

JAERI-M
83-225

第6回放射線遮蔽国際会議論文のレビュー

1984年1月

笹本 宣雄・山路 昭雄^{*1}・植木紘太郎^{*1}・梅田健太郎^{*2}
大谷 暢夫^{*3}・川合 将義^{*4}・河北 孝司^{*3}・金野 正晴^{*5}
鈴置 善郎^{*6}・関根 啓二^{*7}・谷内 広明^{*8}・辻 政俊^{*9}
壺阪 晃^{*10}・橋倉 宏行^{*11}・林 克己^{*12}・永瀬慎一郎^{*13}
成田 秀雄^{*14}

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村 日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, -Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1984

編集兼発行 日本原子力研究所

印刷 日立高速印刷株式会社

第6回放射線遮蔽国際会議論文のレビュー

日本原子力研究所東海研究所

炉物理研究委員会・遮蔽専門部会

笹本 宣雄・山路 昭雄^{*1}・植木 紘太郎^{*1}・梅田 健太郎^{*2}
大谷 暢夫^{*3}・川合 将義^{*4}・河北 孝司^{*3}・金野 正晴^{*5}
鈴置 善郎^{*6}・関根 啓二^{*7}・谷内 広明^{*8}・辻 政俊^{*9}
壺阪 晃^{*10}・橋倉 宏行^{*11}・林 克己^{*12}・永瀬 慎一郎^{*13}
成田 秀雄^{*14}

(1983年11月28日受理)

1983年5月、東京において開催された第6回放射線遮蔽国際会議で発表された論文の検討、分析を行った。対象とした論文は、会議中にプレプリントが入手できた131篇である。本報告書は、検討、分析の結果の要旨を論文毎にまとめたものであり、論文の独創性、特徴、結論とその遮蔽設計への適用性等に言及した。さらに、セッション毎のまとめも併せて記述した。

-
- * 1 船舶技術研究所
 - * 2 ニュークリア・データ (株)
 - * 3 動力炉・核燃料開発事業団
 - * 4 日本原子力事業 (株)
 - * 5 フジタ工業 (株)
 - * 6 三菱原子力工業 (株)
 - * 7 日揮 (株)
 - * 8 神戸製鋼所 (株)
 - * 9 三井造船 (株)
 - * 10 川崎重工業 (株)
 - * 11 東京大学原子力施設
 - * 12 日立エンジニアリング (株)
 - * 13 東海大学
 - * 14 センチュリ・リサーチ・センター (株)

Review of the Presented Papers for the Sixth
International Conference on Radiation Shielding

Nobuo SASAMOTO, Akio YAMAJI^{*1}, Kotaro UEKI^{*1}, Kentaro UMEDA^{*2},
Nobuo OHTANI^{*3}, Masayoshi KAWAI^{*4}, Takashi KAWAKITA^{*3},
Masaharu KINNO^{*5}, Zenro SUZUOKI^{*6}, Keiji SEKINE^{*7}, Hiroaki
TANIUCHI^{*8}, Masatoshi TSUZI^{*9}, Akira TSUBOSAKA^{*10}, Hiroyuki
HASHIKURA^{*11}, Katsumi HAYASHI^{*12}, Shin-ichiro NAGASE^{*13} and
Hideo NARITA^{*14}

Shielding Subcommittee, Committee on Reactor Physics,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received November 28, 1983)

Detailed review has been carried out on technical papers which were presented to the Sixth International Conference on Radiation Shielding, held in Tokyo, from May 16 to 20, 1983. We took into account 131 papers of which preprints were available during the Conference. The results of the review are described for each paper, including its originality, essential features, conclusions obtained and its applicability to shielding design, etc. Summary for each session are also included.

Keywords: Review, International Conference, Radiation Shielding, Applicability

-
- *1 Ship Research Institute
 - *2 Nuclear Data Corporation
 - *3 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp.
 - *4 Nippon Atomic Industry Group Co., Ltd.
 - *5 Fujita Corporation
 - *6 Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.
 - *7 JGC Corporation
 - *8 Kobe Steel, Ltd.
 - *9 Mitsui Engineering and Shipbuilding Co. Ltd.
 - *10 Kawasaki Heavy Industries, Ltd.
 - *11 Univ. of Tokyo
 - *12 Hitachi Engineering Co., Ltd.
 - *13 Tokai Univ.
 - *14 Century Research Center Corporation

目 次

1.	はじめに	1
2.	提出論文のレビュー	3
2.1	Session 1.	3
	Sensitivity Analysis and Data Requirements for Shielding (Including Target Accuracies)	
2.2	Session 2.	9
	Development and Testing of Multigroup Cross-section Libraries for Shielding	
2.3	Session 3a.	13
	New Development and Improvements in Multidimensional Radiation Transport Methods (Monte Carlo Method)	
2.4	Session 3b.	18
	New Developments and Improvements in Multidimensional Radiation Transport Methods (Deterministic Methods)	
2.5	Session 4a.	26
	Integral Shielding Experiments for Data and Methods Testing, and Their Analysis (Unfolding)	
2.6	Session 4b.	29
	Integral Shielding Experiments for Data and Methods Testing, and Their Analysis (General)	
2.7	Session 5a.	36
	Radiation Shield Design (Including Design Criteria)(Fission Facilities)	
2.8	Session 5b.	42
	Radiation Shield Design (Including Design Criteria)(Fusion Facilities)	
2.9	Session 6a.	49
	Neutron and Gamma-ray Streaming (Fission Facilities)	
2.10	Session 6b.	56
	Neutron and Gamma-ray Streaming (Fusion Facilities)	
2.11	Session 7.	60
	Radiation Protection Experience with Newly Designed or Operating Fission, Fuel Handling, Radwaste and Other Facilities (Including Spent Fuel Cask)	
2.12	Session 8.	66
	Neutron and Gamma-ray Skyshine in Fission, Fusion, Accelerator and	

	Other Facilities	
2.13	Session 9. Energy Deposition for Radiation Damage and Nuclear Heating	69
2.14	Session 10. Radiation Exposure with Operating Reactors (Experience and Design to Reduce Exposures), and Corrosion and Fission Product Sources for In-Plant Radiation Protection)	73
2.15	Session 11. Radiation Shielding for Post Accident and Decommissioning	78
2.16	Session 12. Standards and Information Resources (e.g. Efforts in Material Standards, Penetration Designs, and Radiation Zoning and Monitoring), Impact of New Radiation Standards such as ICRP-26 and 30, etc.	83
3.	おわりに	87
	謝 辞	87
	参考文献	87
	附録A： 提出論文のタイトルリスト	88
	附録B： セッション別・国別発表論文数	98
	附録C： 特別講演「RSICの20年」要旨	99

Contents

1. Introduction	1
2. Review of the Presented Papers	3
2.1 Session 1.	3
Sensitivity Analysis and Data Requirements for Shielding (Including Target Accuracies)	
2.2 Session 2.	9
Development and Testing of Multigroup Cross-section Libraries for Shielding	
2.3 Session 3a.	13
New Developments and Improvements in Multidimensional Radiation Transport Methods (Monte Carlo Method)	
2.4 Session 3b.	18
New Developments and Improvements in Multidimensional Radiation Transport Methods (Deterministic Method)	
2.5 Session 4a.	26
Integral Shielding Experiments for Data and Methods Testing, and Their Analysis (Unfolding)	
2.6 Session 4b.	29
Integral Shielding Experiments for Data and Methods Testing, and Their Analysis (General)	
2.7 Session 5a.	36
Radiation Shield Design (Including Design Criteria) (Fission Facilities)	
2.8 Session 5b.	42
Radiation Shield Design (Including Design Criteria) (Fusion Facilities)	
2.9 Session 6a.	49
Neutron and Gamma-ray Streaming (Fission Facili- ties)	
2.10 Session 6b.	56
Neutron and Gamma-ray Streaming (Fusion Facili- ties)	
2.11 Session 7.	60
Radiation Protection Experience with Newly Designed or Operating Fission, Fusion, Fuel Handl- ing, Radwaste and Other Facilities (Including Spent Fuel Cask)	

2.12 Session 8.	66
Neutron and Gamma-ray Skyshine in Fission, Fusion, Accelerator and Other Facilities	
2.13 Session 9.	69
Energy Deposition for Radiation Damage and Nuclear Heating	
2.14 Session 10.	73
Radiation Exposure with Operating Reactors (Experi- ence and Design to Reduce Exposures), and Corrosion and Fission Product Sources for In-plant Radiation Protection)	
2.15 Session 11.	78
Radiation Shielding for Post Accident and Decom- missioning	
2.16 Session 12.	83
Standards and Information Resources (e.g. Efforts in Material Standards, Penetration Designs, and Radiation Zoning and Monitoring), Impact of New Radiation Standards such as ICRP-26 and 30, etc.	
3. Concluding Remarks	87
Acknowledgement	87
References	87
Appendix A; Titles of the Presented Papers	88
Appendix B; Number of the Presented Papers for Each Session and Nationality	98
Appendix C; Summary of the Luncheon Speech Entitled "RSIC After 20 Years - A Look Back and a Look Ahead"	99

1. はじめに

1983年5月16日～20日の5日間、東京・品川の高輪プリンスホテルにおいて、第6回放射線遮蔽国際会議 (Sixth International Conference on Radiation Shielding) が開催された。同会議には、国外は21カ国、2国際機関から78名、国内からは157名、合計235名が参加して、128編の口頭発表が行なわれた。5日間にわたる活発な討論の後、イギリスのJ. Butler氏によるまとめの報告をもって本会議は成功裏に幕を閉じた。また研究発表の他に、科学技術庁・高岡敬展原子力局長の「日本における原子力開発の現状」についての特別講演、および、ORNLのRSICが昨年満20年を迎えたのでRSICの所長であるB. Maskewitz女史による“RSIC after 20 years — A look back and a look ahead”と題する特別講演もあわせて行なわれた。なお、Maskewitz女史の講演の要旨は参考資料として附録に収録した。

本会議は今回で6回目の開催を数えたことになるが、これまで、1958年にCambridge (イギリス) で第1回が開催されたのを皮切りに、第2回が1961年にStuds vik (スウェーデン)、第3回が1967年にHarwell (イギリス)、第4回が1972年にParis (フランス)、第5回が1977年にKnoxville (アメリカ) と、開催地を変えてほぼ5年毎に開催され、常にそれぞれの時点における遮蔽研究の到達点を明らかにし、且つ遮蔽研究者がかかえる問題点を整理し、同時に将来の遮蔽研究の方向を展望してきた。

今回の会議は、従来の会議名称である“International Conference on Reactor Shielding”を、“International Conference on Radiation Shielding”と改称して、取り扱うテーマの枠組の拡大をはかり、次に示す12のセッションテーマについて口頭発表と討議が行なわれた。

1. データの感度解析と要求精度
2. 断面積ライブラリの開発と評価
3. 放射線輸送解析法
4. テスト積分実験とその解析
5. 遮蔽設計
6. 放射線ストリーミング
7. 放射線防護と遮蔽の経験
8. 放射線スカイシャイン
9. 放射線照射損傷と発熱
10. 放射線被曝の低減化
11. 事故後と原子炉解体時遮蔽
12. 遮蔽設計基準、標準化等

本会議で取り上げられたテーマは、基礎研究から応用研究まで非常に広い範囲をカバーするものである。それらのうちのあるものは我が国の研究が先行しているテーマであり、あるものは国際協力のもとに諸外国と歩調を合わせて研究がすすめられているものであり、またあるものは立ち遅れた、あるいは全く手がつけられていないものもある。したがって、会議の提出論

文を詳細に検討し、世界の遮蔽研究の動向を的確に把握することは、今後の我が国における遮蔽研究の方向を探る上で非常に重要である。会議のプロシーディングスはすでに出版され¹⁾、また全般的な会議のレビューもいくつか公表されているが、^{2,3)} 今回、特に個々の論文に立ちかえった詳細なレビューの作成を目的として、原研の炉物理研究委員会・遮蔽専門部会に論文のレビュー作業を行なう組織(WG)を設立し、我が国の遮蔽の専門家の衆知を集め、論文毎に検討を加えた。この検討作業を通して、論文の独創性あるいは特徴、結論およびその遮蔽設計への適用性等を明確にするとともに、問題点の指摘、遮蔽研究の全体傾向の中での位置付け等にも言及した。さらに個々の論文の検討結果にもとづいて、それらが属するセッションに関するまとめを行い、全体的な傾向、特徴の把握に努めた。検討結果にもとづく、論文およびセッション単位のまとめは、WGのメンバーがそれぞれ分担し、文末に担当者の氏名を明記した。

2. 提出論文のレビュー

2.1 Session 1. Sensitivity Analysis and Data Requirements for Shielding (Including Target Accuracies)

1-1. The Role of Experimental Shielding Benchmarks.

A.K. McCracken (England)

遮蔽計算の誤差要因には、線源や断面積の不確かさの様に定量化できるものとモデル化、計算手法や材質に含まれる不純物のように定量化できないものがある。良く吟味されたベンチマーク実験を解析する場合、定量化されない誤差をほぼ取り除くことが可能であり、計算結果の不確かさは断面積の不確かさのみに帰せられよう。そこで、実験解析の結果を用いて断面積とその共分散データを修正、改良する事が可能である。

断面積の修正方法には、Sn 輸送理論に基いて個々の検出器毎に随伴束を解いて行う通常の感度解析に基く方法、一つの仮想的な検出器で代表させて解く方法、さらにエネルギー依存の断面積を用いた3次元モンテカルロ法を用いた方法があり、それぞれ一長一短があり、計算時間や手間を問題にしなければ3次元モンテカルロ法が最良であるが、検出器が多数ある場合は仮想的検出器を用いる方法が有効である。

ベンチマーク実験には、単一物質を用いた実験と工学的模擬実験がある。前者についてWinfrith 鉄透過実験、後者についてORNLのPCA実験の解析結果を例示して、それぞれのベンチマークの意義を述べている。また、定量化できない不確かさが、遮蔽計算結果をバイアスする問題が強調されている。

結論としては、原子炉の遮蔽設計評価値とその評価誤差を正確に、かつ、安全に評価する為には、ベンチマーク実験解析と設計評価値を直接に得られないとしても運転中の原子炉での測定を組み合わせる事が役立つと述べている。

本論文は、断面積データの扱い方に関して云々修正 (Adjust) 派の代表である英国の考え方を、彼等の研究成果をレビューしながら紹介したものである。断面積の修正を容認するか否かによらず、ベンチマーク実験、さらに実機での実験の意義がわかる。計算手法上の問題点が減って行く中、遮蔽ベンチマーク実験は増々重要となろう。

(川合 将義)

1-2. International LMFBR Shielding Benchmark, Intercomparison and Analysis.

M. Salvatores (France) and G. Palmiotti (Italy)

このあと1-3の論文とともに1980年10月パリで開かれたNEACRP 遮蔽専門家会議で企画された遮蔽計算法と不確かさの評価法に関する国際ベンチマークの結果をまとめたものであ

り、日本からも炉物理委員会活動の一部としてRADHEAT-V3 コードシステムによる結果で回答した。

本論文は、高速炉の結果をまとめたものであるが、6つの機関から結果が寄せられている。ベンチマーク問題は、タンク型高速炉の半径方向遮蔽体から（中間）熱交換器外側のナトリウム層に至る約 7.8 m の長さの領域の 1 次元モデルを解析するものである。群定数セットと計算コード以外の計算仕様が細かく決められている。計算内容は、標準的な条件での遮蔽設計評価値の評価、計算パラメータおよび断面積に対する感度解析、さらに誤差解析である。主要な結果と引き出された結論は下記の通りである。

機関毎に食い違いの大きかった量として、100 keV 以上の中性子フルエンスが最大 2 桁、全中性子束と ^{23}Na の中性子捕獲率が約 2 倍のずれが挙げられる。このずれは群定数の処理法と関係づけられ、個々の処理法の影響は今後明らかにする必要があり、連続エネルギーモンテカルロ法はその解明に有用である。しかし、共鳴自己遮蔽効果の扱いはほぼ確立しており、近い将来群定数処理の問題は解明されよう。異なる断面積セットにも拘らず感度解析結果は良く一致したことから、この感度解析法は一応自信を持って実験解析や設計に使用できると云える。誤差解析については、応募が 1 機関のみであり、今後ともつめるべき研究課題と云える。また、断面積の共分散データが不足しているため、そのデータを、それも輸送計算に適応しやすい形で整備しなければならない。今後、断面積を修正する方法がとられたりするので、ベンチマーク実験の役割は一層重要になろう。

このベンチマーク計算において、日本で使用している JSD-100 セットの群構造が ^{23}Na の 300 keV における window 効果を表わすには不十分であることが判明し、我々にその改善の課題が残されたと云える。

(川合 将義)

1-3. Results of the NEA PWR Shielding Benchmark.

G. Hehn (F.R. Germany)

NEA の PWR ベンチマーク計算問題に回答したのは、日本も含めて 7 機関である。問題は、1300 MWe のプラントの core baffle から生体遮蔽コンクリートまでの半径方向遮蔽構造（全長 9.3 m）を対象とした 1 次元モデルで作られた。解析項目は、core barrel と圧力容器での放射化率、圧力容器の放射線損傷、生体遮蔽コンクリート等でのガンマ線加熱さらにその外側における中性子とガンマ線の線量率を ANSN コードで評価すること、上記の量に対する断面積感度解析と誤差解析である。寄せられた結果をまとめると以下ようになる。

圧力容器内側での高速中性子束はよく一致したが、生体遮蔽コンクリート外側での中性子とガンマ線の線量率に約 2 倍、熱中性子束に約 1 桁の食い違いが見られる。その原因として、群定数処理上の違い（重みスペクトル、共鳴の扱い方、群構造）や 2 次ガンマ線生成核データの違いが挙げられる。感度解析の結果、H、O、Fe が遮蔽計算精度向上の為に最重要核種であること、また、2.3 MeV の ^{16}O の断面積の谷の部分で鋭い感度スペクトルのピークが見られ、この断面積について精度の高い測定の必要性がわかった。ガンマ線についても重要なエネルギー

領域が明らかとなった。

誤差解析の結果、圧力容器の放射線損傷に対し、鉄の非弾性散乱や水素の弾性散乱の断面積の不確かさの影響が高く、さらにコンクリート外側の線量率に対して酸素の散乱断面積や鉄の2次ガンマ線のデータの不確かさの影響が大きいことがわかった。また、核データの不確かさと断面積処理の誤差それぞれの影響についても比較検討している。かように、このベンチマークを通じて、PWRの遮蔽設計の目標精度を実現する為に詰めるべき処が明らかとなった。

PWRベンチマークにおいて各研究機関毎の結果のずれは大して大きくないが、問題は真値（又は測定値）をどの程度再現できるか明らかにする事であり、引き続いて実験解析のベンチマークが重要と考えられる。

(川合 将義)

1-4. Predictive Models Based on Sensitivity Theory and Their Application to Practical Shielding Problem.

S.I. Bhuiyan et al. (USA)

一次摂動理論に基く感度解析法は、炉物理の場合比較的精度の良い計算手法であったが、遮蔽計算では大きな誤差を生んだりしている。それだからと云って直接計算法や厳密な摂動理論に頼ることは経済的でない。この問題を解決する為に2種類のモデルが考案され、例題を通じてその精度が評価された。

一つは、指数モデルと呼ばれるもので、系にあるエネルギーに依存しない摂動が与えられた場合、摂動前後の検出器反応率の比は、一次摂動近似で得られる感度係数の指数関数で表わされるとするものである。一方は、冪モデル (power model) と呼ばれるもので、同様反応率比を感度係数の値を冪とした量 (摂動前後のパラメータの比) の積で示す。それぞれのモデルの精度を調べる為に以下の2種類の問題が解析され、結果が直接計算および一次摂動近似の結果と比較された。先ず、1 m又は2 m厚のコンクリート平板において含水量や鉄筋の割合又はコンクリートの成分をいろいろと変えた場合について調べられている。次いで、2.6 mのナトリウム体系に297 keV単色中性子源を置いた場合で、ナトリウム297 keV域の谷の断面積を±50%変化させて、その影響を見たものである。どちらの問題も指数モデルの結果が10~20%以内で直接計算 (基準値) に一致する事が示された。冪モデルは1次摂動近似よりは良いが、反応率の変化を過大に評価する傾向がある。結局、指数モデルが最良のモデルとして、BEST (Basic Exponential Shielding Trend) と名づけられた。

摂動がエネルギー独立という条件づきではあるが、1次摂動の結果のみから精度の高い解が組み立てられる点が魅力的である。同じ式が次のソ連の論文でも導かれている。

(川合 将義)

1-5. Uncertainty Analysis Applied to the Calculations of Radiation Fields in Shielding.

Yu. I. Balashov et al. (USSR)

核データの不確かさのもとに得られる遮蔽設計評価値の質と信頼性の評価は、遮蔽計算のどの段階でも重要である。この論文では、感度解析法に基いて核データの不確かさが伝播して現われる遮蔽設計評価値の誤差の計算手法について調べられている。

先づ、1次摂動理論に基いた解析結果が与えられている。それは、黒鉛とステンレス鋼の多重層中性子透過ベンチマーク実験とナトリウム（4.6 m）と鉄（0.9 m）の2層からなる遮蔽模擬体系での中性子透過の2ケースであり、コードシステム ZAKAT+ROZ-11+ARAMAKO-2Fを用いて計算された。前者について計算されたスペクトルは実験誤差30%以内で測定データと一致した。また感度スペクトルについても考察され、次いで Abagyan が与える断面積の共分散行列を用いて線量率への誤差伝播を計算し、1次摂動近似では各々30%および110%と見積られた。

しかし、1次摂動近似の適用範囲は広くないので、断面積がある統計分布に従う場合の遮蔽設計評価値の統計分布について考察した後、1次摂動近似より進んだ評価式が導かれた。検出器反応率については、1.4の指数モデルの式と同じであり、PARFと名づけられた。さらに統計的な考えにより誤差伝播に関する式が定式化された。これらの式の値が直接計算の値とよく一致することが確かめられた。また、前述の2ケースについて、線量率の不確かさは、各々31%と158%と見積られている。

本論文は、考察を誤差伝播まで進めている点、1.4より一層優れていると云える。

（川合 将義）

1-6. Sensitivity and Uncertainty Analysis in Shielding Using Sn and Monte Carlo Codes.

G. Dejonghe, J. Gonnord and J.C. Nimal (France)

本論文は、サックレー研究所における遮蔽摂動計算コードシステムを紹介したものである。コードシステムは1次元から3次元までの体系を全部扱うことが可能であり、摂動計算と感度計算の部分は、2次元 Sn 計算と3次元モンテカルロ計算に大別できる。さらに誤差解析の部分には、遮蔽設計評価値の誤差計算だけでなく、遮蔽実験データに基いて断面積を修正するルーチンも含む。

計算法として、先づ、Sn法の場合高次の摂動まで考慮されるが、感度係数はSWANLAKEコードと同様に1次摂動近似で計算される。3次元モンテカルロ法による摂動計算は、相関サンプリングの手法に基いている。これは、無摂動系・摂動系とも全く同じ酔歩をとって各々の検出器応答を計数するものであり、検出器応答の変動についてかなり早い収束性を期待できる。また、得られた結果は、摂動理論の厳密解になっている。3次元モンテカルロ法で得られた感度係数は、Sn法による結果とも一致していることが確かめられた。また、遮蔽設計評価値の誤差は、1次摂動近似で感度係数と断面積の相関データとから計算される。断面積の修正も1次摂動近似に基くが、非線形的な効果が影響する場合には、修正した断面積を用いて輸送計算から計算しなおす方法をとる。

さらにコードシステムの特徴として、あらゆるデータは標準的な書式に従ってデータベース

に格納されるので、一度入力したデータは他のモジュールで再度入力する必要がない。しかし、 S_n 計算における2次の感度解析や、実験値と計算値の食い違いを統計的に吟味するルーチンなど今後とも改造すべき点もあると述べている。

(川合 将義)

1-7. Statistical Error Analysis of Transport Calculation by A & D Semianalytical Method.

