総 説

[39] 高速炉安全解析コードの現状と問題点

平川 直 弘*, 斎 藤 伸 三*

(1970年 1月12日 受理)

Present Status and Problems on Safety Evaluation Codes for Fast Reactors

By Naohiro HIRAKAWA and Shinzo SAITO

This report summarizes the present status on the safety evaluation codes for fast reactors, and indicates the regions where more studies are called for to increase the reliability of these analyses.

Anomalies occurring in reactor operation are analyzed under the headings of (1) reactor stability, (2) credible accidents, and (3) hypothetical accidents. Under the first heading, a discussion is given on a model and codes to evaluate reactor stability including the bowing effect of fuel subassemblies, which might introduce a positive temperature coefficient. Under the second heading, a typical computational model and codes for credible accident analysis such as EXCURS and FORE II are described, and an account is given of efforts to develop codes that can deal more precisely with the space dependent effect. Under the third heading, a description is given of a method of analyzing an accident in which a fast reactor core melts and collapses. The usefulness of the modified Bethe-Tait analysis is discussed in this connection.

Codes to treat phenomena that follow a nuclear burst (such as sodium fire and fission product release) are briefly presented. Finally, a discussion is given on problems calling for further development to improve safety analyses.

I. は じ め に

原子炉にさまざまな異常な事態が生じた場合の原子炉の振舞いを解析し、原子炉が安全に保たれる条件を見出したり、万一、原子炉が破損するようなことがあった場合にも、核分裂生成物(F.P.)やプルトニウム(Pu)が公衆に対して過度の被曝を与えないことを証明することが原子炉安全解析の主な目的であろう。

原子炉の振舞いを解析するためには、まずドップラー係数や Na ボイド係数あるいは原子炉の小さな形状変化に対する反応度変化などが正しく与えられなければならない、その意味ではこれらも安全性解析計算であるが、本稿ではこうしたいわゆる静的な計算については触れないこととする。

しかし、原子炉のいわゆる動的な問題は、例えば臨界実験装置に伝熱を無視できる程度の急激な割合でリニヤーに反応度が挿入されて炉出力が上昇し、一方燃料板はこの発熱により平均温度に相当する膨脹を行な

って反応度を抑制するというような簡単な場合でさえも、非線型の問題となり数値計算を必要とする。これに原子炉内の出力分布を考え、発熱と冷却の関係から伝熱を考えるというようにモデルを精密化していけば、大型高速の電子計算機による解析が不可欠となるのは明らかである。

高速炉の場合には特に熱中性子炉に比べて大量の高濃縮燃料(特に Pu)を用いること、冷却材に Na を用いること、比出力が高いこと、などのため原子炉の安全評価を全面的に実証試験に頼ることは現状では困難であり、したがって、解析にあたって安全側のモデルに基いた計算に頼る必要が大きい。

今日までいろいろなモデルに従って沢山の事故解析に用いられるコードが開発されてきたが、本稿では日本で使用経験のあるもの、あるいは使用可能なコードを中心として、Na 冷却高速炉に対象をしばって高速

* 日本原子力研究所(Japan At. Energy Res. Inst.)

炉の安全解析に使用されているコードとそのモデルを、安定性解析、想定事故(credible accident)解析および仮想事故解析に分類して概観し、終りに現在のモデルでは不十分であり今後の開発が待たれる問題のいくつかに触れてみたい。

II. 安定性解析

高速炉の安定性については初期において非常に多くの解析的努力が払われた。これは EBR-I の Mark-I および II において自触的な(autocatalytic)振動現象が見られたという事実⁽¹⁾が大きく与っており、この事実からこれらの不安定現象の原因とその機構を解明し、それを取り除く努力が払われたことによる。そして、EBR-I の Mark II において原子炉出力と冷却材流量との比を大きくすると強い正の出力係数が現われることが測定され、これは燃料の内側への彎曲に起因することが知れた。このような不安定現象の機構的な解明を下に EBR-I の Mark III 炉心以後は設計上考慮を払い不安定な現象を取り除くと共に、Dietrich, Kinchin⁽²⁾, Bethe⁽³⁾ らは測定されたフィードバック伝達関数から次のようなフィードバック・モデルを作成した。

$$\delta k = \frac{A}{1 + \tau_f j\omega} - \frac{B e^{-\tau_c j\omega}}{(1 + \tau_f j\omega)(1 + \tau_k j\omega)} \quad (1)$$

ここで、 τ_f : 燃料棒時定数

τ_c : 構造材時定数

τ_k : 輸送遅れ

しかし、これらは実験結果を説明するためにフィードバックを1次遅れと2次遅れの項にまとめたものであって、あまり一般性はなかった。若林⁽⁴⁾は EBR-I の Mark IV についてより解析的な検討を加えて伝達関数を求めている。このような状況において、わが国では最初的高速炉計画である高速実験炉の安定性を解析するために SSK コードが開発された⁽⁵⁾。SSK では原子炉の動特性は空間的には独立とし、円筒状の1燃料ピン、1流路で原子炉の熱特性を代表させている。そして、燃料、冷却材および構造材領域において熱平衡式を導入し、境界条件を与えて円筒状内の半径方向および軸方向の関数として各温度を求め、原子炉出力、冷却材入口温度および冷却材流速の微小変化に対する原子炉の応答を2次の微小量を見捨て線型化して算出している。各種の反応度フィードバックを各温度毎の平均値で代表させているが、構造材に関するものは炉心上端部の熱変形による影響を片持ち梁の撓みの場合を想定して、これを重み関数として考慮している。

このようにして求めた全体の伝達関数の定数に EB

R-I Mark IV の値を入れて計算した結果、実験値と極めて良い一致を示した。ただし、SSK では外部ループは簡単な1次遅れでまとめている。

SSK では原子炉動特性は空間的には独立としているが、1点近似モデルの有効性について Klickman ら⁽⁶⁾は Enrico Fermi 炉を対象として CRAM コード⁽⁷⁾を用いて多点2群モデルで計算を行なっている。この方法は Cohen⁽⁸⁾によって発表されたもので、定常の多群コードを用いた Source transfer function method に基礎を置いた数値計算法である。これによると、中性子束および中性子源の時間依存を $e^{j\omega t}$ の形で仮定すると、場所 x , グループ k における伝達関数は次のようになる。

$$T_k(\omega, x) = \frac{\phi_k, \text{Real}(\omega, x) + j\phi_k, \text{Im}(\omega, x)}{\sum_j \phi_j(\omega, x_0) \phi_j, \text{Real}(\omega, x_0)} \quad (2)$$

