

話題 (その III)

遮蔽における感度解析研究の現状*

核管センター 宮坂 駿

まえがき

遮蔽計算における核データ誤差にもとづく積分量の不確定性評価のための感度解析とベンチマーク実験解析の現状をNEA-CRPにおける活動を中心に簡単に紹介する。

まず、良く言われていることであるが、遮蔽計算における誤差の要因としては、①線源の決定ともなり誤差、②形状のモデル化に寄因する誤差、③計算理論と計算技法に基づく誤差、④遮蔽定数の不確定性に由来するものおよび⑤設計量への変換定数に含まれる誤差によるもの等が考えられる。このうち①～③は個々の体系に依存する誤差で、対象毎にそれぞれ解析が進められている。(4)は遮蔽ベンチマーク実験解析や感度解析から検討が進められつつある。

一方原子炉施設の遮蔽設計精度は、その時点における技術レベルと経済性から決まって来るもので、一概に言うことは困難であるが、NEAの遮蔽専門者会議では、施設の設計において欧州各国が現実に採用した要求目標精度を第1表に示す。この表はNEAにおいて調査したものであるが、これをまとめて、遮蔽設計における目標設計精度として第2表の様な値がNEA-CRPの遮蔽グループから出された。そして前記の誤差要因のうちの遮蔽定数に寄因する不確定性が要求精度の $\frac{1}{2}$ 以内になるように核データに対する精度要求をまとめようということになった。

遮蔽の分野における感度解析手法は、炉物理におけるそれと全く同じ方法で進められたが、遮蔽特有の問題として考慮しなければならないことは、先ず線源がfixed source であるということである。次に考えなければならないことは、極めて厚い遮蔽体の輸送問題(deep penetration)であるということである。これは高いエネルギーの放射線の強い前方散乱の結果であり、このため線束分布もまた前方にピークをもつ非等方分布を示すこととなる。最後に遮蔽形状が3次的に複雑な形状を示し、遮蔽材料の配置の多様性と貫通孔の様なキャビティを有していることである。

感度解析技法としては、Variational method, adjoint difference

* 本稿は、日本原子力学会・昭和55年年会(名古屋大学・工学部、1980年3月27-29日)での第5回核データ・炉物理合同特別会合において報告されたものをまとめたものである。(編集係)

method, forward difference methodおよび perturbation theory に基づくもの等があるが、一般に広く用いられている手法は、最後の摂動論に基礎を置くものである。しかしこの手法は高次の摂動を無視しているため、遮蔽のように deep penetration 体系では評価結果に大きな差をもたらす危険がある¹⁾。

2. NEA-CRPにおける活動の経緯^{2),3)}

遮蔽における断面積評価と感度解析に関する研究の開始は、1972年10月にパリで開催された第4回原子炉遮蔽国際会議に話が溯る。この会議の Special panel において、座長の H. Goldstein が、今回の会議において輸送コードが一般の遮蔽設計にも利用されるようになり、計算技法に著るしい進歩がみられた。しかしここで用いられている遮蔽群定数はそれまで一般に使用されて来た出典も明らかでない古い断面積セットであり、この様なセットを用いている限り遮蔽計算技法ばかり進歩しても計算精度は改善されないのではないか。今後の努力の中心は群定数の標準化とその精度評価および遮蔽計算の不確定性評価に置くべきであるという発言があった。

この発言をうけて、翌1976年の第16回NEA-CRPにおいてこの問題はNEAの遮蔽 community で検討すべきであるという結論が出された。

NEAの遮蔽 Community はこれを受けて1974年に第1回の専門者会議を開き、以後1977年までに準備会も含めて5回の会合が持たれた。以下それらの会合で得られた結果について概略を示す。