R. Warnemünde (Germany)

一般的な感度解析法に基いて遮蔽設計評価値の誤差を評価するには、かなりの計算時間が必要である。そこで、ボルツマン輸送方程式の解として半解析式を求め、その結果を用いて遮蔽設計評価値の誤差を直接的に表現する方法を考察し、計算時間の短縮化を図る。

平板体系において P_l 近似の輸送方程式を考える。その解は、形式的に斉次方程式を解いて得られる固有関数の一次結合と非斉次方程式の特解の和として得られる。固有関数の係数は、系の境界条件や媒質間境界における連続条件から求める。その為の関係式と断面積の不確かさが与える遮蔽設計評価値の計算式を導いている。

この論文に与えられているのは全て形式的な解であり、この手法がどの程度に有効かは試してみないと判らない。案外固有関数の係数を決定する方程式が大きくなることも考えられる。しかし、発表者は、極く短時間で解くことが可能であり、現在パソコン用のプログラムを作っている由、その結果に興味を持たれる処である。

(川合 将義)

Session 1 のまとめ

遮蔽計算手法が向上し、それに由来する誤差が小さくなるにつれて、遮蔽計算の精度に対する断面積の不確かさの影響が重要になりつつある。遮蔽感度解析法は、その問題を解明する手段であり、計算手法の開発を優先する日本を除いて欧米で盛んに研究されている。感度解析によって得られた感度スペクトルから遮蔽計算に影響の強い断面積が分る。そして、断面積の不確かさの影響の大きいものについて、断面積に対する測定又は評価要求として核データ側にフィードバックされて行く訳で、米国でこれまでとられて来たやり方である。しかし、新しい核データが待ちきれなく、遮蔽実験で得られる積分データを直接に核データに反映させたいとするのが英仏を中心とする立場であり、遮蔽実験解析結果と感度スペクトルならびに断面積の共分散マトリックスを用いて断面積を修正し、その修正された断面積が実機の遮蔽設計に利用されている。これに対し、日米では解析手法の誤差の混入の危険性と修正結果が一意に決まらないことから、その利用を当面控えていて、設計には実験解析に基いて評価したバイアスファクターを利用している。

このセッションにおける McCracken の発表は、こうした断面積修正派の見解を述べたものであり、英国における研究結果をまとめ、ベンチマーク実験や原子炉での測定の意義とその解析結果を原子炉遮蔽計算の精度向上に役立てる方法を述べている。また、計算法の誤差の問題点

についても言及している。

FBR と PWR に関する NEACRP の国際ベンチマークは、計算手法や断面積処理方法の差が遮蔽計算に如何に影響しているかを知る上で参考になる。殊に、遮蔽計算に対しては、window 効果が極めて重要であり、JSD-100 セットの等レサジー巾で作られるエネルギー群構造が Na 等の window 効果を表わすのに十分でない事が明らかとなり、早晚修正の要があろう。また、問題として与えられた誤差解析への回答が稍かであり、今後の課題として残る。今回のベンチマーク解析の後に来るものは、核データに対する要求精度を遮蔽の立場で明らかにすることと考えられる。

続く米国とソ連の発表は、1次摂動近似の結果だけを用いて精度の高い摂動解を求める式を導いたものであり、遮蔽感度解析法の適用性を高めたものと云える。

さらにフランスからは、1次元から3次元体系に至る全ての体系について感度解析のできるコードシステムが紹介された。このシステムは、感度スペクトルの計算だけでなく群定数の修正機能も有し、統一されたデータベースを介してデータが入出力されるなど、可成りよくまとまっているという感想を抱いた。

最後にドイツからの発表は、解析式を用いる事によって短時間に感度解析と誤差解析を行なおうとするものであるが、計算例もなく、今後の成果に興味を持たれる。また、Session2-6においてやはりドイツから感度解析法に基く鉄断面積の修正の発表があったが、そこにとられた核データ処理の手法はドイツらしい厳密さがあり、結果も注目に値し、我々にとって参考にして良い。

今回の発表を通じて、感度解析法が持つ計算誤差評価や断面積修正といった実用的な意味を一層認識させられ、今後我々が追求すべきテーマの一つと云える。また、3次元モンテカルロ法における相関サンプリングを用いた摂動計算法も魅力的な手法と云える。特に、連続エネルギーモンテカルロ計算は、window 効果を正確に評価できるという長所を有しており、群構造の決定と云うデータ処理上の問題点の解明に役立つ。

(川合 将義)

2.2 Session 2. Development and Testing of Multigroup Cross-section Libraries for Shielding

2-1. The Status of Multigroup Cross-Section Data for Shielding Applications.

R.W. Roussin, B.F. Maskewitz and D.K. Trubey (USA)

本論文は米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) の放射線遮蔽情報センタ (RSIC) においてデータ・ライブラリ・コレクション (DLC) として登録されている断面積データについてその内容を概説したものである。

DLC として登録されている断面積データ類は大別して、(1)離散座標コード・フォーマットによる多数群ライブラリ、(2)離散座標コード・フォーマットによる少数群ライブラリ、(3)汎用性の高い多数群ライブラリ、(4)応答関数のライブラリ、(5)断面積共分散データ、および、(6)修正された (adjusted) 断面積ライブラリに分類される。ここで離散座標コード・フォーマットとはANISN、DOTコードに直ちに入力可能なフォーマットであることを示している。

(1)にはEURATOMが作成したEURLIBや日本原子力研究所が作成したJSD-120等が含まれる。(2)にはキャスク遮蔽計算用のCASKや標準LWR用のBUGLE-80等があるがその使用にあたってはこれらライブラリ作成時の前提条件(縮約スペクトル等)から逸脱しない様注意する必要がある。(3)にはVITAMIN-C等が含まれる。一方、断面積の分野における近年の進展として、(1)VITAMIN-Cライブラリの完成と(2)断面積共分散データの感度解析等への利用があげられる。前者は柔軟性に富む大型・多数群ライブラリでありこれを基に問題ごとに少数群の断面積セットを容易に作成可能である。また後者については今後これが遮蔽解析に大きなインパクトを与えるものと考えられる。

本論文はRSICに登録されているDLCシリーズの現状を知るのに有用である。しかしながらここにあげられたDLCの全てが必ずしも日本では入手可能ではないので注意が必要である。特に断面積共分散データについては日本へは全く公開されておらず今後問題となりつつある。

(鈴置 善郎)

2-3. THEMIS-4: A Coherent Punctual and Multigroup Cross Section Library for Monte Carlo and S_N Codes from ENDF/B4.

G. Dejonghe, J. Gonnord, A. Monnier and J.C. Nimal (France)

本論文は断面積作成コード・システムTHEMISの内容と同システムにより作成された断面積ライブラリTHEMIS-4について述べたものである。THEMISコード・システムはENDF/Bデータを処理して整合のとれた断面積ライブラリを作成するシステムでNJOYコード・システムに種々のモジュールを追加したものである。断面積ライブラリTHEMIS-4はENDF/B4データをTHEMISにより処理して作成されたもので53物質についての点エネルギー断面積データと315群断面積データとからなりこれらはそれ自身および相互に整合がとれている。

従ってTHEMIS-4ライブラリを用いることにより遮蔽解析において解析手法(S_N 法、モ

ンテ・カルロ法)の違いや解析上の近似(次元数, 散乱異方性, 群構造等)の違いが解析結果に及ぼす影響を断面積データに関する不整合なしに評価することが可能である。

論文ではTHEMIS-4ライブラリの使用例としてモンテ・カルロ・コードTRIPOLI-2を用いたORNL核融合ベンチマーク実験の解析例をあげておりこれに依れば中性子束の計算値は測定値と1MeV~6MeVの間で非常に良く一致しているが6MeV~12MeVの間では計算値は約20%の過小評価である。

この論文はTHEMISコード・システムの概要を述べたものであるがシステムの中で採用されているライブラリ作成プロセスの詳細は触れられていない。今後このプロセスの詳細とTHEMIS-4ライブラリを用いた解析の発表が待たれる。

(鈴置 善郎)

2-4. The Evaluation of Actinide Cross-Sections for Use in Shielding and Decay Energy Release Rate Calculations.

J.W. Dawson (UK)

本論文は英国AGR炉の使用済燃料中のアクチニド存在量をAGRの設計用コードであるHyacinthにより求め実測値との比較を行なったものである。比較された値はAGRの炉内で約12Gwd/te(U)まで燃焼した燃料ペレット中のアクチニド存在量の実測値とこのペレットの燃焼履歴を考慮したHyacinthコードの計算値(但しペレット中のNd核種存在量の実測値による規格化が施された値)である。

Nd核種存在量で規格化されたHyacinthコードの計算値は U^{235} , U^{236} , U^{238} , Pu^{239} および Pu^{240} については実測値と良い一致をみたが U^{234} および Pu^{238} については過小評価であり, また Pu^{241} 以降の核種については過大評価であった。これら不一致に起因する崩壊熱放出率の変動幅は±5%であり設計上考慮されている不確定幅に比べ小さいと判断された。また自発核分裂中性子については Cm^{242} と Cm^{244} が主要な発生源であるがこれら核種の存在量について同コードのNd核種規格化計算値は24%から55%の範囲で過大評価と推定された。実測値と計算値との間のこれら不一致の原因は未だ不明でありその解明にはHyacinthコード内で使用しているデータの見直しと実測データの収集とが必要と結論された。

本論文では使用済燃料中のアクチニドの存在量を商業炉を対象として計算値と実測値とを比較し設計用コードの精度を検証しているのが注目される。今後, 燃焼・生成連鎖に従った着目核種存在量に関する感度解析等を行ない上記不一致の原因を究めることが必要であろう。

(鈴置 善郎)

2-5. The IAEA Cross Section Processing Code Verification Project as It Applies to Shielding Data.

D.E. Cullen et al. (IAEA)

本論文はIAEAの主導の基に実施されている断面積処理コードの妥当性検証計画について紹

介したものである。本計画はオランダECNがENDF/B5ドジメトリ・ライブラリから作成した620群断面積セットが米国BNLの作成による同様なセットと最大20倍の不一致を示した(1980年)ことに端を発しており現在日本を含む各国から12の異なる処理コードによって作成された断面積セットがIAEAに提出されこれらの比較検討が行なわれている。

IAEAは作業の対象を断面積処理コードの妥当性検証に絞り、第一段階としてENDF/B5ドジメトリ・ライブラリ(mod.1)を処理して得られる群内平坦重みによる0°Kの無限希釈中性子620群断面積を比較し、第二段階としてENDF/B5のMat1301(H), Mat1326(Fe)とMat1398(U^{238})を処理して得られる100群、293°Kの群内平坦重みおよび $1/E\sigma_T$ 重みの中性子断面積とガンマ線生成断面積の比較を行なっている。

現在までの検討により断面積不一致の原因として(1)プログラミング上の誤り、(2)狭い共鳴の不適切な取り扱い、(3)非分離共鳴パラメータの内挿等が明らかになった。また更らにこの間、ENTOSAN, LINEAR/RECENT/GROUPIE, RESENDおよびAMPXの各コード・システムがIAEAの基準値とほぼ一致する結果を与える様になり、またFOURACES, RESCAL, FEDGROUP-3およびFEDGROUP-Cの分離共鳴の取り扱いが大幅に改善されるなどの成果が得られた。

本論文により断面積処理コード自体にも未だ多くの問題点が存在していることが示された。先に行なわれたNEA-CRPの遮蔽体透過ベンチマーク計算においても各国の計算値に予想に反する大きな不一致が見られた様に基礎的なレベルにおける国際的な相互比較の必要性は高いと思われる。

(鈴置 善郎)

2-6. Adjustment of Neutron Multigroup Cross-Sections to Integral Experiments. G. Hehn et al. (FR Germany and Euratom)

近年、原子炉安全と放射線遮蔽に対する精度向上の要求が高まるのに対応し核データの精度改善の必要性が特に鉄とナトリウムについて増大しつつある。本論文ではEURLIBライブラリ所蔵の鉄断面積を対象にEURACOSの鉄透過ベンチマーク実験における $S(n,p)$ 反応率の測定値と同実験体系に対する1次元 S_N コードによる計算値とを用いて鉄の弾性および非弾性散乱断面積を修正(adjust)した検討について述べたものである。

鉄断面積の修正はRSYSTコード・システムに属するADJUST-EURコードに鉄供試体中の1次元の中性子束、随伴中性子束および断面積共分散データを入力し収束計算によりS反応率の測定値と計算値との差の自乗和が最小となる様に行なわれた。この結果、EURLIBの鉄(天然)断面積は2MeVから4MeVのエネルギー範囲において、(1)非弾性散乱断面積が3%低減されるべきであること、(2)弾性散乱断面積が2MeVでは1%低減されるべきであるが4MeVでは現状のままで良いこと等が明らかになった。

本論文は主として欧州で行なわれている断面積修正法に関し実際例を述べたものである。本論文に述べられた鉄断面積の修正によりS反応率の計算値がどの程度改善されたか記述はないが測定誤差内で測定値と一致したものと推測される。

(鈴置 善郎)

2-7. Effect of Thermal Group Constants in VHTR Shielding Analysis.

K. Mohri et al. (Japan)

本論文は多目的高温ガス炉（VHTR）圧力容器内の熱中性子束分布について熱中性子領域を1群として取り扱った群定数と多群として取り扱った群定数とを用いて評価しこれら取り扱いの違いが体系内熱中性子束の減衰傾向に及ぼす影響を検討したものである。

検討に用いられた群定数は(1)RADHEATコード・システムにより作成された熱領域1群構造の100群定数（JSD100E）と(2)GGC-IVコードにより作成された熱領域多群（4群および8群）断面積とJSD100Eの熱群以外の断面積とを結合した定数とでありそれぞれENDF/B4を基にしている。これら群定数を用いてANISNコードによりVHTRの炉心～圧力容器間の炉心中心面上の1次元輸送計算を行なった。得られた熱中性子束分布の比較により熱領域を多群的に取り扱う方が1群として取り扱うより(1)黒鉛反射体部では低い熱中性子束を与えること、(2) B_4C 遮蔽体部では緩い熱中性子束減衰率を与えること等が明らかになった。

これらの検討から熱群断面積作成時における熱領域内の重みスペクトルの重要性およびVHTRの遮蔽設計では熱領域の多群的取り扱いが望ましいこと等が明らかになった。

本論文により従来遮蔽設計で行なわれてきた熱領域の1群的取り扱いの妥当性がVHTRを対象に定量的に評価された。今後体系内の熱中性子束が熱外以上の中性子束からの減速項により決定される一般の体系について同様な検討を行なう必要がある。

(鈴置 善郎)

Session 2. のまとめ

セッション2には6件の論文が報告されているが内容的にはRSIC-DLCの概説、断面積作成コード・システムTHEMISの概説、使用済燃料中のアクチニド評価、IAEAの断面積処理コード検証作業、共分散データの利用等による断面積修正手法の実際例およびVHTR体系内における熱群断面積取り扱い法の検討と多岐に渡っている。この中で使用済燃料中のアクチニド評価とVHTR体系内における熱群断面積取り扱い法の検討が設計的な内容である以外は概説的な内容または比較的基礎的な内容である。

使用済燃料中のアクチニド評価に関する論文はAGR設計用コード評価値を実測値と比較しており貴重な発表と言えよう。またVHTR体系内における熱群断面積取り扱い法の検討も従来行なわれてきた遮蔽設計における熱群の1群的取り扱いの妥当性を定量的に評価したもので設計的に興味深い内容である。

一方、上記以外についてはTHEMISコード・システムの概説とIAEAの断面積処理コードの検証作業が注目される。前者は断面積データ処理上の整合性を保存した汎用的な断面積作成コード・システムの内容説明であり今後の使用例が期待される。また後者はIAEAが各国から提出された作成断面積を基に行なっている断面積処理コードの妥当性検証作業に関するものであり基礎的なレベルにおける国際間の相互比較の必要性が指摘されている。

最後に断面積共分散データが日本では入手出来ないこともありその感度解析や断面積修正手法等への応用に関する研究は国内ではほとんど実施されていない。データの入手も含め今後の大きな課題と言えよう。

(鈴置 善郎)

2.3 Session 3a. New Developments and Improvements in Multidimensional Radiation Transport Methods (Monte Carlo Method)

3a-1. Neutron-Induced Photon Production in MCNP.

R.C. Little and R.E. Seamon (USA)

1983年2月以前、LANLで使用されている連続エネルギー $n-\gamma$ モンテカルロコード(MCNP Version 2C)の核データは、NJOY処理コードによるACE(A Compact ENDF)フォーマット・ライブラリーからのものである。これらは、中性子誘導 γ 線生成データとして30群の中性子に対して、20群の2次 γ 線のもので、実験室系で等方生成データであった。つまり、2次中性子の詳細なデータはACEに含まれ、MCNPに用いられていたが、2次 γ について不完全だった。そこでACEを拡張し、ENDF/B-Vの詳細な中性子誘導 γ 生成データを利用できるようにした。MCNP Version 2Dでは、この新しいライブラリーが使用され、2次 γ 線生成反応、 γ エネルギー、放出角度がそれぞれの分布からサンプルされる。この方法で、14MeV中性子源を中心とする半径11.2 cmの銅球からの γ 線漏洩スペクトルを計算した結果、以前の問題点(30-20 $n-\gamma$ 生成データと異なり、 γ ピークが忠実に再現され、 γ 連続分布から正しくサンプルされ、 γ 生成が入射中性子エネルギーと2次 γ エネルギーに関して連続である。)が完全に除かれ、同時にENDF/B-Vの中性子誘導 γ 生成データを使用したMCNP計算の著しい精度向上が認められた。

(永瀬慎一郎)

3a-2. Neutron Gamma Coupling — Applications to Shielding Benchmarks and Designs.

S.N. Cramer (USA), et al.

モンテカルロコードTRIPOLIにおいて、最近開発されたものとしてENDF/Bデータフォーマットを変換して、2次 γ 線生成計算中の $n-\gamma$ 結合を自動的なものとした。すなわちENDF/Bの γ 生成データから出発して、THEMIS構造(315群中性子と75群 γ 線)のファイル(PENDF)が作られ、次に各核種についてAMPXフォーマットに変換して、マスターファイルに格納する。このファイルからのデータを混合して、中性子衝突ファイルと結合し、TRIPOLI中の γ 輸送計算入力としての γ 線源ファイルをつくる。2つの遮蔽計算が行なわれ、ANISNの計算と比較して良い一致を見た。第1は、Be光中性子源から中性子が鉄の無限平板を通過して生じる γ スペクトルの比較である。第2は、同じ体系で100 cmの鉄板中の γ 線量と γ スペクトルの比較である。速中性子による γ 線生成計算が良くなったことを示している。

(永瀬慎一郎)

3a-3. Development of Monte Carlo Code using Multi-Group Double-Differential Cross Section Library and Its Application to Shielding Calculation for Fusion Materials.

M. Nakagawa, T. Mori and Y. Ishiguro (Japan)

中性子散乱の非等方性を正しく計算するために、角度・エネルギーに関する二重微分断面積 (DDX) から 100 群中性子エネルギーと 20・40 区分角度に対する DDX ライブラリを ENDF/B-IV を用いて作った。まず 14 MeV 中性子の酸素に対する DDX データと P_0 計算を比較し、スムーズな角度分布が得られることが確認できた。この際、20 と 40 の区分による計算の差は小さかった。

また、MORSE-CG コードを一部改良して、核融合炉で使われる物質 (${}^7\text{Li}$, O, C, Fe, H_2O) ならびに ${}^6\text{Li}$, ${}^{238}\text{U}$, ${}^{237}\text{Np}$ からなる球体形の中心に 14 MeV 中性子源を置いた時、洩れる中性子スペクトルを DDX 法で計算し、従来計算と実験値との三者の比較を行なった。さらに鉄の深層透過 (100 cm × 100 cm × 100 cm) も研究した。その結果として、従来の計算法において生じる負中性子束や ray effect の問題はなくなり、DDX 法が実験値とより良い一致を示した。従って、DDX 法が複雑な形状を持つ核融合炉の遮蔽ならびに中性子全般の計算に有用な手段となることがわかった。

(永瀬慎一郎)

3a-4. Linked Monte Carlo and Finite-Element Diffusion Methods for Reactor Shield Design

(E. Shuttleworth and S.J. Chucas (UK))

モンテカルロ法による深層透過遮蔽計算での分散を少なくする方法を発展させた。まず、輸送計算に近づけるために修正した拡散係数をもつ拡散方程式を解くための随伴拡散方程式を有限要素コード (FENDER) を用いて解く。この随伴解を Importance として、英国で用いられている一般性のある MC コード (McBEND) を使って計算を進めた。この中で各領域境界を通過する粒子に対して、Splitting (S) と Russian Roulette (R) 法を適用して、分散減少につとめた。次に境界法、ポイント法を考えた。前者が、Importance 一定の各領域を考え、高い領域に入る粒子に対して、その比に近い Z^N より、分割数 N を決めるのに対し、後者では有限要素解から連続解を作って、境界点の S/R を決める方法を取った。適用例として、厚さ 560 mm の無限鉄板を 14 の等間隔領域に分け、3 番目に一様体積源、12 番目に検出器を置き、1.74~2.87 MeV の一群中性子での計算を行ないそれぞれの場合を比較した。さらに圧力容器損傷解析、核融合炉遮蔽設計、使用済燃料容器等にもうまく適用しつつある。結果として MC 遮蔽計算のかなりの加速が得られ、しかも、この方法は有限要素法なのでいろいろな形状に対して適用の幅がある。

(永瀬慎一郎)

3a-7. Investigation of the NESX Estimation in the Monte Carlo Calculation for Shielding Analysis of a Cask.

K. Ueki, et al. (Japan)

Cf-252 線源を用いた使用済燃料容器遮蔽実験でえられた中性子・ γ 線量率と Nest Event Surface Crossing Estimation (NESXE) を用いた MC 計算との比較・検討を行っており、またその計算を行う際に開発された多群断面積ライブラリー (CASK-LIB-50) の妥当性についても評価がなされている。これらの比較は、火災試験によって樹脂遮蔽を失った損傷容器と正常容器の両者についてなされた。計算値は容器表面上での測定値と全く一致し、表面から離れた位置ではわずかに過小評価 (係数 2 以内) となっただけである。また、軸対称形状から NESXE が Point Detector Estimation より計算値、統計とも良いことが確認された。次に 2 次 γ 線量率は、正常容器表面で、中性子線量率の $1/3$ に達し、その多くが樹脂層での $H(n, \gamma)$ 反応と外部ステンレス層の $Fe(n, \gamma)$ 反応によることが示された。正常容器表面の 2 次 γ 線は、損傷容器表面 2 次 γ 線の 2.5 倍高くなり、逆に中性子では $1/12$ に減少することが認められた。このことから樹脂層の存在効果が見える。この研究から、CASK-LIB-50 の妥当性と MC-NESXE 計算の有効性が示され、容器遮蔽解析の信頼性が高められた。

(永瀬慎一郎)

3a-8. Monte Carlo Shielding Analysis Using Deep Penetration Biasing Schemes Combined with Point Estimations and Algorithms for the Scoring of Sensitivity Profiles and Finite Perturbation Effects.

H. Rief and A. Fioretti (Italy)

原子炉解析に必要な感度・摂動解析法を遮蔽問題に適用する時、3次元構造をとる場合が多いので、MC 法が考えられる。この線にそった 2 つの方法が紹介され、古い感度解析 (ANISN-SWANLAKE) の値に、それぞれ一致することが説明された。第 1 は相関サンプリング法と呼び、積分型輸送方程式の解として、Neumann 級数解を考え、ある変数の摂動が導入された時、その摂動解との差 ($\Delta\psi$) を安定化し、 $\langle \Delta\psi \rangle$, $\text{Var}(\Delta\psi)$ がシミュレーションの無摂動トラックと摂動トラックの相関として求められる。

第 2 は Taylor 級数展開法と呼ばれ、これは第 1 の方法で生じる摂動積分核を展開して高次項を無視する計算である。応用例として、Carso, Italy の BWR (840 MW) の Sacrificial Shield 内の円環隙間からの中性子ストリーミング計算を行った。ENDF/B-IV から導いた 100 群データ (EURLIB-4) を使って、TIMOC コードを走らせた。その結果は 2 つの測定値を除いて良い一致をえた。不一致は測定点の不確定によるものと思われる。また、中性子束のエネルギー依存性と遮蔽材密度依存による感度データも示された。この方法は深層透過、ストリーミング問題に有効である。

(永瀬慎一郎)

3a-9. A Weight Window/Importance Generator for Monte Carlo Streaming Problems.

Thomas E. Booth (USA)

この研究はかなり極端とも思われる角度 Bias 法と粒子 Weight をある幅 (Weight Window) に限定する方法とをコンクリート平板内二重屈曲ダクトの Streaming 問題に同時に適用した。ある注目領域に適当な球 (DXANG 球) を考え, 粒子の衝突点が球内にあれば通常の追跡手段に従い, 球外であればある確率で, その球を見込む円錐の中に粒子を発生 (DXANG 粒子) させ, この粒子によって寄与の集計を行なう。複雑な経路を持った Duct や迷路の Streaming 問題に対して威力を発揮すると思われる。また DXANG 粒子の発生に際して, あらかじめ分割された各領域における粒子 weight と Importance の積が全領域でほぼ一定となるように粒子発生率が調節されている。従って, DXANG 粒子の発生時 weight はある幅に限定され, その寄与の集計値変動は少なく, 分散を小さくすることができる。その結果, サンプル数を少なくできて, 計算時間が短縮される。

この方法は設定値が多いので経験が大きく影響し, 一意的な手法をとるのが難しい。

(永瀬慎一郎)

3a-10. A Continuous Model for the Optimization of Splitting in Deep-Penetration Monte Carlo.