ここで、 ϕ_k は各周波数毎に入力定数を変えて CRAM コードで求められるわけであるが、原理的にはこの方法では定常の臨界計算コードならば何でも良いことになる。Enrico Fermi 炉についての計算では、炉心全体に一樣に中性子源が存在する場合と、中心に円筒状に存在する場合とについて検討した結果、後者の場合でエネルギーの低い方のグループについてのみ中性子源の近傍で空間依存性が見られた。

高速炉の安定性について、周波数領域において計算コードを用いて議論しているものが公開されているのは以上であるが、初めに述べたように安定性の問題の一部として燃料集合体の彎曲の問題がある。これは半径方向の出力分布に従って1本の燃料集合体の対面間に温度差を生じ、これにより対面間での熱膨張量が異なることおよび燃料集合体の機械的拘束集中等により集合体が彎曲する現象である。この変位により炉心の実効半径が変わり、したがって反応度が変化し、また出力によって彎曲形状および彎曲量が異なるので、反応度出力係数としても複雑な値をとる。第1図に冷却材流量を一定として出力を上昇させた場合の彎曲形状の変化を定性的に示す。彎曲量およびそれによる反応度効果を計算するためにいくつかのコードが必要となるが、各出力毎の各部の温度については熱計算コード(例えば、EXCURS⁽⁹⁾の初期温度計算部分)、彎曲による反応度効果については2次元摂動計算コード(例えば、2D-PERT⁽¹⁰⁾)により計算可能であり、現在問題となるのは彎曲量を求めるコードの開発である。

しかし、各原子炉によって燃料集合体の構造およびその支持機構が異なることもあり、1つのコードをそのまますべての原子炉に適用することは難しい。わが国では現在 BOWING コード⁽¹¹⁾が存在し、このコード

第1図 燃料集合体彎曲形状の変化

では半径方向各列の集合体を一直線上に並べて各支持部およびスベサバッド部での力の作用, および隣接する集合体の影響を入れて片持ち梁の撓みの考えから, 2次元的に彎曲量を計算できる。EBR-II, Enrico Fermi, Rapsodie 等外国の高速炉でも集合体の彎曲効果について検討しているが, その計算コードについては明らかにされていないようである。ただアメリカでは, ELBOW⁽¹²⁾ というコードが公表されているが, これは Peach Bottom 炉用に開発されたもので, 黒鉛スリーブの高速中性子照射による収縮効果およびクリープによる影響も実験データをもとにして考慮している。したがって, ELBOW コードを高速炉用に手直しすることも可能かと思われる。

彎曲量計算コードとして上記のコードは2つとも直線状に並んだ燃料集合体について隣接する集合体の影響を考慮に入れているが, 実際には, 例えば六角形状の燃料集合体を原子炉に装荷する場合には, 炉心は蜂の巣状となり一直線から外れる集合体が存在し, これによる影響をいかに考慮するかが問題となる。しかし, これは極めて難しい問題であり, 単に次元を3次元にすれば簡単に計算できるというものではなく, また定式化してコード化されたとしても非現実的な計算時間を要することになる。また, 各部分の公差, 出力, 流量等すべて一義的に決め, 統計的な変動を無視して彎曲量を計算するため, その結果についてはある程度の誤差を覚悟せねばならない。そして, この彎曲による反応度係数は出力により大いに異なり, 正となったり, 負となったりするため, 各出力状態(冷却材流

量にも依存)における安定性を評価する際に考慮せねばならない。前出の SSK では, 一応機制的には集合体によるフィードバック中に考慮しているので, 反応度係数をこの中に含めればよいと考えられるが, なお検討の余地はあろう。

Ⅲ. 想定事故解析

高速炉の想定事故としては, 起動時あるいは運転時における制御棒引抜き等による反応度の挿入, ポンプ故障あるいは配管破損による冷却材流量の変化, 流路の閉塞, (あるいはそれらの結果としての)冷却材(Na)の沸騰, 燃料取替時の燃料棒落下, 電源喪失等が挙げられる。このような異常事態に対する原子炉出力の応答を計算し, 炉内の燃料, 被覆材, 冷却材等の過渡状態を解析するのが事故解析コードの役割である。したがって, 事故解析コードは一般的には第2図のようなループの計算を繰り返すことになる。

第2図 原子炉動特性計算の概略ブロック図

すなわち, 与えられた反応度に対して動特性方程式を解いて炉出力を求め, それを前の時間ステップで求められていた原子炉の出力分布に従って炉内各領域での発熱量を求める。熱流体方程式ではそれぞれの領域に対して熱バランスと流体の方程式に従って燃料, 被覆材, 冷却材あるいは構造材の温度分布を求める。各領域, 各物質の温度は帰還反応度計算の部分で次の時間ステップでの反応度を求めるのに用いられ, ある温度とそれに伴う密度変化から新しい断面積を求めて拡散方程式を解きなおし, 新たな中性子束分布, したがって出力分布を求めるのに用いられる。この手続きは, 例えば軽水炉における空間依存過渡状態の解法と同じであるが, 高速炉の場合には軽水炉における沸騰のように, 局所的な変化が中性子束分布を大きく歪めることはない, 中性子束分布計算は省略される場合が多い。しかし, 逆に水の沸騰のように大きな負の値を持つフィードバックがなく, 温度係数が Na のボイド係数や燃料集合体彎曲係数のように, 正になり得る値も含めての多くの小さな値の和であるの

で、燃料、冷却材、構造材それぞれの温度を正確に求める必要があるのが高速炉の事故解析の特色である。

また高速炉の場合、即発中性子寿命が $10^{-6} \sim 10^{-7}$ sec というように短いため、動特性方程式を解く場合に何らかの工夫をしないと時間メッシュ幅を非常に短くしない限り解が不安定になる。このために Brittan⁽¹³⁾ による方法、あるいは Keepin による RTSコード⁽¹⁴⁾ 等が工夫されてきたが、現在は Cohen⁽¹⁵⁾ による Modified Runge-Kutta 法が比較的多く用いられている。

