

JAERI-M  
7609

ガス冷却高速炉体系における水蒸気侵入  
効果の実験の解析と検討

1978年3月

飯島 進・吉田 弘幸

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

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

ガス冷却高速炉体系における水蒸気侵入効果の実験の解析と検討

日本原子力研究所動力炉開発・安全性研究管理部

飯島 進・吉田 弘幸

(1978年2月15日受理)

ガス冷却高速炉における水蒸気侵入反応度効果は、LMFBRにおけるNaボイド反応度効果と同じく安全性に関する最も重要な炉物理パラメーターの1つである。原型炉級ガス冷却高速炉の水蒸気反応度効果に関する実験を、従来著者らがLMFBR、GCFRの設計研究に用いてきた断面積セットおよび計算手法の信頼性を検討し、またGCFRの基本的核特性に関する情報を得ることを目的として解析した。実験は米国において開発中の300MWe GCFRに関するベンチマーク実験としてANLのZPR-9 Phase I, Phase II 臨界集合体において行われたものである。

実験解析は非等方拡散係数を用いた二次元R-Z拡散計算とJAERI-FAST25群断面積セットを用いて行った。

蒸気侵入効果の反応度の計算値は、実験値が比較的大きな正の値を示したのに対してこれを非常に過少評価した。このことは主に現在の計算は水蒸気が炉心に侵入することによって生ずる中性子スペクトルの軟化の効果を正確に評価できないからであると考えられる。したがってこの計算結果と実験結果の非常に大きな相違を解決するには、種々の核種の断面積の評価や輸送理論を含む計算手法に対する詳細な検討を行う必要がある。

Analysis of Steam Entry Reactivity Worth Experiments in the  
Gas-Cooled Fast Reactor

Susumu IIJIMA and Hiroyuki YOSHIDA

Division of Power Reactor Projects, JAERI

( Received February 15, 1978 )

The steam entry reactivity effect on gas-cooled fast reactor is one of the most important safety-related physics parameters as is the sodium void reactivity effect in LMFBR.

Steam entry reactivity worth experiments in a prototype GCFR were analysed to examine reliability of the fast reactor group constant set and computation codes used in design studies of LMFBR and GCFR. The experiments were made in the ZPR-9, Phase-I and Phase-II assemblies at ANL as one of the benchmark reactor physics experiments for the 300 MWe GCFR demonstration plant in the U.S.

Analysis of the experiments is based on two-dimensional R-Z diffusion approximation with unisotropic diffusion coefficients and JAERI-FAST 25-group cross section set.

Calculated results underestimate the relatively large positive values of measured steam entry reactivity worth. This is because the calculation is not able to consider the neutron spectrum softening due to ingress of steam into the core. In order to solve the large difference between experiment and calculation, therefore detail studies are necessary on cross section of nuclides and the calculation methods including transport theory.

Keywords ; Gas Cooled Fast Reactor, Steam Entry Reactivity Worth,  
Diffusion Calculation, Exact Perturbation, JAERI-Fast

## 目 次

1. 序論 .....	1
2. 実験体系と実験 .....	3
2.1 ZPR-9, Phase I 炉心の実験 .....	3
2.2 ZPR-9, Phase II 炉心の実験 .....	3
3. Phase - I 炉心の実験解析 .....	10
3.1 計算手順 .....	10
3.2 蒸気侵入効果の解析 .....	10
4. Phase - II 炉心の実験解析 .....	15
4.1 蒸気侵入効果の解析 .....	15
4.2 中心物質反応度値の解析 .....	16
5. 水蒸気侵入反応度効果の非均質効果と温度効果の検討 .....	21
5.1 非均質効果の検討 .....	21
5.2 蒸気侵入体系における温度効果の検討 .....	22
6. 結論 .....	26
謝 辞 .....	27
参考文献 .....	28

## CONTENTS

1. Introduction .....	1
2. Description of Assemblies and Experimental Values .....	3
2.1 Experiment in the ZPR-9, Phase I Assembly .....	3
2.2 Experiment in the ZPR-9, Phase II Assembly .....	3
3. Analysis of the Experiment of the ZPR-9, Phase I Assembly .....	10
3.1 Calculation Methods .....	10
3.2 Steam Entry Reactivity Worth .....	10
4. Analysis of the Experiment of the ZPR-9, Phase II Assembly .....	15
4.1 Steam Entry Reactivity Worth .....	15
4.2 Small Sample Central Worth .....	16
5. Evaluation of neutron Streaming Effects and Temperature Effects for the Steam Entry Reactivity Worth .....	21
5.1 Neutron Streaming Effects .....	21
5.2 Temperature Effects .....	22
6. Summary and Conclusions .....	26
Acknowledgments .....	27
References .....	28

## 1. 序 論

ガス冷却高速炉は、増殖性および安全性に於いてすぐれた性能を有し、ナトリウム冷却高速炉と十分に競合できる高速炉概念として、開発が進められている<sup>(1),(2)</sup>。

ガス冷却高速炉は、冷却材がヘリウムであることを除けば、燃料形態を含む炉心構造は LMFBR とほぼ同じであると考えられる。冷却材ヘリウムはその放射化を無視できることで、ガス冷却高速炉には LMFBR のような中間熱交換器がなく、1次冷却材ヘリウムと2次冷却材水蒸気が、熱交換器を通して接触している。この2次冷却材水蒸気の圧力は、1次冷却材ヘリウムの圧力80~120気圧と比較して、高くなるので、熱交換器の破損などによって水蒸気が1次冷却系に流れ込み、炉心に侵入する可能性がある。

このように水蒸気が炉心に侵入することになると、高速炉の炉心に中性子減速能の大きな水素が入ることになるので、本来硬い中性子スペクトルを持つガス冷却高速炉の炉心特性と相まって、核特性に大きな影響を及ぼすことになる。このために生ずる反応度効果を水蒸気侵入反応度効果 (Steam Entry Reactivity Effect) と呼んでいる。

水蒸気侵入による反応度効果は、LMFBR には存在しなかったものであり、ガス冷却高速炉特有の問題である。

従来のガス冷却高速炉の解析では、炉心への水蒸気侵入による反応度効果は大きな正の値を持つ可能性があり<sup>(3)</sup>、LMFBR の Na ボイド反応度効果と同程度のガス冷却高速炉の核的安全性を考える上で重要な問題であると考えられている。したがって、本論文の解析対象とした ZPR-9 における実験は水蒸気侵入反応度を中心課題としている。

本研究の目的は、ガス冷却高速炉の組成を持つ臨界実験集合体で行われた実験を、水蒸気侵入反応度効果を中心として解析し、ガス冷却高速炉炉心の基本的核特性を明らかにし、合せて従来我々が LMFBR のために開発してきた炉定数と解析手法のガス冷却高速炉への適用性を検討することである。

解析した実験は、米国の ANL で行われた ZPR-9 での実験である<sup>(4),(5)</sup>。この実験は米国の GA 社で設計が進められ、1980年代に建設が計画されている300MWe ガス冷却高速原型炉<sup>(6)</sup>に関する一連のベンチマーク実験として計画され、Phase I, Phase II, Phase III の3炉心について行われたものである。本研究は、その内の Phase I, Phase II に関するものであり、水蒸気侵入反応度効果、水蒸気侵入炉心系の中心物質反応度値の解析、解析における実験体系の板状物質の非均質配列の効果、実体系を考慮した運転温度状態における水蒸気侵入反応度効果の検討、等である。

解析は、高速炉用断面積セット「JAERI-Fast V2R」<sup>(7)</sup>と2次元拡散コード「CITATION」<sup>(8)</sup>を基本とし、反応度効果の解析には、多次元摂動論コード「PERKY」<sup>(9)</sup>の Exact perturbation method を使用した。

本論文の構成は以下の通りである。第2章では、ZPR-9 Phase I, Phase II の構造および行われた実験の概要を述べ、第3章においては、Phase I に対する解析方法および水

蒸気侵入反応度効果の解析とその検討，第4章では，Phase II における水蒸気侵入反応度効果の解析，および基準体系と水蒸気侵入系の中心物質反応度値の解析の両系における consistency の検討，について述べる。第5章では，実験体系の物質板配列に伴う非均質効果の評価，および実体系を考慮した運転温度状態での水蒸気侵入反応度効果の解析による当反応度効果の温度依存性の評価，について述べる。