I. Lux (Hungary)

モンテカルロ (MC) 法による粒子輸送計算における加速法として, Splitting / Russian Roulette 法が良く知られている。通常は Simulation 粒子の Weight が指定量より増大した時分裂させ Weight を分割させ, 他方, 指定量より減少した時, weight が統計的に保証されるように粒子の消滅または生き残りの判定をしている。この研究では, 粒子数密度に関するモーメント微分方程式を作り, 粒子数に関する 1 次, 2 次モーメントから分散を求め, これを極小化する条件によって, 最高 Importance 関数が 1 次近似として距離に関する指数関数となるとしている。予備的 MC 計算から Importance 関数内の諸係数を算出し, 本計算において, ある位置 X から Y までの粒子輸送に対して位置 X に対する Y の Importance の比を splitting 粒子数とする連続的 splitting 法を利用して無限平板における洩れの計算を行っている。あらかじめ解析的に分散を小さくする条件が取られるため計算効率が良くなるものと思われる。具体例として 7 群中性子の 5.2 cm 平板の洩れを計算し, 従来法に対して 4 倍の効率を上げている。

1 次元体系を基本とし, splitting 粒子数をエネルギーと方向に対して独立であると仮定している。複雑な 3 次元の高エネルギー問題への適用にはかなりの工夫が必要であろう。

(永瀬慎一郎)

3a-11. Neutronics Analysis of Major Penetrations in TOKAMAKS using the Recursive Monte Carlo Method.

M. Goldstein (Israel)

遮蔽計算に有用な Importance を計算するために、繰返し MC (RMC) 法が考えられた。線源から検出器までの領域を 1 mfp 程度に分割して、各領域について線源側の面に等方中性子源を置き、forward MC 計算 (REMOP) をして、それらの面における Importance を得た。この計算は、検出器に一番近い領域から始めて、繰返ししながら線源に近い領域までのすべての Importance を計算する。前のステップで計算した Importance は次のステップでの洩れ中性子の weight に掛けて合計される。こうして求めた各 Importance を使用して、全体の MC 計算を MORSE コードで実行する。上記 Importance 計算は、低い値の領域も確実に行われ計算精度を良くしている。また、複数検出器の場合、それらを全部包み込む閉曲面からスタートする RMC 計算を 1 回だけ行ない、個々の検出器からの相対確率を求めて、それぞれの Importance とする。さらに、形状・成分の同じ領域は、Geometrical Image として、1 回だけの Importance 計算で処理する。この方法で、2 つの 3 次元 TOKAMAK Blanket-Shield Duct を透過する中性子計算を行なった。従来法に比較して、サンプル数が少なくても、しかも分散が小さくなり、優秀性が証明された。

(永瀬慎一郎)

Session 3a のまとめ

このセッションを大別すると以下の三つに分けられる。

第一には、モンテカルロ (MC) 計算のコードシステムの完備を目的としたものであり、特に核データファイルとの結合が挙げられる。14 MeV (3a-1) と Be (r, n) (3a-2) の高速中性子による二次 γ 線の取り扱いの検討や、核融合炉材料の計算 (3a-3) が行なわれ、また二重微分断面積 (DDX) (3a-3) と多群断面積 (3a-7) ライブラリーの妥当性の評価等も含まれている。

第二には、MC 計算の解析手法の新しい展開を取り扱ったものであり、DDX の使用 (3a-3)、有限要素法 (3a-4) や感度・摂動解析 (3a-8) の導入等である。

第三は、MC 計算の計算手法の改良を行ったもので、経験的 Weight Window・Importance を設定して計算するもの (3a-9)、連続的な splitting を取り入れたり (3a-10)、繰返し MC 法 (3a-11)、NESX エスティメーターの使用 (3a-7) 等で計算の加速と分散の縮少を図った発表である。

適用例として、核融合、深層透過、ストリーミング、キャスク等について計算された。いずれもよい結果が得られているが、従来の計算との比較や実験との比較については適用例が単純かつ少ない事から今後の発表が待たれるが、この中で (3a-7) 等は実験との比較において重要なものである。

今後の方向もやはり、14 MeV 中性子の解析、 P_f 近似断面積から DDX への移行、加速及び分散の縮少等のための解析手法や評価法が中心となろう。

(永瀬慎一郎)

2.4 Session 3b. New Developments and Improvements in Multidimensional Radiation Transport Methods (Deterministic Method)

3b-1. Development of a Series of PALLAS Discrete-Ordinate Direct-Integration Codes.

K. Takeuchi and Y. Kanai (Japan)

最近のPALLASコードの開発について総括している。

PALLASコードは、定常状態の積分型輸送方程式を解くが、非等方散乱の扱いにルジャンドル展開を用いないこと及び熱中性子束を除いた線束の計算に繰り返し収斂技法を用いない事を特長としている。

1967年に、1次元平板体系のガンマ線輸送計算に適用したのを始めに、現在まで開発が続けられており、現状を以下に説明する。

PALLAS-PL, SP-Brは、1次元平板及び球形状用であり、中性子ガンマ線輸送計算に加え、制動放射X線の輸送計算が可能である。PALLAS-2DCY-FCは、2次元円柱形状用であり、中性子・ガンマ線・制動放射X線の輸送計算に加えて、ray effectを軽減するため非散乱線を解析的に計算する。PALLAS-2DRTは、2次元円板形状用であり、中性子、ガンマ線の輸送計算が可能である。PALLAS-RTZ, XYZは、3次元(R, θ , Z)及び(X, Y, Z)形状用であり、中性子、ガンマ線の輸送計算が可能である。基礎理論及び若干の実験値との比較を行っており、これから、3次元形状の計算時間は充分実用可能な値であると印象づけられる。

(成田 秀雄)

3b-2. BERMUDA-2DN: A Two-Dimensional Neutron Transport Code.

T. Suzuki, A. Hasegawa, T. Mori and T. Ise (Japan)

2次元中性子輸送コードBERMUDA-2DNは1次元輸送コードPALLAS-TSより発達した、直接積分法による円柱体系、多群計算コードである。BERMUDAは、Sn法コードと比べて以下の点で異っている。

(a) 散乱の異方性の取り扱いにルジャンドル多項式展開を使用せず、二重微分断面積の数値積分を用いている。

(b) 直接積分法に依っている。

加えて、PALLASコードシリーズとは以下の点で異っている。

(c) 通常のグループセオリーの概念を使っており、繰り返し計算を行う。

(d) 弾性散乱と同様に離散レベルの非弾性散乱についても二重微分断面積を使用している。

(e) ボルツマン輸送方程式を多群で解く目的のために、散乱成分は散乱前後のエネルギーに関して二重積分している。

他に、以下の2点の特長をもっている。

(f) 角度分点は、半球で 40 点に固定されている。

(g) 非衝突線束，即ち一回散乱線源を計算できる。

120 群及び 46 群の断面積ライブラリーが用意されており，FNS での実験との比較を例題としている。酸化リチウムの円板を透過する中性子の角度依存スペクトルの測定との比較であり，一般及び相異点について検討を行っている。この結論として，BERMUDA-2DN は核融合中性子計算及び遮蔽に充分適用できる事を示唆している。

(成田 秀雄)

3b-3. Application of Three-Dimensional Discrete Ordinates Transport Codes in (X,Y,Z) and (R,θ,Z) Geometries to Shielding Analysis

T. Nishimura, K. Tada, Z. Suzuoki, H. Yokobori (Japan)

3次元 (X, Y, Z) 体系のディスクリット・オーディネート輸送コード ENSEMBLE，及びその (R, θ, Z) 体系版 ENSEMBLE-RTZ のベンチマーク計算を行っている。一つは水中の 2 回屈曲円形ダクトでの中性子ストリーミングにおける ENSEMBLE の計算で測定値に対して 0.48 から 1.76 の範囲で一致した。今一つは，常陽の黒鉛遮蔽体中の入口配管切り欠き部での中性子のストリーミング計算である。計算は 2 次元輸送コード DOT 3.5 による (R, Z) 体系， (R, θ) 体系，そして ENSEMBLE-RTZ で行われた。この 2 次元計算との比較によって，ENSEMBLE-RTZ は (R, θ) モデルと同傾向の径方向分布を示し，かつ入口配管切り欠き部を記述できない (R, Z) モデルに対して，入口配管切り欠き部からの Z 方向でのストリーミングが評価でき，3次元体系である事の充分な有効性を示した。同時に ENSEMBLE-RTZ は隣接するチャンネル C での熱中性子束のたて方向分布の測定値とも良い一致を示した。以上のベンチマーク計算より ENSEMBLE 及び ENSEMBLE-RTZ の信頼性は確認できたが，今後は，計算速度の向上のための，計算アルゴリズムのベクトル化が重要であると指摘している。

(成田 秀雄)

3b-4. Formulation of a Geometry Transition between (x,y) - and (r,θ) - Coordinates for Calculating the Radiation Exposure in the Reactor Pressure Vessel with 2-Dimensional Sn-Methods.

R. Warnemünde (Germany)

炉の压力容器のフルエンスの計算において，炉心は， (x, y) 体系で記述できるが，压力容器は (r, θ) 体系での記述になる。既知の DOT の様な Sn コードは，全ての領域が (x, y) 体系，あるいは (r, θ) 体系であるような一つの体系しかとり得ない。したがって，問題に応じた曲線から成る座標系を選ぶ事により正確かつ，1 回での計算によってフルエンスを得る事を提案している。典型的には，炉心の中性子輸送計算を (x, y) 体系で解き，しかるのち，コアパレルにおいては (r, θ) 体系に移行する体系である。中性子ボルツマン方程式， (x, y) から (r, θ) 体系への伝達を行う曲線座標系の構造，曲線座標でのディスクリー

ト オーディネート方程式について説明している。プログラム化は今後の課題である。

(成田 秀雄)

3b-5. Development of Albedo-Sn Transport Code DOT-ALB.

M. Kawai, Y. Hayashida, M. Uematsu and J. Itoh (Japan)

原子炉の遮蔽解析においては2次元 Sn 輸送コードが利用されるが、大きなシステムの場合、主記憶容量上の制約から体系を分割し、炉心領域から順につなぎ合わせながら解く方法がとられる。その際、外側領域の境界線源は、内側領域によって計算され、両者の領域は重複される。この重複する領域は、平均自由行程の数倍とられる。ここから、重複する領域を削除する代わりにアルベド境界条件を導入し、計算時間の短縮をはかった。アルベド-Sn 輸送計算コード DOT-ALB は DOT-3.5 の境界条件にエネルギーと角度に依存する二重微分アルベドを付加したものである。例題としてコンクリートに囲まれたナトリウム中での中性子輸送問題、及び弥生炉での中性子スカイシャイン実験の解析 FBR における中性子ストリーミングの解析が述べられている。長所としては、計算時間の短縮（最後の例題では56%に減少）及び、重複する領域の厚さをどの程度にとれば良いかという問題の不確定さからの解放があげられる。

(成田 秀雄)

3b-6. Computation of Azimuthally Dependent Albedo Data by Invariant Embedding.

T.E. Albert and P. Nelson (U.S.A.)

アルベド境界条件は、ストリーミング解析の際のモンテカルロ法において非常に有用である。しかしながら方位角依存のアルベドデータをディスクリット・オーディネート法で作成する事は、例えば SAIL データベースの場合、40 エネルギー群、5 方向入射、30 方向反射で CDC 7600 で 40 分かかかる様に大変な計算費用を有する。

一方、Bellman 他によって導入されたインバリアント・インベッディング法に基づいた SLDN コードを利用して非常に短い計算時間で方位角に依存しないアルベドデータが作成されている。

ここでは、同様の繰り返し手法を用いたインバリアント・インベッディング法を用いた、半無限平板に対する方位角依存アルベドの計算に関する考察をしている。

このための試験的コード ADADBIE を作成し、各種の問題の解決を容易にする事を企画し、そして繰り返し法を用いたインバリアント・インベッディングの有用性と、負の消去について試みている。

(成田 秀雄)

3b-7. On the Solution of Transport Equation in Multiregions with Anisotropic Scattering Using the F_N Method.

J.R. Maiorine and E.M.B. Dulley Pontedeiro (Brazil)

F_N 法による多領域非等方散乱，線型，1群輸送方程式について述べている。 F_N 法の特長は，いわゆるアルベド，伝達係数，漏洩角度束等の境界でのパラメータが容易に得られることである。この様な特長は，深層透過遮蔽問題を解くには魅力的である。本稿は，その大部分を F_N 法の基礎式の説明についやしてあり，最後に数値計算の結果を報告している。数値結果を得る為に，計算プログラム FNAME-1 を作成し，深層透過遮蔽問題における，アルベド，透過量，及び全線束を計算し，モンテカルロ法， S_n 法 (ANISN)，厳密解との比較を行っており，結果は良い一致を示している。このことから， S_n 法は，深層透過遮蔽問題における，反射及び透過の計算に有効な方法であると考えられる。

(成田 秀雄)

3b-8. Application of Space-and-Angle Finite Element Method to the Three-Dimensional Neutron Transport Problems.

T. Fujimura, Y. Nakahara and M. Matsumura (Japan)

空間と角度両方に有限要素が使用されているという意味での DFEM(double finite element method) 式で示し，3次元多群中性子輸送問題を解くコードを作成した。輸送方程式に DFEM を適用する方法として Galerkin 法と偏分法があり，それぞれプログラムする事により，その有効性を検討した。Galerkin 法は数値アルゴリズムへの具体化が容易であり，偏分法は境界条件を自動的に組み入れられかつ各々の平面方程式が対象になる事が特長である。インナーイタレーションにはコースメッシュリバランス法を，アウターイタレーションは外挿によって加速した。2つの DFEM アルゴリズムを固有値問題と固定線源問題について CITATION と TWOTRAN-II の結果と比較することによって検討している。両方の DFEM アルゴリズムとも，レイエフェクトが軽減されていること，及び Galerkin 法において平面イタレーションに SOR 法を使用したのが，超臨界の問題で収束の悪さが観察されたこと，しかし，偏分法で使用した SSOR 法は収束に対して効果的であった事が報告されている。

(成田 秀雄)

3b-9. Some Benchmark Shielding Problems Solved by the Finite Method.

R.T. Achroyd et al. (U.K.)

有限要素法による2次元コード MARC，TRIMOM，FELICIT によるバルク遮蔽問題数例を記述している。MARC コードは，角度依存性を球面調和関数で表示した多群，偶数パリティ方程式を解いている。このコードは体系記述に大きな柔軟性を持っており，ここでは finite difference 法との比較をし，良い一致を示している。

TRIMOM コードはX-Y体系の多群輸送コードである。ディスリートオーディネート法及び、他の角度を離散表示している FEM との比較を行い、良い結果を示している。FELICIT は、X-Y体系、円柱体系の1群輸送コードであり、角度依存性を帯状球面調和展開で記述している。解析解との比較を行い良い一致をみている。

FEM は、ディスリートオーディネート法に時々見られるレイエフェクトによる振動から自由である。そして体系的には自由度が高く、複雑な遮蔽問題に適しており、今後発展、実用化されるものと思われる。

(成田 秀雄)

3b-10. Source Term Computation and Cross Section Data Handling for Shielding Calculation by Means of Modular Program System.

U. Hasse and W. Denk (Germany)

例えば輸送容器の遮蔽問題に利用できる、線源の計算から中性子ガンマ線輸送までを一括して行うモジュールコードシステムの紹介である。最初の部分 ORSET は線源作成部分であり、燃料の燃焼に影響をあたえる物理量、即ち、核分裂生成毒物、プルトニウムビルドアップ、PWRでのボロン量、BWRでのスチーム量の様な冷却材パラメータによる中性子スペクトルの変化を考慮した上で燃焼計算を行う。具体的には、燃焼計算はORIGEN、セル計算にHAMMERをもちいており、これに他機能が加わっている。利用者にとっての入力は非常に容易になっている。線源分布としては、自発核分裂中性子(α , n)反応による中性子、即発核分裂ガンマ線、核分裂生成物ガンマ線の分布が得られる。次の部分 LIBAC は、データハンドリングモジュールであり、ANISN、DOT 3.5 のための、入力データチェック、線量率計算、断面積ライブラリの分離等を行う。これにより、従来、複雑かつ手間のかかった、一連の遮蔽計算が容易に行える事を利点としてあげている。

(成田 秀雄)

3b-11. Development of Integral Shielding Analysis Code System RADHEAT-V4.

N. Yamano, K. Koyama and K. Minami (Japan)

遮蔽解析コードシステム RADHEAT-V4 を開発し、本システムの計算精度と適用性を検証するために、数多くのベンチマーク計算を実施し、その中から代表的な3種類について計算結果を示した。本コードシステムは、群定数処理から1, 2, 3次元輸送コード群を包括する総合的解析コードシステムであり、その主要な特徴は、群定数の散乱角度分布データをDAR法(Direct Angular Representation)を用いて作成し、ルジャンドル展開近似を用いていないこと、およびDAR法で作成した群定数を用いて、ルジャンドル展開をせずに散乱計算を行う、1, 2次元Snコードおよび3次元モンテカルロコードMCACEをシステムに含むことである。

ベンチマーク計算を通して次のことが明らかになった、すなわち、DAR法は非等方散乱計

算における負の角度束の算出および角度束の振動をおさえるのに有効であり、且つ、その適用対象は核分裂炉から核融合炉へと広範囲にわたる。したがって本手法は、角度束が強い前方角度分布を示す非等方角度分布線源問題、あるいはストリーミング問題において、これらの非等方角度分布を正確に計算するのに有効である。

なお、本手法を含め、PALLAS, I-I法, BERMUDAをまとめて P_{∞} 近似法ということもある。

(笹本 宣雄)

3b-12. PATH - A Flexible Gamma Shielding Design Tool.

S. Su and B.A. Engholm (USA)

様々なガンマ線源に対する、点減衰核積分法にもとづくガンマ線遮蔽計算コード PATHが開発された。本コードの特徴は、複雑な形状を取り扱えること、様々な線源形状、条件が考慮できること、データライブラリが完備していること等である。特に複雑な任意の形状を考慮できるという点が最も重要である。PATHコードでは、基本形状として円筒、円錐切頭体、N角柱、球の各形状を用意し、それらを順次重ね合わせるにより任意形状を記述することができる〔mother-daughter (overlay) scheme〕。また取り扱える線源の種類は多く、それらは、点線源、点集合線源、線線源、N角形線源、平板線源、円筒線源（表面および体積）、N角柱、球、半球の各線源等である。

PATHコードの機能を、同様の手法にもとづく点減衰核積分コード ISOSHL, QAD と比較し、その結果、PATHコードが以下の点で他のコードをしのぐことが示された。すなわち、1ケースにつき、1種類以上の線源を考慮でき、ビルドアップ係数が何種類でも使用でき、線量率への寄与の大きい核種を同定する機能を有し、より多くの種類の線源条件を取り扱うことができる。

この論文の主題は、設計コードとして便利な様々な機能を導入したことであろう。

(笹本 宣雄)

3b-13. RANKERN - A Point Kernel Integration Code for Complicated Geometry Problems.

P.C. Miller (England)

本論文は、点減衰核積分コード RANKERN について述べたものである。RANKERN コードは3次元形状を正確に記述するためにモンテカルロコード McBEND で使用している Combinatorial geometry (CG) 入力および ray tracking 法を採用している。また CG 線源モジュールも McBEND と共通である。そのため RANKERN と McBEND の入力形式はほぼ同一であり、必要であれば RANKERN の入力データでモンテカルロ計算が実行でき、その結果を用いて RANKERN の計算精度の検証が可能である。一方、RANKERN と McBEND は相補的關係にある点も特徴の一つである。すなわち、RANKERN は McBEND 計算用の1回衝突線源計算及び衝突ファイ

ル処理計算にも使用することができる。RANKERNが実用上有用である点は、散乱あるいは反射を含む透過経路を取り扱えるということである。また本手法の最も重要な特徴は、線源領域全体にわたって点減衰核の積分を実行するのに、stochastic integration法を用いており、そのサンプリングに使うインポートランス関数を自動的に調整して計算効率を上げている点である。現在、英国におけるAGR, PWRプラントの遮蔽設計手段の一つとして、McBENDと結合してRANKERNが広く用いられている。

(笹本 宣雄)

3b-14. A Parametric Representation of Gamma Ray Attenuation in Two-Layer Shield.

H. Penkuhn (Italy) and H. Schults (Germany)

ガンマ線に対するボルツマン輸送方程式の漸近解をもとに、1番目の層の原子番号が2番目よりも小さい場合の、2重層遮蔽体に対するガンマ線ビルドアップ係数を計算する新たな公式を導出した。本公式に含まれる2つのパラメータ(a, b)は、仮定した理論式を、ガンマ線輸送計算にもとづく厳密解にフィットさせることにより決定した。この公式の主たる利点は、それが、遮蔽体接合部における、相隣る2種類の物質に対する単一層ビルドアップ係数の比のみを用いており、両者の差が公式中に入っていないという点である。

本公式を用いて、 $Z_1 + Z_2 = 30$ mfp (Z_1 は第1番目の層の巾、 Z_2 は第2番目の層の巾); $Z_1 = 2, 6, 10, 14, 18$ mfp; $Z_2 \geq 0.05$ mfp; 入射エネルギー $E_0 = 0.66, 1.25, 2, 3$ MeVの条件のもとで、3種類の密度の異なるガラスを組合わせた、4種類の2重層遮蔽体、4種類の物質 (Al, Fe, Mo, Pb) を組合わけて得られる6種類の2重層遮蔽体に対して、系統的にパラメータの組合わせ(a, b)を決定した。本手法の採用により、パラメータを替える度にばう大な計算を繰り返す必要がなく、遮蔽設計の立場からは、有力な手段となり得ると考えられる。

(笹本 宣雄)

3b-15. Data Library and Method of Economizing Radiation Shielding Calculations for Laminor Shields.

Y. Yamakoshi, K. Ueki and M. Nakata (Japan)

本論文は、計算時間が少なくすむ、多群カレント合成法 (current synthesis) の原理を、無限平板、無限円柱、使用済燃料輸送キャスクについて述べ、さらにこの手法の遮蔽計算への適用例を示したものである。本手法では、異なる物質から成る多重層平板および円筒形状遮蔽体において、反射及び透過をくりかえす中性子の挙動に着目する。すなわち本手法は、遮蔽体構成要素の一つの層に着目し、入射粒子エネルギーと透過粒子エネルギーの関係を示した応答行列を用いて組立てることができる。これらの応答行列は、等方入射を仮定した、ANISN、MORSE-CGを用いた輸送計算から決定する。等方入射条件に対する非等方角度分布の効果を

補正するため、ANISNを用いて、応答行列に対応して補正行列を作成した。

本手法の妥当性を検証するため、2種類の遮蔽実験の解析を試みた。1つは ^{252}Cf を線源とした、キャスク周辺の中性子線量率分布、もう一つは、日の浦丸に積載されたHZ-75Tキャスク周辺のガンマ線線量率分布の測定である。解析の結果は、中性子、ガンマ線の計算共、合成法による評価値と測定値との一致は良好であることを示している。

(笹本 宣雄)

Session 3b のまとめ

15件の論文の内、輸送計算に関するものが2/3あった。

一般的なボルツマンの輸送方程式を解くものとして、直接積分法、 F_N 法、有限要素法、 S_n 法それぞれの論文が発表された。

ボルツマンの輸送方程式を解く場合、現在実用化されている、 S_n 法やルジャンドル展開の欠点を克服するための数々の試みがなされている。特に非等方散乱の取り扱いはどれも注意をはらっており、成果を得ている。

またコンピュータの発達に伴って、3次元体系を取り扱える輸送コードが増えてきており、その利用が一般化するのも間近と思われる。

一方、ガンマ線遮蔽の為に点減衰核積分コードも、複雑な形状の遮蔽体の容易な取り扱い、多岐にわたる線源形状の取り扱いと、より使い易くなり、モンテカルロ法コードとの入力共通化により、共存を計る方向も発表されている。

(成田 秀雄)

2.5 Session 4a. Integral Shielding Experiments for Data and Methods Testing, and Their Analysis (Unfolding)

4a-1. Neutron and Gamma Kerma and Spectrum Measurements to 1.6 km from a Neutron Source.

A.H. Kazi, R.C. Harrison and C.R. Heimbach (USA)

地上から 13m の高さに設置された U-235 の核分裂線源を用いて、地表の空气中伝播に対して、中性子及び γ 線の吸収線量 (kerma) とエネルギースペクトルを測定したものである。測定点は 100 m ~ 1600m の範囲で 6 点取っている。主目的は、広島、長崎の線量率再評価のためのベンチマークデータを提供することである。

測定方法は、1.6 km の場合、全吸収線量は身体組織と等価な電離箱を、ガンマ線にはアルゴンガス封入の電離箱を、中性子にはボナー球スペクトロメータを用いている。1.1 km までの測定には、BF₃ カウンターと、NE-213 スペクトロメータも使用している。

測定時の天候は晴天で安定していた。測定値の誤差は 1.6 km では、全吸収線量が $\pm 9\%$ 、ガンマ線が $\pm 12\%$ である。中性子スペクトルから求められた吸収線量の誤差は 20% である。

DOT-IV による計算値との比較が行なわれている。C/E の値は、1.6 km において、中性子：0.9、ガンマ線：0.9、合計：0.8 であり良く一致している。しかし、他の距離範囲での比較に対しては、一致は悪い。特に、中性子の吸収線量に対しては最大 40% のずれが見られた。この原因は、高い生体効果を持つ 1 MeV 付近の中性子スペクトルの差によるものと、著者らは分析している。

(辻 政俊)

4a-2. Comparison of Experiment and VCS Calculations for Transmission of Air-Moderated Neutron and Gamma Radiation through a Shielded Structure.