次に熱流体方程式の部分であるが、この部分がどれほど現象を正確に記述できるかが高速炉事故解析コードの特性を決めてしまうともいえる部分である。この部分では一般的には第3図にあるような構成のチャンネルを考えてこれについて温度分布を求める。

第3図 代表チャンネルの断面図

高速炉の解析コードの場合、燃料棒内の出力分布は一樣であるとするのが普通である。セラムックス燃料高速炉の場合、過渡時の燃料体内の温度分布が定常時のものと異なる上に中心と周辺での温度差が大きいため、燃料体内を半径方向にも複数個に区切るのが普通である。また、軸方向の1つのセルと次のセルとの間は断熱されていてその間の熱移動はないとする。特にこの熱流体の計算部分は予め出力や流量の時間的変化をインプットすることによって、独立に過渡状態における燃料、冷却材および構造材の状態を調べることができる。最近、原子力コード委員会が開発した MULLI-TRABLL⁽¹⁶⁾ あるいは ARGUS⁽¹⁷⁾ のような過渡時熱流体コードがこの例である。

帰還反応度計算部分では、通常は熱流体部分で得られた各領域の各物質の温度と、各領域のそれぞれの物質に与えられた温度係数とを用いてフィードバックを

計算する。この部分の詳しさは当然熱流体部分に依存するが、平均出力チャンネルをとって、これからフィードバックを求めているのが通例であった。しかし、最近複数のチャンネルをとる例も増えてきた。

いずれにせよ、事故解析計算はコードそれ自体がいかに精密であっても、それに伴う物理的、熱的あるいは機械的定数が正しくなくては正しい解を得ることは望み得ない。しかし、事故状態のような異常な温度、圧力条件でのインプット定数にあまり精度を期待し得ないのが実情で、事故解析計算はある程度パラメトリックなものにならざるを得ない。したがって、コード自体も単にモデルが正確というだけでなく、現在の計算機的能力で適当な時間内に解けることが要求される。以下に国内およびアメリカで特にセラムックス燃料 Na 冷却高速炉の事故解析に用いられている代表的なコードの特徴を述べてみよう。

1. EXCURS⁽⁹⁾

EXCURS は中性子動特性方程式は Cohen の Modified Runge-Kutta 法を用いて6群までの遅発中性子を扱える。また、原子炉がスクラムされてからの崩壊熱を Way-Wigner の式によって扱っている。チャンネルは最高出力チャンネルと平均出力チャンネルおよび各ホットスポット係数を統計的に扱い熱計算を行うホットスポット・チャンネルを考える。各チャンネルにおいて、半径方向には燃料体を等間隔に最大15分割、被覆材2分割、冷却材、構造材を考え、また、軸方向には最大50点までとれるようにして Runge-Kutta-Gill 法で解いている(熱計算部分は最近改良された)。発熱は燃料体内のみで生ずるとして、軸方向の出力分布は正弦分布を仮定している。物質の熱伝導度、密度、比熱等の定数は温度の2次式として表わされる。ただし、物質の相変化は考えていない。フィードバックは燃料軸方向膨脹係数、被覆材膨脹係数、Na 膨脹係数、構造材膨脹係数、ドップラー係数の5つを考え、平均チャンネルの平均温度でフィードバックさせる。すなわち、平均チャンネルで、燃料、被覆材、冷却材および構造材のそれぞれの平均温度を計算し、(3)式に従ってフィードバック反応度を求める。

$$\delta k_{f,0} = \sum_{i=f, cl, co, s} \alpha_i (T_i - T_{i0}) + \alpha_d T_{f0} \ln \frac{T_f}{T_{f0}} \quad (3)$$

i は燃料(f)、被覆材(cl)、冷却材(co)、構造材(s)を表わし、添字0は初期(定常状態)の温度を示す。外乱はステップおよびランプ反応度として加えられ、また出力、ペリオド(短)等が設定値を越えた場合、あるいは冷却材流量が設定値以下になった場合に任意の一定

の時間遅れをもってスクラム反応度(4)式が加えられる。

$$\delta k_{\text{rod}} = \alpha_{\text{rod}} \left[\frac{g(t_{\text{rod}} - t)^2}{2H} - \frac{1}{2\pi} \cdot \left\{ \sin \frac{\pi(2z + g(t - t_{\text{rod}})^2)}{H} - \sin \frac{2\pi z_0}{H} \right\} \right] \quad (4)$$

さらに、このコードは反応度挿入による外乱のほか冷却回路の破断、チャンネルの閉塞等に対しても計算ができる。

2. FORE II⁽¹⁸⁾

SEFORの安全性検討に際してFORE⁽¹⁸⁾というコードが作られたが、これを拡張してより一般的にしたFORE IIが現在アメリカでよく用いられている。FORE IIをEXCURSと対比させながら説明しよう。中性子動特性方程式はExplicit Finite Difference法という方法で解いている。この方法はFOREでの経験では時間ステップを小さくしないと解が不安定となることがあった。熱計算としては最高出力チャンネルと平均出力チャンネルのほかにホットスポット・チャンネルを扱っている。燃料体の半径方向分割数は9以内、軸方向は7分割以下である。比熱、燃料の熱伝導率などの主な定数は対温度の表として与えられるが、その多くは予めコードに内蔵されている。さらにギャップ熱伝達率が表面粗さ、ガスの種類、その時のギャップ間隔あるいは接触圧力等に応じて変わる。また、Naの沸騰、燃料の熔融等の相変化を取り入れることができる。そのほか、発熱を中性子出力と7発熱(物質の密度比に応じて配分される)に分けているのも特色である。崩壊熱は $\sum_i t^{-\alpha_i} (i=1\sim3)$ の形にfitし、インプットで α_i を与える。フィードバックは平均チャンネルの各領域毎にインプットで燃料軸方向膨脹、構造材半径方向膨脹および燃料、被覆材、冷却材、構造材等の密度変化に対応する係数を与えておき、各領域の各物質の温度から計算する。ドップラー効果は T^{-1} に比例する項と $T^0(b\text{キー}-1)$ に比例する項(T : 温度)の和として扱っているが、各領域内で予め原子炉全体の出力分布を考えたドップラー用温度というものを計算しておき、さらに軸方向の出力比の2乗で重みをとっている(1群近似でfluxとadjointの積で重みをとったことに相当する)。構造材半径方向膨脹は燃料の彎曲によるもの、軸方向の圧力差によるもの、熱膨脹によるものに分けてコード内で計算している。