- i) 断面積評価とデータの adjustment を目的とした遮蔽ベンチマーク実験が、鉄および Na を対象に米、英、独、仏、伊および日本(東大「やよい」)において実施され、一定の形式でまとめられ各国に配布された。
- ii) 米国で開発された線型摂動近似の感度解析コード ANISN/SWANLAKE が NEA 各国で整備され、使用経験の蓄積が図られた。一方伊では Rief がモンテカルロコード(TIMOC)を利用した3次元感度解析コードを開発し、東大「やよい」のベンチマーク実験の解析を行った。⁴⁾ 米国ではその後炉物理、遮蔽を対象とした1次元、2次元感度解析コード FORSE が開発された⁵⁾。このコードはデータ adjustment まで考慮されている。
- iii) NEA 諸国が共通に使用することの出来る中性子100群、ガンマ線20群の群定数ライブラリー(EURLIB)をENDF/B-III(後にENDF/B-IV)から作成し、各国に配布した。後にこれにBondarenko type の自己遮蔽因子を組込み、またORNLで作成した15群の covariance matrix⁶⁾を組込んだライブラリーも作成した。
- iv) PWRおよびFBRをモデルに理論的ベンチマーク解析問題を作成し、各国がそれぞれ

EURLIRあるいは独自のライブラリーを用いて感度解析し、その結果を持より検討が行われた。その結果、軽水炉に関しては、重要核種としては上からH、O、Feが重要であり、エネルギー範囲としては、6~8MeVのエネルギーが重要である。また圧力容器の鉄の損傷に関しては、6~12MeVのOの非弾性散乱が重要である。FBRについては、FeとNaの全断面積の谷が一般に重要であり、Naでは300keV、次いで500keVの谷が重要である。中間熱交では熱中性子から3keVまでのNaの全断面積が重要である等の結果が出された。

V) ベンチマーク実験解析と理論ベンチマーク問題の感度解析から、重要な核種や反応の種類、エネルギー点が明らかにされた。また群定数に自己遮蔽効果を考慮しなければならないことも判った。しかし具体的に遮蔽から核データに対する要求をWREND Aに要求リストとしてまとめるまでには至らなかった。

VI) その理由の一つは、断面積の不確定性による設計値の不確定性を評価するためのenergy-dependent correlation matrixが遮蔽感度解析に利用できる形でまとめられていないことによる。

以上が1977年までのNEAの遮蔽communityにおける活動の概要である。

3. 感度解析と不確定性評価

断面積に対する要求をまとめるためには、断面積誤差に関するcovariance matrixが必要であることが明らかにされたが、すでに述べたように現在のところ利用可能なファイルは存在しないことも事実である。

A.K. McCracken⁷⁾ は、Schmidt⁸⁾ が高速炉用にまとめたデータファイルを利用して高速炉体系に対する不確定性の解析を試みたが、このファイルは、各エネルギー点における全断面積に対する部分断面積間の相関を評価するためのものであり、McCrackenの結果はある不確定性に対する上限値を与えるものであった。その後ORNL-5318 に記載されている1/E関数を重み関数とした15群のcovariance matrixを利用して不確定性評価と断面積のadjustmentを試みた結果がHallによって報告された。^{9,10)} しかしこのマトリックスは群構造が粗すぎることで、非弾性散乱の閾エネルギー以下のエネルギー領域における減速能力が低い鉄やナトリウムの様な物質の輸送計算をANISNで行うとき、この様な粗い群構造では収束性に困難が生ずる。

Hall はナトリウム冷却高速炉の遮蔽設計にこのマトリックスを適用した不確定性評価から定量的に積分量の不確定性を推定するためにはenergy-correlation dataが必要であることを示した。¹⁰⁾

断面積データの adjustment についても二、三の試みがなされているが、^{11,12)}ここで考慮しなければならない点は、一般に遮蔽における adjustment で用いられるベンチマーク実験データ(例えば reaction rate)の数が少ないことである。これは adjust を容易にするが、同時にリスクも多いことを覚悟しなければならないことである。また adjust する前にどの程度の量の実験データが用いることが出来るか、さらにどのパラメータを adjust すべき量として選ぶかを予め定めておく必要がある。

いずれにしても adjustment を遮蔽に適用するためには、full variance-covariance matrix に関する知識を必要とする。また輸送計算における誤差の評価や遮蔽形状と材料配置の多様性等に対する考察が必要である。

しかしこの様な adjustment 作業から得られる情報は、ベンチマーク実験から定量的な情報を導くために基本的なもので、adjust されたデータを実際に利用しなくても、その段階で得られた経験と手法が極めて有効であろう。