A.E. Rainis, C. Heimbach and A.H. Kazi (USA)

4a-1 と同じ線源を用いて、中性子と γ 線の地表における空气中伝播の測定を行ない、計算と比較したものである。

線源から 400 m の地点に一辺が 61cm の立方体の鋼製の箱を地上 2 m の高さに吊している。箱は 1 インチ厚さの鋼板で出来ており、ポリエチレンで内張りされている。ポリエチレンの厚さが 0, 1, 2, 3 インチの各場合について測定している。測定器は箱の中心に置かれ、生体の吸収線量係数の測定には、生体に等価な電離箱が、中性子スペクトルの測定には NE-213 および BF₃ カウンターが、 γ 線スペクトルの測定には NE-213 が、それぞれ使われている。スペクトルは応答関数について積分され吸収線量が求められた。

比較計算は VCS (Vehicle Code System) で行なった。VCS は DOT, MORSE 等の既存のものを組み合わせたコードシステムである。線源から遮蔽体付近の継ぎ面までの計算は DOT

で行なった。遮蔽体付近のインポートンス関数を求めるため、MORSEの特別バージョンをアジョイントモードで使用した。DOTとMORSEの結果からDRCコードを用いて、測定器の位置でのフルエンスと線量を計算した。DOTの計算はS₈で、DNA37-21ライブラリーを用いて行なった。モンテカルロ計算では、簡単化して、箱形の形状のみモデル化し、付属機器や箱の中の検出器等は無視した。10⁵以上のヒストリーを追跡し、FSDは0.1～0.2であった。

測定値と計算値の比較は、中性子と γ 線のそれぞれについて行なった。中性子の吸収線量係数については、測定値と計算値は15%以内で一致した。 γ 線については、測定値に対し、計算値は系統的に20～25%低くなっている。この原因は箱の中の機器を無視した事、あるいは、使用した断面積の問題等が考えられるが、この段階では説明できていない。

(辻 政俊)

4a-4. On Unfolding Counting-Rate Spectra of Recoil-Proton Neutron Detectors.

Y. Yeivin (Israel)

反跳陽子比例計数管で得られた波高分布を中性子スペクトルに変換する際、従来の方法では解析する中性子の上限エネルギー E_0 以上の中性子による波高分布を計算または実験により別途求め、これを解析する波高分布からまず差引かなければならない。本論文は、反跳陽子球型計数管で得られた波高分布から、上述の E_0 以上の中性子による波高分布の差引きを行うことなしに、中性子スペクトルを求めること試みている。即ち、Wall-効果による波高分布の歪みを Snidow-Warren の式に基づいて求め、この情報から E_0 以上の中性子による波高分布の補正を行うとしている。本論文では、この方式は従来の方式に比べ仮定が少ないが、この方式を実際に適用する前に、実験により検証すべきであるとしており、著者らは近い将来に実験を実施する予定である。

この方式が実際に適用可能かどうか疑問である。即ち、Wall 効果は E_0 以下の中性子に対しても生じ、単色中性子に対する反跳陽子の波高分布（レスポンス）は全てWall-効果を含んだものである。 E_0 以上の中性子スペクトルを計算または実験により別途求め、これを差引く方式の方が精度が良いと思う。

(山路 昭雄)

4a-5. Unfolding of Neutron Spectrum forming in Water of the Light Water Reactor.

H. Bondars (USSR)

軽水炉内の中性子スペクトルのアンフォールディングを、異なる近似によるプログラム、SAND-II, WINDOWS, PMで行なった場合の、反応率の誤差に対する解の依存性を研究したものである。

反応率 A_i から中性子スペクトル $\psi(E)$ のアルフォールディングを、連立方程式の解法に帰着させて、解の存在性、唯一性、安定性の問題について論じている。

対象とした中性子スペクトルは、IR-50 原子炉を用いて、炉心から 10 cm ~ 95 cm の位置で 6 点について測定されたものである。放射化検出器は、(n, α) 7 種、(n, f) 2 種、(n, n') 2 種、(n, p) 5 種、(n, α) 1 種の合計 17 種類のものが用いられている。また、対象としたエネルギー範囲は 10^{-7} eV ~ 12 MeV である。

中性子スペクトルの収束性および解の安定性を、反応率の誤差が 5%、10%、15% の場合について、SAND-II、WINDOWS について比較しており、誤差の大きい場合は、WINDOWS の解は SAND-II より劣る。

PM と SAND-II の比較も行なっている。共鳴部分の解は PM と SAND-II は一致する。SAND-II は 10^{-7} MeV 領域では「カドミウム・ホール」(カドミ・カットオフ) のため、解の振動が発生する。したがって PM を用いるのが良いと結論づけている。

本報は、SAND-II と WINDOWS の結果の比較に対し、PM の結果との比較が乏しい様に思う。

(辻 政俊)

Session 4a のまとめ

セッション 4a の論文は 4 編である。このうちの 2 編は、U-235 の核分裂線源を用い、空気中における中性子と γ 線の伝播を測定することにより、計算コードの検証を行い、かつ広島・長崎原爆における線量率再評価のためのベンチマークデータを提供している。

他の 2 編は反跳陽子球型比例計数管と放射化箔のアンフォルディングについて述べたものである。反跳陽子球型比例計数管のアンフォルディングでは、解析するエネルギー以上の中性子による波高分布の補正を Wall-効果に基づいて行うことを提案している。しかし、この方法が実際に適用可能かどうか実験により検証する必要がある。放射化箔のアンフォルディングでは、原子炉で得られた各種放射化箔の反応率からアンフォルディングコード SAND-II、WINDOWS、PM を用いて中性子スペクトルに変換し、それぞれのコードの精度について論じている。

(山路 昭雄)

2.6 Session 4b. Integral Shielding Experiments for Data and Methods Testing, and Their Analyses (General)

4b-1. Analysis of Fast Reactor Shielding Benchmarks.

R. Indira, A.K. Jena, K.P.N. Murthy and R.S. Singh (India)

100群DLC-2のライブラリーを用い、モンテカルロコードと一次元 Sn コードで、以下に示す3つのベンチマーク問題を解析した。

- 1) ORNLで行われたナトリウム透過中性子実験
- 2) Barre 提案による鉄-ナトリウム透過中性子ベンチマーク問題
- 3) Profioが行ったグラファイト透過中性子実験

ナトリウム透過実験の解析はモンテカルロ法で行い、10フィート厚さのナトリウム後方でのボナボールの測定値と計算値を比較し、計算値は±20%以内で実験値と一致することを明らかにした。Barreのベンチマーク問題はDTF-IVを用い、 S_4 , P_1 で解析し、Estiotらの計算値と比較して良い一致を見た。Profioのグラファイト実験の解析もDTF-IVを用いた。計算条件は P_3 , Snは S_{16} および S_8 , 空間メッシュ幅は1cmおよび2cmである。計算結果は05Rの計算値と比較され良い一致を見た。実験解析の結果から、DLC-2ライブラリーは高速炉遮蔽における上記のタイプの問題に対して有効であることが明らかにされた。

計算条件を変えて精度評価を行い、その使用条件を明らかにしておくことが望まれる。

(山路 昭雄)

4b-2. Analysis of Benchmark Experiment for Neutron Transport in Sodium, Stainless Steel and Iron.

K. Sasaki, T. Nishimura and H. Yokobori (Japan)

ORNLで行われたナトリウム、ステンレススチールおよび鉄の中性子透過ベンチマーク実験を、 P_3 , S_{48} , 領域依存の22エネルギー群のDOT 3.5で解析した。ライブラリーデータにはJSD 100を用いた。実験は原子炉からのコリメートされた中性子を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後の中性子スペクトルをNE 213および水素比例計数管で、遮蔽体透過後の中性子反応率をボナボールカウンターでそれぞれ測定している。解析に用いた各遮蔽体の厚さは、(1)ナトリウム: 30 in., 120 in., 180 in., (2)ステンレススチール: 12 in., 18 in., (3)鉄: 12 in.である。ナトリウムとステンレススチールにおけるボナボールカウンターの測定値と計算値は良く一致した。しかし、0.1MeV以上の速中性子束計算値はファクター2以内で過小値となった。鉄については、ボナボールカウンターによる反応率のC/Eは0.35~0.50, NE 213による中性子スペクトルにおけるC/Eは約0.3である。計算値がこのような過小値である原因を調べる目的で、22群、 P_3 , S_{48} 計算と100群、 P_3 , S_{48} 計算をさらに行い、22群構造における非散乱線の取扱いに問題があることを明らかにした。したがって、鉄のような純物質の透過計算に22群程度の少数群を適用する場合には注意が必要である。

Sn 次数を変える等の計算条件の異なった場合の計算精度も明らかにしておくことが望まれる。その結果，ライブラリデータおよび計算コードの評価がより明確にされることになる。

(山路 昭雄)

4b-4. Integral Test of Iron Data in JENDL-2 for Fast Reactor Shielding Analysis.

M. Kawai, et al. (Japan)

JENDL-2 の鉄データをテストする目的で，KFK で行われた ^{252}Cf 中性子源から中性子の鉄球透過実験と ORNL で行われた原子炉からのコリメートされた中性子の鉄層透過実験を，RADHEAT-V4 コードシステムを用いて解析した。

KFK 実験は鉄球（直径，15, 20, 25, 30, 35, 40 cm）の中心に ^{252}Cf を置き，鉄球を透過した中性子束を測定している。透過中性子束のうち，60 KeV から 5 MeV までの積分中性子束の計算値は，12% の精度で実験値と一致した。このエネルギー範囲のうち，2 MeV 以上の中性子束の計算値は過大値であり，感度解析の結果から，JENDL-2 の鉄の非弾性散乱断面積は過小値であると推論された。ORNL の実験に対しては，オフ・センターにおける C/E は 0.67～1.33 となり，センターライン上での計算値は過小値となった。ORNL の実験解析は，28 群， P_5 - S_8 で行われ，このエネルギー群数では非散乱線を精度良く評価できないことが上記の過小値の原因の 1 つと考えられる。また，オフ・センターにおいても C/E は鉄層の厚さと検出器のエネルギーレスポンスに強く依存している。この原因が断面積にあるのかあるいは解析手法にあるのかさらに調べる必要がある。

上述のように，JENDL-2 の鉄データの精度が明らかにされ，得られた結果は同ライブラリを用いて行う計算値の評価に有用である。

(山路 昭雄)

4b-5. The Adjusted LMFBR Shielding Formulaire PROPANE, Performance and Validation of Version 1, Experimental Program JASON for Version 2.

A. de Carli (Italy) and J.P. Trapp (France)

PROPANE は高速炉遮蔽設計計算用のコードシステムであり，プール型高速炉 SUPER PHENIX におけるステンレススチール/ナトリウム遮蔽設計計算に用いられている。PROPANE の計算精度の向上を図る目的で，ステンレススチールとナトリウムの透過実験が Harmonie 炉と Tapiro 炉で行われた。実験値と計算値を比較することにより，断面積のアジャストメントが行われ，PROPANE Version 1 が作られた。Version 1 を SUPER PHENIX 遮蔽計算に適用し，前に行われたオリジナルな PROPANE 計算と比較が行われた。2 つの計算はバイアスファクターおよび計算に含まれる不確定性を考慮すると良い一致を見た。Version 1 の方がオリジナルに比べバイアスファクターおよび不確定性は小さい。また，将来の LMFBR 遮蔽設計

にも適用可能となるよう、新しい遮蔽材料 (B_4C と特別なステンレススチール) や新しい遮蔽配置についての実験が Harmonie 炉で行われている。実験値と計算値を比較すること等により、Version 2 が作成される予定である。さらに、PROPANE のストリーミング計算の精度向上を図る目的で実験が計画されている。

本コードシステムの開発は、高速炉の開発に直接結びついたシステムマチックな活動であると言える。

(山路 昭雄)

4b-6. Determination of the Fission Neutron Field in Water and Steel by Experimental and Computational Methods - Comparison Results.

E.B. Brodtkin, et al. (USSR)

原子炉からの核分裂中性子を用いて、水 160 cm、鋼 110 cm、ステンレススチール 64 cm までの中性子透過実験を行い、これらの物質中および透過後における中性子束(熱群から 10MeV)の測定値を得た。検出器は水素カウンター、 3He カウンター、スチルベンシンチレーションカウンター、しきい検出器および共鳴箔を用いた。この実験データを用いて、DOT-III と ATICA コードの検証を行った。DOT-III ではライブラリーとして、DLC-23/CASK と VITAMIN-C を用い、 P_3S_{12} および P_3S_8 で行った。ATICA は二次元 (R, Z) および (X, Y) 形状の計算の行える除去拡散コードであり、ライブラリーには DIF1-REM1 (拡散群 21, 除去群 20) と DIF2-REM2 を用いた。実験値と計算値の比較は、水、鋼、ステンレススチール中の速中性子束・熱中性子束の減衰、鋼中の代表的な位置における中性子エネルギースペクトル等で行われた。DOT-III と ATICA の計算値は、一部で実験値と合わない箇所があるが、全体的には実験値を良く表わしていると言える。

核分裂中性子を用いて種々の物質の深い透過の実験データが得られ、かつ Sn コードと除去拡散コードの検証が行われており、得られた結果は原子炉遮蔽設計に有用である。

(山路 昭雄)

4b-8. Attenuation Analysis of Neutrons and Photons Generated by 52 MeV Protons Transmitted Through Shielding Materials.

Y. Uwamino and T. Nakamura (Japan)

52MeV の陽子を 21.4mm 厚さのグラファイトに衝突させて発生した中性子と γ 線を線源とし、グラファイト、鉄、水および普通コンクリート透過の中性子と γ 線を、金箔(熱中性子)と NE 213 (中性子と γ 線のエネルギースペクトル) で測定した。NE 213 で得られた波高分布の Unfolding は FERDO コード (改良版) で行った。このコードは、レスポンス関数に含まれる誤差の評価も Unfolding スペクトルで行える。実験結果を用いて DLC-58/HELLO ライブラリーの評価を行った。使用した計算コードは、多群モンテカルロコード MMCR-U, 一次元 Sn コード ANISN, 二次元 Sn コード DOT-3.5 である。DOT 計算では部屋の壁からの中性子と γ 線の

散乱計算も含めた。ANISNとMMCR-Uの中性子計算は、水とグラファイト透過の高エネルギー中性子領域を除いて、実験値を良く表わしており、計算は測定された中性子減衰係数と7%以内の精度で一致した。ANISN計算で得られた γ 線の減衰係数は、鉄やコンクリートのように平均自由行程の短い物質での深い透過に対しては、 $> 20\%$ の過大値を示した。DOTによる熱中性子束計算値は実験値と良く一致した。

上述のように、速中性子束（ ~ 35 MeVまで）、熱中性子束および γ 線についての実験値と計算値の比較から、DLC-58/HELLOライブラリーの精度評価が行われており、得られた結果は、同ライブラリーを用いて行った計算値の評価および同ライブラリーの改良に有用である。

(山路 昭雄)

4b-9. Measurement and Analysis of Leakage Neutron Spectra from SS-316, Concrete, Water and Polyethylene Slabs with D-T Neutron Source.
J. Yamamoto, et al. (Japan)

OKTAVIANのD-T中性子源を用いて遮蔽体透過後の中性子スペクトルの測定を行い、これをベンチマーク実験として計算コードANISNとNITRANおよび断面積ライブラリーENDE/B-IVとB-Vの評価を行った。実験に用いた遮蔽体はSS-316(5, 10, 15, 20, 25, 34 cm厚さ)、普通および石灰岩コンクリート(10 cm間隔で50 cm厚さまで)、ポリエチレン(10, 20, 35 cm厚さ)およびアルミニウム容器に入れた水(10 cm間隔で60 cm厚さまで)である。石灰岩コンクリートは普通コンクリートに比べ放射化量が少ないため、遮蔽体として取り上げた。測定器はNE 213を用い、TOF法で0.7 MeVから15 MeVの中性子エネルギースペクトルを十分に小さい統計誤差と精度の良い分解能で測定した。14.8 MeVにおけるFWHMは ± 0.17 MeVである。計算では、三次元モンテカルロコードMORSE-CGおよびNIMOSを用いて、遮蔽体中での放射線の横方向への洩れ量を評価した。

実験結果のうち、深い透過での測定値は二次元・三次元計算コードによる計算値の精度評価に、薄い遮蔽体での測定値は一次元計算コードを用いて断面積の評価にそれぞれ有用である。

実験は種々の材質の遮蔽体およびその厚さを変えて中性子の透過スペクトルを精度良く測定しており、14 MeV中性子に対するシステムチックな透過実験と言える。

(山路 昭雄)

4b-10. Experimental Study of Fast-Neutron Attenuation by Various Materials.
S. Sakamoto and T. Tujimura (Japan)

^{252}Cf 点状線源を用い、厚さ約50 cmまでの、水、ポリエチレン、8%の硼酸入りポリエチレン、パラフィン、10%および20%の硼酸入りパラフィン、2種類の普通コンクリート、5種類の重コンクリート、アルミニウム、鉄および鉛の遮蔽体透過後の中性子線量等量をStudsvik社製2202Dレムカウンターで測定し、中性子線量等量に関する実効的な減弱距離を求めた。即

ち、厚さ T の遮蔽体透過後の中性子線量等量 D_t を、遮蔽体が無い場合の線量等量 D_0 と中性子線量等量に関する実効的な減弱距離 λ_{eff} を用いて、次式で表わす。

$$D_t = D_0 \exp \left[-T / \lambda_{eff} \right]$$

λ_{eff} は物質とその厚さに依存するため、

$$\lambda_{eff} = \lambda_0 + \alpha \cdot T$$

と近似して、各物質についての λ_0 と α を測定値から求めた。実験は、 ^{252}Cf 線源から遮蔽体までの距離が 140 cm で、遮蔽体の前面には直径 14 cm のコリメータのある体系で主として行われ、得られた減弱距離はいわゆる narrow beam に対するものである。この他、室内の散乱線の評価および broad beam の場合の遮蔽体中での減衰の評価も行われた。

上述の式において、中性子のビーム幅と α 等との関係が明らかにされれば、実際のそれぞれ形状の異なった設計問題への適用が容易となる。

(山路 昭雄)

4b-11. Fast Neutron Albedo for Iron.

Y. Furuta (Japan)

LINAC からのホワイト中性子を用いて、速中性子の鉄に対する微分ナンバーアルベドを実験的に求めた。実験は原研 LINAC の 20m の飛行管を用いて行った。使用した鉄サンプルは直径 20 cm、厚さ 10 cm であり、コリメートされた直径 3 cm の中性子ビームを鉄サンプルに垂直入射させた。アルベド中性子の測定は、鉄サンプルから 50 cm 離れた位置に NE 213 を置いて行った。NE 213 で得られた波高分布は FORIST コードを用いてエネルギースペクトルに変換した。得られたアルベドデータは、散乱角が 20° 、 45° 、 70° に対するものであり、1.01 MeV から 9.26 MeV の範囲の入射中性子を 7 群に分け、それぞれの入射中性子群に対する微分ナンバーアルベドを、1 MeV 間隔のエネルギー群ごとに測定している。

近年、アルベド計算が計算時間の短縮を図れることから実際的な遮蔽計算として重要視されており、ここで得られたデータは種々の遮蔽計算に有用である。鉄に対する散乱角および入射角度を変えた系統的かつ詳細なデータおよび鉄以外の物質についてのデータの蓄積が望まれる。

(山路 昭雄)

4b-12. Saturation and Z-Dependence of Multiple Backscattering of 662 keV Photons from Thick Samples.

P. Venkataramaiah, L. Paramesh, K. Gopala and
H. Samjeeviah (India)

本論文の主題は、Al, Fe, Cu, Sn, Pb 散乱体からの 662 keV ガンマ線の後方多重散乱現象を、Z (原子数) 依存性の観点から実験的に把握することである。多重散乱ガンマ線スペクトルを正確に評価することは、コンプトン散乱断面積の正確な評価、有効な放射線遮蔽材の性能評価にとって基本的なことである。

実験の結果、多重散乱ガンマ線の強度はターゲットの厚さと共に増加し、物質によって異なる、ある一定の厚さ（飽和量）以上では、強度が飽和することが分った。また、飽和厚 t は物質の原子数 Z に依存し、次式で記述できることを明らかにした。

$$t = KZ^{-n} \quad (\text{cm})$$

ここで $K = 545.6$, $n = 1.64$ である。

(笹本 宣雄)

4b-13. Spectral Distribution of External Bremsstrahlung Produced by ^{99}Tc Beta Particles in Thick Samples.

P. Venkataramaiah, B. Rudraswamy, K. Gopala and
H. Sanjeeviah (India)

本論文では、Cu, Mo, Ag, Cd, Pb の厚いターゲットに打ち込んだ ^{99}Tc のベータ線により生成する制動輻射線 EB (External Bremsstrahlung) のスペクトルの測定を行い、EBH (Elwert Corrected Bethe-Heither) 理論値および Tseng and Pratt の計算値との比較を行った。比較の結果、測定値のスペクトル $S(E)$ は、ガンマ線エネルギーが 40 keV から 125 keV の範囲で EBH 理論値と良く一致し、 Z 番号が大きく、ガンマ線エネルギーが高くなるにつれて、両者の差は拡大する傾向を有する。

$S(E)$ をもとに、全収率 $I (\equiv \int_{k_{\min}}^{k_{\max}} kS(E)dk)$ 、ガンマ線収率 $N (\equiv \int_{k_{\min}}^{k_{\max}} S(k)dk)$ を求め、それらの Z 依存性を調べ、 I 、 N 共に Z に正比例しないことを明らかにした。

最近、放射線遮蔽に対する制動輻射線の重要性が認識されつつあるが、本論文はそれに対する基礎的なデータを提供するものである。

(笹本 宣雄)

4b-14. Radiative Beta Decay in $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$

P. Venkataramaiah, A. Basavaraju, K. Gopala
and H. Sanjeeviah (India)

Magnetic Deflection 法 (MD 法) と $4.5 \times 5.08 \text{ cm NaI (Tl)}$ シンチレーションスペクトロメータとを用いて、 $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ の β 崩壊に伴う内部制動輻射線の実験研究を行い、測定値を 3 種類の理論式と比較した。荷電粒子の物質との反応で生成する制動輻射線は、放射線源、加速器、原子炉の遮蔽に必ずついてまわる問題である。

本実験では、入射 β 線によるバックグラウンドを除去し S/N を上げる目的で、MD 法を用いているため、従来のスペクトルよりも実験精度は改善された。得られた全体誤差はガンマ線エネルギー 100 keV 近傍での 8% から、500 keV 領域における 11% の間の値をとる。

測定値を理論式と比較した結果、100 keV 近傍で KUB 理論 (Knipp & Unlenback; Bloch) と、200 keV 近傍で LF 理論 (Lewis & Ford) と、200 ~ 400 keV 領域で FM 理論 (Ford & Martin) とそれぞれ良い一致を示している。しかし、400 keV 以上では測定値はどの理論値よ

りも過大評価であることが分った。ここで得られた実験と理論の差は、これまで知られている内部制動輻射線現象の知識では理解し難いものである。

(笹本 宣雄)

Session 4b のまとめ

高速炉，核融合炉，数 10MeV の高エネルギー中性子等を対象とした実験およびその解析ならびに遮蔽定数等に関する実験が報告された。

高速炉遮蔽に関しては，ORNL で行われたナトリウム，ステンレススチール，鉄の中性子透過実験，KFK で行われた ^{252}Cf からの中性子の鉄球透過実験等を解析することにより，ENDF/B-IV (JSD100)，JENDL-2 等のライブラリーデータおよび DTF-IV，DOT-3.5 等の計算コードの評価が行われた。フランスでは，高速炉遮蔽設計計算用コードシステム PROPANE の改良が，Harmonie 炉と Tapiro 炉での実験値に基づいて行われ，この作業は現在も継続中である。

ソ連では，核分裂中性子を用いて，水，鋼等を透過する中性子の実験を行い，DOT-III と二次元除去拡散コードの検証が行われた。

高エネルギー中性子等を対象とした実験では，52MeV の陽子を黒鉛ターゲットに衝突させて発生した中性子と γ 線を，黒鉛，鉄，水および普通コンクリートに入射させ，DLC-58/HELLO ライブラリーの評価が行われた。また，14MeV 中性子についてのシステマチックな透過実験として，OKTAVIAN の D-T 中性子源を用いて，種々の厚さの SS-316，普通および石灰岩コンクリート，ポリエチレン，水透過の中性子エネルギースペクトル (0.7MeV から 15MeV) が十分な精度で測定された。

遮蔽定数については， ^{252}Cf からの narrow beam 中性子を用いて，種々の遮蔽体についての中性子線量等量に関する実効的な減弱距離が求められた。また，LINAC を用いて，速中性子に対する鉄の微分ナンバーアルベドが入射・散乱エネルギー群ごとに測定された。 γ 線の後方散乱に関する実験では，後方散乱 γ 線の強度が飽和に達する遮蔽体厚さが明らかにされた。制動輻射線に関する実験では，理論値における問題点が明らかにされた。

(山路 昭雄)

2.7 Session 5a. Radiation Shield Design (Including Design Criteria) (Fission Facilities)

5a-2. Optimization Serches for Shielding by GPT Method.

