講演

原子力工業における計算機応用の現状

Present Status of the Computer Application to Nuclear Engineering

By John A. De Vries

本年8月より発足した計算コード専門委員会は9月15日の第2回委員会で、来日中の Mr. John A. De Vries を招聘して上記の題目で講演討論会を行なった。Mr. DeVries は以前 Curtis-Wright 社において、多くの原子力コードを自身で作った専門家であり、その範囲は拡散方程式、燃焼度計算、モンテカルロ法と非常に広範囲にわたっている。現在は IBM において、Nuclear Codes および 7090 の specialist として、すべての原子力コードを7090にて使用可能に統一する仕事に従事している。現在アメリカでは Argonne 研究所がすべての原子力コードを集めて整理する仕事を AEC から委託されているが、この方はそのコードが作られた時の機械に対するコードである。IBM でも同様な仕事を企画したわけであるが、この方はすべてのコードを7090に編集し直している点が特長である。当日の講演会では IBM 機械の現状、最近において作られた原子力コードおよび計算技術に関する諸解説など広範囲にわたって論議され、講演終了後質疑応答が行なわれた。

最初に、アメリカにおいて IBM-7090が原子力の計算にいかん利用されているかを概観してみたい。最近一部の人の間で IBM の機械の将来性について誤った印象を持たれているようであるので、事態をはっきり理解するために IBM-7090 を実際使用している諸会社、諸研究所の名をあげて説明することにする。原子力の計算に IBM-7090 を使用している会社はつぎのとおりである。

U.S. Industrial Use of 7090 for Nuclear Computations

- Atomics International, Canoga Park, Cal.
- General Atomics, San Diego, Cal.
- GE ANP, Evandale, Cal.
- Westinghouse A.P., East Pittsburgh, Pa.
- Martin Co., Baltimore, Md.
- Lockheed Missiles, Sunnyvale, Cal.
- Lockheed Aircraft, Marietta, Ga.
- Marquardt Aircraft, Los Angeles, Cal.
- Space Technology Lab., Los Angeles, Cal.
- General Motors Research, Detroit, Mich.
- Aerofjet Gen., Los Angeles, Cal.
- GE Hanford, Wash.
- Union Carbide Nuclear Corp., Oak Ridge Gaseous Diffusion Plant, Oak Ridge, Tenn.

このうち○印の会社は原子力のみを使用している会社であり、その他は他の部門と共同で使用している。これらは決してアメリカにある7090のすべてではなく、原子力と直接関係のあるものをあげただけである。ア

メリカにおいては90以上の7090が既に注文済みであり、30台以上が運転されている。これらの数はアメリカにある同じクラスの計算機の総数の6倍にも達している。Westinghouse の Bettis や GE の KAPL は確かにアメリカにおける最も大きい、最も進んだ研究所で、そこでは IBM の機械は使用されていないが、その2台と上述のような状態を同等に比較することは誤りであろう。このように多くの機関で IBM の機械をもっていることは、今後もその機械の原子力コードがどんどん作られて行くことを意味する。つぎに政府研究所の原子力における使用状況はつぎのとおりである。

U.S. Government Laboratory Use of 7090 for Nuclear Computations

- UCRL, Livermore, Cal.
- Los Alamos Scientific Laboratory, Los Alamos, N.M.
- Jet Propulsion Laboratory, CIT, Pasadena, Cal.
- David Taylor Model BASIN, Washington, D.C.

このうち Los Alamos 研究所には704が3台、7090および STRETCH というように非常に完備した計算設備をもっている。Jet Propulsion Laboratory でも原子力の研究を行っており、最近704と7090を入れ換えた。さらに海外における原子力への7090の使用はつぎのとおりである。

Other 7090 Use for Nuclear Computations

United Kingdom Atomic Energy Authority,
(England)
Centre Detudes Nucleaires de Saclay, (France)
Atomic Weapons Research Establishment,
(U.K., Australia)
Atomic Weapons Research Establishment,
(Sweden)
Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.,
(Tokyo Japan)

このうち、3番目と4番目の機関では勿論原子力専用ではなく、他の兵器に関する計算も行なっているようであるが、原子力の計算もかなり行なっているようである。その他 7070/74 を原子力計算に使用している所も一緒に述べておく。

