総 説

〔29〕 ナトリウム冷却高速炉の動特性

安 成 弘^{*1}

(1966年 12月20日 受理)

Kinetics of Sodium-Cooled Fast Reactor

By Shigehiro AN

In the program now under way for developing a sodium-cooled fast reactor, research on kinetics is recognized to be very important for establishing the design and safety criteria.

This review describes the kinetics problems to be solved in important domains such as: (1) reactivity coefficients, (2) examples of experiment and analysis thereof for a small fast reactor, (3) theoretical analysis of stability and accidents in a large fast reactor, (4) kinetics of a modular fast reactor.

I. 序 論

高速炉は、1980年代の実用期を目指して、開発途上にあり、原子力先進国では、原型炉建設が現実の問題となりつつある。将来の実証炉については、その概念設計が行われているが、動特性の研究は、その安全性、設計基準の確立のために重要視されている。実験炉については、EBR-I、EBR-II等での興味ある動特性に関する実験とその解析がすでに発表されている。また、動特性にとって重要な反応度係数については、高速炉特有の興味ある問題があり、従来多くの研究発表が行われてきた。

これらを適当にまとめることを試みたが、この分野は急速な進展をしていると同時に、将来に残されている重要問題も多いので、誠に不十分なものとなった。しかし、本稿が、この方面に関心のある方々にとって、ご参考になれば幸いと思う。

なお、本稿では、現在世界において、最も広く開発が行われている Na 冷却高速炉に限ることとした。

II. 反 応 度 係 数

まず最初に、動特性にとって重要な基礎的問題である反応度係数について、概略を述べることにする。

1. 燃料膨脹による反応度係数

燃料軸方向膨脹の結果は、反応度の減少を来す。この現象は、1本の棒から出来ている金属燃料ピンが拘束されていない場合には、負の即発反応度を与え、高速炉の安全性のため、重要な因子となる。しかし、高速動力炉用として考えられているセラミック燃料の場合は、多数個のペレットが燃料を作っており、燃焼が進むにつれてひびわれ等が生ずるので、燃料膨脹に大きな即発性の負の反応度フィードバックを期待することには問題がある。これを補うため、特別な試みも行われている⁽¹⁾。

2. Na 膨脹およびボイドによる反応度係数

この反応度係数は、Na 冷却高速炉にとって、極めて特徴的なものであると同時に、その安全性に対して大きな問題を投じている。Na が膨脹あるいはボイド発生により減少した場合の効果は、(a) Na による中性子吸収の減少、(b) 中性子の漏洩の増加、(c) Na による中性子の減速作用の減少による中性子エネルギースペクトルの硬化、の3つの効果に分けることができる。(a)は反応度の増加を、(b)は反応度の減少を来し、(c)は場合により反応度の増加または減少を来す。いわゆる“Na係数”はこれらの3効果の和である。

(1) Na 係数の空間依存性

* 東京大学工学部 (Faculty of Eng., Univ. of Tokyo)

Fig. 1 Components of Sodium Density Coefficient of Reactivity for a 800 l Cermet-fueled (PuO_2 in $^{238}\text{U}+\text{Mo}$) Reactor as a Function of Core Radius

Na 係数は、原子炉内の場所により、その値が大きく変化する。Fig. 1 にその 1 例を示す。中性子インポートランスの関係から、上述の(a)および(c)の効果は、外周に近づくにつれて減少する。一方、(b)の効果は、外周に近づくにつれて増加する傾向をもつ。したがって、Na 係数は中心部では正であるが、次第に減少して外周付近で負となっている。

小型炉心のように漏洩の効果が大きい炉心では、Na 係数は炉心内のどこでも負となるが、通常的大型炉心

Fig. 2 Sodium Coefficient as a Function of Core Height and Sodium Volume Fraction for Pancake-shaped Reactors ($\% \text{ fuel} / \% \text{ steel} = 2$)

では中心部で正となる。

(2) Na 係数と炉心組成

炉心内の Na, 燃料, 構造材の体積比率によって、Na 係数は変化する。その 1 例を Fig. 2 に示す。燃料や構造材の体積率との関係も、設計に当っては種々検討されているが、例えば、Pu 燃料炉心で Na 体積率を一定にして構造材体積率を増加させると、Pu の濃度の増加が必要となり、Na 係数は負の方向に減少する。