A. Gandini et al. (France)

原子炉の遮蔽体最適配置の検討に対して、高次の一般化摂動理論を適用した例が示された。例題として、タンク型 LMFBR の 2 次系ナトリウムの放射化問題を取り上げ、炉心と中間熱交換器の間の遮蔽体の最適配置を検討した。遮蔽体領域での B_4C 、SUS、Na の組成比をパラメータにして、2 次系ナトリウムの放射化量の制限値を満足し、かつ材料費ならびに製作費が最小となる組成比を求めた。

使用した計算コードは、SAMPO システムのモジュールの一部を利用したものであり、輸送計算部は ANISN コードをベースにしている。計算は 1 次および 2 次の摂動理論にもとづき実施された。さらに、厳密解に近づける為、摂動計算で得られた組成をスタートにして次の摂動計算を行う繰り返し操作が行なわれた。

これらの手法の妥当性を確認する為、直接計算による 2 次ナトリウムの放射化量との比較が行なわれた。その結果、摂動計算と直接計算の比 ($Q_{\text{pert}}/Q_{\text{dir}}$) は、2 次摂動計算で、1.2 以内、1 次摂動計算で約 1.4 以内である。また 1 ないし 2 回の繰り返し操作により、2 次摂動計算では $Q_{\text{pert}}/Q_{\text{dir}} = 1.00$ に収束する。以上の検討から、この種の問題に対して、2 次の摂動計算は非常に有効であり、また、繰り返し操作の収束性も良好であると結論づけられている。

本論文に示された遮蔽体の最適配置の検討手法は、精度の良い方法であり、確認計算の実施を前提とすれば、2 次の摂動計算での繰り返し操作は不要と考えられる程である。この手法が 2 次元問題へ拡張されれば、適用性がいっそう拡大すると考えられる。

(河北 孝司)

5a-3. Shielding Design for PWR in France.

G. Champion et al. (France)

本論文は、PWR 原子炉本体まわりの放射線束分布の計算手法を示したものである。

計算の目的は、定格出力運転時の原子炉周辺への接近性の検討と、原子炉容器サーベイランス材の中性子照射量の評価である。この目的の為、原子炉容器内部の放射線束分布ならびに次に示す 3 方向への放射線の漏洩量が計算された。①原子炉容器室上部および運転床面。②冷却配管まわりを経て主ポンプ室およびその周辺の区域。③原子炉容器室下部およびそれへの接近路。

中性子束分布計算に使用したコードは、 S_N 計算コードの ANISA、DOT およびモンテカルロコード TRIPOLI-2 である。ここに示された計算手法は、モンテカルロコードを積極的に使用しているのが特徴であり、 S_N コードの使用はほぼ原子炉容器内部に限定し、DOTTRI コードを介して TRIPOLI-2 に接続している。計算精度のチェックは類似のプラントでの

実測値を用いており、一例として、原子炉容器室下部での線量率は10%以内の一致である。一方、ANISAコードによる炉容器照射量についても、他プラントでの実測データにもとづく計算手法のチェックが行なわれており、しきい反応の反応率に対して約20%の計算精度である。

本論文の結論として、PWRの遮蔽解析に於て、1、2次元問題に対してはS_Nコードを使用する一方、複雑形状に対しては、設計手法として考えても必ずしも極端な出費にならないモンテカルロ法を推奨している。

(河北 孝司)

5a-5. The Use of Linked Shielding Codes to Substantiate the Design of the Top Corner Shielding of a CAGR.

S.J. Cripps and P.C. Miller (England)

商用の改良型ガス炉の、複雑な形状をもつ圧力容器内の黒鉛・鉄遮蔽体の詳細遮蔽設計手法が示されている。検査およびメンテナンスの目的で、炉停止後に原子炉上部の圧力容器内外への接近性が要求されている為、この場合の線源の一つである機器の放射化量を計算する必要がある。炉心まわりの遮蔽体には、複雑な形状の多数のストリーミングパスがあり、これらの形状や位置関係を考慮して各種の計算コードを使い分けている。これらは、拡散コード(SCORMA)、カーネル・アルベド、ストリーミングコード(MULTISORD)、モンテカルロコード(McBEND)、点減衰核コード(RANKERN)などである。計算コードの選択にあたっては、計算精度の低下による設計マージンの拡大と計算コストの増大という、一面で相反するファクタのバランスを考慮しており、コストのかかるモンテカルロ法の使用は抑制される傾向がある。この様な、多数の接続を必要とする手法においては、インタフェイスの充実を図り接続ミス、エラーの入る余地を除く努力が必要である。

モンテカルロ法の様な詳細コードを全面的には使用せず、種々の計算法の特徴を生かした使い分けは、この手法の特徴であるが、計算者の作業量が大きくなる可能性があり、その意味でもインタフェイスの充実は必要であろう。

(河北 孝司)

5a-6. Substantiation of the Radiological Design for Access to the Advanced Gas Cooled Reactor Core Vault.

F.P. Youell, J.W. Dawson, J.R.P. Eaton (England)

本論文の主題は、改良型ガス炉の原子炉容器室内における放射線源の計算方法、測定および計算結果と測定結果の比較に基づく予測評価のレビューである。

AGCRでは原子炉の安全性確保の為、炉停止時のPCPV内検査が要求される。この時、線源となるのは、放射化された機器、FP、各種の浮遊粒子である。

設計段階におけるこれらの評価には多分に安全側の仮定が導入されており、評価値は過大評価の傾向がある。運転を継続している期間中に、PCPV(PSコンクリート圧力容器)内各部

への立入りの必要が生ずることが予測され、この為により現実的な評価が望まれる。機器の放射量については、実機での放射化箔による中性子束測定をもとにバイアスファクタを算出し、これを用いて設計値を再評価し、さらに実測された空間線量率と比較し、再評価値との間に良い一致を得ている。CP（腐食生成物）については、実測データにもとずいて特に燃料ピンの酸化機構について再評価を実施し、 $1/10 \sim 1/100$ に低減した再評価値を得ている。最後に、類似の数プラントでの燃料破損はわずか2ピンであり、FP放出量の再評価に使用できる実測値は得られていない。

以上に示した実測データにもとづく設計手法の再評価により、PCPV内への接近に関する、現実的な線量率の予測値が得られた。

(河北 孝司)

5a-7. Shielding Design Method for LMFBR Validation on the Phenix Reactor.

J.C. Cabrilat (France), et al.

フランスのPHENIX炉に於いて、2次系ナトリウムの放射化等の反応率分布の測定および解析を行うことにより、大型炉の遮蔽設計手法の検証を実施した。この作業は、HARMONIEとTAPIROに於ける積分実験ならびにS.PHENIX炉の解析とともに、PROPANEシステム向けの解析の一ステップに位置づけられている。

使用した計算コードは、DOT, DOMINO, MORSEで、モンテカルロ法はIHXに適用されている。断面積は、NaとFeの各種の混在比での積分実験にもとづき修正されたPROPANE D1である。但し、この時点で黒鉛、 B_4C に対しては修正が加えられていない。

2次ナトリウムの実測の放射化量 $2.03 \pm 0.3 \text{ nCi/cm}^3$ に対して、計算値が 0.93 nCi/cm^3 、補正後の計算値が $1.67 \pm 1.1 \text{ nCi/cm}^3$ であった。補正值は、1次元計算による縮約効果、メッシュ効果等(1.2)と積分実験にもとづくバイアスファクタ(1.5)からなる。これらの補正值に対して、さらに補正の不確かさが考慮されている。このうち最も大きいものは、バイアス値の不確定幅で、これは炉心からIHXに至る中性子パスの不確かさに由来している。

ここで得られた計算値と実測値の比較結果は、PROPANEデータの修正および残りのバイアス値の決定に利用される。

(河北 孝司)

5a-8. Advances in Shielding Calculations for the PEC Reactor.

A. Baldi (Italy) et al.

イタリアのPEC炉での、原子炉停止後の原子炉上部室への立入りの安全性を検討するため、原子炉本体まわりおよび原子炉プラグの各種ペネレーションの遮蔽計算について述べたものである。

炉停止後の線源は、ストリーミング中性子により放射化された機器と炉内のナトリウムである。

炉心から原子炉プラグまでの中性子束分布は、DOT 3.5 と DLC-2 ライブラリーを使って計算している。DLC-2 については、PROPANE D0 との一致が良いことを確認している。原子炉プラグの貫通孔は、ストレートギャップ等の直視成分が主体のものについては line of sight 法を、そうでないものについては MORSE コードを適用した。例えば、NIS 孔は MORSE により計算を始めたところ、直視成分が多いと判明したので、line of sight 法に切り換えている。

本論文を作成した時点で、計算中のストリーミングパスが残っているが、計算が終了した箇所については、問題となる部分は見つかっていない。但し、現在評価中のテストループのストリーミングにより、炉上部室の基準線量率を大幅に上廻る恐れがある。

この論文には、ストリーミング計算の計算条件や計算結果が明記されていないが、やはり記載すべきであろう。

(河北 孝司)

5a-9. Studies on the Design of Bulk Shields for a Large Fast Breeder Reactor.

A.K. Jena et al. (India)

タンク型 LMFBR の原子炉本体の遮蔽設計における設計基準は、2 次系ナトリウムの放射化量 ($1.0 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cc}$ 以下)、炉心支持板の高速中性子 (0.1 MeV 以上) 累積照射量 (10^{21} nvt 以下)、主ポンプおよび IHX の放射化量 (入射中性子束が約 $10^5 \text{ n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ 以下) などである。500 MWe の高速炉の概念設計において、上記の設計基準に注目して、炉内遮蔽体配置の検討とこれにもとづく確認計算について示されている。

遮蔽体配置の検討は、1 次元 S_N 25 群計算により、径方向 12 ケース、軸方向 3 ケースの計算を行い、このうち 4 ケースを 100 群計算で追加計算している。

下部支持板の中性子照射量は、DOT による 10 群計算で求めた。但し、計算結果 (0.1 MeV 以上の中性子束) あるいは一次元計算との関係については言及されていない。

2 次ナトリウムの放射化計算では、炉心下部を経て側部ナトリウムプレナムに向かうストリーミングパスが想定されている。これは、配置検討による原子炉側部の遮蔽体の十分な遮蔽効果を前提としたものである。下部支持板位置の DOT の計算結果を線源にして、MORSE コードを用い、第 1 段を炉心下部、第 2 段を炉心側部とする接続計算を行った。この結果は、2 次ナトリウムの放射化量の基準値を越えており、今後の問題が残されている。さらに、原子炉上部を經由するストリーミングパスについても今後の課題である。

(河北 孝司)

5a-10. MONJU Shielding Design.

F. Nakashima, K. Kinjo, A. Izumi, Y. Ohmori (Japan)

この論文は、日本の高速原型炉「もんじゅ」の遮蔽設計について、その考え方、遮蔽設計基

準，設計手法の全般についてレビューしたものである。

まず，遮蔽設計の対象あるいは目標については，放射線に関する個々の現象に多少の差はあるにせよ，基本的な考え方は軽水炉のそれに従っている。但し，実際上は2次 Na の放射化等，FBR 特有の問題も少なくない。

次に，線量率区分に関しても，上と同様であるが，放射性ナトリウムの存在が，線量率区分の設定にあたって重要なファクタとなる。

設計手法は，中性子に対しては S_N 計算コードの ANISN および DOT 3.5，ガンマ線に対しては点減衰核法が使われている。また，ガンマ線のストリーミング計算には line of sight 法が用いられている。

設計計算の一例として，DOT コードによる原子炉周辺の21群中性子束分布計算が示されている。原子炉容器室に設置された遮蔽床および回転プラグ周辺のギャップに対するストリーミング計算には，中性子の進行方向に細分した高次 (S_{164}) の S_N 分点が採用されているのが特徴である。

これらの設計手法については，「常陽」の遮蔽実験解析にもとづき検証が行なわれている。

(河北 孝司)

5a-11. Shielding Modification Design of the N.S. MUTSU.

A. Yamaji, J. Miyakoshi, T. Kageyama, Y. Futamura (Japan)

本論文は，原子力船「むつ」の遮蔽改修の概要と，詳細設計の為に実施された各種の試験ならびに遮蔽解析についてレビューしたものである。

改修の第1の目的は遮蔽機能の強化であるが，船用炉ではその他に遮蔽と船の安全性の関係について考察が必要である。「むつ」では，二重底の機能，沈没時の健全性などである。また，改修用の遮蔽材料として，陸上炉での使用実績が必ずしも豊富でない材料が採用された。したがって，改修計画の為に試験，調査，解析は，単に遮蔽能力に関するものにとどまらず，安全性，材料試験等についても実施された。

遮蔽設計計算は，主として，TWOTRAN および ANISN コードが用いられ，他に MORSE，QAD が用いられた。ここで使用された計算コードならびに断面積は，「むつ」建造時における遮蔽効果確認実験，改修のためのモックアップ実験，その他の実験解析により検証が行なわれている。解析の結果，改修の発端となった原子炉容器と一次遮蔽間のストリーミングは，追加遮蔽体の効果で充分押えられており，上部方向へは，むしろ一次遮蔽外側からの寄与が支配的になった。

「むつ」の改修計画は，我国で他にあまり例を見ない規模の大きいモックアップ実験を伴ったものであり，将来実施されるであろう実測値の評価に興味がもたれる。

(河北 孝司)

Session 5a のまとめ

9 件の論文はいずれも原子炉容器およびその周辺部の遮蔽解析に関するものであり，設計手

法としては、炉心近傍の1, 2次元問題に対しては S_N 法を、複雑な形状に対してはモンテカルロ法を適用した例が一般的である。特異な例として、 S_N 法よりもむしろモンテカルロ法 (TRIPOLIコード)を最大限に使用している仏のPWR解析、除去拡散法やアルベド法による計算時間の短い手法を組み合わせている英のガス炉の設計などがある。設計コストの低減化は各国共通であろうが、設計計算コードの選択については、上の仏・英の例などでは対照的であり、興味深い。

この他、実機での測定データの解析に関するものが2件あり、英のガス炉では同型炉の被曝線量の予測に実測データを利用しており、また仏・伊では実測データの解析結果を設計手法にフィードバックさせると共に、断面積ライブラリーの修正に積極的に利用している。実機プラント規模の大きな体系の遮蔽設計では、この種の評価が非常に有効と思える結果が得られている。最後に、一般化摂動理論を用いた遮蔽体の最適配置の検討が行なわれており、この種の研究も今後増加すると思われる。

(河北 孝司)

2.8 Session 5b. Radiation Shield Design (Including Design Criteria) (Fusion Facilities)

5b-1. Integral Experiments for Fusion Reactor Shield Design - Summary of Progress

R.T. Santoro, R.G. Alsmiller, JR., J.M. Barnes,
G.T. Chapman (USA)

D-T線源を用い、核融合炉遮蔽を模擬した、積分実験に関するもので、著者らがORNLで3~4年前から行なってきた一連の実験をまとめたものである。ブランケットおよび遮蔽体の透過、円筒ダクトの中のストリーミングについて中性子および γ 線のエネルギースペクトルを測定し、併せて解析も行い、輸送計算手法や核データの評価について言及している。実験は、板状のSS304、ボロン入りポリエチレン、LiH、Pbなどの各種重ね合せ体系、およびタングステン合金を加えた各種重ね合せ体系について行い、次いでL/D=2.8の鉄円筒ダクトのストリーミングについて行っている。計算(DOT3.5-GRTUNCL, MCNP, SAM-CEなどを使用)の結果は、概ね測定結果を良く再現し、解析手法および核データ(ENDF/B-IV, V)の適用性を確認したが、若干、タングステンの2次 γ 線データ(ENDF/B-IV)の再評価の必要性、あるいは有限項($P_3 \sim P_7$)ルジャンドル展開データを使用したDOT 3.5による中心軸外での不一致が指摘され注目されている。

著者らが行っている一連の積分実験は、核融合炉遮蔽の実験として極めて有用なデータを多く含んでいる。またポイントワイズ・モンテカルロ法MCNPの適用などいろいろな解析方法による評価についても注目すべき点が多い。

(金野正晴)

5b-2. Neutron-Physical Calculation of Blanket and Shield of Fusion Reactor

A.I. Ilyushkin, et. al. (USSR)

本論文は、ハイブリッドトカマク炉の遮蔽設計に関するもので、計算手法、ブランケットと遮蔽体のモデル化、遮蔽計算、感度解析、放射化計算について概説したものである。計算はいずれも1次元体系で行っており、輸送コードBLANK, ANISN, PO3-6, MOCDF, PO3-9, PO3-IIなどが使用されている。感度解析にはZAKATが用いられている。またRADUGA(2次元)、BLANK(3次元モンテカルロ)も用意されており、核データとしてBND-49が主に用いられている。

バルク遮蔽では、PO3, BLANK, ANISN(データはDLC22)による比較計算が行われ、ANISNの結果が若干異ったことが示されている。またPu生成係数、トリチウム生成係数、遮蔽体外部境界における速中性子束などの感度解析が行われ、多くのデータを得ている。

ハイブリッド炉に関するものでは本論文が唯一のもので、USSR独自のコードシステムの紹

介とともに注目されよう。

(金野正晴)

5b-3. On Optimal Shields for Fusion Reactors.

D. Gilai, E. Greenspan, P. Levin (Israel)

本論文は、TFTRの次期実験炉FEDを対象としたバルク遮蔽に関するものであり、著者らがこれまでに行ってきた H_2O/Fe 体系の研究に引き続き、 TiH_2/Fe 、 B_4C-H_2O/Fe などの最適構成について、摂動論による最適化コードSWAN(1次元 S_N, P_1-S_4)を用いて議論している。使用したデータ($17n+6\gamma$)はDLC-37より作成されている。

W, Ti, Pb, TiH_2 , Bなどを含めた多種の体系について、計算により最適な体系が求められ、 TiH_2/Fe および B_4C-H_2O/Fe の体系が、 H_2O/Fe 最適体系に比べ(同じ厚さで比較)、遮蔽性能を1桁大きくさせることがわかった。またW, Pbなどの添加によって、さらにその効果を改良できることが示されている。

結論として、遮蔽設計の最適化にSWAN(摂動計算)が有用であり、計算結果がETF, FEDの設計に役立つだろうと述べている。

本研究で得られた結果は、工学的にはかなり非現実的な設計になるものと思われるが、今後のバルク遮蔽の資料として役立つものと考えられる。

(金野正晴)

5b-4. Shield Design for the Fusion Materials Irradiation Test Facility.

L.L. Carter et. al. (USA)

本論文は、核融合炉材料照射試験施設(FMIT)の遮蔽設計に関するもので、FMITに関してこれまでに発表された著者らの一連の研究を、国際会議用にまとめたものといえる。

FMITは35 MeVの重水素を使った反応(リチウムターゲット)による中性子(分布最大50 MeV, 平均12 MeV)を利用する施設なので、いろいろな遮蔽計算、放射化計算が必要となる。計算にはモンテカルロ法、 S_N 法、点減衰核積分法などを縦横に使用し、核データとしてはENDF/B-Vを中心に使用している。厚い遮蔽体(セル回りなど)では線源のなかで占める量は少ないが、高エネルギー部分(20 MeV以上)の寄与が特に問題になっている。モンテカルロ法は、基本的なバルク遮蔽、2次元3次元効果の補正係数、ストリーミング問題、核発熱、などの計算に用いられた。また重水素や中性子による放射化の計算も詳しく行なわれ、適切な材料の選択がなされている。

約2.5 m厚の重量コンクリートの使用、ボロン入りおよび石灰石コンクリートの使用、ドリフトチューブの金製ライナー(重水素、中性子による放射化対策)の使用、などが特筆されよう。

FMITの遮蔽設計は技術的には画期的なものであり、今後の核融合炉等の遮蔽設計に極めて

有用になるものと考えられる。

(金野正晴)

5b-5. Buildup Factors for Magnet Shielding in Tandem Mirror Fusion Reactors.

M.E. Sawan, C.W. Maynard and L.A. El-Guebaly (USA)

本論文は、ローレンスリバーモア研究所などで検討されているタンデムミラー型炉 (TMR) の遮蔽設計に関するものである。著者らは、TMRではトカマク炉に比べ貫通孔のモデル化が比較的単純になるということに着目し、超電導マグネットの損傷問題に対し、ビルドアップ係数を用いた簡便計算法を提案している。

本手法の特徴は、ダクト内面における dpa, 熱負荷, 線量をプラズマ中心を見込む中性子の割合から求め、あらかじめ1次元SN計算 (ONEDANT) から求めた dpa, 熱負荷, 線量それぞれについてのビルドアップ係数を用いて、ダクト内面を原点に $Be^{-\mu r} / 4\pi r^2$ の形で計算するという点である。

計算結果は、3次元詳細計算 (モンテカルロコード・MCNP) と比較され、ほぼ一致する (簡便法/モンテカルロ=1.3) ことが判り、簡便法の有用性が示されている。

特に設計初期の試行錯誤の段階において、非常に有用な手法として考えられる。

(金野正晴)

5b-6. An Effective Penetration Shield Design for ICF Reactors.

M.E. Sawan, W.F. Vogelsang, D.K. Sze (USA)

本論文は、慣性閉じ込め核融合炉 (ICF) の1つとして、ウィスコンシン大学で提案された重イオンビーム炉 HIBALL のビーム入射孔遮蔽設計に関するものである。ここで著者らは、ビーム入射装置の新しいデザインを提案し、従来の案と比較し、遮蔽計算 (モンテカルロコード MORSE, データ VITAMIN-C, MACKLIB-IV) などを行い、検討している。その結果、新デザインは以前のものに比べ、マグネット中の放射線をさらに3桁減少させ、ストリーミング量も4桁減少させ得ることがわかった。

本設計の特徴は、炉の中心に向うビーム孔の先が絞り込んだ形で多数段の重ね合せになっており、このことによって装置の放射線を減少させ、ストリーミング量を減少させるという点である。また付帯遮蔽のいろいろなオプションが試みられ、提案されている。

本研究で提案されたビーム入射装置のデザインは、他の核融合炉の設計にも応用されていくものと期待できよう。

(金野正晴)

5b-7. U.S. INTOR Radiation Shield Design.

Y. Gohar, M.A. Abdou (USA)

U. S. INTORの遮蔽設計, 特にD-T線源によるTFコイルの照射効果の最小化, 遮蔽体物質構成の最適化, 貫通孔遮蔽について, 大規模な1次元, 3次元解析を行ない, 必要な物質構成および遮蔽厚さを求めている。本論文は, U.S. INTORに関する著者らの一連の研究の中の1つであり, ここでは主として, 採用した設計基準や束縛条件, バルク遮蔽の解析と結果, モンテカルロコードMCNPによる中性粒子入射孔の解析と結果, 炉停止1日後の解析と結果, について論じている。結論として, TFコイルでの核発熱量および線量, 中性粒子入射孔回りにおける必要な遮蔽厚さを詳細に求めている。

本研究で得られた種々の解析データは, U.S. INTORと同じような他のトカマク型核融合炉にとって, かなり有用な資料になるものと考えられる。特にポイントデータを用いたモンテカルロコードMCNPによる, 中性粒子入射孔回りの解析は, 他の融合炉にも参考になるものと考えられる。またバルク遮蔽における, Fe-1422 (10% H_2O , 10% B_4C , 80% Fe)の適用には, 注目すべき点が多く, 真空ポンプの核発熱に関する考察およびブランケット等の均質, 非均質モデルによる解析結果についても注目する点が多い。

(金野正晴)

5b-8. Shielding Design of the Tokamak TORE SUPRA.

C. Diop et. al. (France)

本論文は, 南仏Cadaracheで検討されているトカマク炉TORE SUPRA(D-D 熱核反応)の遮蔽設計に関するもので, 計算により, 施設内の線量率やスカイシャイン量を求め, 壁厚・天井厚や構成物質などを決定し, また入室制限など, パルス運転計画に必要な装置や室内空気の放射化による被曝線量を評価している。用いたコードはANISN, TRIPOLI(3次元モンテカルロ), MERCURE IV(3次元点減衰核積分法)であり, 核データはVITAMIN-C, DLC-33, CEAデータライブラリーである。

誘導放射能の線源計算を1次元, 3次元形状で行い, D-D線源による計算では, 停止後数十時間までは ^{56}Mn (スチール), ^{28}Al (コンクリート), ^{41}Ar (空気)が支配的で, その後は ^{60}Co が支配的になることを示している。

本研究の特徴は, 他のトカマク炉に比べ, D-D線源(D-Tの1/150)のみを対象にしていることと, 炉停止後の誘導放射能による線量率を詳しく調べていることにある。

今後のD-D熱核反応炉の開発に有用になるものと期待されている。

(金野正晴)

5b-9. Nuclear Analysis of Blanket and Shield Design for Tokamak Fusion Experimental Reactor.