7070/7074 Use for Nuclear Computations

Combustion Engineering, Hartford, Conn.
Rolls Royce, (England)
(Yugoslavia)
Hitachi, (Japan)

ここで7070/74の使用者の名前をあげたのは、FORTRANを通じて、この機械は完全に7090と直結しているからである。IBMにはSTRETCHに始まり、7090, 709, 704, 7074, 7070と上級から順に段階がつけられていて、ある機械に対して作られた FORTRAN Program をそれより上級の機械にもっていった場合、直ちに使用できるようになっている。ただし、より下級の機械に持っていくことは一般には許されない。しかしながら7090と7070/74の間では機械の装置が非常に似ているので、下級機の Program を上級機に適用することもあまり困難ではない。FORTRAN Statement は7090と7070では全く同じであるから、7090のためにFORTRANで書かれた Program はそのまま7070で使用される。ただしCore memoryの数が7090では32,000であり、7070では10,000であるから、Dimension Statementは変更しなければならない。しかしいずれにしてもFORTRANを用いると、このように機械が異なっても Program の互換性があるということは非常に重要なことである。Atomics InternationalとGeneral Atomicsでは、数ヶ月前に今後一切の原子力コードをFORTRANで書くことにきめている。このことは以上述べてきたことの外に、その Program の一部を他の人が変更するのに、他の形で Program されたものに比して非常に容易であるという利点もある。一方、アメリカの比較的小さい機関で、非常に活発に原子力の研究をしているが自分の所で機械をもっていない

い所でも、計算センターの7090を使用し、またはしようとしている。現在までにアメリカで開発された原子力コードは Communication of A.C.M. (Jan. 1959 & Jan. 1960) に編集されているが、これらはつぎの3通りに分類できる。

- (1) IBM-650 のもの
- (2) IBM-704 のもの
- (3) その他の機械のもの

であるが、80%のコードは IBM-704 に対して作られたものである。ほとんどすべての重要な、すなわち数多く繰り返えして使用されている原子力コードはこの80%のうちに含まれていると考えてよい。この80%はさらにつぎの3つの型に分類される。すなわち、

1. FORTRAN

2. } Machine Language { 4K及び8K SAP program
3. } { 32K SAP program

さてすでに過去において、原子力のみならず広い分野において、非常に数多くのコードが704用に開発され、それに要した費用も莫大なものである。したがってこれらのコードを新しい機械に、あまり手を加えないで使用できるかどうかは重大な問題であるので、704のために作られた Program を7090に使用する時の問題について考えてみよう。まず1の形、すなわち、FORTRANにて書かれたものは、そのまま7090にてrecompileすることにより使用でき、全く手を加える必要はない。2はCompatibility modeという運転方式をとることにより可能になる。これはまず32Kの7090のstorageの半分、すなわち16,000語の中に704用の Program をすべて移す。Input-Outputを除いては7090の中の演算要素は704と同じものがすべてであるので、704の演算はそのまま実行可能である。Input-Outputは対応するものではなく、704よりもずっと優れたものがついている。残りの16,000のmemoryの中にはCompatibility programと704においてDrumに入っていたdataおよびtape unitのbufferを入れておく。(7090にはDrumはついていない。)さて計算が始まり、7090にないInstructionが出て来た場合、Compatibility programに飛び、それを解釈し、演算を行なってまた元に戻るという方式で計算が進むわけである。FORTRANを流用する場合には、自分自身のInstructionを用いてCompileをし直すので、流用したために生ずる不利はないが、Compatibility modeの場合いちいちCompatibility programに飛び、解釈しなければならないので、少し能率が落ちる。しかしこのことは後に拡散コードのところでも実例で示すように大した

差ではない。勿論ほとんどの Instruction は 7090 でも実行可能であるが、実行不可能の少数(これは Input-Output に関係したものだけである)のものについてだけ上の手順をとるわけである。3. の場合、すなわち 32K 704 用の SAP program で書かれたものを 7090 に使用する場合は書き直さなければならない。書き直すといっても、program のほんの一部分と、それに Input-Output の部分だけであるから大したことはない。

つぎに 7090 に対して作られた原子力コードについて概観してみよう。Appendix にそれらをまとめておくが、原子力コードの分類は大体においてでき上がっているの、ここでも大体それに従うことにする。