(3) Na 係数と燃料組成

Na 係数は燃料組成とも密接に関係する。この関係を理解するため、前述の(c)の効果について考えてみる⁽³⁾。中性子エネルギー・スペクトルが硬化する結果の反応度効果の正負は、中性子インポートランスのエネルギー・スペクトルと関係がある。Fig. 3 の A 曲線の場合は正の反応度効果を、B 曲線の場合は負の反応度効果を生ずる。Pu のみの場合は、中性子インポートランスのエネルギー・スペクトルはほとんど平坦であるが、 $^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$ が増加するにつれ、正の傾斜がより強くあらわれ、Na 係数は正の方向に大きくなる。 ^{240}Pu の濃度が増加する場合も同様の結果を来すが、 ^{240}Pu や ^{238}U の核分裂がより起こりやすくなるのが 1 原因である。

Fig. 3

(4) Na 係数改善の方法, その他

Na 係数を負の方向に減少させる手段として、通常行われる方法は、中性子の漏洩が大きいうちに炉心の設計を行うこと、および少量の減速物質を炉心に入れてエネルギー・スペクトルを軟化させることが行われる。前者の例としては、パンケーキ型、ドーナツ型あるいはモジュラー型の高速炉の設計が行われている。また、後者は、Na 密度減少による中性子スペクトルの硬化の影響を減少させる目的で行われるもので、BeO 等が使用される。

Na 係数は、ブランケットや反射体とももちろん関係している。また、出力平坦化を行うと、通常、Na 係数は正の方向へ増大する。

3. Doppler 係数

Doppler 係数は、燃料組成、炉心組成に関係するが、 ^{238}U のような親物質と、 ^{239}Pu のような核分裂性物質との存在比の増加と共に、負の方向に大きくなる。また、構造材の体積比がますと、エネルギー・スペクトルの硬化、核分裂性物質の増加の結果、正の方向へ減少する。

(1) 小型炉の場合

EBR-I のような、高濃縮金属燃料の小型炉心では、エネルギー・スペクトルは硬く、Doppler 効果はほとんど無視し得る程度に小さく、EBR-II 程度の炉心でも、燃料棒軸方向膨脹係数に比してはるかに小さい。したがって、これらの高速炉では、Doppler 効果は即発性の負の反応度フィードバックとして期待することはできない。

(2) 大型炉の場合

大型炉で、セラミック燃料を使用している場合は、減速効果のため、エネルギー・スペクトルが軟化しており、Doppler 効果の値は大きく、即発性の負の反応度フィードバックとして、安全性や安定性の問題に対して重要な役割を演ずる。

(3) Doppler 係数改善の方法、その他

Doppler 係数を負の方向に大きくするため、少量の減速物質を炉心に入れてエネルギー・スペクトルを軟化させる方法がとられる。この方法は、前述したように Na 係数の改善にも役立つが、一方、増殖率を低下させる点で問題である。

また、Na の炉心からの減少⁽⁴⁾は、中性子エネルギー・スペクトルの硬化を来し、Doppler 係数が減少する。このことは、事故時において注意されるべきである。上述の減速物質の挿入は、この Na 減少の影響をより小さくすることにも役立つ。

4. 構造物の膨脹や変形、燃料棒の変形等による反応度係数

上述のほかに、重要なものとして燃料棒の彎曲の影響があげられるが、EBR-I の Mark I, II において経験された即発性の大きな正の反応度係数は、これに原因していたことは有名なことである。また、構造材の膨脹、変形の効果も重要な因子の1つである。もちろん、これによる反応度係数は、相当の時間遅れを持つが、後述するように、高速炉の事故時の動特性に大きな影響を持つ場合がある。