## 2. 実験体系と実験

### 2.1 ZPR-9, phase I 炉心の実験

現在米国のGA社で300MWe GCFR の設計が進められており、ZPR-9, Phase I 炉心は<sup>(10)</sup>はこの300MWe GCFR の最初のベンチマーク炉心として構成されたもので、ガス冷却高速炉の一般的核特性を調べることを主な目的としている。そのため炉心を単一組成の構造とし炉心の中心部にCentral Core Zone を設定してこの領域で測定が行われている。Central Core Zone の組成は炉心の組成と同一である。また300MWe GCFRの模擬体系であるため(i)炉心体積、(ii)ボイド領域の体積比、(iii)燃料の炉心平均Fissile enrichment は300MWe GCFRと同一の値である。

Phase I 炉心は炉心体積が3150ℓ あり炉心の周りをUO<sub>2</sub> ブランケットが囲んでいる。炉心内のボイド領域(実際はヘリウムが存在するが、ヘリウムの原子数密度、断面積が小さいことで、実験では1気圧の空気が入る)の体積比は53%であり、また燃料のFissile enrichment は17.3%である。Phase I 炉心のR-Z体系モデルをFig. 2.1に、各領域の物質板配列をFig. 2.2に、そして各領域の原子数密度をTable 2.1に示す。

ガス冷却高速炉の核特性上の一般的特徴として、

- (i) LMFBRに比べ硬い中性子スペクトルを持つこと。
- (ii) ボイド領域が多いことからStreaming Effect が大きいことがあげられる。測定が行われたCentral Core Zone は炉心中心部46.5ℓ の領域で実験項目は (i)Steam Entry Effect, (ii)Small Sample Reactivity Worth, (iii)Helium Depressurization Worth, (iv)<sup>238</sup>U Doppler Reactivity Worth である。今回の解析で我々が重点項目としたSteam Entry Effect の実験は水蒸気が入る前の基準体系(Dry Core)のボイド領域に水蒸気が入った場合の反応度を測定することで行われる。実際に臨界集合体に一定の濃度の水蒸気を入れることは困難であるので実験ではポリエチレン板(CH<sub>2</sub>)によって水蒸気を模擬している。Central Core Zone の燃料のボイド領域にポリエチレン板を入れることで蒸気侵入効果の反応度を測定しており、また侵入する水蒸気の濃度の違いによる反応度への影響を調べるため四種類の密度のポリエチレン板が使用された。蒸気侵入効果の実験値をTable 2.2に示す。

### 2.2 ZPR-9, Phase - II 炉心の実験

Phase II 炉心の実験は<sup>(11)</sup>Phase I 炉心の実験に続いてZPR-9 臨界集合体で行われ、Phase I 炉心の実験が炉心中心部で行われたのに対し、Phase II の実験は炉心全体に測定範囲を広げ、より本格的なガス冷却高速炉の核特性の測定が行われた。燃料組成などPhase I 炉心と大きな相違はないが、実験上の都合から炉心体積を小さくし(3150ℓ → 1300ℓ)、

炉心を囲む $\text{UO}_2$  ブランケットの外側にステンレスの反射体が置れた。炉心体積を小さくするにあたり Phase I 炉心の  $k_{\infty}$  , 中性子スペクトルを保存するよう配慮しそのためボイド領域の体積比が Phase I での 53% から 42% に縮小された。Phase II 炉心の中央断面図と R-Z 体系モデルを Fig. 2.3 と Fig. 2.4 に, 各領域の物質板配列を Fig. 2.5 に, また各領域の原子数密度を Table 2.3 に示す。

Phase II 炉心の実験項目は (i) 炉心及びブランケット全体に水蒸気が入った場合の反応度, (ii) Dry Core と, Steam Entry Core での中心物質反応度値, (iii)  $^{239}\text{Pu}(n, f)$  に対する  $^{235}\text{U}(n, f)$ ,  $^{238}\text{U}(n, f)$ ,  $^{238}\text{U}(n, r)$  反応率比, (iv) 炉心中心中性子スペクトル, (v) 炉心中心部の Conversion Ratio であり, 我々の解析では最初の (i) と (ii) について計算を行い実験値と比較した。蒸気侵入効果の実験値を Table 2.4 に示す。

Table 2.1 Average unit cell atom densities  
for the ZPR-9, Phase - I assembly  
compositions ( $10^{-21}$  atoms/cm<sup>3</sup>)

	Core	Axial Blanket	Radial Blanket
<sup>239</sup> Pu	0.8905	—	
<sup>240</sup> Pu	0.1182	—	
<sup>241</sup> Pu	0.0118	—	
<sup>242</sup> Pu	0.0016	—	
<sup>235</sup> U	0.0091	0.0139	0.0191
<sup>238</sup> U	4.1529	6.5191	8.9616
Fe	14.1256	9.2617	9.1206
Ni	1.3270	1.1947	1.1627
Cr	2.8706	2.6098	1.5655
Mn	0.2284	0.2060	0.2038
O	10.4582	11.2722	17.8871
Am	0.0086	—	—
Mo	0.2275	—	—

Table 2.2 Steam Entry Reactivity Worth Experimental  
Results in the ZPR-9, Phase I

Weight of CH <sub>2</sub> in central core zone (kg)	Equivalent steam density in void channels of central core zone (g/cm <sup>3</sup> )	Reactivity Worth ( $\Delta k$ ) <sup>(a)</sup>
0.7840	0.0410	157.2
0.4082	0.0213	69.0
0.3738	0.0195	59.9
0.1940	0.0101	26.1

(a) Conversion Ratio is 9766  $\Delta k / k$

Table 2.3 Average unit cell atom densities for the ZPR-9, Phase-II assembly compositions

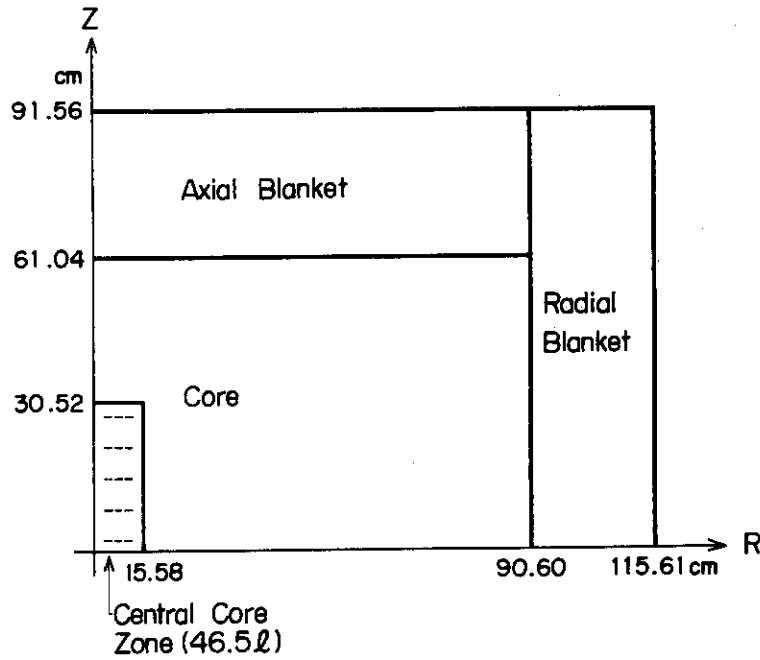
( $10^{-21}$  atoms/cm<sup>3</sup>)

	Core	Axial blanket	Radial blanket	Axial Reflector	Radial Reflector
<sup>239</sup> Pu	1.1832	—	—	—	—
<sup>240</sup> Pu	0.1569	—	—	—	—
<sup>241</sup> Pu	0.0163	—	—	—	—
<sup>242</sup> Pu	0.0023	—	—	—	—
<sup>241</sup> Am	0.0093	—	—	—	—
<sup>235</sup> U	0.0122	0.0186	0.0194	—	—
<sup>238</sup> U	5.5421	8.6998	9.0911	—	—
O	13.4423	14.5819	17.7994	—	—
Fe	15.3210	8.8023	8.7909	528807	55.5448
Ni	1.3281	1.1426	1.1373	6.6746	6.7956
Cr	2.8828	2.5122	2.5087	15.0985	15.7448
Mn	0.2260	0.1944	0.1944	1.4434	1.3279
Mo	0.3121	0.0097	0.0099	0.0055	0.0730
C	0.0303	0.0278	0.0281	0.2370	0.2164
Si	0.1791	0.1591	0.1591	1.0056	0.9052