ここでは第 1 に拡散および年齢拡散の方程式を取り上げているが、その理由は、これが原子炉の臨界計算という非常に重要な問題に関係があるばかりでなく、一次元および二次元の拡散方程式のコードは燃焼度計算(これは本質的には拡散方程式の問題になるのであるが)のそれとともに最も多く使用されているコードであるからである。現在アメリカでの原子力における計算機使用のうち 60~75% はこの問題である。

最初の AIM-5 は Atomics International の Multi-group のコードで、Bettis の WANDA を改良したものであり、Input-Output を、より便利にしてある。またこのコードを用い、mesh point の数 173, 4 group, 9 regions の場合 6 cases について計算を行なったが、704 で 14 分、709 で 10 分 23 秒、7090 で 2 分 7 秒の計算時間をそれぞれ要した。

第 2 に二次元コードについてはアメリカではほとんどが $x-y$ または $r-z$ で考えている。二次元コードの最初に述べる ANGIE では mesh point を 2,000 取っているが、自分はその mesh point 数は充分であると考えている。あるコード、たとえば Bettis の PDQ では、より微細な点を計算するために 7,500 まで mesh point を取り得るようになっていて、しかしある部分を詳細に計算しようとして mesh を細かくしてもそのような細かい領域への拡散理論の適用自体、その正当性を失ってくるので、あまり mesh point を多くとることは無意味と考えている。したがって実際には 2,000 もあれば充分であろう。実際に行なわれている計算も mesh point が 1,500 とか 1,000 が一番多いようである。

つぎに二次元の拡散方程式を解く時の問題について概説する。その手順はつぎの 3 つの段階に分けて考えられる。すなわち

1. 連立方程式の係数計算
2. 連立方程式の解法

3. Output の準備

1. の段階での連立方程式とは勿論偏微分方程式を階差式に直してできた方程式で一般につぎの形をもつ。

$$a_{n,m} \phi_{n,m+1} + b_{n,m} \phi_{n,m-1} + c_{n,m} \phi_{n+1,m} + d_{n,m} \phi_{n-1,m} - s_{n,m} \phi_{n,m} + e_{n,m} = 0$$

ここの計算では、 $a_{n,m}$, $b_{n,m}$ 等の係数を求めることで、これはその点でのマクロの断面積、拡散係数などによりきまるものである。2. の段階は上の方程式で ϕ を未知数として求めるのであるが、上の方程式は各 energy group, 各 mesh point について与えられるので大変な数になる。たとえば mesh point の数 2,000, group 数 4 の場合は 8,000 元の連立方程式となり、数学的には大変な問題である。以下この問題をもう少し詳しく述べる。3. の段階は答をどんな形でかくかをきめるもので、大して困難な問題ではない。

さて段階 2. の問題はここ数年来研究されてきており、種々進歩している。この研究は単に原子炉の計算に重要であるばかりでなく、応用数学上きわめて重要な問題である。この問題の解法には (1) Over Relaxation 法, (2) Alternating Direction Impliction 法の 2 つの方法がある。

(1) Successive Over Relaxation 法

この方法は人によっては発表者の名をとり、Accelerated Liebmann 法とか、Richardson 法とか呼んでいるが、多くの人々が過去において独立にこの方法を考えたのであるから、私は人の名をつけないで呼ぶことにする。この方法はつぎのように書くことができる。

$$\begin{aligned} \phi_{n,m}^{(p+1)} &= \phi_{n,m}^{(p)} + \omega [R_{n,m}(\phi_{n,m}^{(p)})] \\ R_{n,m}(\phi_{n,m}^{(p)}) &= a_{n,m} \phi_{n,m+1}^{(p+1)} + b_{n,m} \phi_{n,m-1}^{(p)} \\ &\quad + c_{n,m} \phi_{n+1,m}^{(p)} + d_{n,m} \phi_{n-1,m}^{(p+1)} \\ &\quad + e_{n,m} - s_{n,m} \phi_{n,m}^{(p)} \end{aligned}$$