Table 1 に、反応度係数およびその他の設計値の例を示す。

Table 1 Design Parameters of Reference Fast Recators

		1,000 G (France)	Enrico Fermi	Karlsruhe reference design
Power	(MWt)	2,300	200	2,500
Core height	(mm)	1,000	780	955
Core diameter	(mm)	2,579	750	2,860
Core volume	(l)	5,223	362	6,132
Fuel		UO ₂ -PuO ₂	U-10%Mo	UO ₂ -PuO ₂
Pellet diameter		6mm	0.148 in.	
Clad diameter			0.158 in.	6.7 mm
Clad thickness		0.35mm	0.005 in.	0.35 mm
Enrichment		12.69% (inner zone)	25.6% (^{235}U)	10.65 (inner zone)
		18.23% (outer zone)		13.92 (outer zone)
Coolant inlet temp.	(°C)	330	288.9	430
Coolant outlet temp.	(°C)	530	425.6	580
Coolant velocity	(m/sec)		15.7	6.6
Reactivity coefficients				
Na ($\times 10^{-6}$)		1.4	-4.4	3.9
Doppler ($\times 10^{-6}$)		-5.7	-2.6	-8.5
Fuel axial expansion ($\times 10^{-6}$)		-3.5	-6.2	
Structure radial expansion ($\times 10^{-6}$)		-8.3	-11.3	

Ⅱ. 小型高速炉の動特性

小型高速炉としては、アメリカの EBR-I, II, Enrico Fermi, イギリスの Dounreay, ソビエトの BR-5 等があり、すでに運転が行われているので、これらの動特性に関する実験例と、その解析を中心にして記述することにする。

1. EBR-I における実験と解析例

EBR-I の Mark-I, II* では、不安定性を示したが、Mark-III では、このような不安定性を生じないように構造が改められた。EBR-I の Mark-I, II の解析は多くの人々によって行われてきている。その解析の多くは、フィードバックのモデルを即発性の項と遅発性の項との和で近似し、即発性のものは燃料棒の彎曲による正の効果、遅発性のものは構造材ブランケット等の膨張による負の効果によるものとして、実験値に合うように時定数、反応度係数をきめている。Dietrich, Kinchin, Bethe, 進藤ら⁶⁾が研究を発表している。Mark-III では、Bethe, Kinchin らは、即発性の項と遅発性の項に分け、あるいは輸送おくれの項を入れて実験値に合うよう時定数をきめた。若林⁶⁾は、Mark-IV について種々の反応度係数を考え、分布定数的に詳細な式を導いて伝達関数を求め、実験値に合うよう努力している。大山⁶⁾は、分布定数的に各点での温度を求め、その平均量でフィードバックを考え、炉心構造物によるフィードバックには、上部構造物の熱変形による外力の影響をも考慮するモデルを採用している。Fig. 4 にこのモデルを採用した場合と、そうでない場合との解析結果を示す。

Fig. 4 EBR-I Mark-IV Transfer Function for Full Power and Full Flow (1200 kW, 291 gpm)

2. EBR-I における実験例

黒井らは、EBR-II において、Rod Drop 法により

反応度フィードバックを解析した⁽⁶⁾⁽⁹⁾。実際には、17 in hours の反応度の制御棒を 0.2~0.3 sec の落下時間で落下させ、その後の出力変化を測定して逆動特性方程式を用いて出力変化から系の k_{ex} の時間的变化を求め、反応度フィードバックを導出している。Figs. 5, 6

Fig. 5 Digitized Power Trace

Fig. 6 Excess Reactivity in the System

* 冷却材は NaK である。

に測定結果例が示されている。Fig. 6において、出力 0.5 MW の場合は k_{ex} は一定であるので、フィードバックが無視できる場合と考えられ、より高出力時の k_{ex} との差が、フィードバック反応時の時間的变化を示すことになる。解析結果は、EBR-II のフィードバック

ク反応度として、燃料ピン、Na の熱膨脹に起因すると思われる時定数 0.33 sec の反応度係数、ブランケットの熱変化によると思われる時定数 7 sec のもの、および非常に複雑で炉出力に対して非線型性を示し、約 100 sec の輸送遅れを示すものが考えられる。