4. わが国の現状

NEA-遮蔽 community の呼びかけに応じて、東大「やよい」炉において鉄、ナトリウムに対する遮蔽ベンチマーク実験が実施され、NEA 遮蔽専門者会議(1975, 1976)に発表された。その後も引続き実験と解析が実施されている。感度解析コードに関しては1次元・2次元感度解析コード ROSETTA が原研において開発され、鉄の断面積の評価等が実施されている。また動燃事業団が高速炉「常陽」を対象に ANISN/SWANLAKE¹³⁾を用いて感度解析を行い、設計パラメータに重要な影響を及ぼす核種や反応、エネルギー領域等の考察を行っている。

しかし欧米諸国にみられる様に covariance matrix を利用した不確定性評価やデータの adjustment までは手が付けられていない。原研の炉物理研究専門委員会・遮蔽専門部会にこの問題を検討するワーキンググループが最近発足し、ようやく組織的な研究が開始されようとしているところである。

ただ原研遮蔽研究室では、感度解析コード ROSETTA を開発するに当って、感度解析すべき群定数セットが借りものでは、十分に問題の所在を明らかにすることが出来ないという立場から、群定数の作成から、 S_N 輸送計算1次元、2次元感度解析までが、統一された思想のもとに一貫して実施することの出来るコードシステム(RADHEAT-V3)¹³⁾として開発が進められた。第1図はシステムの概略フローを示したものである。また散乱の異方性と角度線束分布の強い異方性を正しく扱うことの出来るシステムとして RADHEAT-V4 システムの開発が進められつつある。

5. むすび

1972年の原子炉遮蔽国際会議に端を発した遮蔽感度解析と遮蔽データ要求リストのまとめの作業は不確定性評価のための variance-covariance ファイルとこれを用いた不確定性評価とデータ adjustment のための方法論の確立の必要性が強調されるまでに進展して来た。今年秋にはパリにおいてNEA主催の6回目の遮蔽専門者会議が開かれる予定で、第3表に示すような議題が用意されている。

我が国は、NEA諸国に比して、やや立上りが遅かったが、遮蔽に特有な問題を考慮しつつ炉物理、核データの分野との情報交換を密にしつつわが国独自の方法でこの問題に取り組んでもらいたいものと考えている。特に不確定性評価と adjustment については、方法論的にも検討すべき問題が多く残されており、variance-covariance ファイルの整備の必要性の検討と合わせて大いに論議が必要であろう。

参考文献

- 1) 川合、宮坂、他；“遮蔽感度解析における摂動近似の影響”，原子力学会年会（1980）
- 2) J. Butler, et al; “Specialists’ Meeting on Sensitivity Studies and Shielding Benchmarks, Summary Report”, NEACRP-L-150, (1975)
- 3) J. Butler, et al; “Specialists’ Meeting on Differential and Integral Nuclear Data Requirements for Shielding Calculations, Summary Paper”, NEACRP-U-75(1976)
- 4) H. Rief; “Sensitivity Studies in 3D Shielding Configurations”, Session D, Paper 1. Proceedings of an IAEA/NEA Specialist Meeting in Differential and Integral Nuclear Data Requirements for Shielding, Vienna, 1976
- 5) C. R. Weisbin, et al; “Application of FORSS Sensitivity and Uncertainty Methodology to Fast Reactor Benchmark Analysis” ORNL/TM-5563 (1976)
- 6) J. D. Drischler, et al; “Compilation of Multigroup Cross Section Covariance Matrices for Several Important Reactor Materials”, ORNL-5318, (1977)
- 7) A. K. McCracken; “The Application of Sensitivity

- Analysis to the Identification of Data Requirements for Shielding" NEACRP-A-298, (1977)
- 8) J.J.Schmidt ; " Neutron Cross Sectims for Fast Reactor Materials, Part I.Evaluation" KFK 120 (1966).
 - 9) M.C.G.Hall ; Private communication, (1979)
 - 10) M.C.G.Hall ; Private communication, (1979)
 - 11) M.Salvatores ; "Consistent Utilisation of Shielding Benchmark Experiments" Nuc. Sci. Eng., 65, (1978)
 - 12) E.M.Oblow, et al ; "Fast Reactor Shield Sensitivity Studies for Steel - Sodium - Iron Systems". the 5-th International Conference on Reactor Shielding. (1977)
 - 13) D.E.Bartine, et al ; "SWANLAKE, A Computer Code Utilising ANISN Radiation Transport Calculations for Cross-Section Sensitivity Analysis". ORNL-TN-3809 (1973)
 - 14) Y.Kawai, S.Miyasaka, et al ; to be published.