で $R_{n,m}$ は収斂した時には零になるべきものである。 ω が収斂を加速する因子で $1 < \omega < 2$ であり、 $\omega = 1$ は加速しない状態に対応する。 ω はその時の連立方程式の係数行列により最もよい値がきまる。 ω の求め方については Bettis の Varga が研究し、種々発表している。正確には最適の ω は問題の種類によりいろいろ計算して求めるべきものであるが、私が非公式に得た情報では、普通の原子炉計算に出て来る問題では ω を 1.25 としておけば、大抵の場合よいということである。実際に計算してみるとある場合は 1.2 であったり、1.3 であったりするが、どのような場合でも、1.25 からあまりはずれないということである。それならば ω を苦勞して求める必要がはたしてあるかどうかという問題について、以前 Bettis の人々と話し合ったこと

がある。その結果2方向の増分の比、すなわち $\Delta y / \Delta x$ が1より非常にはずれた時は ω は時として1.98 というような極端な値になることがあり、そのような場合にはやはり計算の必要があるという結論を得た。なおこの Over Relaxation 法の特長は、手順が非常に単純で Program が容易なことである。

(2) Alternating Direction Implicit 法 (ADI 法)

これは発表者の名をとって、Peaceman-Rachford 法とも呼ばれるものであるが、つぎの形にかくことができる。

$$\begin{aligned} & -a_{n,m} \phi_{n,m+1}^{(p)} - b_{n,m} \phi_{n,m-1}^{(p)} + [s_{n,m} - t_{n,m} \\ & + \omega^{(p)} v_{n,m}] \phi_{n,m}^{(p)} = c_{n,m} \phi_{n+1,m}^{(p-1)} + d_{n,m} \phi_{n-1,m}^{(p-1)} \\ & - [t_{n,m} - \omega^{(p)} v_{n,m}] \phi_{n,m}^{(p-1)} + e_{n,m} \\ & - c_{n,m} \phi_{n+1,m}^{(p+1)} - d_{n,m} \phi_{n-1,m}^{(p+1)} + [s_{n,m} - u_{n,m} \\ & + \omega^{(p)} v_{n,m}] \phi_{n,m}^{(p+1)} = a_{n,m} \phi_{n,m+1}^{(p)} + b_{n,m} \phi_{n,m-1}^{(p)} \\ & - [u_{n,m} - \omega^{(p)} v_{n,m}] \phi_{n,m}^{(p)} + e_{n,m} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{ここで } t_{n,m} &= c_{n,m} + d_{n,m}, \quad u_{n,m} = a_{n,m} + b_{n,m} \\ v_{n,m} &= a_{n,m} + b_{n,m} + c_{n,m} + d_{n,m} \end{aligned}$$

さてこの方法の名前の意味は最初上式の右辺が与えられたものとして左辺の ϕ を解くのであるが、この時未知数は添字 m の方向に3つ入っており、これを同時に解かなければならない。すなわち未知の ϕ が Implicit の形で入っており、前に述べた Over Relaxation 法で ϕ が Explicit に与えられた形と対照的である。この式で全平面の ϕ を求めたなら、この値を下式の右辺に入れ、添字 n の方向に3つ並んだ ϕ を未知数として解くわけである。こうして2つの方向が終った時1 cycle が終る。また行と列が交互に入れ換わる所にこの表題の出所がある。なお原式に出て来る ω は Over Relaxation 法における ω のように収束を速くする因子であるが、 p なる添字をもっているのは繰り返しごとに変えた方が有利であると一般に考えられているからである。しかし1回の cycle (すなわち2方向での sweep) の間は必ず同じ値に保っておくことに注意しなければならない。

さて上式の Implicit 方程式 (一直線上の相隣れる3点の関係を2つの与えられた境界条件で解く問題——これは一次元の拡散方程式の問題に対応し、ADI 法というのは1方向の変化を交互に固定して解く方法である——) の解法は数年前に作られたもので、非常に有効なものであるが、なぜか今まで数値解析の本に説明されていなかった。W. Sangren が彼の "Digital Computers and Nuclear Reactor Calculations" の p. 134 に述べているので、それを参照されたい。