挿入反応度は、時間対反応度または時間対出力の形の表(最大30点)で与えられ、その間は直線的に補間す

る。スクラム反応度、Na沸騰による反応度も同じく対時間の表として読み込まれる。スクラムは出口温度あるいは原子炉出力が規定の値を越えた時に生ずる。冷却材流量低下、冷却材入口温度の変化等もやはり対時間の表(最大30点)を読み込むことによって行われる。これらの多くはFORE IIの段階で改良されて一般化されたものであるが、そのためFORE IIはFOREの32Kに対して40Kのメモリーと3 fileを必要とするようになった。

以上のコードでは、フィードバックを平均出力チャンネルの温度変化からとって求めていた。燃料の軸方向の膨脹のように、比較的に線形な変化に対しては平均チャンネルで代表させることは良い近似であろうが、ドップラー係数のような場合には、すでに単に炉心温度の平均をとるだけでは正しくなく、FORE IIのような複雑なとり方を必要とした。さらにNaボイド発生に伴う反応度変化を考えることになれば、平均チャンネルのみでフィードバックを考えるわけにいかなくなり、多チャンネルからのフィードバックを考えた動特性コードが必要となってくる。アメリカでもこうした傾向は盛んで、1969年春のANS Topical Meeting⁽²⁰⁾でもこうした論文がいくつか発表されている。また、AIROSをこのために改良したAIROS IIが用いられている。

3. AIROS II⁽²¹⁾

Cohenの方法に基いてAIREK IIコードが作られたが、これはフィードバック方程式として

$$\dot{F}_j(t) = P_j Q(t) + U_j N(0) + Y_j F_j(t) + \sum_{i=1}^{\text{LMAX}} [\alpha_i \delta u_i(t)] F_{ji}(t) \quad (5)$$

(5)式を含んでおり、定数(P_j, U_j, Y_j)を定めることにより熱系の方程式を与えることができた。このフィードバック方程式の数を400個に増し、これにより多チャンネルからのフィードバックが扱えるようにし、また、Na沸騰、燃料熔融等の相変化を取り入れるようにしたものであるが、やや一般的すぎるのである特定のモデルと組み合わせ使用されよう。

一方、わが国においてもFAST⁽²²⁾、STRATH⁽²³⁾等のコードが作られ、原子力コード(特別専門)委員会においてもMULTI-TRABLLを熱流体方程式部分としたコード(XANTIPPY)を作成中である。後の2者の特徴は、まず1次元多群拡散方程式を解いて2次元拡散方程式のための断面積を縮約して準備し、2次元少数群方程式を解くことによって定常状態の出力分布を求めておき、その後の反応度変化を2次元少数群振動

法によって求めることであろう(2次元計算も可能だが時間的にみて実務的でない)。

4. MULTI-TRABLL⁽¹⁸⁾

これは前記の事故解析コード XANTIPPY の熱流体部分用のサブルーチンとして作られた多領域炉心用の解析コードであるが、現在までに外部から過渡出力、過渡流量を与えることによりテストが行われ安定した解が得られている。チャンネルは半径方向には10チャンネルまで、軸方向分割数は最大50点までとれる。

特に Na 沸騰現象について詳しい解析が行われ得る反面、燃料の溶融を考えていないこと、燃料棒内の温度分布を定常状態のものとしている点など、セラミックス燃料高速炉を対象とした場合に気になる点もいくつかある。

MULTI-TRABLL あるいはこのコードの基礎となった TRANS-FUGUE-I⁽²⁴⁾では、気化した Na と液体 Na が均一に混った状態で流路内を流れるという、いわゆる homogeneous model を採用している。これに対し Noyes らは、流路内にボイドが発生すると、その部分は100%ボイドで占められ、そのボイド領域が軸方向に上下に成長していくというモデルを考え、これに基づいたコード BURP⁽²⁵⁾を作成して解析を行い、特に TRANS-FUGUE-I に生ずる数値的な不安定性を除けたと述べている。

IV. 仮想事故解析

例えば想定事故が発生したとして、その場合制御棒が働かないようなことが起ると燃料の溶融が起るであろう。溶けた燃料は燃料体内のボイドを埋める(スランピング)こともあろうし、被覆を破って流れ出すこともあろう。もし、冷却材(Na)がまだ流路内に存在すれば溶けた燃料と Na の接触によって大きなエネルギーが発生することも予想される。しかし、これらの問題は取扱いの困難さのため、現在までのところ全く解析されていないというに近い状態にある。だが、その時もし炉心から Na が失われており炉心内に大きなボイドがある場合は、溶融燃料が炉心の下部に集中し、燃料密度の高い超即発臨界の炉心を構成することもあり得る。この場合の発生エネルギーは莫大な量に達し、しかもこの事故はエネルギー発生に伴って燃料の温度が上がり、炉内物質の圧力が上がってついに炉心物質を飛散させることによってしか終わらせることができない。この問題ははじめ Bethe-Tait⁽²⁶⁾によって半解析方法により解析され、以後高速炉の事故における発生エネルギーの上限を与える仮想事故として取り

上げられ、大型電子計算機の発達とともにいくつものコードが作られ、事故の性質もいろいろと解析されてきた。

この問題は想定事故解析に比べると本質的にはかなり簡単である。すなわち、現象の続く時間がせいぜい 10 msec という程度のものであるので、熱の移動は考えなくともよい。また、この時間の短いことから、所要計算時間の面からは中性子動特性方程式の解法では事故に至るプロセスを無視する限りはタイムステップの大きさを大きくする必要はなく、むしろフィードバック計算でのタイムステップの大きさが問題となる。その限りでは遅発中性子の項を全く無視してもよく、もし挿入され得る反応度の最大値の推定がついていれば(これが Bethe-Tait 法の近似である)、ステップ状の反応度挿入を考えてもよい近似となっている。