第2表 遮蔽設計における目標精度

生体遮蔽	因子 2 ~ 3
放射線発熱	10 ~ 20 %
放射線損傷	10 ~ 30 %
放射化	30 ~ 50 %

第1表 動力炉遮蔽における要求目標精度

No.	対 象		要 求 精 度 (%)												
			A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	
1	材料試験用リグ 中のガンマ発熱	核分裂加熱なし	±5	±5	±20	-	20	20~50	-	-	-	-	±10	10	
		核分裂加熱あり	20	20	-	-	-	10~20	-	-	-	-	±10	-	
2	ガンマ発熱	燃料集合体	±10	±10	20	±10	-	10~20	-	-	-	20	±10	-	
		熱遮蔽体	-	-	20	-	20	10~20	-	-	-	-	-	-	
		生体遮蔽体	-	-	-	-	30	20~30	-	-	-	-	-	10	
3	制御棒, 安全棒中の発熱		±10	±10	-	±10 (±15)	-	10~20	-	-	-	30	-	-	
4	変位率	ダイヤグリッド	±15	±50	±10	-	-	10~20	-	-	-	>30	±20	-	
		反射体領域						20~30	-	-	-	-			
5	LP 機器応答		±15	±15	-	±15	-	10~20	-	-	-	-	-	-	
6	変位率	支持構造物	-	-	-	-	40	10~20	-	-	-	-	±20	-	
		内部遮蔽体系	±25	±(50~100)			30					30	-	-	
7	放射化	熱交換器	±50	因子2~3			30	20~50	±20絶対	±50		50			
		冷却回路	-	-	-	±25	30	10~20	±5相対			-	-	-	-
		タービン	-	-			50	20~50	-			-	-		
8	外部生体線量率		因子 2~3	因子 2~3	因子 2~3	±50	40	20~30	因子 ±5絶対 ±2相対	±50	20	因子 2~3	±50	10	
	回 答		A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	