さて Over Relaxation 法と ADI 法との比較であるが、2年前の ACM Conference (at University of Illinois) において Dr. Varga は、ADI 法が特に Relaxation 法より秀れているということはないように思うと述べているし、また私が以前 Peaceman と話した時、彼が同じ問題を ADI 法と Relaxation 法で解いたが、その時の「仕事量」はあまり変らなかったといっている。ここで「仕事量」という表現を用いたことに注意されたい。繰り返えしの数だけならば確かに ADI 法は少ないかも知れないが、その面倒な論理その他を考えると必ずしも有利ではないという意味である。しかしここ数年来これらの問題は種々研究され、それぞれの方法を支持する人があることは確かであるが、私としては Over Relaxation は実用上充分役立つものであると思っている。どちらの方法がよいかはそれぞれの問題について充分研究すべきことであろう。

つぎに Compatibility mode の例にあげた PDQ-2 で (cf. Appendix), 同じ例題を 709 と 7090 (これは Compatibility mode で計算している) で行なった計算時間を示してあるが、この結果わかることは、Compatibility mode を用いても計算時間はいくらか損をしていないことである。すなわちここに述べた計算時間の比はほとんどそれぞれの機械の計算速度の比になっている。

最後に最も普通に用いられている Multi-group の計算のうち inner iteration について簡単に述べたい。一般に4 group の拡散方程式はつぎのように書くことができる。

$$\begin{aligned} -D_1 \nabla^2 \phi_1 + A_1 \phi_1 &= S_1 \\ -D_2 \nabla^2 \phi_2 + A_2 \phi_2 &= S_2 \\ -D_3 \nabla^2 \phi_3 + A_3 \phi_3 &= 0 \\ -D_4 \nabla^2 \phi_4 + A_4 \phi_4 &= 0 \end{aligned}$$

この方程式を解く手順は

- (i) $\phi^{(0)}$ を仮定する
- (ii) Source term $S^{(0)} = f_1(\phi^{(0)})$ を計算する。
- (iii) (ii) にて与えた S から $\phi^{(1)} = f_2(\phi^{(0)})$ を求める。
- (v) $S^{(1)} = f_1(\phi^{(1)})$ を計算する。
- (iv) $\left| \frac{\phi^{(0)} - \phi^{(1)}}{\phi^{(0)}} \right| < \epsilon$ を満足するかどうかを調べる。

もし満足すれば計算は終り、満足しなければ (iii) に戻る。

これらの手順は勿論原理だけを簡単に書いたもので、(iii), (iv) が inner iteration の部分であるが、ここで重要なことは ADI 法を用いようと Over Relaxation

法を用いようと、最後には(iv)で収斂を判定するわけである。ここで ϵ にはある値を与えるわけであるが、私のいいたいことは、inner iteration の計算において Outer iteration の繰返し回数の若いうちは決して ϵ をあまり小さく取る必要はないということである。なぜならば inner iteration をいかに精密に収斂させたとしても、その計算には仮定した S を用いて出発しているのであるから、そうすることは無意味なことである。したがって ϵ としては0.1とか0.01という比較的大きい値を用いたり、また ADI 法のときは1 cycle の sweep で充分であろう。この傾向は今アメリカで一般に用いられているようである。

以下 Appendix にある諸コードの概説の後、
質疑応答に入った。

◇ 質 疑 応 答 ◇

質問 最近アメリカの Programming engineer の間における中心話題について。

答 勿論非常に広範囲の研究が行なわれており、私自身全部は知らないが、最近の問題の1つは backward scattering の取扱いである。普通の scatter down の取扱いは普通の Program において見られるが、scatter up(or scatter back) のことは今まで取り扱われていない。今一次元コードの 2, 3 のものがこのことを考慮に入れる準備をしているが、これを入れると計算はかなり面倒になる。つぎの話題は thermal group の温度に領域ごとに異なった値を与える取扱いである。この問題は炉物理の人々が Hot spot の計算をするのに役に立つものである。

質問 アメリカにおいて最もよく用いられている coding の形式について

答 この問題については既に話したが、今 IBM の機械を用いている所で、FORTRAN を用いるよう社内にきめている所が多い。一般に IBM の大型機を用いている所での問題の 80~90% は FORTRAN で書かれている。このようにますます多くの人が FORTRAN を用いるようになったのは、FORTRAN II になり、subroutine の使い方が容易になり、取扱いに融通性が増して来たからである。また FORTRAN の利点として非常に労働力を節約できるということがある。SHAR-E の会合で発表されたところでは、過去の統計は SAP に比し約 75% の man-hour を節約することを示している。また同じ会合で FORTRAN は SAP に比し最悪の場合、約 10% 能率が落ちるという統計も示された。ここで能率が落ちるとするのは 10% 速度がおそくなったり、10% storage を余計に必要とするという意味である。しかしここで比較された SAP は熟練者の作ったも