この解析のためにまず作られたのが AX-1⁽²⁷⁾コードで、このコードでは超即発臨界にある球型炉心とその prompt period をインプットし、ある単位時間に発生したエネルギーから炉内各点の物質の温度、さらに状態方程式(6)(Stratton Equation と呼ばれる)

$$\begin{aligned} p &= \alpha p + \beta \theta + \tau, & (p \geq 0) \\ &= 0, & (p < 0) \end{aligned} \quad (6)$$

に従って圧力を求め、各点の間の圧力差によって炉心物質の運動を運動方程式で解き、その移動による密度変化を正確に取り入れて S_4 法による多群輸送方程式を解くことによって反応度の減少を計算する。この過程を繰り返すことによって、炉出力が十分低下するまでの全エネルギー、運動エネルギーに転化したエネルギー、炉内各点の温度、圧力などを計算する。この方法は炉の出力の形、圧力波伝播を正しく取り入れることができる反面、 S_4 による核計算を繰返し行うこと、および炉心が膨張して外部に対し仕事をするとき内部エネルギー(温度)が下がるので、熱力学第一法則を介して温度と圧力の間の iteration を必要とすることからかなり長い計算時間を要する。AX-1 に基く原研の EXPLO⁽²⁸⁾では、状態方程式として Bethe-Tait のもの(7)式、あるいは飽和蒸気圧モデルによるもの(8)式のいずれかを選択する。

$$\begin{aligned} p &= \alpha(E - E^*), & (p \geq 0) \\ &= 0, & (p < 0) \end{aligned} \quad (7)$$

$$p = A \exp(-B/\theta) \quad (8)$$

この場合、圧力は温度の関数として一義的に決まるので、温度、圧力の iteration は不要となり計算時間が短くなる。さらに反応度挿入をちょうど即発臨界からのランブとし、ドップラー効果を T^{-1} に比例する形で

取り入れている。

飽和蒸気圧モデルに基いてドップラー係数を考慮したコードの初めのもは WEAK⁽⁸⁰⁾であろう。すなわち、Threshold 型の状態方程式は炉心物質が温度と共に膨脹してボイドを埋めつくした時に初めて圧力を発生するというものであるのに対し、液体はたとえ全体積を占める前でもその時の蒸気圧と平衡した状態で存在するので、それを考えた状態方程式(8)が用いられた。この場合、炉心の破壊は Threshold 型のものより早く始まるので、反応度挿入速度の大きくない事故では発生エネルギーが小さくなる。これが WEAK の名の由来である。反応度挿入速度はリニヤーランプで与えられ、また、ドップラー効果は炉心の平均温度に対し $T^{-3/2}$ あるいはドップラー項を3つの exponential の和に展開した形で与えられている。出力変化は遅発中性子を含む動特性方程式を解くことにより得られ、外部中性子源を導入することにより未臨界状態からも計算が始められる。出力と予め多項式の形で与えた炉内の出力分布によりエネルギー分布が与えられ、各点の温度さらに圧力が計算される。これにより運動方程式で物質の運動が決まる。しかし WEAK では実際に運動方程式を解くのではなく、炉内の物質の移動による反応度変化をこれも多項式の形で与えた危険係数(反応度価値)分布の勾配と圧力勾配から摂動法によって求めており、事故の間出力分布も危険係数分布も変化しないものとしている。実際、高速炉の仮想事故で炉心の飛散により補償されるべき反応度は普通 1\$ 以下なので、その間の出力分布の変化は小さくなく摂動法を用いることは比較的よい近似である。

WEAK の行なっている取扱いは広く Modified Bethe-Tait モデルといわれ、これに基いたコードはその後世界各国でいくつも作られ⁽⁸⁰⁾⁽⁸¹⁾、時には状態方程式をよりよく fit させるため多項式に改める⁽⁸²⁾などして、例えばドップラー効果が事故の規模を大変小さくすることなど仮想事故に対する様々の効果が調べられている。

この問題を円筒炉心に適用した作業も行われてきた。その1つの MARS⁽⁸³⁾では炉心を円筒または円環筒の6つ以下の領域に分け、それぞれの領域に異なった物質定数、状態方程式を適用できる。出力分布および危険係数分布は表としてインプットすることにより、任意の出力の形の炉を扱うことができる。ドップラー係数は T^{-1} または $T^{-(1-n)}$ ($n \neq 0$) に比例するものとして、領域毎の平均温度から定められる。状態方程式は飽和蒸気圧の式を用いている。動特性方程式は

普通の Runge-Kutta 法によって解かれている。

Modified Bethe-Tait 法は圧力波の伝播を無視しているので、境界が自由表面のような場合はよいが、そうでない異なる媒質の境界では、近似的にはこの場合を扱うことができる⁽⁸⁰⁾とはいえ、多少問題がある。

従来考えられていた規模の仮想事故では、反射波が炉心に大きな影響を与える以前に事故が終わってしまうので問題はなかったが、ごく小規模な事故で事故の継続時間が長くなると、これが重要になる可能性がある。

2次元円筒型炉心を軸方向には buckling 変化として取り入れて半径方向の1次元拡散方程式を用いる試みが FASTAC⁽⁸⁴⁾により行われている。炉心物質の移動は AX-1 と同様に扱って拡散方程式を解くが、出力変化は動特性方程式を解いており、 T^{-1} に比例する形でドップラー効果を扱っている。

仮想事故に関する限り現在全く問題がないというわけではないが、反応度挿入速度と状態方程式、初期出力などを正しく与えることができれば、全発生エネルギーについてはかなり信頼できる値が得られると考えられる。ところで、実際に仮想事故の場合に炉容器に損害を与えるのは、事故時に発生するエネルギーではなくこれによりなされる仕事である。この値の上限は等エントロピー膨脹を仮定することにより得られる。蒸気の膨脹中の凝縮を考えれば、この値がさらに小さなものになろうことは想像できるが、現在ではコードとしては等エントロピー膨脹を仮定したもので公開されているものはない。AX-1 では炉心物質の運動エネルギーが与えられるが、状態方程式が加圧された液体を表わすのに適切ではないのでこの方式は必ずしも一般的ではない。今後はこの面の開発が必要とされよう。