Fig. 7 Amplitude of Reactor Transfer Function

3. Enrico Fermi 炉における実験例¹⁰⁾

伝達関数が“Oscillator Rod”法によって測定された。ロッドは0.005~5 cps で回転され、出力の変動は¹⁰B チェンバで測定され、Cross Correlation 法で処理されている。Fig. 7に測定結果例を示す。自動制御では、反応度補償により、低周波では、振幅はさらに小さくなっているが、0.1 cps 付近で不安定状態のある可能性を示している。しかし、ピークの振幅は出力の増加と共に低くなっており、これらの現象は、同炉に使用された自動制御系の特徴として当然のことで、運転は適正に行われていると報告されている。

4. Dounreay 炉における実験例¹¹⁾

即発性の負の反応度フィードバックは $-4 \text{ mN}^*/\text{MW}$ であり、これは、ほとんど金属燃料の軸方向膨脹によると考えられる。この現象とバーンアップとの関係を調べるため、反応度ラムプを与えて実験を行なっている。また、安定性が、冷却材流量の変化や反応度ラムプにより調べられているが、負のフィードバックのため十分安定である。

IV. 大型高速炉の動特性

大型高速炉の動特性の場合、理論解析についてのみ

述べることになるが、大型炉の動特性解析は、動力用高速炉の設計基準の確立や安全性の面から、今後の高速炉開発のため極めて重要な分野である。

1. 安定性の解析

即発性の正のフィードバックとして可能性のある燃料棒彎曲に対しては、構造的に十分注意を払っており、一方、大きな Doppler 効果による即発性の負の反応度フィードバック、燃料棒軸方向膨脹によるフィードバックにより、十分安定である⁽¹²⁾。Na 係数と Doppler 係数の安定性への影響をみるため、フランスやドイツでは、前者を数倍し、後者を数分の1倍して、検討を行なっているが、安定な結果を得ている⁽¹³⁾⁽¹⁴⁾。アメリカ G.E. 社では、伝達関数⁽¹⁵⁾を Doppler 係数、燃料棒軸方向膨脹係数による負の即発性の項と Na 係数、被覆材温度係数による正の遅発性の項との和として取り扱っている。また、アメリカの Allis Chalmers 社の場合⁽¹⁶⁾は、即発性の Doppler の項のみが残り、他のすべてのフィードバックは打ち消し合ってゼロになっている。

* イギリスで使用されている反応度の単位ミリナイル

2. 事故解析

(1) 冷却材流量損失事故

ポンプの停止による流量損失は、いわゆる“coast down”と呼ばれ、普通 e^{-at} の形で、流量は時間と共に減少するとされ、全部のポンプが停止した場合には、最後は自然循環流量のみとなる。Fig. 8 は、アメリカ G.E. 社⁽¹⁷⁾での解析例*であるが、酸化物燃料で、10 sec で 13% の流量になった場合の Doppler 係数と冷却材温度との関係を示している。図からわかるとおり、Doppler 係数は大きな影響をもたない。炭化物燃料や金属燃料の場合にも同様の結果が得られている。

この種の事故が発生した場合、反応度フィードバックがどのように作用するかの解析の 1 例として Fig. 9 でフランスでの計算結果を示す⁽¹³⁾。すなわち、冷却材温度が上昇して炉心構造材の膨張を来し、その反応度の負のフィードバックの結果、出力が下降して燃料温度が下がる。したがって、Doppler 効果が正の反応度フィードバックとして現われる。また、Na 係数は、

Fig. 8 Coolant Temperature for Flow in the Case of Oxide Fuel

Power 2,500 MWt
Initial Sodium Flow 42,200 m³/hr
Inlet Temperature 400°C
Coast Down of Sodium Flow $0.06 + 0.94 e^{-t/5}$

Fig. 9

Na の温度上昇により最初は正であるが、ある時点で炉心出口で Na の沸騰が生ずると、炉心周辺部では局所的 Na 係数は負であるので、Na 係数は負となる。また、Figs. 10, 11 は、アメリカ G.E. 社での上述の場合で Doppler 定数が -0.004 に対する計算結果であるが⁽¹⁷⁾、構造材の半径方向膨張による反応度の負のフィードバックの冷却材温度および燃料温度への影響を示している。これらから明らかなように、この種の事故の場合、構造材膨張による反応度係数が大きな役割を演ずることがわかる。この解析例によれば、この負の反応度係数が十分大きければ、冷却材沸騰は生じない可能性がある。また、この反応度係数がゼロであると、燃料温度は上昇する。この種の事故に対しては、流量の coast down の時間を十分長く設計しておくことが有用であろう。