Table 2.4 Steam Entry Reactivity Worth Experimental Results in the ZPR-9, Phase II

CH <sub>2</sub> density in void channels (g/cm <sup>3</sup> )	Equivalent steam density (g/cm <sup>3</sup> )	Experimental reactivity worth (Ih) <sup>(a)</sup>
0.01750	0.02250	528.5
0.00875	0.01125	207.6
0.004375	0.005625	83.4

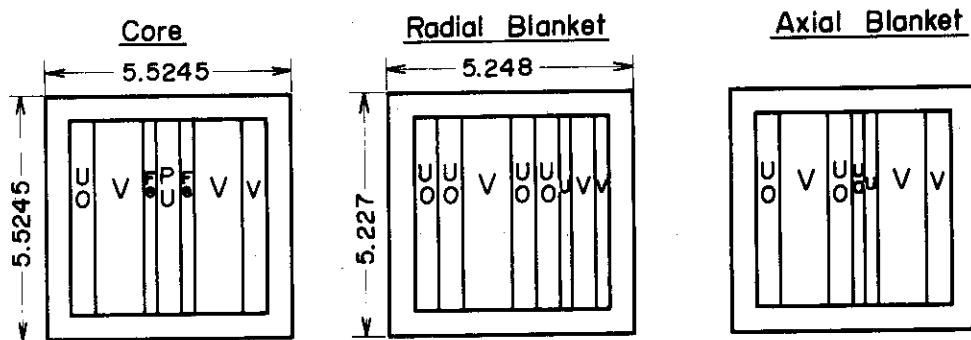
(a) Conversion ratio is 955 Ih/%  $\frac{\Delta k}{k}$



Core  
 Volume 3148 l  
 Fuel  $\text{PuO}_2, \text{UO}_2$   
 Void Fraction 52.9%

Axial-, Radial-Blanket  
 Fuel  $\text{UO}_2$

Fig. 2.1 R-Z Calculational Model in the ZPR-9, Phase-I



Pu : Pu-U-Mo Can      Fe :  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  Plate  
 UO :  $\text{U}_3\text{O}_8$  Plate      V : Void Can  
 U : Depl. U Plate      ※ All dimensions in centimeters

Fig. 2.2 Unit Cell Structures for the Core, Radial Blanket and Axial Blanket in the ZPR-9, Phase-I Critical Assembly.

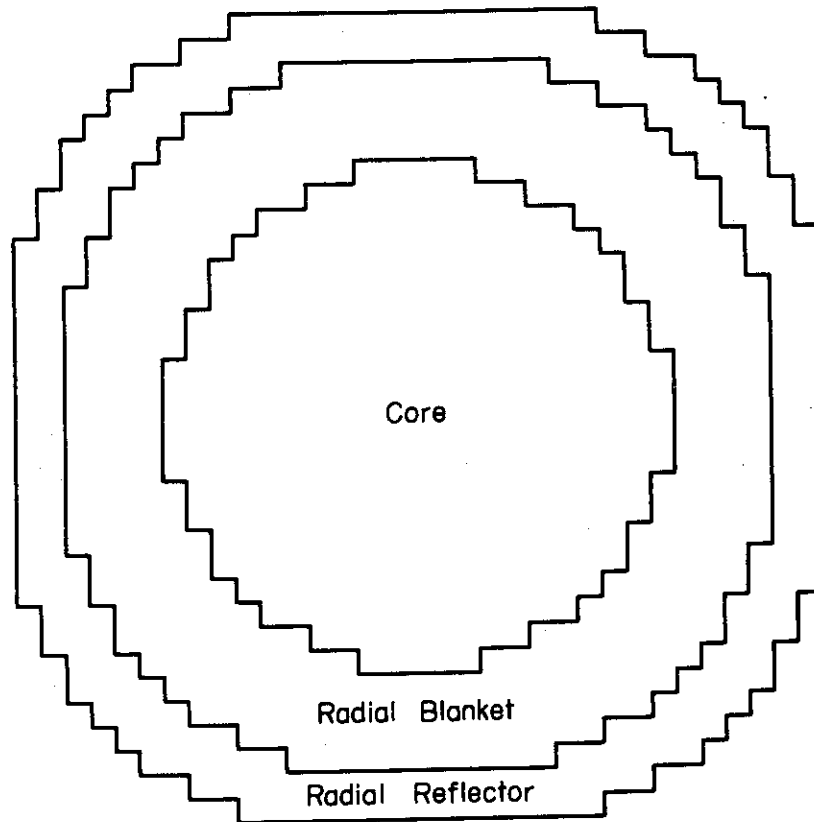


Fig. 2.3 Midplane view of the ZPR-9, Phase-II

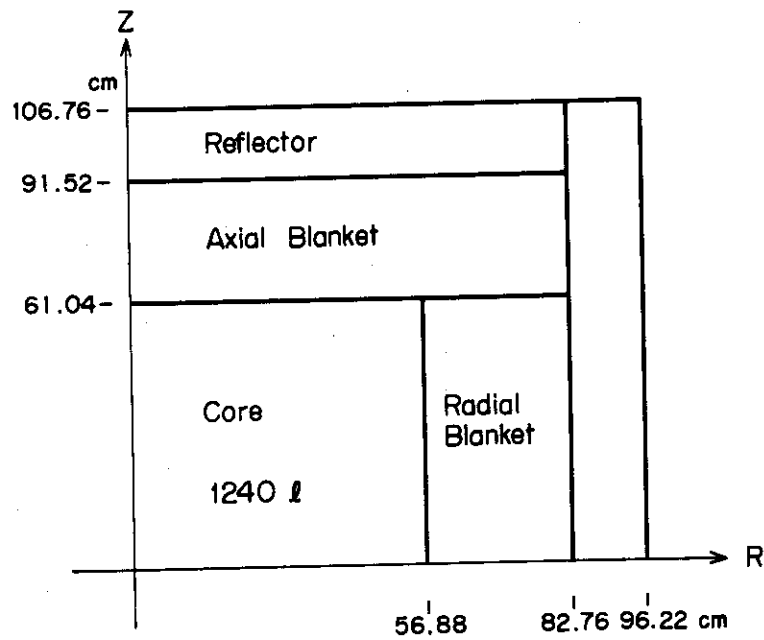


Fig. 2.4 R-Z Calculational Model in the ZPR-9, Phase 2

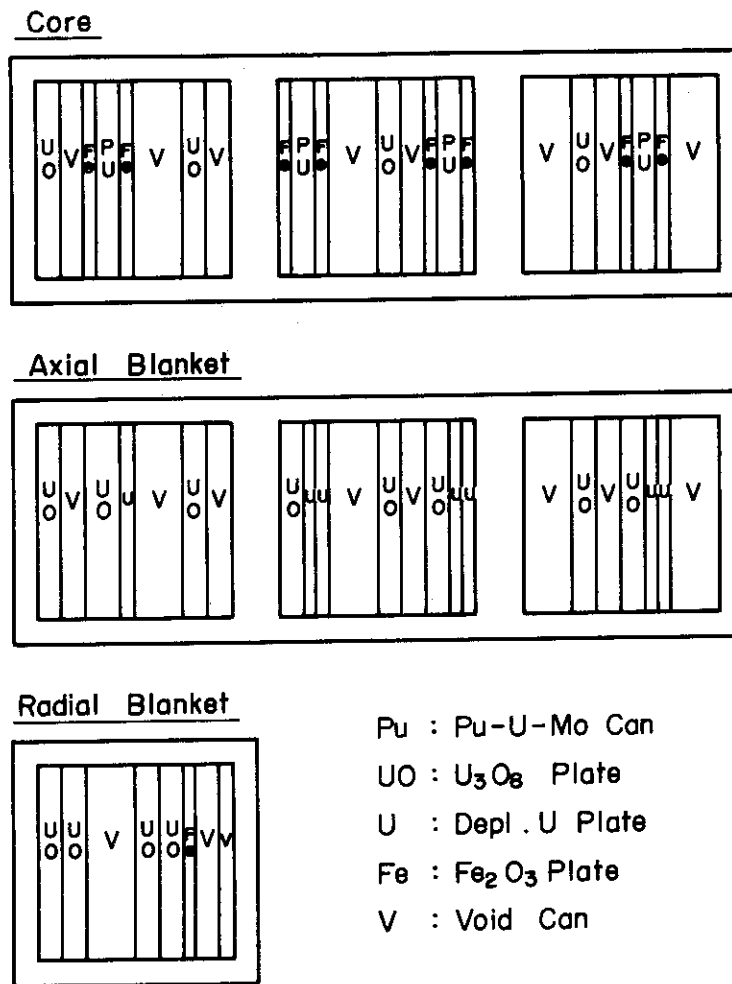


Fig. 2.5 Unit Cell Structures for the Core, Axial Blanket and Radial Blanket in the ZPR-9, Phase-II Critical Assembly.