これらとは別に、高速炉の冷却材として使われる液体 Na は化学的に極めて active なため、空気や水と爆発的に反応して多量の熱を発生するという問題がある。したがって、炉心溶融再臨界事故に引き続き格納容器内の炉室に Na が流出すると、炉室中の空気と反応してガス温度を高めて内圧を上昇させることになり、これにより格納容器の設計条件が決定され、また、敷地周辺における放射線被曝量にも関係し、それゆえにこの Na 火災は設計の面から重要な問題である。解析方法としては発熱源として Na 火災による発熱と原子炉の崩壊熱を考え、除熱源としては格納容器およびその内容物を考える。Na と空気は次式により反応が行われる。

反応が進行するにつれて酸素量が減少し、炉室床面にプール状に Na が流出したと仮定した場合には、存在する有効酸素量により反応が規定される。反応速度も酸素濃度の低下とともに下がるが、ガス温度の上昇に対しては上がるといわれ、しばしば次式が用いられる。

$$\dot{M} = \dot{M}_0 \times \frac{W}{W_0} \times \left(\frac{T}{T_0} \right)^{1/2} \quad (10)$$

ここで、 $\dot{M}$: 反応速度

W : 反応に寄与する酸素存在量

T : ガス絶対温度

添字 0 はおのおのの初期値

上記のような主な条件の下に Na 火災の解析コードとして原研の NAFIRE⁽³⁵⁾がある。これにより Na 火災事故時の格納容器内ガス温度および内圧、壁温度を時間の関数として算出できる。

このコードの問題点としては、ガス温度を均一として 1 点近似している点であるが、実際に格納容器内のガス温度分布を詳細に求めるのは非常に難しく、どの程度まで近似すればよいかはその原子炉の設計にもよるので今後の研究課題となろう。

その他、重大事故および仮想事故時における放射線被曝量を算出、評価する必要があるが、その出発点となる出力および燃焼量による F.P. の生成量を計算するコード FP-1⁽³⁶⁾、および炉室からの放出、大気中での拡散、内部および外部被曝過程を追って被曝線量を計算するコード HAZARD⁽³⁷⁾等が原研にあるが、詳細は省略する。また、Pu の吸入による被曝線量の評価法については最近、ICRP の Task group から提案された Lung dynamics model⁽³⁸⁾が採用されつつあるので、この点についても今後コード化されよう。

V. 今後の課題⁽³⁹⁾

安定性解析、核的な問題を含む想定事故、仮想事故解析用のコードについて概観してその折りにすでに触れた問題もあるが、現在まであまり研究の進んでいない問題を挙げてみよう。想定事故については多チャンネルのフィードバックを取り入れた Na 沸騰を伴うコードの必要性が特に大型炉に対して強調されよう。この問題はすでに開発の開始されている問題であるが、現在の計算機のスピードと容量を考えると、単に今日の平均チャンネルからのフィードバックを考えた、しかし複雑なコード(例えば FORE II)をそのまま拡張する

のではなく、コード同士の相互比較を行うことなどにより重要と考えられるフィードバック量あるいは最も有効なチャンネル数や領域の分割などを予め見出す努力も必要である。

次に、想定事故においてスクラムされない場合、あるいは運転中の燃料溶融を考えた場合、それが仮想事故とどう結びつくかが問題となる。単純に言えば、これは仮想事故時の炉心構成と反応度挿入率を定めることになる。このような研究には Persiani らによって行われたもの(ANL1891/RP)⁽⁴⁰⁾、あるいは Fisher らによる PREAX⁽⁴¹⁾がある。これらのコードでは、予め炉心高さの変化と反応度とを関係づけておき、溶けた領域は粘性抵抗を受けながら重力落下下としている。反応度と炉出力は動特性コードでつながれる。しかし、熱的取扱いは詳しく行われておらず、また公開もされていない。Stievenart らによるこの熱的取扱いを詳しく燃料移動を摂動法で解く PROFUSION⁽⁴²⁾というコードがあるが、いずれにせよスランピングの取扱いが第 2 の問題点となろう。

第 3 には、溶融燃料が Na と接触して起す圧力の問題である。この研究は Hicks & Menzies⁽⁴³⁾らによって始められたが、いまだ解析法は確立していない。これにより、もし溶融燃料が炉心から押し出されるならば、事実上現在の仮想事故を考える必要がなくなろうが、局部的にこの反応が生じた場合、この圧力パルスにより中心部付近の燃料が圧縮され反応度の増加する可能性も考え得るので、それらを含めて研究する必要がある。

これらすべての問題が解決済みというわけではないが、例えば ANL では SASIA⁽²⁰⁾という大きな総合コードを作り、定常状態からポンプの停止、さらに仮想事故に至るまでの状態を解析しようとしており、これは各部分コードの開発と共に今後の 1 つの傾向となろう。

さらに事故解析を完全なものとするためには、事故後における溶融物質あるいはガス(ただし、仕事をし終った)が、炉心周辺機器(支持板、原子炉容器等)とどのような反応をし、どういった影響を与えるか、なされた仕事が炉心周辺機器に吸収されるかどうか、等を評価するコードの開発が必要である。