S. Mori, K. Mohri, Y. Seki, H. Kawasaki (Japan)

原研で検討されている、JT-60に続く次期装置FERの候補炉型SPTR (Swimming Pool Type Tokamak Reactor) のブランケットおよび遮蔽体の核設計に関するもので、計算にはSn法 (ANISN, DOT), モンテカルロ法 (MORSE), Snモンテカルロ結合法 (DOT / DOMINO / MORSE) が使用され、誘導放射能の計算にはTHIDAが、核データにはGICX 40が使用された。バルク計算 (ANISN, P₅S₈) とNBIを考慮した2次元 (DOT3.5 P₅S₈) 3次元 (MORSE, DOT-MORSE) 計算によって、トリチウム増殖率、TFコイルの照射損傷、NBIからのストリーミングを含む遮蔽性能、および誘導放射能を評価し、所要の設計基準を満足していることが示されている。また、計算手法の違いによる効果および精度の評価についても議論されている。

本研究の特徴は、いろいろな計算コードを縦横に使用し、手法の効果や精度およびその有用性を詳しく評価したことにあると考えられる。このような炉心の総合的な計算結果は、今後極めて有益なデータになろう。

(壺阪 晃, 金野正晴)

5b-10. Shielding of the Neutral Injector Beam Line in the Culham Conceptual Tokamak Reactor MK II.

A.F. Avery, C.A. Morrison, C. Parry (UK)

カラム研究所における実用規模の概念炉 (CCTR-MKII) 遮蔽に関するもので、既報のバルク遮蔽に引き続き、本論文では中性粒子入射孔の遮蔽を扱っている。計算にはモンテカルロ法 McBEND が使用され、TFコイル銅スタビライザーの中性子損傷を求め、評価している。計算結果は、設計基準値の枠内に収まり、本入射孔設計の妥当性を示している。

本論文の特徴は、いろいろなインポートンス手法を用いて、設計計算にモンテカルロ法を適用したことにある。特に、領域およびエネルギー群についてのスプリッティング手法やロシアンルーレット手法、adjoint束を次のforward計算のインポートンスに使う方法などforwardとadjointの一連の計算手法には、注目すべき点が多い。

議論の項でも述べているが、1つの計算から次の計算へのインポートンスの受け渡しが自動的に行なえること、角度依存のインポートンスを入れること、などが指摘され、モンテカルロ計算がストリーミング問題で一層有効になるものと考えられる。

(金野正晴)

5b-11. Nuclear Radiation Analysis in Reacting Plasma Facility.

Y. Ogawa, H. Naitou, K. Shin, T. Hyodo (Japan)

名大プラズマ研で進めているR-トカマク(主半径2.1m, 小半径0.6m, D-T, D-D)の遮蔽設計に関するもので, 施設内外の線量率や誘導放射能など全般にわたり計算を行い, 誘導放射能実験も含めて, 遮蔽問題を概説している。D-T線源について全体体系の線量率計算には, ANISN(1次元)とPALLAS(2次元)を用い, 誘導放射能の計算にはTHIDAを用いている。またスカイシャインについては, いろいろな計算手法で評価し, 概ね一致をみている。次いでD-D線源の場合についても言及している。

SUSとAl合金の誘導放射能に関する測定値と計算値(THIDA)との一致は良く, 誘導放射能の少ないAl合金製の真空容器の提案や, D-T中性子からTFコイルを保護する鉛被覆の提案がなされている。

本研究では, 遮蔽全搬の基本的な量をおさえ, 実験を加えかなり詳細に誘導放射能を評価したこと, およびイグラーの壁・天井厚を変化させたときのスカイシャインを評価したこと, など今後のトカマクの設計に極めて有用なデータになるものと考えられる。引き続き, 中性粒子入射孔などのストリーミング問題への取組みが期待されている。

(金野正晴)

5b-12. Shielding Calculations for the Joint European Torus.

A.F. Avery, N. Davies, D. Jakeman and R.W. Page (UK)

本論文は, 現在建設中の大型トカマクJETの遮蔽設計に関するもので, 前回(第5回遮蔽国際会議)の内容に引き続き, 改良点を述べ, さらにトカマク遮蔽全体にわたり概説している。JETは3段階のフェイズ(水素, D-D, D-T)からなり, D-DおよびD-T線源については, 施設内各場所の運転中および停止後の線量率が計算されている。水素については制動放射線の影響が考慮されている。今回の詳細計算には, 主にモンテカルロコードMcBENDが使用され, 放射化物のインベントリーにはORIGENが使用された。

JETの設計には他のトカマク施設にみられるイグラーのような遮蔽体がなく, 大きなホールの中にトカマクが置かれている。そのため, 水平・垂直観測口などからのストリーミングを十分考慮しなくてはならず, かなり厚い壁(普通コンクリート2.5m+ボロン入りコンクリート内張り30cm)と厚い天井(普通コンクリート2.25m+ボロンライナー4cm)をもった構造になっている。この壁で外部線量やスカイシャインを基準値内におさえている。また内部遮蔽として重晶石-灰硼石コンクリートをコイル支持構造物に使用している。この点が大きな特徴といえよう。

JETにおける一連の遮蔽設計は, 今後のトカマクの設計に極めて有用になるものと考えられる。

(金野正晴)

5b-13. Development of Radiation Transport Code in Axisymmetric Toroidal Geometry for Nuclear Design of Fusion Reactor.

T. Ida, S. Kondo, Y. Togo (Japan)

本論文は、直接積分法による軸対称トロイダル形状輸送計算コードAIDA (2次元 r, θ)の開発に関するもので、理論の紹介とトカマク炉への適用を論じたものである。これまでも、直接積分法としてはPALLASやBERMUDAなどが開発されており、AIDAはPALLASにもとずいて、トロイダル形状 $R-\theta$ 空間用に開発されたものであり、直接積分法固有の利点に加え、改良(角度メッシュ自由分割、結合計算システム)がなされている。

計算はINTOR-Jの炉心部について行い、MORSE-IおよびDOT3.5 (P₃S₈, P₃S₁₆)の計算結果と比較している。その結果、MORSE-Iとはトラスの内側で若干不一致があるが、外側で良く一致し、DOT3.5 (P₃S₁₆)とは非常に良い一致をみている。計算時間は、同じ精度で、DOT3.5 (P₃S₁₆)の約 $\frac{1}{2}$ 、MORSE-Iの $\frac{1}{10}$ となり、AIDAの有用性を示している。

直接積分法のD-T中性子などへの適用は、S_N法に比較し、その有用性のあらわれる顕著な例であろうと考えられる。今後、直接積分法が多く活用されていくものと期待される。

Session 5b のまとめ

核融合炉遮蔽設計の本セッションには、U.S.INTOR (USA)、FER (原研)、ハイブリッド炉 (USSR)、R-トカマク (名大プラズマ研)、JET (欧州)、CCTR-MKII (UK)、TORE SUPRA (France)、FED (USA)などのトカマク炉に加え、タンデムミラー炉および慣性閉じ込め融合炉 (ICF) に関する発表があり、各国のオールスターが出揃った感がある。その他にも核融合炉材料照射試験施設 (USA) の遮蔽設計や積分実験 (USA) の発表があり、研究の方向もより現実的なものより具体的なものに発展しつつあると言えよう。

解析手法の開発も目覚しく、点減衰核法、S_N法に加え、飛躍的に3次元モンテカルロ法が使われ出し、それらの結合で各国独自のシステムを作りあげてきている。このことが今回の発表の特徴的なことと言えよう。特に連続エネルギーモンテカルロコードMCNPの適用や短時間で計算可能な非対称トロイダル形状への直接積分法の適用などが注目されよう。

今後は、実験装置 (TFTR, JETなど) による結果との比較が行われ、遮蔽研究に関する新しい大きな潮流を生み出していくことが予想される。現在はその濫觴の期と言えよう。

(金野正晴)

2.9 Session 6a. Neutron and Gamma-ray Streaming (Fission Facilities)

6a-1. Analytical Calculations of 3-D Flux Distributions Based on
1-D and 2-D Transport Calculations

R. Waremünde, W. Denk and U. Hesse (FRG)

本論文は散乱断面積を無視したボルツマン輸送方程式に基いた簡単な角度束法を提案した。この解析法は1次元計算コードで得られた表面角度束を用い、ストリーミング3次元束を計算したり、外挿したりすることができる。

本手法の適用例として、放射性廃棄物貯蔵建屋付近における線量率を計算している。廃棄物はドラムかんに詰められ、コンクリート壁の内側に積まれている。計算手順は、まず線源領域から放出される角度束をANISNコードで1次元平板形状で求め、角度束法によってコンクリート壁面における角度束分布関数を得る。これを境界線源にし、ANISNで求めた散乱角度束を処理し次のコンクリート壁面における散乱線束を計算する。このような手続きをくり返すことにより、多重壁を散乱してきた粒子の輸送を推定することができる。本手法によって得られる結果は1次元計算で求めた量を採用しているため、明らかに安全側である、という利点も持っている。

本手法の他の適用例としては、使用済核燃料輸送容器CASTORの遮蔽計算がある。この場合も縦軸方向の線束が一様であると仮定しているため、安全側の結果になっている。

このように、多次元形状に対しても1次元計算を組み合わせることによって、十分意味のある近似ができる。

(植木紘太郎)

6a-2. Application of Albedo Monte Carlo Method to FSR Neutron
Streaming Analysis.

M. Kawai, Y. Hayashida and M. Yamauchi (Japan)

本論文はアルベドモンテカルロコードシステムMORSE-ALBを開発し、いくつかの遮蔽問題に適用してその有用性を示したものである。

アルベドデータはインバリアントインベッディング法によるSLDNコード、あるいはANISN-Tコードでつくられた。

中性子のストリーミング計算に対し、このアルベドモンテカルロコードの有用性を実証するため、東京大学の弥生炉における中性子ストリーミング実験およびEURATOMのEURACOS-IIで実施されたSNRナトリウムダクトモックアップ実験を解析した。弥生炉の解析では、中性子エネルギースペクトルに対し最大ファクター2の過少評価、ボナボールカウンターに対しては計数率で40%以内の誤差であり、概良い一致を示している。また、SNRのモックアップ実験解析では、非常に長いナトリウムダクトの中性子ストリーミング量をファクター3以内

で予測できることが分った。

アルベドモンテカルロ法が有用であることが明らかになったので、高速増殖炉の原型炉「もんじゅ」の一次系ポンプ室の中性子計算に応用した。ポンプ室ではアルベド成分が透過成分よりも4.7倍も強い結果を得た。

MORSE-ALBコードシステムは中性子のストリーミング計算、原子炉建屋内の線量率分布計算に使用されるであろう。

(植木紘太郎)

6a-3. Applicability of Albedo Concept to Neutron Streaming through Small Ducts and Slits.

Kazuo Shin and Tomonori Hyodo (Japan)

本論文はアルベドモンテカルロ法の適用性を調べるために、ベンチマーク実験を行い、その結果を解析したものである。ベンチマーク実験はまっすぐな短形ダクト、スリットおよび円環ダクトであり、中性子源は ^{252}Cf である。短形ダクトとスリットはコンクリート、ポリエチレンおよび鉄の中に設けられた。円環ダクトは外側がコンクリートで内側がポリエチレンであった。

実験の解析には、アルベドモンテカルロ法およびアルベドモンテカルロ法と輸送計算とを組み合わせた計算が実施された。

平板アルベドデータを小さな矩形ダクトの計算に適用すると大きく過大評価し、円環ダクト計算に対しては過少評価することが分った。また、口径の小さなダクト中では、ダクトの壁で内側に向かって散乱する中性子の量が重要になる。したがって、アルベド計算と輸送計算の組み合わせ計算が必要になる。本論文では、5 cm×5 cmの矩形ダクトのストリーミング計算を、アルベド面を5 cmだけ物質中に設け、5 cm厚の物質中では中性子の輸送をボルツマン輸送方程式を正確に解いている。その結果、アルベドモンテカルロ法だけで得られた結果より遥かに良く実験値と一致した。

アルベドデータを使用したダクトやスリットを含むストリーミング計算には、その口径や幅が大きい程粒子の輸送を良く近似できるが、小口径のダクトや幅の狭いスリットに対しては正確な輸送計算が必要であることを述べている。

しかし、適用性の良い問題に対しては十分信頼のおける結果が得られており、計算コストもDiscrete Ordinatesと同じくらいになっているので、アルベドモンテカルロ法が遮蔽設計手法とし、容易に採用されることを期待する。

(植木紘太郎)

6a-4. Analysis of Neutron Streaming through Void Duct with Three-Dimensional Transport Code PALLAS-XYZ

N. Sasamoto, K. Takeuchi and Y. Kanai (Japan)

本論文は直接積分法によってボルツマン輸送方程式を解く、三次元コードPALLAS-XYZの開発と、その適用性を述べたものである。大きな中空ダクトの中性子ストリーミング実験を解析し、本コードが有効であることを検証している。

ボルツマン輸送方程式の三次元計算で解く最大の問題は計算コストである。この問題を克服するため、一次元のPALLASコードで各領域ごとのエネルギーフラックスを計算し、これを重み関数として三次元の散乱計算を実施するという手法を採用した。この手法によって、エネルギーメッシュを粗くしても細かいメッシュの三次元輸送計算とほとんど変わらない計算精度で与えるようになった。

中空ダクトストリーミング計算は高速中性子の反応率を求めているが、 $Ni(n, p)$, $Mg(n, p)$, $Zn(n, p)$, $Al(n, \alpha)$ 反応について120 cmの高さまでは減衰率が実験と良く一致している。しかし、120 cm以上では実験値を最大2倍程度過大評価している。この原因は、角度分点少し粗いことによると考えられる。

PALLAS-XYZコードは、ボルツマン輸送方程式を直接積分法で三次元解析したコードである。これまでに開発されてきたPALLASコードの利点を基に、一次元エネルギーフラックスを重み関数とし、現実的な計算コストで三次元計算を可能にした。さらに多岐にわたる問題を手がけ、その適用性を明らかにすると共に、より使い易いコードにするため一層改良されることを期待する。遮蔽の分野で現在のANISNやQADコードと同じように、三次元輸送コードが使われる日の近いことを願う。

(植木絃太郎)

6a-5. Study on Additional Shields for Gamma-Ray Streaming through a Duct.

T. Miura, K. Takeuchi and M. Kinno (Japan)

本論文は不規則形状物に対する遮蔽計算の信頼性を評価するためのデータを与えるため、ガンマ線ビーム孔出口の後方に置かれた追加遮蔽体周囲のガンマ線量率を測定したものである。実験はJRR-4原子炉の散乱実験室で実施した。

実験は14の形状について実施された。その代表的な例について線量率等高線を書くと、一つは追加遮蔽体を透過した成分が主である部分と、もう一つは追加遮蔽体とガンマ線ビーム孔との間のギャップからストリーミングした成分が主である部分とに分けられることが分った。

実験の解析にはディスクリートオーディネイトコードPALLASとモンテカルロコードMORSEが使用された。PALLASコードでは全体系を直接一回で計算するとレイイフェクトができることが分った。そこで、計算を2つのステップに分け、最初は線源から前面の壁まで、次にこの壁面を線源とし、それに入射孔からの線源の非散乱線成分を解析的に求めた。その結果、著し

い改良が見られた。MORSE コードによる計算ではギャップが 50 cm の場合は実験値と良い一致を示したが、ギャップが 90 cm の場合は実験値と大きな違いがあった。この理由は、使用した DLC-23 ライブラリーのルジャンドル展開係数が P_3 までであることによると見られる。

本実験は深層透過、ストリーミングおよび壁からの散乱という遮蔽の三要素を含んでおり、現実に当面する問題を模擬している。解析もそれだけに難しさがあり、今後ベンチマーク問題として取り上げ、検討していくと良い。

(植木紘太郎)

6a-6. Gamma-Ray Streaming in Bent Ducts and Voids

L. Bourdet, J. C. Nimal and T. Vergnaud (France)

本論文は直ダクトのガンマ線ストリーミング計算に対する解析手法および屈曲並びに環状クリアランスに対するガンマ線の数値解法を開発、さらに、精巧なバイアスを採用し、いろいろな形状に対しモンテカルロ法が適用できることを研究したものである。本研究は一貫して簡便化したアルベドを使って行われている。

粗アルベド (rough albedo) は次のように書かれる。

$$\alpha_{D1}(E_0, \theta_0, \theta, \psi) = \frac{1}{K(E_0)} \times \left[A(E) \cdot K(E) \cdot N(E) \cdot \frac{d\sigma_c}{d\Omega}(E_0, \theta_0, \theta, \psi) f(E) + A(E) K(E) \frac{\Sigma_{pp}(E_0)}{2\pi} f(E) \right]$$

記号の定義等については原論文を参照されたい。

粗アルベドは特にビルドアップ係数, $B(\Sigma_T(E)\rho)$, が単一エネルギー, 等方線源のデータを使用しているので, 最初の散乱線源が非等方性が強い場合には, TRIPOLI 計算で得られた調整係数, $F(E_0, G_0, G, Z)$ で修正する。

調整アルベド (adjusted albedo) は次のように書かれる。

$$\alpha_{D1}(E_0, G_0, G, \psi) = \alpha_{D1}(E_0, G_0, G, \psi) \times F(E_0, G_0, G, Z)$$

計算は直ダクト, 一回屈曲ダクト, 二回屈曲ダクトおよび円環ダクトについては解析結果あるいは数値解法結果と良い一致を見ている。室内の壁からの反射を計算した結果では $\alpha_{D1}(E_0, G_0, G, \psi)$ を組み込んだ NARCISSE-2 モンテカルロコード TRIPOLI は非常に良い一致を示した。

しかし, より複雑な室内の多重反射の問題では NARCISSE-2 の結果は TRIPOLI の値を大部分過少評価しており, さらに改良すべき点があるものと考えられる。

(植木紘太郎)

6a-7. The Development of a Computational Route for PWR Cavity Streaming.

N. Davies, P. C. Miller, L. M. C. Dutton and P. N. Smith (UK)

本論文は PWR 原子炉のキャビティ壁のカレントの推定およびキャビティ上部のストリーミング束を正確に求めるために、設計手法とコードシステムの精度評価を行っている。計算精度の評価は ASPIS の NESTOR という炉で行われたキャビティベンチマーク実験の解析を基にしている。

計算は多くの計算コードを目的に応じ組み合わせている。主な計算の流れは次のようになっている。まず、半径方向の遮蔽はモンテカルロコード McBEND、キャビティパーターベーションは減衰核アルベドコード MULTISORD、キャビティおよび機器の透過およびストリーミングは点減衰核コード RANKERN、ノズルおよび ISI 周辺は McBEND と RANKERN、オペレーティングフロアは RANKERN でそれぞれ計算し、各ステップにおける結果はシリーズになって次のステップに渡されている。

ASPIS の実験との比較では、 $S(n, p)$ 、 $Rh(n, n)$ および $Au(n, r)/Cd$ cover の反応率に対し McBEND の結果はキャビティの中でそれぞれの検出器について、 C/E が 0.99、1.06 および 1.11 であった。また、ASPIS のキャビティ中の BF_3 による測定に対しても、MULTISORD の結果は良い一致を示している。McBEND による FSD は 0.15 ~ 0.20 であった。

これらの計算コードを組み合わせた結果は概妥当であるが、より複雑な部分についてはさらに詳細な評価法が必要である。

(植木紘太郎)

6a-8. Reactor Cavity Radiation Streaming Analysis and Shielding

Solutions for the ENEL PWR Reference Plant.

P. Barbucci, F. Di Pasquantonio, L. Guidi
and G. Mariotti (Italy)

本論文は ENEL の PWR 原子炉のキャビティ開口部のストリーミングを解析したものである。キャビティは圧力容器周囲の狭い環状ギャップと一次系配管の貫通部の大きな空間部である。

環状ギャップのストリーミング解析には圧力容器のフランジの高さまで DOT コードで計算し、そこから上は MORSE コードで計算した。モンテカルロコード MORSE では一次系配管の貫通部からのストリーミング計算も行った。

解析結果から原子炉キャビティの配置は十分規準を満足することが分った。すなわち、炉心および圧力容器フランジの高さにおける環状ギャップは狭いので、それから上にストリーミングする中性子を強く抑制する。一方、蒸気発生器の中の中性子フラックスはやや高い値であった。二次系配管の出口で 1.5×10^{11} n/sec である。その結果、配管の外側の生体遮蔽に追加

が必要になる。

MORSEコードではロシアンルーレットおよびスプリッティングが分散低減のために用いられ、飛程距離および境界交差評価法が使われた。その結果、FSDは0.2以内である。ただし、熱中性子は含まれていない。

(植木紘太郎)

6a-9. Neutron Streaming along Narrow Gaps in VHTR core.

I. Suzuki, et al. (Japan)

本論文はVHTR (Very High Temperature Gas-Cooled Reactor) のコア中の狭いギャップおよび圧力容器中の遮蔽体の間のギャップに沿った中性子ストリーミングを調べたものである。

解析はディスクリートオーディネイトコードDOT3.5を用いた。群定数はJSD-100をANISNコードで11群に縮約したものを使用した。ルジャンドル展開係数は P_3 である。制御棒チャンネルのストリーミング解析を100群とし11群とで計算したエネルギースペクトルを比較した結果、2 MeV以上でやや大きな違いが見られるが、概良く一致しており、11群の計算結果は十分意味があると判断できる。

Hollow Fuel Compact 問題ではストリーミング係数の最大値は2.07で6.0653 MeV ~ 2.2313 MeVの間であり、制御棒チャンネル問題では最大のストリーミング係数は16.27で、0.82085 MeV ~ 0.30197 MeVのエネルギー区間である。

本論文は計算結果をストリーミング係数 (streaming factor) で整理している。

(植木紘太郎)

6a-10. Shielding Design for a Neutron-Antineutron Oscillation Experiment.

G. Mariotti, P. Barbucci and F. Di Pasquantonio (Italy)

本論文はPavia大学の250 KW, TRIGA MARK II 原子炉の実験計画を遂行するのに必要な原子炉建屋の変更と、付属建屋の建造が必要なため、その施設の中性子束分布とガンマ線の発生およびその輸送問題を解析したものである。

DOT3.5コードで原子炉周囲および実験孔からの中性子ストリーミングを解析し、MORSEコードでは検出周辺およびビーム捕獲室の中性子およびガンマ線の輸送問題を解いた。

実験孔からの中性子ストリーミングは難しい問題であるにもかかわらず適当な角度分点セットを用いたDOT3.5コードで概解くことができた。計算結果はモンテカルロ計算と比較検討している。

バリウム等を混入したコンクリートを使用すると、炉心から6.5 mまでは100 cmの厚さが必要であるが、それから先は70 cmの厚さで良いことが分った。また、検出器に対する放射線レベルを減少させるため、形状および遮蔽材の配置に多少の変更が必要であることも示唆している。

環境放射線問題に対しては、天井や壁の厚さを正確に評価し、十分な厚さや有効な蔽遮材を用意するように提案している。このような傾向は我が国だけではないようである。

(植木紘太郎)

6a-11. Spectrum Measurement of Fast Neutron Trough Air Duct in Water, Concrete, and Lead.

S. H. Jiang, G. L. Lin, S. Y. Wu and S. Y. Liaw (Taiwan)

本論文は水、コンクリートおよび鉛中につくられた直円筒ダクトをストリーミングした中性子のスペクトルを、NE-213で1～12 MeVの範囲で測定したものである。

中性子源は5 CiのPu-Beである。ダクトの直径は10.6 cmで、線源と検出器間の距離は66.5 cm, 98.5 cmおよび130.5 cmである。

測定結果はストリーミング中性子スペクトルと検出器周囲の壁からの散乱中性子スペクトルに分けて表示している。壁からの散乱中性子の寄与は特にダクトの半径(δ)と長さ(l)の比(l/δ)が20以下の場合大きく、比が大きくなるに従ってその寄与は小さくなる。また、壁からの散乱スペクトルは3 MeV以下で著しく大きくなっている。

直円筒ダクトストリーミングの簡易計算式として、Simon-Clifford式があるが、本実験には適用できないことが分った。この理由は、主に、散乱した中性子の角度分布の仮定が不十分であると考えられる。

Simon-Cliffordの式は中性子のダクトストリーミング量を計算する簡易計算式としてしばしば使われているが、本論文で適用できないという指摘があり、同式を改良するか、新たな簡易式を導入する必要がある。本論文は同式が適用できないと結論しているだけである。

(植木紘太郎)

Session 6a のまとめ

従来、ストリーミング問題といえばダクトやスリットだけを取り上げ、その中の中性子やガンマ線の流れに注目してきた。しかし、Session 6a で発表された論文ではダクトやスリットは原子炉や原子力施設の一部であり、ストリーミングが単純に存在することは少なく、深層透過や室内散乱問題と強く係わり合っている、という様により現実的な角度からストリーミング問題が考えられるようになってきた。例えば、厚い遮蔽体を透過した中性子やガンマ線がダクトやスリットを通し外へ向って流れ、建屋の壁や床、天井で散乱し、出入口の扉から漏洩したり天井からスカイシャインになって環境に出る。

解析手法も、ディスクリートオーディネイト法、モンテカルロ法、アルベドモンテカルロ法点減衰核法等多岐にわたっている。しかし、一連の遮蔽問題を同一手法あるいは同一コードで一気に解くことは難しく、複合計算例が多い。適した手法やコードを適した問題に使うことにより確かで、より経済的な遮蔽設計ができる、という命題に取り組む姿勢がどの論文にも見られる。

(植木紘太郎)

2.10 Session 6b. Neutron and Gamma-ray Streaming (Fusion Facilities)

6b-1. Evaluation of the Streaming Matrix Method for Discrete-Ordinates Duct Streaming Calculations.