Fig. 10 Effect of Structural Expansion Feedback on Coolant Temperature in Case of Flow

Fig. 11 Effect of Structural Expansion Feedback on Average Fuel Temperature in Case of Loss of Flow

* この計算の対象となった炉の設計値をつぎに記す。
燃料 Oxide 出力 2,200 MWt. 炉心高さ 2.84'
燃料ビン外径 0.242", 冷却入口温度 800°F, 炉心直径 8.81', 15 mils. ステンレス鋼, 冷却材被覆温度差 250°F

(2) 反応度挿入事故

制御棒、安全棒の挿入事故、燃料棒落下事故はこの場合に相当する。この種の事故に対する反応度挿入率、挿入反応度、反応度係数の影響、および燃料溶融、冷却材沸騰に至るまでの時間を知ることは、制御棒の反応度、その挿入速度、燃料サブアセンブリの反応度決定等、高速炉の設計上極めて重要である。

この種の事故への Doppler 係数の影響は大きい、Na 係数と構造材の膨張による反応度係数の影響は小さい。その 1 例として、ドイツでの計算例が Fig. 12 に示されている。燃料が溶融するまでの時間と反応度係数との関係を見ることができる。また、事故が発生してから、冷却材沸騰、燃料溶融に達するまでの時間

Fig. 12 Time t_m to reach Fuel Melting vs. Doppler Coefficient α_D and Structure Coefficient α_S for Reference Reactor

Fig. 13 Maximum Allowable Disturbance Ramp Rate r_s for Different Doppler Coefficients vs. Delay Time for the Reference Reactor

を比較すると、通常後者が前者より先に生じている。

ドイツにおける検討例では、ある反応度の値までは、反応度挿入率にかかわらず燃料の溶融が生じない。その値は $0.25 \$$ ⁽¹⁷⁾ である。フランスの 1000G ⁽¹⁸⁾ の全出力時における解析例では、20 ϕ /sec の挿入率までは、1 $\$$ までの反応度挿入に対しては燃料溶融は生じない。

この種の事故に対して重要な問題として、燃料を溶融させることなしに、制御系によって制御し得る最大の反応度挿入率がある。このことについては、もちろん、制御系の遅れ時間も大きな影響を持っている。Fig. 13 に合計 15 $\$$ の安全系をもつドイツの場合の例 ⁽¹⁷⁾ を示す。

(3) 燃料アセンブリの閉塞事故

ある燃料サブアセンブリでなんらかの原因により、閉塞が生ずるであろうことは十分あり得ることであると思われる。その結果、冷却材の流れが減少または無くなり、燃料や冷却材の温度が上昇する。したがって、Na の沸騰、ボイド発生を来す。もし、このサブアセンブリが炉心中央部にあれば、正の反応度フィードバックを生ずることになる。しかし、中心部の 1 個のサブアセンブリの反応度の値は、0.08 $\$$ (ドイツ)、3.4 ϕ (フランス) 程度であり、1 個または数個のみであれば、この正のフィードバックは決して大きくはない。しかし、このような現象がいつつと隣接サブアセンブリに伝播することになると、その結果は重大となる ⁽¹⁷⁾⁽¹⁹⁾。サブアセンブリ事故の伝播のメカニズムとしては、例えば、サブアセンブリ壁の変形、溶融燃料の流出等により、隣接サブアセンブリの冷却チャネルの閉塞を起こし、このような現象がいつつと伝播してゆく可能性が考えられる。この伝播現象の 1 つの要因として、Na の過熱も問題となっている。このようなことが炉心中央部から発生すると、Na の正の反応度係数が大きく影響することになり、さらに、炉心での大規模溶融を生ずる可能性も問題となろう。