VI. あとがき

高速炉の安全解析コードについて、現在公表されているものを対象として、最初に述べた範囲に限り現状と問題点を述べてきた。第 1 表にこれらのコードにつ

第 1 表 高速炉安全解析コード一覧表⁽⁴⁵⁾

分 野	コ ー ド 名	コ ー ド の 内 容	プログラム型式	代表例の計算時間
安 定 性	SSK	原子炉を周波数領域において記述し、炉心安定性を評価する。	FORTRAN IV	< 1 min (IBM 7044)
	BOWING	燃料集合体の面対間に温度差が生じた場合の各列の集合体の湾曲形状を算出する。	FORTRAN IV	< 1 min (IBM 7044)
	ELBOW	出力、流量および高速中性子束損傷による燃料棒の湾曲、応力等を計算する。	FORTRAN IV	1 ~ 2 min (IBM 7044)
想 定 事 故	RTS	原子炉動特性方程式をラプラス変換のパラメータを利用して積分して原子炉出力応答を求める。	FORTRAN II	(IBM-704)
	ARGUS	円筒状燃料の過渡温度を計算する。ただし、時間依存の熱発生量をインプットする。	FORTRAN 63	$0.125 \times (\text{分割数}) \times (\text{打ち切り時間}) \times (\text{時間ステップ}) / 6,000$ (CDC 3600)
	EXCURS	チャンネル近似の核熱結合動特性コード。	FORTRAN IV	約 1 min (IBM 360)
	FORE II	同上、物質の相変化を考慮する。	FORTRAN II	0.5 sec/時間 ステップ (GE 635)
	AIREK II	Cohen の方法に基く 1 点近似の原子炉動特性解析コード	FORTRAN II, IV FORTRAN 63	1 min (IBM 7090)
	AIROS II	AIREK II のフィードバック方程式の数を 400 個とし、多チャンネルからのフィードバックが扱えるようにし、相変化も考慮する。	FORTRAN II, IV	1 ~ 2 min (IBM 7094)
	FAST	非均質モデルを仮定した沸騰を含む多チャンネル動特性解析コード	FORTRAN IV	約 7 min (GE 635)
	STRATH	2 次元拡散、摂動コードと結合させた沸騰を含む多チャンネル動特性解析コード。	FORTRAN IV FORTRAN 63	
	TRANS-FUGUE-I	均質モデルに従った Na 沸騰現象解析コード、過渡出力、過渡流量は外部から入れる。(単チャンネル)	FORTRAN II	2 ~ 4 min (IBM 7094)
	MULTI-TRABLL	同上(多チャンネル)沸騰時の扱いを詳細にしている。	FORTRAN IV	1 ~ 2 min (IBM 360)
	BURP	非均質モデルにより、軸方向上下のボイド成長を考えた Na 沸騰現象解析コード。		
	RUPTUR	1 次系配管破断時の各部流量の時間的変化を計算する。	FORTRAN IV	< 1 min (IBM 7044)
想定一仮想事故	PREAX	炉心溶融の過渡現象を特に中性子動特性に重点をおいて解析する。		
	PROFUSION	上記の過渡現象において熱的取扱も詳しく入れている。		
	SASIA	定常状態から仮想事故までの過渡現象解析コード。		
仮想事故	AX-1	球形・超即発臨界体系において発生するエネルギー・温度・圧力・密度・速度の時間的変化を計算する。	FORTRAN II, IV FORTRAN 63	10 min (CDC 3600)
	EXPLO	AX-1 を改良した炉心溶融再臨界事故解析コード、ドップラーによるフィードバックを考慮する。	FORTRAN IV	6 min (IBM 7044)
	WEAK	AX-1 において状態方程式を飽和蒸気圧モデルとしドップラーフィードバック効果を入れたもの。	FORTRAN II	1 min (IBM 7090)
	MARS	円筒または円環筒の 2 次元炉心溶融事故解析コード、領域毎に物質定数、状態方程式を適用できる。	FORTRAN IV	5 min (IBM 7094)
	FASTAC	2 次元円筒形炉心を軸方向には buckling を考え、半径方向に 1 次元拡散方程式を用いた炉心溶融事故解析コード。	FORTRAN IV	

分野	コード名	コードの内容	プログラム型式	代表例の計算時間
	NAFIRE	Na-空気反応時のガス温度、格納容器内圧変化を求める。	FORTRAN IV	1 ~ 2 min (CDC 3600)
障害解析	FP-1	燃焼および冷却時間の関数として F. P. 生成量を求める。	FORTRAN IV	1 min (IBM-360)
	HAZARD	F. P. および Pu による内部被曝線量、外部被曝線量を計算する。	FORTRAN IV	< 1 min (IBM-360)

いて簡単にまとめて表に示しておく。安全解析コードを問題とした場合に、純学問的な場合と設計面からの場合とでは多少ニュアンスが異なることがある。前者においては、ある部分において物理的なアプローチを綿密に行おうとするあまり片寄り過ぎ、実際の原子炉に当てはめにくい場合も出てくる。また、後者の点からは、対象とする炉を考えて解析モデルを作成してコード化するため、全般的に各要素は含むがあまり詳細に物理的記述を行い得なかったり、一般的適用性を失うことがある。現在、Na の沸騰現象については種々実験が行われ、また、解析コードも開発されつつあるが、いまだ設計の面からは利用できるコードがないのが現状である。一方、例えば配管破断を起り得る事故と考えるか否かは別として、瞬時配管破断事故解析を行えるコード RUPTUR⁽⁴⁴⁾ が原研にあるが、これは高速実験炉を対象として考えているため、一般的にどの炉に対してもそのまま使えるとはいえない。したがって、ここで説明してきたコードがすべて直ちに有効に使用できるかという問題は、要求される精度および計算時間の面と併わせて考えなければならない。また、紙数の関係から、発電炉を考えた場合の蒸気発生器の破損による Na-水反応、仮想事故時に格納容器内に放出されると想定されている F.P., Pu 等のエアロゾルの挙動等についてはいまだ現象の解明段階であることもあり省略した。

以上指摘してきたように、高速炉の安全解析コードの開発のためには、それ以上の実験的実証の努力を必要とし、また、それと共にコード上からもパラメトリックな計算から問題となる因子を摘出して実験にフィードバックするなどして初めて有用なものとなる分野が多く、これからの進展が望まれる。

本稿に目を通して種々有益なご指摘を下された原研原子力コード委員会(本会「原子力コード」特別専門委員会)高速炉安全性コード開発専門部会委員長黒井英雄氏に感謝の意を表する。