B.A. Clark, W.T. Urban, and D.T. Dudziak (U.S.A.)

Streaming Matrix Hybrid Method (SMHM) と呼ぶ新しく開発したストリーミング計算の手法をダクトの問題に適用し、手法の検証を行っている。本手法は、ストリーミングマトリックスを求めておき、ボイドを含むストリーミング問題をこのマトリックスと discrete ordinate コードを用いて計算する。例題として与えられたダクトの問題は、円筒ダクト（直径 10 cm, $L/D=20$ ）と円環ダクト（長さ 100 cm, 巾 5 cm の円環）である。これら 2 つの体系のモンテカルロコード MCNP コードにて解き、結果を基準値とし、SMHM を用いない 2 次元 3 角メッシュ discrete ordinate コード TRIDENT-CTR の計算結果及び SMHM を用いた計算結果との比較検討を行っている。SMHM を用いた計算結果は、MCNP の結果と矛盾するものではなかったと結論づけている。

レイエフエクトなどの問題も持っているが、ストリーミングとバルク遮蔽を同時に含む遮蔽問題には、discrete ordinate コードに頼らざるを得ない現状にあって、その欠点をうまくカバーする手法を discrete ordinates コードに組み込むことは、今後も進められると思われる。

(橋倉宏行)

6b-2. Radiation Streaming In Diagnostic Penetrations.

B.A. Engholm, J.M. Battaglia, and J.F. Baur (U.S.A.)

核融合炉に存在するいくつかのタイプのプラズマ診断用貫通孔について、中性子束分布を得るためにモンテカルロ計算を行なった。計算結果を Simon - Clifford の半経験式と比較し、その妥当性の検討を行っている。

計算体系は、厚さ 130 cm の遮蔽体に貫通する 2 cm, 3 cm, 5 cm ϕ の直円筒ダクトと遮蔽体中に屈曲部をもつダクトである。計算はモンテカルロコード MCNP にて行った。

半経験式との比較をも含めた結果は、以下の通りである。

- ① MCNP の結果は、直円筒ダクトについては、ダクト出口にて半経験式とうまく一致している。ダクトの径が大きい方が一致は良い。
- ② 遮蔽体中央でダクトを 30° 屈曲させると、ストリーミングを減少させる効果がある。しかし、(ダクトの径/ダクト長) が小さいこと、この屈曲の効果は大きくない。この場合半経験式との一致は良くない。
- ③ 45° 屈曲部を 2 つ遮蔽体中につくると、 30° 屈曲の場合より、さらにストリーミングは減少する。半経験式との一致はさらに悪くなる。
- ④ 遮蔽体中にフラックストラップを設けても、ストリーミングを減らすことにはならない。

Simon - Clifford の式は、直円筒ダクト以外では、不十分である事が示された。細い貫通

孔を持つ遮蔽体の設計にも、MCNPコードは適用可能である事が示されたが、CPU時間の短縮と効率向上のためには、さらにバイアス法の改良などが必要である。

(橋倉宏行)

6b-3. Simulated 3-Dimensional Radiation Streaming through Straight Concrete Duct.

H. Kadotani, et al. (Japan)

コンクリート遮蔽体中に貫通孔を持つ体系について、貫通孔とオフセットの位置の点線源からのガンマ線の輸送計算をMORSEコードとG-33コードで行ない、貫通孔出口での径方向線量率分布から、ストリーミングの特徴を記述している。

遮蔽体の厚さは、50 cm, 100 cm, 150 cmであり、貫通孔の径を10 cm, 20 cm, 40 cmとし、さらにオフセットの線源位置を変化させた13ケースについて計算する。

貫通孔出口でのガンマ線線量率の径方向分布をみると、3つのピークがあり、そのうち2つは散乱したガンマ線で生じ、もう1つは、直接成分によるものである事が明らかとなった。この結果に基づいて、線源が貫通孔に対してオフセットの位置にある場合のガンマ線ストリーミングを扱う一回散乱をベースにしたモデルを開発した。このモデルによる結果はMORSEコードによる結果と良く一致した。中性子輸送計算をMORSEコードにて行った所、線量率分布の形はガンマ線線量率分布の形とほぼ同じであった。

シミュレーションによって放射線ストリーミングの簡便式を導出しておく事は、重要であると考えられる。本論文では、オフセットの点線源からのストリーミングの特徴をとらえており、簡便式導出のための手がかりを与えるものである。

(橋倉宏行)

6b-4. Fast Neutron Streaming Studies Using the Fast Neutron Source Reactor, YAYOI and a 14 MeV Neutron Generator.

H. Hashikura, Y. Oka, M. Akiyama and S. An (Japan)

核分裂炉及び核融合炉の中性子ストリーミング問題に対してモンテカルロ法を適用した結果について述べている。線源として、核分裂スペクトル及びD-T中性子を用いて前者では3つ、後者では2つの体系について、ダクト中あるいはダクト出口付近での中性子スペクトルを求め実験を行っている。これらの実験体系は、いずれも核分裂炉あるいは核融合炉において見られるキャビティとダクトを組み合わせた体系であり、計算が容易な単純な体系となっている。測定には、NE-213とプロトンリコイル検出器が用いられ、いずれもアンフォールディングにより中性子スペクトルが求められている。計算には、ENDF/B-IVからRADHEAT-V3にて処理した群定数とMORSEコードを使用し、0.1 MeV ~ 1.0 MeV あるいは 2.0 MeV

～14.0 MeVでの中性子スペクトルとの比較がなされた。線源から遠くなると、計算に若干の過小評価はあるが、全体に計算値は良く実験値を再現している。

実験体系は、いずれも単純であり、線源も実験的に求められている。本実験で得られた測定データは、新しい計算法の検証の為にベンチマークデータとして有用である。

(橋倉宏行)

6b-5. Radiation Streaming Studies at the Fusion Neutronics Source (FNS) Facility.

T. Nakamura, et al. (Japan)

FNSに設置されている大口径ダクト及び小口径ダクトを用いて行ったD-T中性子のストリーミングの測定について述べてある。大口径ダクトは直径42 cmで、 $L/D=2.95$ の直円筒ダクトであり、2.0 MeV以上の速中性子スペクトルがダクトの出口付近にて求められている。同じくダクトの出口から離れた所で高速中性子線量率分布が、ダクトの径方向について得られている。測定には、5 cm ϕ のNE-213とFNSで開発された1.4 cm ϕ の小型のNE-213が用いられている。小口径ダクト(直径3.5 cmで、 $L/D=5.6$)の実験では、小型のNE-213を用いてD-T中性子が線源からダクトに入射する角度をパラメータとして、ダクト内の速中性子線量率分布が、ダクトの軸方向について求められている。

14 MeV中性子のストリーミング実験の中で、本論文に述べられている小口径ダクトを用いた実験は、ほとんど行なわれておらず、今後、実験が盛んになる分野であろう。小型のNE-213の開発と合わせ、注目すべきである。ここで得られている実験データは、FNS実験孔の特性を調べたというだけでなく、ベンチマークデータとして、核データや計算手法の検証に役立つものである。

(橋倉宏行)

6b-6. Monte Carlo Analysis of a Streaming Experiment of D-T Neutron and Gamma Rays through a Concrete Bent Duct.

Y. Seki, et al. (Japan)

FNSの迷路にて測定された、中性子及び2次ガンマ線の分布をMonte Carlo計算の結果と比較し検討している。実験にて測定されたのは、中性子スペクトル、ガンマ線スペクトル、熱中性子束、中性子線量率及びガンマ線線量率であり、検出器はNE-213シンチレータ、レムカウンター、TLDが用いられている。計算は、ENDF/B-IVからNJOYコードにて処理した断面積を用いて、MORSEコードにて行なわれている。線源に用いられた中性子分布は、ターゲット部のモンテカルロ計算から得られたものであるが、この分布も実験的に確かめられている。中性子分布については、計算と実験の一致は、いずれも良かった。ガンマ線については、スペクトルでは良く合っていたが、照射線量率分布は、実験値との差異がみられた。

D-T中性子を用いた巨大ダクトからの放射線ストリーミング実験の解析である。実験デー

タは、遮蔽で対象となる物理量を網羅しており、今後ベンチマーク問題として活用されると思われる。

(橋倉宏行)

6b-7. The Analysis of the Radiation Streaming through RF heating and Exhaust Ducts of a Tokamak Fusion Reactor.

M. Yamaguchi, M. Kawai, Y. Seki, and K. Ebisawa (Japan)

核融合炉の設計に際して、特に問題となる放射線ストリーミングに対処しうる計算法を開発し、FERの設計でのRF加熱ダクト及び排気ダクトの放射線ストリーミング解析に応用している。2次ガンマ線の生成をも含めた放射線ストリーミングをMORSE-Iコードをベースにしたアルベドモンテカルロを用い、新たに開発したインポートランスサンプリング手法を取り入れて計算した。誘導放射能の計算には、THIDAシステムを用いている。RFダクトの結果からは、ダクトの体系が、有機絶縁材の放射線損傷を低減するのに十分である事、ダクト回りの線量率も設計基準を十分下回っている事が示された。排気ダクトの結果からは、クライオパネルの核発熱は十分小さく、これは2次ガンマ線に因るものである事が明らかにされた。

本設計計算には、アルベドモンテカルロコード、ANISN, DOT-3.5, さらにACT4を含んだTHIDAシステムが用いられている。

全長数mに及ぶ複雑で大口径のダクトからの放射線ストリーミングの問題は、核融合炉において必ず見られるものである。設計に当っては、分散、計算時間等との兼ね合いから、その解析手法を十分に検討すべきであり、本論文は、一つの解決法を与えている。

(橋倉宏行)

Session 6b のまとめ

核融合炉を対象としたストリーミング問題を扱ったセッションであった。前半3件は、放射線ストリーミングをモンテカルロ法による計算機シュミレーションによって探究しようという研究であり、次の3件が、D-T中性子を用いた実験とその解析であり残り1件が、計算法のトカマク型核融合実験炉設計への応用であった。

シュミレーションの分野では、新しい解法と放射線ストリーミングを扱う半経験式との比較及び一回散乱をベースにした簡単なモデルによる解法が試みられている。6b-2では、従来の半経験式でストリーミングを扱う事は不十分である事が示され、6b-3ではモデルが見いだされている。これは、大型計算機にのみ頼るのではなく、簡便式等によって評価しようとする1つの方向を打ち出していると思われる。

実験に関しては、すべて日本からであった。比較的小さな体系から、大きな体系まであり、ここで述べられている実験は、今後ベンチマーク実験として取り上げられていくであろう。FNSでの小型のNE-213検出器を用いた実験は、今後の実験研究の先がけとなるものであり、この種の実験は大に行なわれるようになると思われる。

(橋倉宏行)

2.11 Session 7. Radiation Protection Experience with Newly Designed or Operating Fission, Fusion, Fuel Handling, Radwaste and Other Facilities (Including Spent Fuel Cask)

7-1. FFTF Shield and Gamma Ray Measurements.

W.L. Bunch, F.S. Moore and W.P. Stinson (U.S.A.)

米国のFFTF炉は、400MWthのナトリウム冷却高速炉であり、高速炉の燃料及び材料の照射試験が主な目的である。FFTFでは、定常の運転が始まる前に広範囲な遮蔽測定が行なわれ、その遮蔽特性が明らかにされた。測定の目的は、1) 原子炉遮蔽の放射線減衰特性の確認、2) 炉心の放射線的環境の確認、3) 原子炉が遮蔽上安全に運転できる事の確認であり、測定結果は設計計算と良く一致する事が確かめられた。尚、若干の部分的な遮蔽的な欠陥が明らかになり補修されたが、設計又は構造に重大な欠陥はなく、原子炉は安全に運転できる事が確認された。

遮蔽測定は、1) 原子炉遮蔽測定、2) プラント遮蔽測定、3) 原子炉ガンマ線測定に分類されている。原子炉遮蔽測定では、炉心、反射体、炉内燃料貯蔵槽、原子炉容器外側空間等の限られた場所で、放射化箔等を用いた測定が行なわれた。他に、炉内貯蔵燃料の影響が測定され、燃料が貯蔵された状態で、炉上部の放射線レベルが設計値以下であることが確認された。プラント遮蔽測定では、格納容器内の各部屋間の遮蔽性能、遮蔽プラグ中の間隙部の遮蔽性能が測定された。いくつかの放射線ビームが検知されたが、若干の改修が必要なだけで、運転には支障がない。近年、放射線損傷の知見に対する要求が高くなっており、ガンマ線分布の測定も種々の検出器を用いて実施された。

(大谷暢夫)

7-2. Comparison between Neutron Flux Measurements and Calculations in the Dry-Well of CAORSO BWR Power Station.

P. Barbucci, et al. (Italy)

イタリアのCAORSO BWRプラント(熱出力2600MW, MK-IIタイプ格納容器)のドライウェル(格納容器内側)内の中性子束分布が計算され、測定値と比較された。特に詳細に評価された位置は、炉心中心面、補給水配管貫通孔の外側領域、及び、圧力容器外側熱遮蔽板上部のドライウェル頂部である。

解析された測定データは、詳細なドジメトリ測定の結果(1984年中旬に得られる予定)ではなく、ドライウェル内の中性子束分布の測定の結果である。測定は、金箔、ボナー球で包まれた金箔、ニッケル箔、天然ウラン又は減損ウランを用いた半導体飛跡検出器を用いて行なわれ、一部にはカドミウムのカバーが併用されている。使用された検出器の種類が少ない為に、結果は4群の中性子束で与えられており、測定誤差は±20%と評価されている。一部の箇所(5ヶ所)では多数の放射化箔を用いて測定が行なわれ、40群の中性子束スペクトルが得

られている。

計算は、ANISN、DOT-III、MORSEコードと、DLC-20ライブラリーから得られた核定数を用いて行なわれた。例えば、格納容器内全体の中性子束分布は、ANISNで縮約された26群定数と、DOT-IIIコードで計算された。

得られた計算値と測定値が比較評価された。全般的に計算値は測定値を若干過大評価するが、誤差はわずかであり、計算に使用されたモデル等が適切である事が確認された。

(大谷暢夫)

7-3. Neutron and Gamma Ray Distribution in BWR Drywell.

M. Nakai, Y. Hirahara, H. Hashimoto and K. Ochiai (Japan)

BWRの原子炉格納容器内(ドライウエル)の中性子束分布とガンマ線線量率分布が、放射化箔、TLD、コバルトガラス線量計を用いて測定された。測定値は2次元SNコードTWO-TRAN-GGの計算結果と比較された。この解析によってドライウエル内の放射線分布の詳細が明らかになり、放射線モニタリング、遮蔽設計の検証、デコミッションングの際の放射性物質の量の推定、等に必要なデータが得られた。又、2次元SNコードによる遮蔽計算が、現実的な手法として有効である事が明らかになった。

東京電力の福島第2発電所の1号炉(1100MWe)と、中部電力の浜岡2号炉(840MWe)で測定されたデータが解析された。測定値は、原子炉圧力容器と原子炉遮蔽壁(圧力容器のすぐ外側)との間、原子炉遮蔽壁の外側、及び、1次格納容器の内面で、上下方向は原子炉遮蔽壁の上端から圧力容器底部までの範囲で得られている。尚、放射化箔としては、Al, Ti, Fe, Ni, Cu, Auが使用された。

計算は中性子6群、ガンマ線4群で、 S_6-P_2 近似で行なわれ、領域を分割して接続計算された。計算結果には、一部レイエフェクトと負のフラックスが見られたが、実用上は今回の粗い近似計算で充分である事が確認された。

(大谷暢夫)

7-4. Radiation Shielding Analyses of JOYO.

N. Ohtani and T. Kawakita (Japan)

我国の高速実験炉「常陽」では、1977年4月の臨界以降、遮蔽性能の確認と遮蔽特性の把握の為に、種々の遮蔽測定が行なわれた。又、これと平行して、詳細な炉体まわりの遮蔽解析が実施され、実測値と計算値の比較によって、高速炉の遮蔽計算精度が評価された。

「常陽」の炉体まわりで放射線分布が測定された位置は、1) 炉心中心軸、2) チャンネルD孔(炉心集合体内の軸方向)、3) 半径方向黒鉛遮蔽体内側、4) 安全容器内側、5) 安全容器と生体遮蔽コンクリートの間、6) 炉容器上部、7) 一次主冷却配管貫通部、8) 主循環ポンプ室、9) 中間熱交換器室、等である。

測定されたデータは、高速炉の遮蔽設計で用いられる詳細な手法を用いて解析された。計算は、ENDF/B-IVファイル等から原研のRADHEATコードシステムで作成された核定数と、

1次元源 S_N コードANISN-W, 2次元 S_N コードDOT 3.5, 3次元 S_N コード, 及び, 3次元アルベドモンテカルロコードMORSE-ALB等を用いて行なわれ, 測定データと比較評価された。2次元 S_N 計算の結果, 炉上部ピット室における中性子線量率のC/E値は約0.3であった。高速炉体系内の放射線分布は非常に複雑であり, C/E値のふるまいも単純ではないが, 中性子線量率が炉中心から約1.4桁減衰する事を考えると, 非常に良く一致しているといえる。

「常陽」の解析の実績をもとにして, 高速原型炉「もんじゅ」の遮蔽設計が行なわれている。

(大谷暢夫)

7-5. Gamma Ray Benchmark on the Spent Fuel Shipping Cask TN12.

P. Blum, et al. (France)

12体のPWRの使用済燃料集合体が装荷された輸送キャスクTN12のガンマ線遮蔽ベンチマーク試験が実施され, 測定値と計算値が比較された。

5体の17040MWd/MTU, 冷却日数815日の集合体と, 7体の25090MWd/MTU, 冷却日数382日の集合体を装荷して, キャスクの外縁から, 各々7cm, 1m, 2m離れた位置, 及び, 数種類の異なる方位角で, ガンマ線の軸方向分布が測定された。測定にはCo-60で校正されたイオンチェンバーが使用され, 校正誤差は7.5%である。

計算は, 1) APOLLOコードによる燃料集合体内中性子束計算(セル計算), 2) PEPINコードによるガンマ線スペクトル計算, 3) ANISNコードによる中性子束計算, 4) MERCUREコードによるガンマ線線量計算から成っている。核分裂生成物以外に, 構造材によるガンマ線も評価された。構造材では, $Co^{59}(n, \gamma)Co^{60}$ 反応による Co^{60} からのガンマ線が重要である。詳細なモデルによる計算の結果は, 燃料集合体の底部, 及び, 燃料部に相当する位置では, 測定値と非常に良く一致しているが, 燃料集合体の上部の位置では, 約2倍程度の誤差がある。この誤差は, 炉心内の熱中性子束計算において制御棒が考慮されていない事, 燃料領域の外側では水中のボロンの中性子捕獲が無視されている事によると考えられる。

(大谷暢夫)

7-6. Shielding Experiments for a Shielding Safety Evaluation Code System of Spent Fuel Transport Cask.

S. Tanaka, et al. (Japan)

使用済燃料の輸送キャスクの遮蔽計算を検証するデータを得る為に, ベンチマーク実験が実施された。

実験項目は, 1) 集合体実験, 2) キャスク実験の2項目である。1) では, 異なる燃焼度のPWRの燃料集合体をL字型に3体, 水中に配置し, 集合体内外のガンマ線線量率分布, U-235とTh-232の核分裂反応率分布が測定された。中性子束の強度が燃焼度によって大きく変化する事, 集合体を近接して配置した場合の中性子増倍が確認された。2) では, NH

— 25 型輸送キャスクに 1 体の PWR の使用済燃料集合体を装荷して、キャスクの外で、ガンマ線線量率、中性子線量率、熱中性子束、熱外中性子束、高速中性子束、中性子及びガンマ線のエネルギースペクトルが測定された。キャスク外部では、全線量の 20% が中性子の寄与である。又、キャスク内では、ガンマ線線量率と、U-235 及び Th-232 の核分裂反応率分布が測定され、中性子及びガンマ線のキャスク内部から外部への減衰が評価された。

測定値は、ORIGEN2, MULTI-KENO, RADHEAT-V3 システム中の ANISN 及び DOT3.5 による計算値と比較された。ガンマ線については測定値と計算値が良く一致したが、特に ORIGEN2 による中性子源の計算に問題のある事が明らかになった。

(大谷暢夫)

7-7. The Treatment of Gamma-Ray Scattering in Shield Design for Reprocessing Plant.

A.F. Avery, V.G. Small and J.B. Taylor (England)

屈曲したダクトを含む遮蔽体中のガンマ線線量率が、英国ウィンフリス研究所の NESTOR 原子炉に設置されている PYLOS 装置で測定され、点減衰核コード RANKERN による計算結果と比較評価された。

測定は、1.8m×1.8m×61cm のコンクリート中にセットされた円筒ダクトに対して、Co-60 の円板、又は、ナトリウムアセテート溶液中の Na-24 を源として行なわれた。ナトリウム溶液の源は、厚さ 9cm の 44cm×44cm の平板である。(PYLOS 装置では、原子炉炉心近傍のループに溶液を通して放射化し、原子炉外へ引き出してガンマ線源とする。自由な形のガンマ線源を得る事ができる。)

RANKERN コードでは非散乱光子による線量を、エネルギー群と源の空間分布について積分する事によって求める。体系内の散乱と壁の反射を考慮する事が可能であり、ビルドアップファクターが考慮される。尚、源の点と散乱点は乱数によって決定される。この様なコードでは実測データによる検証が必須であり、前述の実験について、各ダクトにおける反射成分、散乱成分、ビルドアップファクター等が検討評価された。

RANKERN コードは、Sn 法やモンテカルロ法等の厳密な手法によるコードと比較して適用が容易であり、再処理施設等の遮蔽設計に有用である。

(大谷暢夫)

7-8. Shielding against Scattered Radiation at Electron Accelerator Installations.

H.-P. Weise and P. Jost (Federal Republic of Germany)

電子線線型加速器を用いて、電子線加速器に用いられる一般的な遮蔽材の高エネルギー X 線に対する遮蔽データが測定され、1 次 X 線の微分線量アルベドと、1 次 X 線の散乱によって得られる 2 次 X 線のスペクトルが得られた。更に、2 次 X 線の遮蔽材中の減衰が測定され、計

算結果と比較評価された。

微分アルベドと散乱X線のスペクトルは、下記のパラメーターについて測定された。

- a) 遮蔽体；普通コンクリート，れんが，重晶石コンクリート，鉛，水（平板，円柱）
- b) 散乱角度， c) 入射角度：0°，45°
- d) 1次X線のエネルギー；10 MeV ~ 35 MeV

微分アルベドの測定では2次電子の寄与が評価された。又、スペクトルの測定にはNaIシンチレーターが使用され、コンプトン散乱，陽電子の消滅ガンマ線，散乱物質の特性X線，電子対生成によって作られる電子と陽電子の2次制動放射，等の成分が識別された。

広いビームと狭いビームに対して2次ガンマ線の遮蔽体中の減衰が計算され，中間的なビームで得られた測定値が両者の間に入る事が確認された。

（大谷暢夫）

7-9. Shielding Problems for the High Energy Linear Accelerator.

P.N. Maheshwari, et al. (U.S.A.)

近年ガン治療の為に、500 rads/min程度までの高エネルギーX線発生装置の利用が一般的になってきている。本論文では、2つの病院における10 MeV及び20 MeVの線型加速器の設置に伴う追加遮蔽工事についてまとめている。高エネルギーX線発生装置に対しては、管理区域内の技術者に対する特別な放射線遮蔽と、非管理区域における公衆に対する遮蔽とが必要であるが、建設費、必要な空間、2次放射線の複雑なふるまい、等が重要な問題である。多くの病院では、この様な高エネルギー加速器が設置される部屋は低エネルギーの機械の為に設計されており、しかも限られた空間しかないため、その遮蔽設計は困難である。ここに述べられた例では、壁及び天井のコンクリート厚の増加、迷路の延長によって、十分な放射線上的安全性を確保する事ができている。

第1の例では、12 MeVの線型加速器が20 MeVの加速器に置き換えられた。1.5フィートの壁を3.5フィートに増強し、迷路が5フィートに延長され、更に1フィートの壁を新設する事によって、規定の線量が達成されている。第2の例では、Co-60照射装置または4 MeVの線型加速器の為に設計された部屋が、10 MeVの加速器の為に改造された。

計算はNCRP-51のデータを用いて行なわれ、改修後の実測値と比較評価されており、放射線遮蔽に問題のない事が確認された。

（大谷暢夫）

Session 7のまとめ

Session 7では、“Protection Experience”に関する論文が9件報告されている。

9件のうち、2件は高速炉の遮蔽（米，日），2件は沸騰水型軽水炉の遮蔽（伊，日）に関する論文であり、各々測定とその解析についてまとめられている。他の5件のうち、2件は使用済燃料輸送キャスクの遮蔽ベンチマーク実験とその解析（仏，日）であり、残りは、簡易計算コードの為にガンマ線遮蔽実験（英），加速器の遮蔽の為にX線測定（独），病院におけ

る加速器の遮蔽補強工事の経験（米）に関する論文である。

原子炉における4件の遮蔽測定解析及び輸送キャスクの解析には、Sn法、モンテカルロ法による輸送計算コードが使用されているが、輸送キャスクのガンマ線透過計算の一部と加速器その他のガンマ線計算には点減衰核法のコードが使用されている。

9件の論文は対象が多種類にわたっており、全体的な特徴や統一的な傾向をまとめる事は出来ないが、種々の遮蔽計算手法や設計手法の最終的な形での適用例が示されている。

（大谷暢夫）

2.12 Session 8. Neutron and Gamma-ray Skyshine in Fission, Fusion, Accelerator and Other Facilities

8-1. A Benchmark Experiment for γ -Ray Skyshine.