### 3. Phase I 炉心の実験解析

#### 3.1 計算手順

解析手法は我々が従来LMFBRの設計計算に使用している方法をそのまま使用しガス冷却高速炉に対するその適用性を調べることを今回の解析の1つの目的とし、断面積セットはJAERI-FAST Version II R 25 群セット<sup>(7)</sup>を使用した。ガス冷却高速炉の核特性ではStreaming Effectの影響が大きいのでそのことを考慮して各領域平均の断面積を作成することとし、Fig. 2.2に示した物質板配列を計算モデルとして衝突確率法で計算を行い、またBenoistの式により異方性拡散係数  $D_R = \frac{1}{2}(D_{//} + D_{\perp})$ ,  $D_z = D_{//}$  を計算した。(  $D_{//}, D_{\perp}$  は物質板配列に対し平行方向と垂直方向の拡散係数を意味する。) 計算コードはPIGEON<sup>(12)</sup>を使用した。

領域平均断面積を使用し二次元R-Z体系で25群拡散計算を行い実効増倍率を計算した。計算コードはCITATION<sup>(8)</sup>を使用した。

次に各領域、各エネルギー群ごとの反応度を各核種ごとに計算するためExact Perturbation理論を用いた計算を行った。計算コードはPERKY<sup>(9)</sup>を使用した。

#### 3.2 蒸気侵入効果の解析

蒸気侵入効果の反応度の計算はCentral Core Zoneのボイド領域が真空の場合を基準体系とし、蒸気侵入模擬体系の実効増倍率と基準体系の実効増倍率の差から反応度を計算し実験値と比較した。計算は最初に基準体系の断面積を作成し次にボイド領域にポリエチレン( $\text{CH}_2$ )あるいは水蒸気( $\text{H}_2\text{O}$ )を入れた断面積を作り、それぞれの断面積をCentral Core Zoneに適用して拡散計算を行い実効増倍率を計算した。ポリエチレンの体系と水蒸気の体系での計算結果は両者にほとんど差はなくその相違は問題とならないことが判明した。

Central Core Zoneに水蒸気が入った場合の反応度は正の値を持ち水蒸気の濃度が高くなるにつれて値が大きくなる。計算値と実験値を比較すると符号は一致するが計算値の反応度はたいへん小さく実験値との一致が悪く水蒸気の濃度が低くなるにつれてC/Eが小さくなる。この原因としては実効増倍率の小数点以下四桁目あるいは五桁目の計算精度ギリギリの部分の値で反応度が決まるため計算上の微妙な誤差が結果に影響している可能性がある。各体系の実効増倍率をTable 3.1に、また蒸気侵入効果の反応度の計算値と実験値の比較をTable 3.2に示す。

蒸気侵入効果の反応度の基礎的知識を得るためExact Perturbation計算を用いて  $0.041\text{g/cm}^3$  の水蒸気が入った場合の反応度を分析した。蒸気侵入効果の反応度は(i)体系から中性子が漏れにくくなること、(ii)中性子スペクトルの軟化により中性子の吸収や核分裂反応が変化することにより発生する。この他に実際のGCFRでは体系からヘリウムが失なわれることによる反応度を加味する必要があるが、その反応度は小さいこともあり、実験で



は考慮されていない。直接計算の反応度  $0.070 (\% \delta k/k)$  に対し Exact Perturbation の値は  $0.069 (\% \delta k/k)$  であり両者は良く一致し Exact Perturbation による計算は蒸気侵入効果を詳細に検討するうえで有効な手段であると考えられる。各エネルギー群ごとの反応度を Reaction 項 (核分裂+捕獲吸収+散乱) と Leakage 項に分けて調べた。炉心中心部の中性子束の傾きが小さい領域の反応率であるため Leakage 項の値が小さく反応度はほとんど Reaction 項で決定される。蒸気侵入効果の反応度を各項別に調べると、

(i) 炉心に水蒸気が入ることにより中性子が体系から漏れにくくなり Leakage 項は正の反応度を示す。

(ii) Reaction 項は複雑な正負の反応度の集計された結果であり負の反応度として中性子吸収項の増加があり、正の反応度として核分裂の増加があげられる。

以上の正負の値が加え合された結果 Phase I 炉心の蒸気侵入効果の反応度は正の値をとる。結果を Table 3.3 に示す。次に反応度を核種ごとの値に分けまた物質反応度価値に相当する値として各核種の反応度を原子数密度で割った値を計算した。

水素および  $^{239}\text{Pu}$  が正の大きな反応度を示し、水素は中性子散乱の増加と中性子の漏れを減少させることに原因があり、 $^{239}\text{Pu}$  は中性子スペクトルの変動により核分裂が増加することにより反応度を示す。結果を Table 3.4 に示す。

Table 3.1 Effective Multiplication Factor of the Cores in the ZPR-9, Phase I

Core	Calculated $k_{eff}$
Void	0.99743
H <sub>2</sub> O Core	
0.0101(g/cm <sup>3</sup> )	0.99745
0.0195	0.99757
0.0410	0.99813

Table 3.2 Comparison of Experimental and Calculated Steam Entry Reactivity Worth in the Central Core Zone of the ZPR-9, Phase - I

Steam density in the void channels (g/cm <sup>3</sup> )	Reactivity Worth <sup>(a)</sup> ( I h )		C/E
	Experimental	Calculated	
0.0101	26.1	2.2	0.08
0.0195	59.9	14.1	0.24
0.0410	157.2	68.0	0.43

(a) Conversion ratio =  $976.6 \text{ Ih}/\% \frac{\delta k}{k}$

Table 3.3 Contribution of Each Energy Group to Steam Entry Reactivity Effect, in Central Core Zone of the ZPR-9, Phase I  
(H<sub>2</sub>O density in void channels = 0.041 g/cm<sup>3</sup>)

Energy Group	$\delta k/k$ (%)		Total
	Reaction (a)	Leakage	
1	-0.005	0.00001	-0.005
2	-0.021	0.00006	-0.021
3	-0.058	0.00021	-0.058
4	-0.131	0.00046	-0.131
5	-0.229	0.00064	-0.228
6	-0.341	0.00094	-0.340
7	-0.723	0.00136	-0.722
8	-0.538	0.00114	-0.537
9	-0.337	0.00094	-0.336
10	-0.140	0.00079	-0.139
11	0.552	0.00041	0.553
12	0.602	0.00011	0.603
13	0.476	0.00006	0.476
14	0.323	0.00004	0.323
15	0.253	0.00002	0.253
16	0.167	0.0	0.167
17	0.105	0.0	0.105
18	0.066	0.0	0.066
19	0.017	0.0	0.017
20	0.014	0.0	0.014
21	0.004	0.0	0.004
22	0.003	0.0	0.003
23	0.001	0.0	0.001
24	0.0	0.0	0.0
25	0.0	0.0	0.0
Total	0.063	0.0071	0.070