A: 英国, プール型ナトリウム高速炉

B: // ループ型 //

C: 軽水炉

D: B₄C-α加熱, ()はCo放射化

J: ナトリウム冷却高速実験炉

L: コリメーター, シャッター

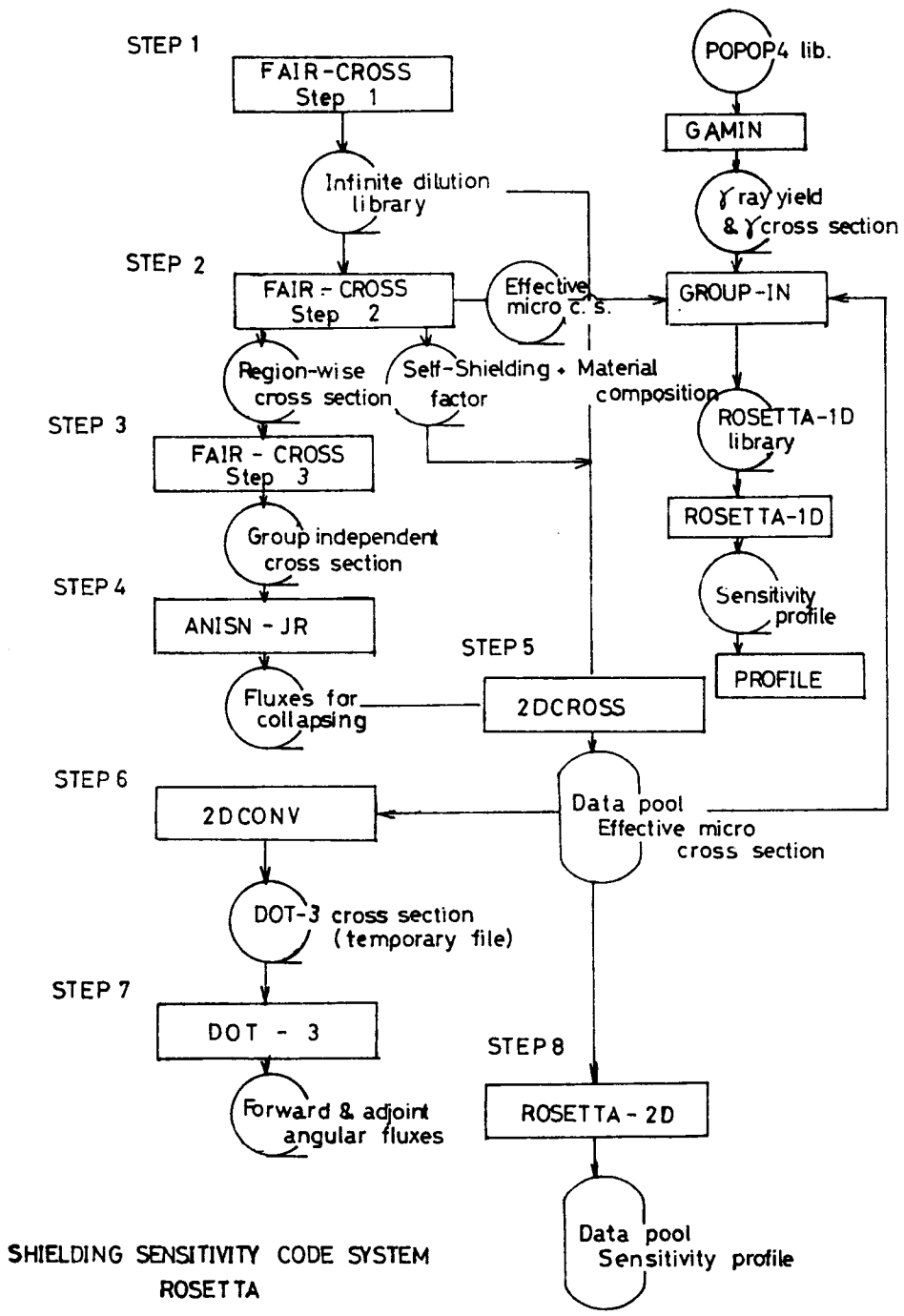
第3表 PFELIMINARY AGENDA

NEACRP Specialists' Meeting on Nuclear Data & Benchmarks for Reactor Shielding

(27th-29th October 1980 - Paris)

1. Sensitivity and Uncertainty Analysis
 - 1.1 Status of Multigroup Data Sets
 - a) EURLIB-IV
 - b) VITAMIN-C
 - c) Other sets
 - 1.2 Covariance Information
 - a) 15-group matrices in ORNL 5318
 - b) EURLIB Covariance Matrices
 - c) VITAMIN-C - 26 group matrices
 - 1.3 Practical Examples of Sensitivity and Uncertainty Analysis Using the ANISN/SWANLAE Route
 - 1.4 Multi-Dimensional Sensitivity Methods
 - a) Sn methods
 - b) Monte Carlo methods
 - 1.5 Compilation of Generic Problems for Analysis to Assess Shielding Data Requirements
 - a) Thermal reactors
 - b) Fast reactors
2. Shielding Benchmark Experiments
 - 2.1 Review of Completed Experiments
 - 2.2 Analytical Techniques
 - a) Multigroup adjustment
 - b) The Consistent Approach
 - c) Choice of experimental information - redundancy of measured quantities
 - d) Comparisons of calculation and experiment - implication for the adequacy of working data-sets.

- 2.3 Results of Independent Analyses of Benchmark Experiments
- 2.4 Results of Simultaneous Analyses of Benchmark Experiments
Performed at Different Laboratories
- 2.5 Implications for the Design of Future Benchmark Experiments
- 2.6 Future Collaborative Programme



第1図 SHIELDING SENSITIVITY CODE SYSTEM ROSETTA