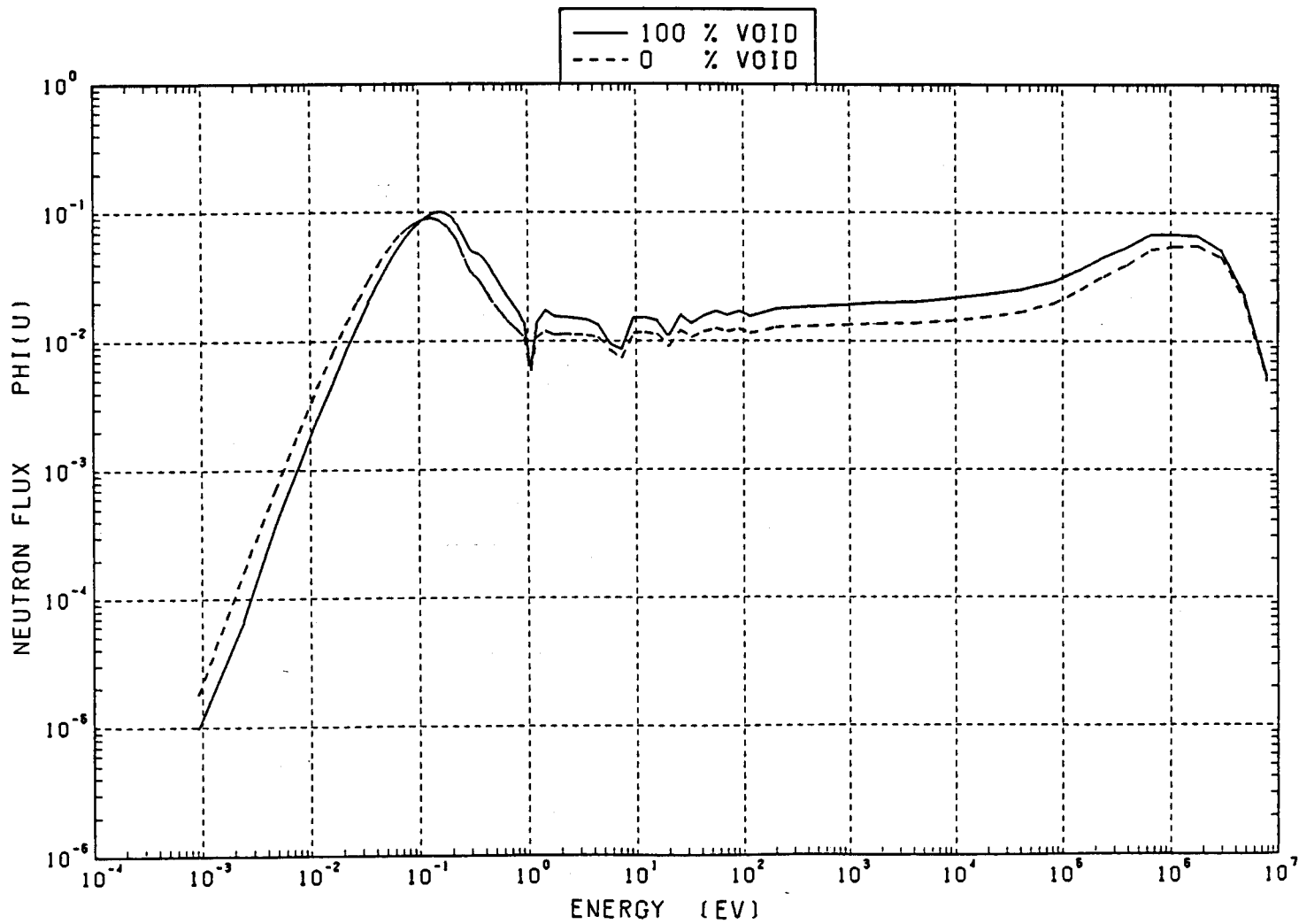


Fig. 4 NEUTRON SPECTRUM IN FUEL

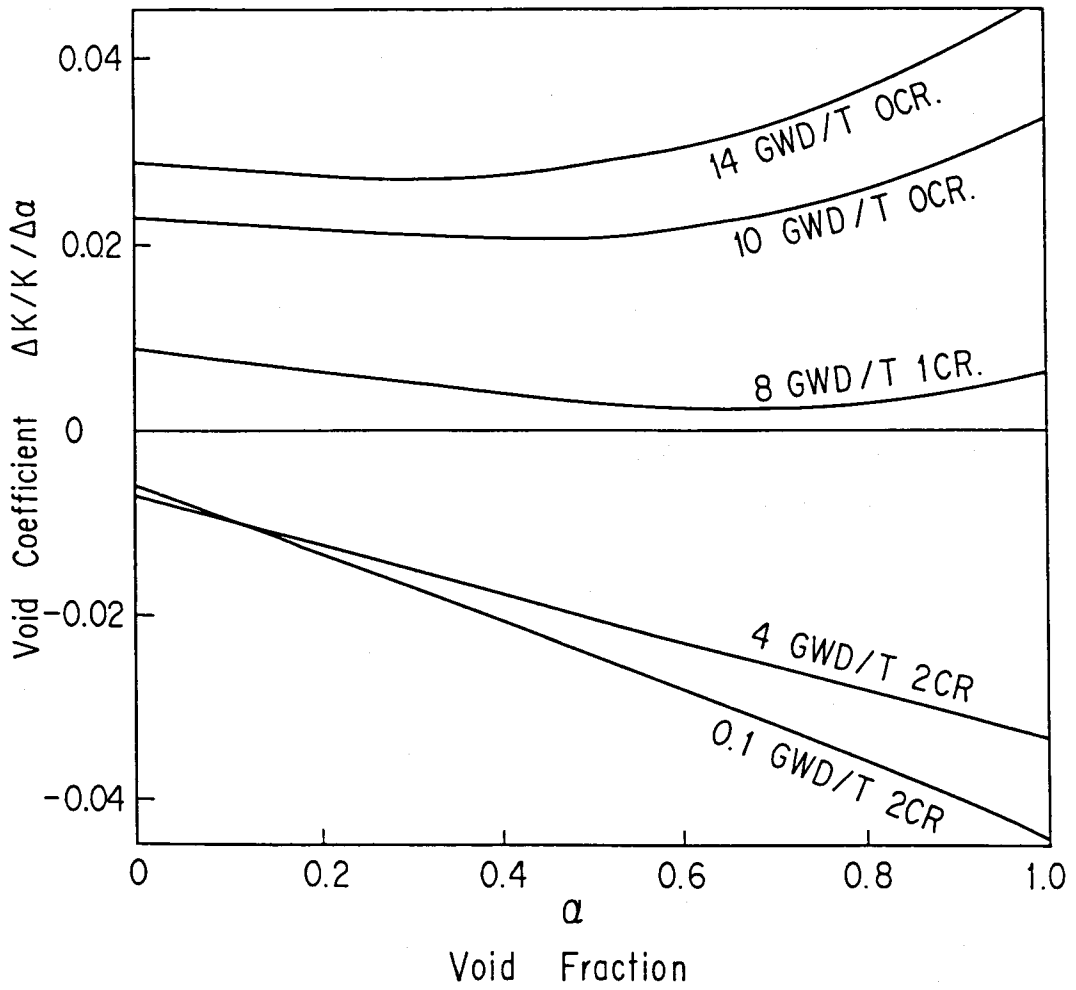


Fig. 5 Coolant void coefficients of 16 ch. cell