(a) Reaction = Fission + Capture + Scattering

Table 3.4 Contribution of Each Nuclide to Steam  
Entry Reactivity Worth in the Central  
Core Zone of the ZPR-9, Phase I  
( $H_2O$  density in void channels =  $0.041g/cm^3$ )

Isotope	$\delta k/k$ (%)	$(\delta k/k)/N^m$ (a)
H	0.0560	0.39
Pu-239	0.0236	0.27
Pu-240	0.0012	0.10
Pu-241	0.0003	0.25
Pu-242	0.00002	0.14
U-235	0.00007	0.08
U-238	-0.0055	-0.01
O	-0.0057	-0.006
Fe	-0.0010	-0.0007
<b>Total</b>	<b>0.069</b>	

(a)  $N^m$ : (Atomic number density of nuclide m)  
( $\times 10^{-22}$ )

## 4. Phase II 炉心の実験解析

### 4.1 蒸気侵入効果の解析

Phase II 炉心の実験は 300MWe GCFR のベンチマーク実験であり Phase I 炉心で実験したガス冷却高速炉の炉心中央部の核特性を炉心全体での測定に拡大し、より幅広い本格的なデータを得ることを目指している。測定領域を炉心全体に広げたことにより特に注目すべきことは中性子の体系からの漏れの効果の影響が大きくなることである。蒸気侵入効果の反応度は中性子の吸収項と漏れの項の割合により符号と絶対値が求まるのでその影響は大きく、また蒸気侵入の状態も（体系全体にポリエチレン板を入れることにより）実際の原子炉で予測される状態に近いものとなる。Phase II 炉心の蒸気侵入効果の実験では三種類の密度のポリエチレン板が使用されておりそれぞれの炉心は、

- (i) 基準体系；燃料のポイド領域が真空
- (ii) H<sub>2</sub>O-I 炉心；ポイド領域に 0.00563 g/cm<sup>3</sup> の H<sub>2</sub>O
- (iii) H<sub>2</sub>O-II 炉心；ポイド領域に 0.01125 g/cm<sup>3</sup> の H<sub>2</sub>O
- (iv) H<sub>2</sub>O-III 炉心；ポイド領域に 0.0225 g/cm<sup>3</sup> の H<sub>2</sub>O

として識別し蒸気侵入効果の反応度を計算し実験値と比較した。（水蒸気の密度はポリエチレン板の密度を等価な水蒸気の値に換算してある。）計算手順は Phase I 炉心の解析と同様の方法でセルモデルでの断面積の作成，二次元 R-Z 計算による実効増倍率の計算および Exact Perturbation 計算であり、また Benoist の式による異方性拡散係数を使用した。Phase II 炉心の蒸気侵入効果の反応度は炉心及びブランケットへの蒸気侵入が行われているので各領域ごとの吸収項と漏れの項の割合により反応度の値がどのように変化するかの問題、それから Phase I 炉心の解析で結果の良くない計算値と実験値の比 O/E がどのように値をとるかの問題となる。二次元 R-Z 体系の拡散計算により求めた基準体系と水蒸気侵入体系の実効増倍率と中性子バランスを Table 4.1 に示す。基準体系と比較して水蒸気の侵入した体系では吸収項が次第に増加し漏れの項が逆に減少して両者の変化量が相殺されて実効増倍率の値が決まり、また Phase I 炉心の場合に比べ漏れの項の影響が大きくなっている。この実効増倍率により蒸気侵入効果の反応度を計算し実験値と比較した。H<sub>2</sub>O-I 炉心と H<sub>2</sub>O-II 炉心の計算値は負の値をもち実験値と符号が逆になり、H<sub>2</sub>O-III 炉心では符号は正の値をとり一致するが絶対値の一致が悪く、以上の結果 Phase II 炉心の蒸気侵入効果の反応度は、Phase I 炉心に比べて計算値と実験値の一致がさらに悪くなった。結果を Table 4.2 に示す。計算値は蒸気侵入効果の反応度をいずれの体系でも過小に評価しておりこれは中性子の漏れの項の減少より吸収項の増加の割合を大きく計算したことが原因である。通常我々が LMFBR の設計に使用する炉定数セットと計算手法ではガス冷却高速炉の蒸気侵入効果の反応度をきわめて過小に評価することが以上の結果明らかになったがその理由を調べるためには今後さらに炉定数、計算手法に対する検討が必要である。

二次元R-Z拡散計算に加えてExact Perturbation 計算を使用し、各領域ごとの反応度の解析を行った。直接計算とExact Perturbation 計算による反応度はPhase I 炉心の解析のときと同様符号および絶対値とも良い一致を示す。結果をTable 4.3に示す。

Table 4.2 及びTable 4.3 に示した反応度は全て体系全体で積分された反応度であるが、炉心とブランケットの中性子バランスを比較した場合吸収項と漏れの項の割合は異なったものになり当然蒸気が侵入したことによる反応度にも違いが出てくることが考えられる。そこで各領域ごとの反応度を計算しその空間依存性を調べることにした。結果をTable 4.4 に示す。Table 4.4 において、

- (i) Reaction 項は捕獲吸収、核分裂、散乱反応の和であり

$$-(\delta \Sigma_{c,i} + \delta \Sigma_{f,i} + \delta \Sigma_{s,i}) \phi_i \phi_i^*$$

i : energy group

と表示できる。

- (ii)  $\Sigma_s^{i \rightarrow j}$  は散乱マトリックスの項を示しており、Reaction 項との和は漏れ以外の反応度の積分量であり、

$$-(\delta \Sigma_{c,i} + \delta \Sigma_{f,i}) \phi_i \phi_i^* - \sum_j \delta \Sigma_s^{i \rightarrow j} \phi_i (\phi_i^* - \phi_j^*)$$

と表示できる。

Table 4.4 の結果から明らかなように炉心の反応度は正の値をとりブランケットが負の値となって両者が相殺されて体系全体の反応度の符号および絶対値が求まる。炉心の反応度が正の値を持ちH<sub>2</sub>O-III 炉心の計算ではその反応度が1.6%に達するが、Phase I 炉心の同程度の密度の水蒸気が侵入した場合のC/E = 0.23 から推定すると実際の値はさらに大きくなる可能性があり炉心設計上重要な問題となることが考えられ、今後さらに詳細な実験と解析が必要である。

反応度の各項をエネルギー群ごとに調べるとさらに複雑な変化をしており漏れの項も、もれ以外の項もエネルギーの高い領域と低い領域で符号が異なる。以上の結果Phase II 炉心における蒸気侵入効果の反応度は正の反応度と負の反応度の積分量としてその符号と絶対値が求まり断面積および計算手法上の微妙な差が結果に影響すると考えられる。そしてPhase I 炉心のC/Eに比べてPhase II 炉心ではさらに一致が悪くなった。

#### 4.2 中心物質反応度値の解析

Phase II 炉心の基準体系と水蒸気の入ったH<sub>2</sub>O-III 体系で中心物質反応度値の測定が行われた。ガス冷却高速炉の核特性に重要な影響を及ぼすと考えられる<sup>239</sup>Pu, <sup>235</sup>U, <sup>238</sup>U, <sup>10</sup>B の各核種の中心物質反応度値を計算し実験値との比較を行った。拡散理論に基づき一次摂動計算により物質反応度値を計算した。計算コードはPERKYを使用した。中性子束と随伴中性子束はエネルギー群を25群とした二次元R-Z体系で計算コードCITATIONにより計算した。計算で求めた中心物質反応度値は実験値と比べ3%~15%程全核種とも大きくなりH<sub>2</sub>O-III 体系の<sup>235</sup>Uは2.4%、<sup>10</sup>Bが3.5%大きくなる。

基準体系と $\text{H}_2\text{O}$ -III体系の中心物質反応度値の相違が生ずる原因は測定が炉心中心部で行われていることから中性子の漏れの項の影響は小さく、ほとんど中性子スペクトルの軟化による吸収項の増加である。計算値と実験値それぞれで基準体系と $\text{H}_2\text{O}$ -III体系の差をとり両者を比較すると $^{239}\text{Pu}$ と $^{238}\text{U}$ は計算値と実験値が良い一致を示し、中性子スペクトルの軟化による効果がうまく計算に入れられていると考えられる。 $^{235}\text{U}$ と $^{10}\text{B}$ は両者の一致が悪く中性子スペクトルの軟化の影響をうまく計算せず特に両核種とも $\text{H}_2\text{O}$ -III炉心の物質反応度値の計算値に問題があると考えられる。結果をTable 4.5と4.6に示す。