(4) その他の事故

上述の事故以外にも、いわゆる溶融事故あるいは配管系の事故等 ⁽¹⁸⁾ 重要な問題があるが、ここでは省略する。溶融事故は、炉心燃料の大規模溶融につづく再臨界事故であり、最大仮想事故として考えられており、安全性の面からは極めて重要である。

V. モデュラー型高速炉の動特性 ^{(20)~(22)}

1. モデュラー型高速炉の特徴

モデュラー型高速炉がアメリカの ANL, Westinghouse 社, Atomics International 社で設計されている。

この型の炉の主要な長所は、モジュールを追加することによって、出力をモジュール単位で上げることができること、モジュールの形、大きさを適当にすることにより、反応度係数(特に Na 係数)を調整できること、および各モジュール間のカップリングの効果が安全性を高めることであるといわれている。

この型式の炉の動特性は、いわゆる“Coupled Reactor”の動特性の好例であり、興味があると思われるので、特に章を別にして、記述することにする。いま 1 例として、Westinghouse 社の場合を取り上げて紹介しよう。Fig. 14 にその炉心図を示す。炉心は 7 個のモジュールから出来ており、各モジュール間には黒鉛の反射体アセンブリがある。Table 2 にその主要の特性値をあげてある。

Fig. 14 Modular Core Array

Table 2 Design Data of Modular Reactor (Westinghouse)

Total thermal output	(MWt)	3,440
Estimated electrical output	(MWe)	1,376
Power density	(kW/l of core)	390
Reactor inlet temperature	(°F)	850
Reactor output temperature	(°F)	1,100
Doppler coefficient	($T \, dk/dT$)	-0.0034
Axial expansion	($k/\%$ elongation)	-0.0049
Sodium coefficient	($k/^\circ\text{F}$ isothermal average)	~ 0

モジュール間結合の動特性に及ぼす影響の特徴は、一口にいうと、あるモジュールに挿入された反応度が他のモジュールに分散されるということである。このことは安全性にとって有利なことである。また、原子炉の寿命が進むにつれて、各モジュール間の結合反応度や反応度係数に変化を生ずるので、十分注意することが必要である。Westinghouse 社の場合、半径方向のプケンケットに Pu が蓄積してくるので、結合反応度の値が、初期値の 0.4% から原子炉寿命が進むに従い 4% に増加する。また、Doppler 係数および燃料棒軸方向の膨脹係数は、わずかではあるがその絶対値が減少し、Na 係数は相当大きく増加して負から正になる可能性も考えられる。

2. 動特性の解析例

この型の炉の動特性は、従来主として結合炉に対する Avery 型の動特性方程式にもとづいて解析されてきている。この方程式の適用範囲については、種々議論のあるところであるが、取り扱われる対象が弱結合の場合であるので、解析結果から、定性的にモジュール間の結合の効果をj知ることjはできるとして使用されている。Westinghouse 社では、2 個のモジュール

の場合についての検討結果を発表しており、一方のモジュールに反応度が挿入された場合の解析を行なっている。ただし、反応度フィードバックは Doppler 効果のみを考慮している。Figs. 15, 16 にその結果の例を示す。 P_0 は初期出力である。 k_{ij} は、 j 番目のモジュールで発生した中性子 1 個につき i 番目のモジュールで、つぎの世代の中性子が発生する個数である。 l_{ij} は上述の過程に関する中性子の寿命である。これらの解析から、(a) 中性子の結合寿命 l_{12} , l_{21} は、2 つのモジュール間の出力分配に対してほとんど影響しない。(b) 結合反応度 k_{12} , k_{21} は反応度が挿入された炉心の出力上昇を減ずることに効果がある。(c) 結合反応度の効果は、反応度が挿入されない炉心の Doppler 効果のため、挿入された反応度の大きさと共に増加する。等が明らかにされている。

Atomic International 社では、経済性と安全性の面から、モジュラー型と普通の型の高速炉の比較を行なっている。前者は、後者に比して安全性では優れているが、経済性では劣っている。モジュールの大きさおよび個数の最適化が問題であろう。また、モジュール間の中性子束の“Tilting”の現象は、制御の面で重要