ので話であって、普通の Part time の Programmer, すなわち Open shop の場合には FORTRAN は充分 SAP に対抗し得るものと考えられる。

質問 アメリカにおいて最も広く用いられている iteration の方法について。

答 この問題は講演中に充分論議したように、inner iteration については現在アメリカでは ADI 法と Over Relaxation 法の 2 つがあり、それぞれ同じくらの数の支持者をもっている。最近次第に ADI 法が用いられるようになって来たが、Over Relaxation の利点もなかなかすてがたいものがある。Outer iteration では Tschysheff 多項式を用いた加速がよく行なわれている。

質問 燃焼度計算コードは非常に時間のかかるものであるが、実際に作る場合どの程度の精度を考えておけばよいか。

答 広く survey する時には、私の Memo(Appendix 参照)の Burn up の所であげたコード SCORCH で用いられているように、multi-groups を few-groups に直し、さらに Point wise を region wise に直して計算時間を節約するという方法が取られるであろう。しかし実際に最終的に原子炉の燃焼度を計算する時には、かなりの費用がかかっても詳しく行なう必要がある。

質問 原子炉物理におけるモンテカルロ法の有効性について。

答 私自身はこの方法は原子炉物理の種々な分野で、非常に役に立つ方法であると考えている。特に理論と実験を比較するといった場合に役に立つと思う。考える Model さえよければ非常に精度よく計算できるであろう。また Importance Sampling のテクニックを用いれば、計算の精度も非常に上げることができる。

質問 計算機の universal language 特に ALGOL についての意見をおききたい。

答 まず IBM の公式の意見としては、今度 IBM の機械は ALGOL compile も可能なようにするつもりである。しかし私自身の考えとしては ALGOL は確かに flexible なものであるが、あまりに複雑なような気がする。Automatic Coding は物理学者とか技術者のように計算機を専門に使用していない人たちのためにあるものであるから、あまり複雑なものは適当ではないであろう。coding に精通していて、非常に巧みな Program を作りたい人には ALGOL はよいかも知れないが、open shop の場合は、FORTRAN のように多少 flexibility は少なくとも、簡単なものがより有利であろうと考えている。

(電気試験所 森田敏夫 訳)

[APPENDIX]**Latest Nuclear Codes for IBM-7090****I. Diffusion and ACE-Diffusion****A. One-Dimensional**

(1) 709/90

a. AIM-5 (FORTRAN)

WANDA with improvements esp. output

Up to 12 groups with down scattering all the way

- 1) Utilizes macroscopic cross section data
- 2) Finds multiplication factor, sources, fluxes, neutron balance checks, adjoint fluxes
- 3) Punched card output for input to perturbation theory codes and neutron transport codes
- 4) Choice of boundary conditions for both homogeneous and non-homogeneous problems
- 5) Criticality search for transverse buckling, homogeneous poison, critical radius, poison boundary, fuel boundary

b. AIM-6 (FORTRAN)

- 1) Utilities microscopic cross-section library on binary cards
Associated program provides basic library in punched card form
- 2) 1 to 18 group structure available
- 3) Inelastic scattering down to 8 groups rather than entire range
- 4) Options of AIM-5
- 5) Neutron Balances by location and material
- 6) Absorption by materials
- 7) In general, great breakdown in output
- 8) PERT-1 and PERT-2 used in conjunction with AIM-5 and AIM-6 to compute relative change in multiplication factor and such things neutron lifetime

c. ZOOM (Running on 7090)

- 1) Slabs, Cylinders, Spheres
- 2) Up to 80 groups
- 3) Maximum of 10 materials
- 4) 30 geometrical points
- (2) Compatibility mode of 7090 operation for 704 codes

a. GNU**b. WANDA, etc.****B. Two-Dimensional**

(1) 709/7090

a. ANGIE (Running on 7090)