Table 4.1 Neutron Balance in Each Core Configuration<sup>(a)</sup>

Core Configuration	keff	Absorption	Leakage
Reference core	0.99211	0.87341	0.13455
H <sub>2</sub> O ingress core			
I (0.00563 g/cm <sup>3</sup> )	0.99119	0.88534	0.12355
II (0.01125 g/cm <sup>3</sup> )	0.99116	0.89494	0.10398
III (0.02250 g/cm <sup>3</sup> )	0.99272	0.90921	0.09813

(a) Neutron Source = 1.0

Table 4.2 Comparison of Calculated and Measured Steam Entry Reactivity Worth in the ZPR-9, Phase II

H <sub>2</sub> O density in void channels (g/cm <sup>3</sup> )	Reactivity Worth (Ih)		
	Experiment	Calculation	C/E
0.005625	83.4	-88.3	-1.06
0.01125	207.6	-90.9	-0.44
0.02250	528.5	59.2	0.11

(a) Conversion factor =  $955 \text{ Ih} / \% \frac{\Delta k}{k}$

Table 4.3 Comparison of Steam Entry Reactivity Worth Obtained by Direct Calculation and Exact Perturbation Calculation

H <sub>2</sub> O density (g/cm <sup>3</sup> )	Reactivity Worth (% $\delta k/k$ )	
	Direct	Exact Pert.
0.0022	-0.093	-0.093
0.0042	-0.095	-0.094
0.0082	0.062	0.061



Table 4.4 Comparison of Steam Entry Reactivity Worth in Each Region of the ZPR-9, Phase II Cores

Void → H<sub>2</sub>O-I

	Reaction <sup>(a)</sup> + $\Sigma_s^{i \rightarrow j}$	+ $\nu \Sigma_f$	= Non Leak.	Leakage	$\delta k/k$
Core	-0.13188	0.13157	-0.00064	0.00114	0.00050
Axial blan.	-0.00587	0.00516	-0.00070	0.00022	-0.00049
Radial blan.	-0.01180	0.01048	-0.00132	0.00038	-0.00094
Total	-0.14955	0.14721	-0.00266	0.00173	-0.00093

Void → H<sub>2</sub>O-II

	Reaction + $\Sigma_s^{i \rightarrow j}$	+ $\nu \Sigma_f$	= Non Leak.	Leakage	$\delta k/k$
Core	-0.25809	0.25841	-0.00047	0.00218	0.00171
Axial blan.	-0.01115	0.00984	-0.00130	0.00041	-0.00090
Radial blan.	-0.02254	0.02007	-0.00247	0.00072	-0.00175
Total	-0.29179	0.28832	-0.00425	0.00331	-0.00094

Void → H<sub>2</sub>O-III

	Reaction + $\Sigma_s^{i \rightarrow j}$	+ $\nu \Sigma_f$	= Non Leak.	Leakage	$\delta k/k$
Core	-0.49565	0.49880	-0.00121	0.00404	0.00525
Axial blan.	-0.02024	0.01796	-0.00228	0.00073	-0.00154
Radial blan.	-0.04137	0.03696	-0.00440	0.00131	-0.00309
Total	-0.55726	0.55372	-0.00425	0.00608	0.00061

(a) Reaction = Absorption + Scattering

Table 4.5 Central Small Sample Reactivity Worths  
(lh/kg)

	Reference		H <sub>2</sub> O - III		C/E	Calculated H <sub>2</sub> O-III/Refe.
	Experiment	Calculation	Experiment	Calculation		
<sup>239</sup> Pu	238.1	273	230	264	1.15	0.97
<sup>235</sup> U	170.5	199	164	204	1.24	1.03
<sup>238</sup> U	- 11.26	- 11.8	- 12.9	- 14.0	1.09	1.19
<sup>10</sup> B	-3412	-3796	-4300	-5813	1.35	1.53

Table 4.6 Difference of Central Small Sample Reactivity  
Worth between the Reference Core and the  
H<sub>2</sub>O-III Core

Isotope	Reference → H <sub>2</sub> O-III (%)	
	Experiment	Calculated
<sup>239</sup> Pu	-3.4	-3.3
<sup>235</sup> U	-3.8	2.5
<sup>238</sup> U	14.5	18.6
<sup>10</sup> B	26.0	53.1

## 5. 水蒸気侵入反応度効果の非均質効果と温度効果の検討

ZPR-9, Phase II の実験を対象とし, 表題の2効果の検討を行った。

### 5.1 非均質効果の検討

ガス冷却高速炉の核特性に大きな影響を及ぼす問題として中性子の Streaming 効果が大きいことがあり, それはLMFBRに比べて冷却材の占める体積が多くまた冷却材が気体であることからおこる。この Streaming 効果による反応度への影響を検討するためセルモデルで衝突確率法により断面積を計算し Benoist の式による異方性拡散係数  $D_R, D_Z$  を用いた計算と通常の均質断面積を用いた計算の結果を比較し反応度への影響を調べた。

計算した体系は Phase II 炉心の基準体系と蒸気が侵入した三つの体系であり, 二次元25群拡散計算を使用した。非均質断面積を用いた計算と均質断面積を用いた計算の実効増倍率を比較すると均質断面積を用いた計算値が全ての体系で1.2%~1.4%大きな値を示した。均質計算の実効増倍率が非均質計算の値に比べて大きくなる原因を中性子バランスを比較することで分析した。

- (i) 中性子の漏れの減少 0.01093 (76%)
- (ii) 中性子の吸収の減少 0.00342 (24%)
- (iii) 実効増倍率の増加 0.01432

これは基準体系の中性子バランスを比較したものであるが, 均質計算では中性子の漏れの項が小さいことの影響が強く, 特にR-方向の漏れの減少が0.00703(49%)となる。この Streaming 効果による実効増倍率の差は基準体系が一番大きく, 水蒸気が体系に入るにつれて次第に小さくなり Streaming 効果の影響がはっきりと現われている。非均質計算と均質計算の実効増倍率と中性子バランスを比較した結果を Table 5.1 に示す。体系内の各領域ごとこの Streaming 効果の影響を調べると炉心において非均質計算と均質計算の差が一番大きくなる。

蒸気侵入効果の反応度は中性子の漏れの項と吸収項のバランスによりその大きさが決まるので Streaming 効果の影響を受けると考えられるので均質断面積を用いた計算で蒸気侵入効果の反応度を計算し非均質断面積を用いた場合の反応度と比較した。均質計算による反応度は全ての濃度の水蒸気に対して負の値をとり絶対値は非均質計算の反応度の2~3倍程度となる。結果を Table 5.2 に示す。以上の結果, 均質断面積を用いた計算では中性子の漏れの効果を小さく評価し, そのため蒸気侵入効果の反応度はより負の方向の値をとることがわかる。