な問題である。

Fig. 15 Parameter Study: Response of Two Coupled Cores to a Ramp Reactivity Insertion of 5\$ in 0.5 sec

Fig. 16 Parameter Study: Response of Two Coupled Cores to a Ramp Reactivity Insertion of 1\$ in 0.5 sec

Ⅶ. その他の問題

1. 熱特性定数

動特性解析に使用される熱特性定数に関する問題がある。以下、例をあげよう。

PuO_2 と UO_2 の混合物の熱伝導率に関するデータは不足している。また、照射された燃料の熱伝導率の測定データは極めて少ない。熱伝導率の温度依存性は、熱伝導率の低い場合には、燃料棒の過渡時の温度分布に相当の影響を持つ⁽²³⁾。高速炉の動特性解析には、燃料の平均温度のみならず、燃料の温度分布が重要である⁽²⁴⁾。また、沸点や融点蒸気圧等についても、実際の原子炉の中での燃料破損のメカニズムに関係しては、どのような値をとるべきかは問題であろう。Na

の沸騰に関するデータ(バーンアウトを含む)も不足している。

2. 核特性定数

高速炉の解析において、特に大型炉の場合に、核特性定数の不確かさが指摘されているのは周知のことである。動特性に関しては、特に反応度係数、出力係数の値の精度が問題であり、使用される断面積の反応度係数への影響は重要な問題である⁽²⁵⁾。従来は、炉を均質化して計算を行ってきたが、非均質性を考慮する場合の反応度係数への影響、あるいはDoppler効果の計算の場合の共鳴の“Overlapping”の問題についても検討が行われている。また、バーンアップの進行に伴い、核分裂生成物やPuの高次アイソトープの量が変化するので、それに伴う反応度係数の変化も注意する必要がある⁽²⁷⁾。出力係数の場合は、正の成分と負の成分を加えるので、それぞれの誤差は結果に大きく影響する。出力係数の非線型性や履歴性についても報告が行われている⁽²⁷⁾。

3. 解析法

通常行われているのは、核的には1点近似、熱的には1燃料ピン、1流路で原子炉を代表させて解析を行っている。しかし、このような解析法の適用には限界があるのはもちろんである。例えば、モジュラー型高速炉の動特性、局所的な過渡状態の解析、サブアセンブリ事故の伝播等の場合には、核・熱を結合させた空間依存の動特性が必要となってくる。また、中性子エネルギーが反応度係数に大きく関係する場合には、エネルギー的にも1組では不十分である。現在、この種の計算コードは極めて少なく、その開発が望まれる。

4. 実験

過渡特性や出力暴走に関する実験が安全性の面から重要である。SEFORでは、Oscillator実験、即発臨界実験、即発臨界未満実験が計画されている⁽²⁸⁾⁽³⁰⁾。これらの実験は互いに相補的であり、Doppler係数や種類の原子炉パラメータの解析に役立つ。また、燃料破損や燃料移動に関する実験が行われなければならない⁽¹⁹⁾⁽²⁸⁾。

この種の炉外実験としては、燃料被覆の破損テスト、燃料の溶融実験、広範な熱伝達実験、溶融燃料とNaとの反応実験等が、炉内実験としては、例えばTREATでの燃料の過渡時における挙動実験がある。サブアセンブリ事故の伝播を理論的に解明するのは困難であり、実験が行われねばならない。また、高速炉開発のためには、BORAXのような暴走実験用の高速炉が必要であるともいわれている。