— 参 考 文 献 —

(1) THALGOTT, F.W., *et al.*: Stability studies on

- EBR-I, *Proc. 2nd Geneva Conf.*, **12**, (1958).
 (2) KINCHIN, G.H.: The stability of fast reactor, *AERE RP/M83*, (1956).
 (3) BETHE, H.A.: Reactor safety and oscillator test, *APDA-117*, (1956).
 (4) WAKABAYASHI, J.: Analytical study of the transfer function of EBR-I Mark-IV, *ANL-6773*, (1963).
 (5) SUDA, N., OHYAMA, A., AN, S., *et al.*: Dynamic analysis of the experimental fast reactor, *JAERI-memo* 2315, (1966).
 (6) KLINKMAN, A.E., *et al.*: Reactor dynamics measurements on the Enrico Fermi reactor, *ANL-7320*, 629~653 (1967).
 (7) HASSITT, A.: CRAM, a computer program to solve the multigroup diffusion equations, *TRG-Report-229(R)*, (1962).
 (8) COHEN, C.E.: A simplified theory of pile noise, *Nucl. Sci. Eng.*, **7**, 472~475 (1960).
 (9) 斎藤伸三: 動特性解析コード“EXCURS”, *JAERI-memo* 2515, (1966).
 (10) CHAUMONT, J.M., *et al.*: 2D PERT, a two-dimensional perturbation code, *ANL-6555*, (1962).
 (11) 斎藤伸三: 燃料集合体湾曲効果の検討, *JAERI-memo* 3382, (1969).
 (12) KATZ, R.: ELBOW fuel element bowing code, *GAMD-6334*, (1964).
 (13) BRITTAN, R.O.: Some problems in the safety of fast reactors, *ANL-5577*, (1957).
 (14) KEEPIN, G.R., COX, C.W.: General solution of the reactor kinetic equations, *Nucl. Sci. Eng.*, **8**, 670 (1960).
 (15) COHEN, E.R.: Some topics in reactor kinetics, *Proc. 2nd Geneva Conf.*, **12**, 629 (1958).
 (16) ISHIKAWA, M., TONE, T., KOBAYASHI, K.: “MULTI-TRABLL”, a multi-channel computing model for thermo-hydrodynamical analysis in a liquid metal cooled fast reactor, *JAERI-memo* 3611, (June 1969).
 (17) SCHOEBERLE, D.F., HEESTAND, J., MILLER, L. B.: Axisymmetric, cylindrical configuration, the Argus program, *ANL-6654*, (Nov. 1963).
 (18) FOX, J.N., LAWLER, B.E., BUTZ, H.R.: “FORE II, a computational program for the analysis of steady state and transient reactor performance”, *GEAP-5273*, (1966).

- (19) GREEBLER, P., SHERER, D., WALTON, N.: FORE, a computational program for the analysis of fast reactor excursions, *GEAP-4090*, (1962).
- (20) *Proc. Conf. Effective Use of Computers in the Nuclear Industry*, Apr. 21~23, 1969, CONF-690401, (1969).
- (21) STACHURA, S.J., et al.: AIROS II, a reactor dynamics simulator for LMFBR design, *Int. Conf. Safety Fast Reactors, Aix-en-Provence*, Sep. 19~22, 1967, To be published.
- (22) 永嶋国雄, 清水彰直, 奈良義彦: 高速炉用動特性コード FAST, 本会昭 43 炉物理炉工学分科会予稿集, C17, 18, (1968).
- (23) 近藤駿介, 他: 沸騰を考慮した高速炉用 2 次元動特性コードの開発, 同上, C19, (1968).
- (24) NOYES, R.C., MORGAN, J.G., CAPELL, H.H.: TRANS-FUGUE-I, a digital code for transient two-phase flow and heat transfer, *NAA-SR-11008*, (July 1965).
- (25) NOYES, R.C., LURIE, H., JARRETT, A.A.: The development and growth of incore voids due to boiling during fast reactor transients, *ANL-7210*, 881 (1966).
- (26) BETHE, H.A., TAIT, J.H.: An estimate of the order of magnitude of the explosion when the core of a fast reactor collapses, *RHM*(56) 113, (1956).
- (27) OKRENT, D., et al.: AX-1, a computing program for coupled neutronics-hydrodynamics calculations on the IBM 704, *ANL-5977*, (May 1959).
- (28) 田坂完二: 高速炉の炉心溶融事故解析コード EXPLO, *JAERI-memo* 3331, (1968).
- (29) STEPHENSON, J.W., NICHOLSON, R.B.: WEAK explosion program, *ASTRA-417-6.0*, (Feb. 1961).
- (30) LORD, R.M.: Effect of core configuration on the explosive yields from large sodium-cooled fast reactors, *Int. Conf. Safety Fast Reactors, Aix-en-Provence*, Sep. 19~22, 1967, To be published.
- (31) RENARD, A., STIEVENART, M.: Evaluation of the energy release in case of a severe accident for a fast reactor with important feedbacks, *ibid.*
- (32) MEYER, R.A., WOLFE, B., FRIEDMAN, N.F.: A parameter study of large fast reactors meltdown accidents, *ANL-7120*, 671 (1965).
- (33) HIRAKAWA, N.: MARS, a two-dimensional excursion code, *APDA-198*, (June 1967).
- (34) OHYAMA, A., AN, S., KONDO, S.: Analysis of fast reactor core meltdown accidents, *Int. Conf. Safety Fast Reactors, Aix-en-Provence*, Sep. 19~22, 1967, To be published.
- (35) 田坂完二: ナトリウム-空気反応解析コード(NA FIRE コード), *JAERI-memo* 3181, (1968).
- (36) 笹本宣雄, 田坂完二, 斎藤伸三: 核分裂生成物生成量計算コード「FP-1」, *JAERI-memo* 3019, (1968).
- (37) 斎藤伸三: *JAERI-memo*, 準備中.
- (38) MORROW, P.E., (Chairman): Task group on lung dynamics, *Health Phys.*, 12, 173 (1966).
- (39) Liquid metal fast breeder reactor program plan, *WASH-1100*, (Aug. 1968).
- (40) PERSIANI, P.J., et al.: Some considerations on the meltdown problem for FARET, *ANL-6935*, (1964).
- (41) FISCHER, G.J., MENELEY, D.A., VOLODKA, L. K.: Fast reactor meltdown accident analysis code PREAX, *ANL-7210*, 299 (1966).
- (42) STIEVERART, M., RENARD, A.: Propagation of fuel melting in a fast reactor using a ceramic fuel, *Int. Conf. Safety Fast Reactors, Aix-en-Provence*, Sep. 19~22, 1967, To be published.
- (43) HICKS, E.P., MENZIES, D.C.: Theoretical studies on the fast reactor maximum accident, *ANL-7120*, 654 (1965).
- (44) 斎藤伸三: 高速実験炉主 1 次系配管破断事故に関する考察, *JAERI-memo* 3340, (1968).
- (45) BUTLER, M.K., et al. (Argonne code center): Compilation of program abstracts, *ANL-7411*, Suppl. 1, 2, (1968).