## 5.2 蒸気侵入体系における温度効果の検討

蒸気侵入による反応度は中性子の漏れの項と吸収項の大きさの割合でその符号と絶対値が決定される。炉心の温度が変化すると断面積の変化、体積の膨張など核特性上様々な問題が起り蒸気侵入効果の反応度も大きく変動することが予測される。今回の解析では断面積の温度効果による変化に問題を限り蒸気侵入体系の反応度の温度効果を計算した。今までの計算は臨界集合体々系の解析であったので炉心温度を $300^{\circ}\text{K}$ としたが、温度効果をみるため $1100^{\circ}\text{K}$ の断面積をセルモデルによる非均質計算により計算し、これを用いて基準体系、 $\text{H}_2\text{O-I}$  炉心、 $\text{H}_2\text{O-II}$  炉心、 $\text{H}_2\text{O-III}$  炉心で二次元R-Z拡散計算を行い反応度を計算した。温度が上昇した場合当然考えられることは中性子の漏れが減少し吸収項が増加することであり温度 $1100^{\circ}\text{K}$ の炉心のLeakage/Absorptionの比率は $300^{\circ}\text{K}$ の炉心より小さくなる。温度を $300^{\circ}\text{K}$ と $1100^{\circ}\text{K}$ にとった基準体系の中性子バランスをTable 5.3に示す。温度条件の異なる2つの体系( $300^{\circ}\text{K}$ ,  $1100^{\circ}\text{K}$ )に水蒸気を入れその反応度を計算して温度上昇による影響を調べた。 $1100^{\circ}\text{K}$ の炉心では蒸気侵入による反応度は全て負の方向へ移動し吸収項の影響が増加したことを示しており、ガス冷却高速炉の蒸気侵入による反応度は体系の温度により符号及び絶対値が大きく変化することがわかる。結果をTable 5.4に示す。次に蒸気侵入による反応度の実験値は全て正の値をとることから、その正の反応度により体系の温度が上昇した場合の反応度を計算した。今回の解析では一般的な傾向をつかむことを目的とするのでかなり大まかな想定であるが、基準体系、及び水蒸気の入った $\text{H}_2\text{O-I}$ 、 $\text{H}_2\text{O-II}$ 、 $\text{H}_2\text{O-III}$ の体系で温度が $300^{\circ}\text{K} \rightarrow 1100^{\circ}\text{K}$ に上昇した場合の反応度を計算した。温度上昇による反応度は各体系で負の値を持ち、侵入した水蒸気の密度が高い体系ほど絶対値が大きくなる。実験によれば体系に侵入する水蒸気の密度が高くなるにつれて発生する正の反応度が増加するが、温度上昇による反応度はこれを打消す方向に増加することがわかる。結果をTable 5.5に示す。

蒸気侵入による反応度は体系全体で見ると負あるいは正の小さな値をとる場合でも炉心のみ反応度は正の大きな値をとることを前に述べた。そこで温度を $300^{\circ}\text{K}$ と $1100^{\circ}\text{K}$ にした体系に一番密度の高い $\text{H}_2\text{O-III}$ の水蒸気を入れた場合の反応度をExact Perturbation計算により各領域ごとに計算した。 $300^{\circ}\text{K}$ と $1100^{\circ}\text{K}$ の体系の反応度を比較すると漏れの項はほとんど変化せず吸収項のみが負の元向へ移動することがわかり、この結果はLMFBRのドップラー効果による反応度と同じことがガス冷却高速炉においても言えることを示している。この現象は炉心のみを比較しても言えることで吸収項が増加することにより $300^{\circ}\text{K}$ の体系の大きな正の反応度が $1100^{\circ}\text{K}$ の体系では負の値を持つことがわかる。結果をTable 5.6に示す。

以上ガス冷却高速炉の蒸気侵入効果の反応度の温度効果を検討し以下の結論を得た。

蒸気侵入による反応度はそのときの炉心の温度により符号及び絶対値が異なり $300^{\circ}\text{K}$ の炉心では正の値であったものが $1100^{\circ}\text{K}$ では負の値をとる。その原因は温度上昇による中性子吸収項の変動が反応度を負の方向へ引っぱり中性子の漏れの項はほとんど変動しないために反応度における両者の割合が変化するためである。

また水蒸気が侵入した体系では温度上昇による負の反応度の絶対値が大きくなる傾向を示す。

Table 5.1 Comparison of the Neutron Balance Calculated with Heterogeneous Cross Section and the Value Calculated with Homogeneous Cross Section.

	Leakage	Absorption	$k_{eff}$
(i) Reference Core			
Hetero	0.13455	0.87341	0.99211
Homo	0.12362	0.86999	1.00643
$\delta$	0.01093	0.00342	-0.01432
(ii) H <sub>2</sub> O-I Core			
Hetero	0.12355	0.88534	0.99119
Homo	0.11385	0.88154	1.00463
$\delta$	0.00970	0.00380	-0.01344
(iii) H <sub>2</sub> O-II Core			
Hetero	0.11397	0.89494	0.99116
Homo	0.10531	0.89077	1.00394
$\delta$	0.00866	0.00417	-0.01278
(iv) H <sub>2</sub> O-III Core			
Hetero	0.09812	0.90921	0.99272
Homo	0.09107	0.90435	1.00459
$\delta$	0.00705	0.00486	-0.01187

Table 5.2 Heterogeneous effect on Steam Entry Reactivity Worth

Steam entry core	Reactivity Worth (% $\Delta k/k$ )	
	Hetero	Homo
H <sub>2</sub> O-I	-0.09	-0.18
H <sub>2</sub> O-II	-0.10	-0.25
H <sub>2</sub> O-III	0.06	-0.18

Table 5.3 Temperature effect on the neutron balance of GCFR corresponding to the ZPR-9, Phase II core.

Temperature	Absorption	Leakage	keff
300°K	0.87341	0.13455	0.99211
1100°K	0.88149	0.13352	0.98521
$\delta$	-0.00808	0.00103	0.00690

Table 5.4 Temperature effect on Steam Entry Reactivity Worth for the GCFR corresponding to the ZPR-9, Phase II core  
( $\delta k/k$  %)

Core \ Temperature	300°K	1100°K	$\Delta$
H <sub>2</sub> O - I	-0.09	-0.31	0.22
H <sub>2</sub> O - II	-0.10	-0.50	0.40
H <sub>2</sub> O - III	0.06	-0.66	0.72

Table 5.5 Doppler Coefficients for ZPR-9,  
Phase II Cores  
(300°K → 1100°K)

Core	$\Delta k/k$ (%)
Reference	-0.70
H <sub>2</sub> O -I	-0.91
H <sub>2</sub> O -II	-1.09
H <sub>2</sub> O -III	-1.42

Table 5.6 Temperature Effect for the Steam Entry Reactivity  
Change in the Each Region.  
(Reference → H<sub>2</sub>O-III)

	$\Sigma_t$	$+\Sigma_s^{i \rightarrow j}$	$+\nu\Sigma_f$	= N.L.	Leakage	$\Delta k/k$
<u>300°K</u>						
Core	-0.49565	0.49880	-0.00194	0.00121	0.00404	0.00525
Ax. Blanket	-0.02024	0.01796	0.0	-0.00228	0.00073	-0.00154
Ra. Blanket	-0.04137	0.03696	0.00001	-0.00440	0.00131	-0.00309
Total	-0.55726	0.55372	-0.00193	-0.00547	0.00608	0.00061
<u>1100°K</u>						
Core	-0.48132	0.47813	-0.00208	-0.00527	0.00405	-0.00122
Ax. Blanket	-0.01851	0.01599	0.0	-0.00252	0.00072	-0.00180
Ra. Blanket	-0.03796	0.03302	0.00001	-0.00494	0.00129	-0.00365
Total	-0.53779	0.52714	-0.00208	-0.01273	0.00606	-0.00667

## 6. 結 論

ガス冷却高速炉を設計するにあたりその基本的核特性を明らかにすることを目的とし米国で設計が行われている 300MWe GCFR のベンチマーク実験としてアルゴンヌ国立研究所で行われた ZPR-9, Phase I, Phase II 炉心での実験を解析した。解析にあたってはガス冷却高速炉の安全性の面で重要な問題であり、核特性上も多くの特徴を持つと考えられる蒸気侵入効果の反応度を中心課題とした。また今回の解析では我々が従来から LMFBR の設計に使用して来た断面積セット及び計算手法がガス冷却高速炉の核計算にどの程度の適用性を持つかを調べることも目的の一つであり、ガス冷却高速炉用の新しい手法等は検討していない。

蒸気侵入効果の反応度は炉心に水蒸気が入ることにより引起されるが特に中性子減速能の大きな水素が入ることによって核特性上大きな影響を受けるもので、(i)中性子スペクトルの軟化、(ii)体系からの中性子漏れの減少が具体的な現象としてとらえられる。

- (i) Phase I 炉心の炉心中心部に水蒸気が入った場合の反応度は正の値を持ち、侵入する水蒸気の密度が高くなるにつれて反応度の値も大きくなる。実験値と計算値の符号は一致するが値の一致は悪く計算値がいずれの場合も反応度を過少に評価し、水蒸気の密度が低くなるにつれて C/E は悪くなる。
- (ii) Phase II 炉心の体系全体に水蒸気が入った場合の反応度は実験値と計算値の一致が Phase I の場合と比べてさらに悪くなり、実験値と計算値で符号が異なり実験値は全て正の反応度をもち水蒸気の密度が高くなるにつれて値も大きくなるが計算値では水蒸気の密度の低い最初の二ケースは負の反応度を示す。