— 参 考 文 献 —

- (1) J.H. WRIGHT, *et al.*: Conceptual Design and Preliminary Accident Analysis of a Sodium-cooled, Carbide-fueled, Large Modular Fast Reactor, *ANL Conf. on Fast Power Reactor*, (1965).
- (2) D. OKRENT: Neutron Physics Considerations in Large Fast Reactors, *Power Reactor Technol.*, 7 (2), 107.
- (3) C.P. ZALESKI: "Problemes Particuliers lies a l'Etude des Reacteurs a Neutrons Rapides", (1964).
- (4) P. GREEBLER, *et al.*: Calculated Physics Parameters and their Uncertainties in a 1000 MWe Fast Ceramic Reactor, *ANL Conf. on Fast Power Reactor*, (1965).
- (5) 進藤益男, 他: 実験用高速増殖炉 EBR-I の共鳴不安定, 本誌, 3(7), 522.
- (6) 若林二郎: Analytical Study of Transfer Function of EBR-I Mark-IV, *ANL-6773*.
- (7) 大山 彰, 他: Dynamic Analysis of the Experimental Fast Reactor, *JAERI-Memo* 2315, (1966).
- (8) 黒井英雄: 本会, 炉物理・炉工学合同分科会予稿集, B92, (1966).
- (9) H.O. MONSON: ERB-II Initial Operation Highlights, 2/1 *London Conf. on Fast Breeder Reactors*, (1966).
- (10) W.J. MCCARTHY, Jr., *et al.*: Recent Operating Experience of the Fermi Atomic Power Plant, 2/4 *London Conf. on Fast Breeder Reactors*, (1966).
- (11) K.J. HENRY, *et al.*: A Review of the Operation of the Dounreay Fast Reactor, 2/2 *London Conf. on Fast Breeder Reactor*, (1966).
- (12) J.B. NIMS, *et al.*: "Fast Reactor Stability", (1966).
- (13) G. VENDRYES, *et al.*: Etudes Preliminaires Conduisant à un Concept de Reactor à Neutrons Rapides de 1000 MWe, *CEA-R* 2554, (1964).
- (14) D. SMIDT, *et al.*: Safety and Cost Analysis of a 1000 MWe Sodium-cooled Fast Power Reactor, *ANL Conf. on Fast Power Reactor*, (1965).
- (15) M.J. McNELLY: Liquid Metal Fast Breeder Reactor Design Study, *CEAP-4418*, (1966).
- (16) Large Fast Reactor Design Study, *ACNP-64503*, (1964).
- (17) P.B. SHERER: An Analysis of Fast Reactor Transient Response and Safety in Selected Accidents, *ANL Conf. on Fast Power Reactor*, (1965).
- (18) W. HÄFELE, *et al.*: The Karlsruhe Reference Design of a 1000 MWe Sodium-cooled Fast Breeder Reactor, *ibid.*
- (19) G. DENIELOU, *et al.*: Program Proposed for Safety Studies of the Fast Neutron Project of the EURATOM-CEA Association, *ibid.*
- (20) W.E. GUNSON, *et al.*: Transient Response of Coupled Fast Reactor Cores, *ibid.*
- (21) J.H. WRIGHT, *et al.*: Conceptual Design and Preliminary Accident Analysis of a Sodium-cooled, Carbide-fueled, Large Modular Fast Reactor, *ibid.*
- (22) D. EGGEN, *et al.*: Enhanced Safety Characteristics of a Sodium-cooled Coupled Reactor, *ibid.*
- (23) C.K. SANATHANAN, *et al.*: Transient Temperature Distributions in Fast Reactor Fuels with Widely Varying Thermal Diffusivity, *ibid.*
- (24) J.E. GODTS, *et al.*: Transient Temperature Distribution in Fuel Elements, *ibid.*
- (25) P. GREEBLER, *et al.*: Calculated Physics Parameters and their Uncertainties in a 1000 MWe Fast Ceramic Reactor, *ibid.*
- (26) F. STORRER, *et al.*: Physics, Kinetics and Shielding of Fast Breeder Reactors Survey of Recent Work done in France, 5A/1 *London Conf. on Fast Breeder Reactor*, (1966).
- (27) D.C.G. SMITH, *et al.*: Some Physics Studies in Support of P.F.R. Design, 5A/2 *London Conf. on Fast Breeder Reactor*, (1966).
- (28) R. AVERY, *et al.*: The U.S. Experimental Program for Fast Reactor Physics, 4A/1 *London Conf. on Fast Breeder Reactor*, (1966).
- (29) W. HÄFELE: Prompt Überkritische Leistungs Exkursionen in schnellen Reactoren, *Nucleonik*, 5(5), (1964).
- (30) Panel Discussion; *ANL Conf. on Fast Power Reactor*, (1965).