- 1) *X-Y* or *R-Z* geometry
- 2) Uses alternating direction implicit method of solution of equations
- 3) 2,000 geometrical points
- 4) 100 types of regions
- 5) 20 materials
- 6) Microscopic cross-sections for input

b. CURE

- 1) 3 magnetic tape version for speed
- 2) 50 energy groups
- 3) 1,300 geometrical points
- 4) Alternating direction
- 5) 6 tape-3,294 geometrical points version not yet converted for 709/90

c. PDQ-3

Being modified for 7090

(2) Compatibility mode of 7090

a. PDQ-2

- 1) Example Problem run on 709 and 7090
Compatibility

Limited to:

- i) 2,500 geometrical points for 8K
- ii) 3,750 " for 16K

Example

400 geometrical points (*X-Y*)

2 groups

4 outer iterations

30-50 inner iteration

709-30 min

7090-5(+)-min

II. Reactor Burn-up**A. One-Dimensional**

(2) 709/90

a. SCORCH (FORTRAN)

- 1) Uses multi-group microscopic cross-section library to calculate flux distribution initially. Then uses this distribution to compute few-groups cross-sections used in subsequent calculations
- 2) Assumption that densities vary only in regions not by point
- 3) 1) and 2) assumptions reduce time of compu-

tation considerably

b. CANDLE (FORTRAN)

Rolls Royce, Jan., 1961

(2) Compatibility mode of 7090 operation

a. CANDLE, *etc.*

B. Two-Dimensional

(1) 709/90

a. Burn-up version of ANGIE in preparation for 7090

1) 2,000 geometrical points

(2) Compatibility mode for 7090 operation

a. TURBO *etc.*

III. Reactor Kinetics

(1) 709/90

A. AIREK (FORTRAN)

1) Neutron Kinetics with temperature and pressure feedback

2) Even reactor start-up simulated by this code in short time

3) Kinetic handling superior to ART

ART provides fluid flow calculations specific to Bettis interests

4) AIREK provides facilities for tie-in of special differential equations for fluid flow

5) Hazards analysis

Note: Given Power

Find Reactivity

B. Special Kinetic Codes in FORTRAN

for specific kinetic problems which in general could be solved by AIREK but would require more time

Note: Given Power

Find Reactivity

C. FORTRAN programs in Nuclear Codes such as RE-110, RE-126, RE-135, *etc.*

(2) Compatibility mode for 7090 operation

a. Almost all kinetic codes can operate in this mode

IV. Transport Codes

(1) 709/90

a. SNG-Carlsons (FORTRAN) Running on 7090

b. SNAIL-Improved SNG (FORTRAN)

1) Wider choice of boundary conditions

2) Provision for restart

c. MUFT-IV (Almost exact FORTRAN)

Fourier transform for slowing down neutron distribution

(2) Compatibility mode

V. Monte Carlo

(1) 7090

a. Two-dimension and pseudo 3-dimension Monte Carlo for neutrons in FORTRAN

(2) Compatibility mode

VI. Engineering

ART (FORTRAN) Rolls Royce, Jan, 1961

Evaluates analytic solution to equations describing time dependent distribution in three region composite slab during reactor power excursion

Note: Almost all engineering codes presently in Nuclear Codes Library can be run on compatibility mode

VII. Reactor Physics

SUFFOCATE (FORTRAN)

1) Cross-section evaluation

2) Contains SUFFOCATE completely as a subset

3) Handles heavy and light elements instead of just light

Note: Most Reactor Physics Codes in Nuclear Codes Library could be run on compatibility mode

VIII. Miscellaneous

a. RBV (FORTRAN)

1) Monte Carlo codes for reactor burn-up study
Programmed control rod manipulation or fuel transfer may be included

2) Cell code recalculation permits re-evaluation of thermal utilization, average diffusion coefficients and average cross-sections (S 4 code)

b. GRACE I (FORTRAN)

Gamma ray attenuation

c. CLOUD (FORTRAN)

Fallout from such things, as smoke stacks

d. ATRAN (FORTRAN)

Transfer function evaluations

e. X-RAY CRYSTALOGRAPHY CODES

f. I-2 (FORTRAN)

P_3 approximation