以上のような計算結果を得たがこの結果から蒸気侵入効果の反応度についていくつかの検討を行った。

- (i) 蒸気侵入効果の反応度は正の反応度と負の反応度の相殺によりその符号と絶対値が求まる。正の反応度を示すものとしては水素が体系に入ったことにより中性子の体系からの漏れが減少することがあげられ、負の反応度としては中性子スペクトルの軟化による中性子吸収の増加があげられる。ただし吸収項はかなり複雑な要素を内包しており漏れの項ほど単純ではなく、核分裂、捕獲吸収、散乱の各項が空間領域とエネルギー群によって正または負の値と変化し、全てを合計すると負の値を示すということであり、炉内の微妙な変化が結果に現れてくる。
- (ii) 反応度が正と負の値の相殺により決定される問題は体系内の各領域の反応度の比較についても言えることであり Phase II 炉心の解析から明らかなように炉心は正の大きな反応度を示し、ブランケットは負の反応度を示し全体系の和をとると比較的小さな値に落ち着く。このことは原子炉を設計する上で安全性の面から注目すべき結果であり体系全体では比較的小さな反応度を示す場合でも炉心のみで見るとその反応度は 1.5% 以上にも達することが示された。
- (iii) ガス冷却高速炉体系における中性子の Streaming 効果の影響を調べるため非均質計算



による異方性拡散係数をもつ断面積を使用した計算と均質計算による断面積を使用した計算を行った。その結果均質計算では中性子の漏れを小さく評価し実効増倍率が大きくなり、また蒸気侵入効果の反応度を計算するとその値は非均質計算の値に比べ負の方向の値をとる。

- (IV) 炉心の温度上昇による蒸気侵入効果への影響は、今回の解析ではドップラー効果による反応度に問題を限ったが、その範囲では比較的安全性が高まる方向の評価が得られた。すなわち温度が高い体系に水蒸気が入った場合の反応度は温度の低い体系に水蒸気が入った場合の反応度よりも小さいかあるいは負の値をとる。また温度上昇による反応度は負の値をとり水蒸気が入った体系の絶対値は水蒸気が入っていない体系の値より大きな値となり水蒸気侵入により生ずる正の反応度をより強く打消すように作用する。

以上のような解析からガス冷却高速炉の設計において蒸気侵入効果による反応度は原子炉の安全性の面から見逃すことのできない問題であると考えられるが反応度の符号及び絶対値を議論する場合その体系あるいは体系内の対象となる領域の水蒸気が入る前の中性子吸収項と漏れの項の割合によく注意しなければならない。すなわち吸収項の割合が大きくなる温度の高い体系あるいは体系内のブランケット領域などでは反応度は小さくなるか負の値をとる。今回の解析には含まれなかったが吸収項の割合が大きいと考えられる(i)燃焼の進んだF.P.のたまった体系、(ii)制御棒の入った体系、などでは小さな反応度を持つことが報告されている。

我々の解析では従来LMFBRの設計に使用して来た断面積セットと計算手法を使用し計算値と実験値の一致がきわめて悪い結果となった。蒸気侵入効果の反応度が実効増倍率の小数点以下四桁目あるいは五桁目の差で決まることから計算上かなり高い精度を要求されることや、中性子スペクトルの軟化による効果が大きいことから広い範囲のエネルギー領域の影響を受けて反応度が決まることなどから今回の解析のような大きな誤差が現われたものと考えられ、C/Eの改善は今後の課題である。

## 謝 辞

この実験解析を行うに際し断面積作成方法について日本原子力研究所 高速炉設計研究室の大杉 俊隆氏より多くの助言をいただき、また計算実行にあたっては同研究室外来研究員太田 文男氏、堀田 雅一氏の助力を得たことをここに感謝致します。

による異方性拡散係数をもつ断面積を使用した計算と均質計算による断面積を使用した計算を行った。その結果均質計算では中性子の漏れを小さく評価し実効増倍率が大きくなり、また蒸気侵入効果の反応度を計算するとその値は非均質計算の値に比べ負の方向の値をとる。

- (IV) 炉心の温度上昇による蒸気侵入効果への影響は、今回の解析ではドップラー効果による反応度に問題を限ったが、その範囲では比較的安全性が高まる方向の評価が得られた。すなわち温度が高い体系に水蒸気が入った場合の反応度は温度の低い体系に水蒸気が入った場合の反応度よりも小さいかあるいは負の値をとる。また温度上昇による反応度は負の値をとり水蒸気が入った体系の絶対値は水蒸気が入っていない体系の値より大きな値となり水蒸気侵入により生ずる正の反応度をより強く打消すように作用する。

以上のような解析からガス冷却高速炉の設計において蒸気侵入効果による反応度は原子炉の安全性の面から見直すことのできない問題であると考えられるが反応度の符号及び絶対値を議論する場合その体系あるいは体系内の対象となる領域の水蒸気が入る前の中性子吸収項と漏れの項の割合によく注意しなければならない。すなわち吸収項の割合が大きくなる温度の高い体系あるいは体系内のブランケット領域などでは反応度は小さくなるか負の値をとる。今回の解析には含まれなかったが吸収項の割合が大きいと考えられる(i)燃焼の進んだF.P.のたまった体系、(ii)制御棒の入った体系、などでは小さな反応度を持つことが報告されている。

我々の解析では従来LMFBRの設計に使用して来た断面積セットと計算手法を使用し計算値と実験値の一致がきわめて悪い結果となった。蒸気侵入効果の反応度が実効増倍率の小数点以下四桁目あるいは五桁目の差で決まることから計算上かなり高い精度を要求されることや、中性子スペクトルの軟化による効果が大きいことから広い範囲のエネルギー領域の影響を受けて反応度が決まることなどから今回の解析のような大きな誤差が現われたものと考えられ、C/Eの改善は今後の課題である。

## 謝 辞

この実験解析を行うに際し断面積作成方法について日本原子力研究所 高速炉設計研究室の大杉 俊隆氏より多くの助言をいただき、また計算実行にあたっては同研究室外来研究員太田 文男氏、堀田 雅一氏の助力を得たことをここに感謝致します。

## 参 考 文 献

- (1) Helium breeder associates ; Gas-cooled fast breeder reactor commercialization study for U.S. Energy Research and Development Administration, October 1977.
- (2) European Association for the Gas-cooled Breeder Reactor (GBRA) ; Gas-cooled breeder reactor status 1976, Brussels, May 1976.
- (3) H. Yoshida and F. Ohta ; Burnup effects on criticality, breeding and safety of 1000 MWe gas-cooled fast breeder reactor (in Japanese). JAERI-M 7423, December 1977.
- (4) S. K. Bhattacharyya et al. ; The gas-cooled fast reactor benchmark critical assembly, Trans. of ANS, 22, 1975.
- (5) E. M. Bohn et al. ; The gas-cooled fast breeder reactor critical experiments program, Nucl. Eng. and Design, 40, 1977.
- (6) B. Pellaud ; The physics design of the gas-cooled fast breeder reactor demonstration plant, GA-10509, August 1971.
- (7) S. Ishiguro et al. ; to be published.
- (8) T. B. Fowler and D.R. Vondy ; Nuclear reactor core analysis code ; CITATION, ORNL-TM-2496, 1969.
- (9) S. Iijima, H. Yoshida and H. Sakuragi ; Multidimensional perturbation theory code based on diffusion approximation PERKY (in Japanese), JAERI-M 6993, February 1977.
- (10) S.K. Bhattacharyya ; An experimental study of the neutronics of the first gas-cooled reactor benchmark assembly (GCFR Phase - I assembly), ANL-76-36, December 1976.
- (11) R.B. Pond ; Reactor physics study in the GCFR Phase-II critical assembly, ANL-76-108, September 1976.
- (12) T. Osugi, H. Yoshida and H. Ihara ; Program for calculating the cell heterogeneity by collision probability method PIGEON (in Japanese). JAERI-M 6038, March 1975.