Y. Yamaguchi et. al. (Japan)

JPDRの燃料を取り去った後の圧力容器に残留した ^{60}Co を線源として、 γ 線スカイシャインの線量とスペクトルを、NaIシンチレータおよび電離箱を使用して測定したものであり、測定器の方向依存性をなくすように、両測定器とも球型とする工夫をしている。これをDOT 3.5コードにより解析し、再現性の検討を行なった。計算はまず格納容器内側での計算を行ない等価点線源を求め、次にこれを使用してスカイシャイン計算を行なっている。この計算の結果、NaIによる測定値と比べ35%程度、また高圧電離箱での測定値に比べ50%程度高くなったが、距離に対する減衰率およびスペクトルともほぼ再現されている。

線源から大気への放出角が 30° 程度と狭角に限られており、また圧力容器内面に分布した複雑な線源を点線源におきかえるstepをふんでいるので、これらを考慮すれば50%以内での一致はかなりよいと考えられる。

この報告であつかわれている ^{60}Co からのスカイシャインは、原子力施設のうちでも特に廃棄物処理施設で問題となるエネルギーより少し上であり、これらのスカイシャイン計算のバックアップデータとしても有用であると考えられる。

(林 克己)

8-2. SKYSHINE-II Prediction of Nuclear Facility Far-field Neutron and Gamma-ray Exposure.

M. B. Wells, M.C. Andrews and R.L. French (USA)

中性子、 γ 線、2次 γ 線のスカイシャイン計算を行なうSKYSHINE-IIコードの開発について計算の方法、計算式、ライブラリについて解説したものである。

SKYSHINE-IIは、直方体の建物中におかれた点線源からのスカイシャインをあつかい、特に建物の各面は9個まで再分可能であり、それぞれの厚さ、材質(鉄、コンクリート、ボイド)を選ぶことができる。これらの壁、天井からの透過、反射は、あらかじめANISN等で計算されたライブラリーを使用し、線源からの建物の外に出るまでの積分をモンテカルロ法で行なう。大気に出た後の散乱は、あらかじめモンテカルロ法のコードで計算されたライブラリーを使用して求める。従って計算時間は非常に短い。

元となったSKYSHINEコードでは、線源は、 ^{16}N の γ 線に限られていたが、SKYSHINE-IIでは γ 線のエネルギーは選ぶことができ、また中性子、2次 γ 線もあつかうことが可能であるため、適用範囲は非常に広いと考えられる。現在のversionでは、2次 γ 線は過少評価になるので次のversionでの改良目標にあげられている。

(林 克己)

8-3. Neutron Skyshine from Proton Cyclotron and Electron Synchrotron.

T. Nakamura and K. Hayashi (Japan)

2種の加速器からの中性子スカイシャインについて、実験を行ない、モンテカルロ計算で解析したものである。実験に使用した加速器は陽子サイクロトロンと電子シンクロトロンであり、線源形状については点線源と分布をもった面線源、また放出角は狭角と広角と2種の実験はそれぞれ異なった特徴をもつ。測定はNE213と³HeおよびCH₄カウンタ、ボナーカウンタ、レムカウンタ等を使用し、スペクトルおよび線量測定を行なっている。～300mまでの野外での測定と共に線源強度の測定を行なっている。計算は多群モンテカルロ法のコードMMCR2および前論文のSKYSHINE-IIコードを使用し、測定値と比べた結果、線量で±50%以内で一致し、スペクトルについても測定値を再現する結果が得られている。

これまでに、中性子スカイシャインについては、スペクトル測定まで行なっている例はほとんどない。また、これらの測定値をよく再現できるという結果が得られているので、この評価方法を今後の中性子スカイシャイン解析に使用できると考えられる。

(林 克己)

8-4. Sensitivity Study for Determining Critical Skyshine Parameters in Reprocessing Installations.

I.R. Terry and H.G. Vogt (Germany)

再処理設備の貯蔵庫の γ 線スカイシャインに関して、設計変更によるスカイシャイン線量再評価を迅速に行なうこと。また各パラメータの影響の大きさを調べることを目的としたものである。計算には一回散乱法(SS)とモンテカルロ法(MC)を使用し、スカイシャイン線量が最大になる点での両者の比(MC/SS)は0.9～3.8であり、設計用サーベイ計算には一回散乱法で充分であると結論している。またモンテカルロ法を使用して、線源位置、線源エネルギー、天井厚等のパラメータを変えて、スカイシャイン線量に対する影響を調べた。この結果、線源の建物中での位置については影響は少なく、測定点の高さによる影響も1～10mの範囲なら25%程度の変動であり、天井厚の厚い場合は、線源エネルギースペクトルのちがいが大きく影響する。さらに一番影響が大きいのは天井厚の変更であり、この影響は天井コンクリートの減衰率の差のみで簡単に付加計算できると結論づけている。

これらのサーベイ計算は、遮蔽設計にたずさわる人は行なったことがある問題であるが、あまり論文としてまとめている例はないので、参考になると思われる。

(林 克己)

Session 8のまとめ

スカイシャイン関係で提出された論文は4件であり、主に中性子に関するもの2件、主に γ 線に関するもの2件である。また、2件は実験と計算、2件は計算のみに関するものである。

遮蔽の中でもスカイシャインは地味な分野であり、中性子に関しては原爆関連の空気透過実験からはじまり、HENRE, BREN, TSF等で実験が行なわれてきた。次に加速器で放射線

管理の立場から60年代に測定が行なわれた。 γ 線に関してもほとんど点線源のみの実験であった。しかしながら、公衆の被曝がALAPにより、敷地境界で5 mrem/yとなり、日本でも原安協で γ 線スカイシャイン評価法の検討と実験も行なわれた。

このような中で、今回の会議では、中性子、 γ 線両方をつかうことが可能なプログラム開発について1件、中性子スカイシャインおよび γ 線スカイシャインについて測定し、モンテカルロ法もしくはSN法で詳細に解析されたものが1件ずつ発表された。特にこれら2つの実験は、実機を使用して行なわれ、線源測定から行なわれており、現実の体系の評価手法に近づいた解析を行なっているという点、および野外でスペクトル測定を行なっているという点で新しさがある。

また γ 線スカイシャインに関して、ALAPを具現化させる設計者の立場から、天井厚等のパラメータを変えた時の影響についてのサーベイ計算に関する1件の発表があった。

(林 克己)

2.13 Session 9. Energy Deposition for Radiation Damage and Nuclear Heating.

9-1. Adiabatic Microcalorimetry in Shielding Benchmark Experiments.

I.J. Curl and A. Packwood (UK)

放射線発熱量 $10 \mu\text{W/g}$ 以下を測定できるマイクロカロリーメータを開発し、Winfrithにある NESTOR 炉の NESSUS 標準場で測定を行ない計算と比較し適用性を実証した。

測定は黒鉛、鉄、アルミおよび黒鉛/鉄計 4 種のカロリーメータで行なわれ炉出力 1KW 当り 25.2 (黒鉛) ~ 52.9 (鉄) $\mu\text{W/g}$ が得られた。これを検証するため黒鉛に対して、 γ 線発熱は電離箱および BeO-TLD による測定と計算による中性子補正から、また中性子発熱は計算から求めた。電離箱の熱中性子捕獲および高速中性子散乱についてのレスポンスは NESTOR 炉の熱中性子カラムおよび加速器中性子でもとめた。また、スペクトルは放射化箔反応率の測定から SENSACK コードでもとめた。ニュートロニクス計算には EURLIB4 ライブラリーを用いて、モンテカルロ計算コード McBEND が 2 次元 R/Z で使用された。黒鉛の Kerma についての情報は無い。得られた結果は γ 線による発熱が $21.5 \mu\text{W/g}$ 、中性子によるものが $4.1 \mu\text{W/g}$ 、計 $25.6 \mu\text{W/g}$ でカロリーメータによる測定値 $25.2 \mu\text{W/g}$ と非常によい一致を示している。

測定器、測定法についての記述が大部分で計算についての詳細がないが、 $n-\gamma$ 混在場での測定に対し計算がよく一致している。黒鉛以外のものについての計算との比較についての情報がないことも残念である。

(壺阪 晃)

9-3. Determination of Characteristics of the Neutron Field Affecting the WWER Reactor Vessel.

E.B. Brodtkin, A.N. Koghevnikov, A.V. Khrustalev (USSR)

1 次元 ANISN および 2 次元 DOT-III を用いて近似的に 3 次元解を得る方法を提案し、この方法で Novo-Voronezh 2 号炉の压力容器壁内外面での中性子束を求め測定値と比較した。また、1 次元計算でベースとした DLC-23CASK ライブラリー以外に VITAMIN-C および EURLIB-4 ライブラリーを用いてライブラリー間の比較を行なっている。

炉心より外側での 3 次元中性子束計算式として

$$\phi(r, \theta, Z) = F(r, \theta) \psi(r, Z) / \psi(r)$$

ここで $F(r, \theta)$ は問題に対応する境界条件を有する (r, θ) 形状での解で ψ は 1 および 2 次元の解

を提案している。計算は ANISN および DOT-III で P_3-S_6 で実施している。各種ライブラリーを用いた ANISN 計算結果は CASK によるものが一番大きい値を示した。P/V 壁内外面間の減衰比の C/E は軸方向各位置で 10% 以内の誤差でよく一致している。また軸方向の相

対分布も炉頂部を除いて実験値とよく一致している。炉心中央高さでの絶対値比較でもファクター2以内で実験と解析は一致しており、VAITAMIN-Cを用いればこの差は小さくなるとしている。

使用コード、ライブラリーとも目新らしいものはない。提案された近似式中の $F(r, Q)$ についての詳述がなくこの論文のみでは使用できない。

(壺阪 晃)

9-4. Development of Pressure Vessel Irradiation Calculation in Finland.

I. Lux and F. Wasastjerna (Finland)

本論文はFinlandにおける軽水炉圧力容器の中性子照射量の計算コードシステムを紹介し、これを用いた $^{59}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ 反応率計算値を測定値と比較しよい一致が得られたと述べている。

コードシステムはBUGLE-80 ($n=47$ 群, $P=3$)をライブラリーとしSnコードDOT-3.5EおよびモンテカルロコードHEXANNの2種類の計算法を中核としている。DOT計算は、11KeV以上26群ANISN計算による箱約10群定数で (r, θ) および (r, Z) 計算を行ない、この2つから3次元中性子束を推定している。HEXANN計算では形状近似、縮約に不必要であるが計算時間短縮のため炉心表面線源として計算している。この線源のスペクトルはANISN計算から、また軸方向分布は炉心最外層の出力分布を用い、方位角方向分布とこの角度分布はTRIGON-PVNDコードで求められた。サーバイバルバイアス、スプリッティング、ラッシュンルーレットおよびバスストレッチングなどの手法は全て含まれている。方位角方向およびZ軸方向を横軸とし縦軸に反応率をとった測定値およびDOT-3.5, HEXANN計算値の比較図を示し、よく一致していると述べている。

比較が $\text{Fe}(n, p)\text{Mn}$ のみで2MeV以上のみであり低エネルギー側での評価も望まれる。

(壺阪 晃)

9-5. The Necessity of Detailed Multi-Dimensional Transport Calculations in LWR Pressure Vessel Surveillance and for MTR Irradiation.

G. Prillinger and G. Pfister (Germany)

PWRサーベイランスカプセル中での照射フラックスおよびスペクトル計算にあたり、群定数の比較およびカプセルによるパーティションの影響を詳細に計算し $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ 反応率で測定と比較している。さらにMTRの解析を行ない、スペクトルがPWRに比べてかなり軟らかいことを示し損傷評価量として $\phi(>1\text{MeV})$ よりdpaを用いるべきであるとしている。

群定数として詳細271群、VITAMIN/CおよびEURLIBを用いて、ANISN計算によりPWRサーベイランス位置およびP/V壁位置での各種反応率、 $\phi(>1\text{MeV})$, dpaを比較し定数間の差は小さいとしている。

2次元 (R, θ) 計算による速中性子分布から炉心形状の影響がP/Vまで及んでいるが、

スペクトル分布はバレル外ではほとんど影響はないことを示している。このことから2次元結果を用いた3次元合成フラックス値はバレル外では十分精度があるとしている。カプセル部の詳細な計算をDOT-4.2で行ない、カプセルなしのときに比べて $\phi (> 1\text{MeV})$ が20%以上減少しているとしている。この計算はMORSEで検証された $^{54}\text{Fe}(n, p)$ 反応率で±3%以内の誤差であるとしている。さらに測定値との比較でも5%以内で一致しているとしている。

さらにMTRでの照射実験を合成法で解析し $\phi (> 1\text{MeV})$ に比してdpaの減衰が小さいこと、材料特性がdpaでよりよく表わされることから損傷評価量としてdpaを推奨している。

照射カプセルによるパーティション効果を詳細に解析する必要性を明確にしている。手法的には漸新さはない。

(壺阪 晃)

9-6. Some Estimates of the Fusion Radiation Damage Simulation by Spallation Neutrons.

V. Herrnberger, P. Stiller and M. Victoria (Switzerland)

スポレーション(核破砕反応)中性子源のスペクトルをはだかおよび標的周囲にFe, Ni, W, Pbを反射体としておいた場合について求め、損傷(はじき出しおよびHe生成)におよぼす影響を計算し、核融合炉第1壁の損傷研究に用いることの有用性を述べている。

裸のスペクトルは飛行時間法で測定され、反射体効果はHILOライブラリー($10^{10} \sim 400\text{MeV}$ を66群)を用いてANISNで計算された。損傷評価用のはじき出しおよびHe生成断面積はENDF/B-1VからNJOYおよびDONコードで作成しているが20MeV以上ではHe生成は一定とし、はじき出しは蒸発モデルで非弾性散乱によるもののみを取扱かっている。裸および種々反射体を置いた場合のスペクトルでSUSおよびAlを試験片としたときの損傷量を計算し appm He/dpa として13~5を得た。この理由は反射体効果により4MeV以下のスペクトルに差が生じるが3MeV以上に閾エネルギーがあるHe生成には大差はないがdpaに影響が生じるからである。INTOR/NETでのこの値は11~18であることから反射体の選択により融合炉第1壁での照射損傷条件をよく近似できるとしている。

論文中でも述べているが20~400MeVでののはじき出しおよびHe生成断面積を再評価する必要がある。また14MeVの融合炉に対しかなり高いエネルギーによる損傷機構の差異についても検討を要すると思われる。

(壺阪 晃)

Session 9のまとめ

本セッションには、PWRの圧力容器壁に対する照射量の計算法に関するものが3件、融合炉第1壁損傷評価用照射場に対するものが1件、カロリメータの実証実験に関するもの1件が含まれている。

P/V壁の照射量解析はソ連、フィンランドおよび西独から報告されているがいずれも3次元的评价が必要であるとしており2次元結果の合成法あるいはモンテカルロ法で解析してい

る。比較は 反応率や高速中性子束で行なわれているが西独の論文では損傷評価量として dpa を用いることを提案している。解析に使用されたコードは ANISN, DOT, MORSE が主流で 3次元解析の必要性についても日本と同じ状況にあり, 特に漸新な報告はない。

核融合炉第1壁照射場としてスポレーション中性子源を用い標的周辺におかれた種々反射体によるスペクトル効果を示した報告が提出されている。今後の照射後試験結果の報告がまたれる。

照射損傷といいながら会議の性格から neutronics 面からの報告が主とならざるを得ず, 材料強度面からの報告が皆無であったのが残念である。また, 高速増殖炉における損傷を扱った報告があればよかったのだが。

(壺阪 晃)

2.14 Session 10. Radiation Exposure with Operating Reactors (Experience and Design to Reduce Exposures), and Corrosion and Fission Product Sources for In-plant Radiation Protection

10-1. Development of Radiation Dose Calculation Code for Nuclear Power Plant

S. Nakai, Y. Andoh, H. Kadotani (Japan)

一般に点減衰核積分法を用いた計算コードが一度の積分で取扱う線源領域は一領域であるため、多数の線源からの寄与を考慮した線量率を計算することは比較的手間を要することであった。本論文は従来のQADコードを改良し、複数の線源を一度に取扱えるようにしたQAD-FUGENコードについて、その概要及び計算精度を報告したものである。QAD-FUGENは任意の数の円柱線源が任意の位置、方向に配置された体系において、一度の計算でこれらすべての線源からの γ 線線量率を計算できる。さらにコード内に γ 線線源のスペクトル及び強度の時間変化を計算するライブラリ、機能が備わっている。また、複雑な遮蔽体系を容易に入力できるように工夫されているとともに、体系の確認のための図形処理機能が含まれている。QAD-FUGENのこれらの機能は、多数の線源領域に囲まれ、かつ線源強度が時間変化する体系において γ 線線量率を求める場合極めて有効に働く。著者らはQAD-FUGENコードの検証のために、ふげんプラントの熱交換器室、タービン室の γ 線線量率を計算し、測定値と比較している。その結果計算値は測定値を最大で3倍程度過大評価すると報告している。複雑な線源配置、遮蔽体系における γ 線線量率の簡易評価を迅速に行いたい場合、QAD-FUGENコードの機能は極めて有用である。

(梅田健太郎)

10-3. A Study on the Effectiveness of Reactor Shield Wall for a BWR Plant with MARK III Containment.

C.L. Shih, et al. (R.O.C)

本論文はTaipower's kuosheng 原子力プラント1号機の線量率分布データ及び生体遮蔽の遮蔽性能評価を確立するために行なった放射線測定及び遮蔽計算について報告したものである。放射線の測定はドライウェル中の各点で多種の測定装置を用いて中性子・ γ 線線量率、中性子スペクトル、高速中性子束及び熱中性子束等について行ない、特にドライウェルパーソナルロック周辺の詳細な線量率測定を行なっている。測定の結果、ドライウェルパーソナルロック内迷路中の中性子及び γ 線の線量率は各々773mrem/hr, 183 mR/hrの高レベルにあると報告している。また、TLD、サーベーターの検出効率の校正に影響する線源エネルギー、温度、湿度についてその効果を議論している。生体遮蔽の遮蔽性能評価はDLC-23ライブラリを用いて一次元円柱体系、P₃-S₈の条件でANISNコードで行なっている。生体遮蔽外表面における高速中性子の線量率は計算値が測定値の約18倍になっている。また線量率

の出力依存性を調べ、冷却材のボイド率と出力が単純な関係にないため線量率は出力に比例しないと報告している。さらに生体遮蔽を構成するコンクリートの密度、水分含有量と線量率との各相関を調べコンクリートの密度の減少に比例して、 γ 線線量率が増加すること、及びコンクリート内の水分が高速中性子の遮蔽に非常に有効であることを計算で示している。

(梅田健太郎)

10-5. Studies Performed in Order to Reduce Occupational Radiation Exposure at French Power Plants.

P. Beslu, G. Frejaville, P. Jeanson (France)

PWR原子炉の運転停止時における一次系周辺での放射線被曝は主に放射性腐食生成物に帰因する。フランスにおいては、作業従事者の被曝線量の低減のために、腐食生成物挙動の理論的解明、試験ループによる実験、及び実機プラントでの測定という三つの側面から研究が進められている。本論文はこの内の、試験ループによる実験、実機プラントでの測定についてその概要を報告している。PWR条件下における腐食生成物の挙動研究を行なうための試験ループは、研究する挙動現象に即して、Bihanループ、Cireneループ、Coreleループの三ループがあり、この論文において各ループの役割が紹介されている。またプラント一次系配管での線量率測定について述べ、フランスにおいては“EDF dose index”という指標を設けプラントユニット間の比較や理論計算との比較に用いている事、及びこの量とcollective doseとの間に良い相関関係がある事を報告している。さらにガンマスペクトロメーターを用いて行なった一次系各部の堆積物の放射能測定について述べ、主な放射線線源は ^{58}Co 、 ^{60}Co である事及び ^{60}Co は運転年度とともに増加していくことを報告している。最後にフランスでは前述した放射性クラッドの挙動に関する三つの側面の研究成果から、一次系に堆積する放射性クラッドを最小にする冷却材のPHを実現させるための、B, Li濃度に関する推奨値が1980年中期にEDFから勧告されていることを紹介している。

(梅田健太郎)

10-7. Determination of Corrosion and Fission Product Sources in PWR for Shielding Purpose.

P. Beslu, P. Charransol, C. Leuthrot
Ph. Ridoux (France)

PWR原子炉の運転停止時における一次系周辺での放射線被曝は、主に放射性腐食生成物、核分裂生成物に帰因する。しかし、被曝線量を計算で求めるためにはあらかじめこれら線源の強度を評価しておかなければならない。フランスではPROFIPコード、PACTOLEコードを開発し一次系冷却材中の核分裂生成物濃度及び一次系各部の腐食生成物生成量について評価している。本論文はPROFIPコード、PACTOLEコードの概要とこれらのコードを用いて行なっ

た実機プラントの解析例について報告したものである。PROFIPコードはペレット中におけるFP生成量の評価、ペレットからギャップ中へのFPの放出量評価、破損クラッドから一次系冷却材中へのFP放出量評価、及び浄化系、漏出を考慮したマスバランス評価の四つの大きな機能で構成されている。論文中でそのモデルの概要が報告されている。また、燃料破損が小さい場合と大きい場合で実機プラントの計算を行ない、実測値をほぼ再現することが述べられている。PACTOLEコードはPWR一次系における腐食生成物の挙動を解析するコードであり、対象とする核種はFe, Ni, Mn, Cr及びCoである。PACTOLEコードで採用しているこれら核種の挙動モデルの概要について論文で議論している。実機データの解析の結果、計算結果は実測値と極めて良い一致を示している事が報告されている。これら二つのコードを用いて、一次系付近での被曝線量を低減するための設計法、運転法について検討ができると結論している。

(梅田健太郎)

10-8. Radioactive Products in the Heavy Water Reactor Primary Coolant.

M.M. Ninković, R. Mijailović, J. Raicević (Yugoslavia)

本論文はユーゴスラビアにおける出力6.5 MW、重水減速軽水冷却の研究炉で行なった一次冷却水中の放射性核種の測定についてその結果を報告したものである。測定は採取後約10時間経過した15.2 ccの一次冷却水サンプルでGe(Li)測定器を用いて行なっている。測定器の検出効率を校正するために ^{51}Cr , ^{137}Cs , ^{60}Co を使用している。測定の結果、一次冷却水中には放射性腐食生成物、核分裂生成物及びアクチナイドに分類される30以上の放射性核種が含まれていることが報告されている。特に放射性腐食生成物としては、 ^{24}Na , ^{51}Cr , ^{60}Co が特に多く含まれることが述べられている。Coの高い含有量は単純な腐食過程では説明できず、重水系を構成する構造材の浸食に寄因する部分もあると論じている。この研究炉では稼動初期に燃料破損事故が起りその際、核分裂生成物、アクチナイド及び重水が一次冷却水に混入したことがある事もあわせて報告している。

(梅田健太郎)

10-9. The Evaluation of the Behaviour of Sulphur 35 in the Coolant Circuit of a Typical Gas Cooled Reactor.

J.W. Dawson (UK)

本論文は新型ガス炉(以下CAGRと略称)の冷却材中に含まれる放射性核種 ^{35}S についてその生成・放出過程を理論的に計算し、実機プラントの測定データと比較検討した結果について報告したものである。一般に冷却材中の ^{35}S 含有量は、生成と消滅の質量バランス方程式を解くことにより求められる。本論文では、 ^{35}S は減速材Cに含まれる微量元素 ^{34}S , ^{35}Cl が炉内の中性子による $^{34}\text{S}(n, \gamma)$, $^{35}\text{Cl}(n, p)$ 反応で放射化され、かつ減速材が冷却材の作用で腐食する事により冷却材中に供給されるとしている。又冷却材中の ^{35}S は、炉内構造材表面への付着、再結合ユニットによる除去、冷却材の漏出及び ^{35}S の崩壊により冷却材から消

減ずるとしている。本論ではこれらの項に関して具体的な議論を行なっている。また冷却材中の ^{35}S は硫化カルボニルの形態で存在していると紹介している。以上のモデルを用いて実機プラントの解析を行ない、実測値と比較した結果、一般に理論値が実測値の約 $\frac{1}{2}$ 倍になると報告している。さらに本論文では、この解析モデルを用いCAGR冷却材中の ^{35}S 最大含有量、及び環境中への ^{35}S 最大放出量を評価し、各々 8mCi/te 、 1200mCi/month になると予想される事を報告している。本論文で述べられている評価方法は種々なCAGRプラントについて、 ^{35}S 核種の挙動を検討できる可能性がある。そして実測値との比較により、採用モデルの確実性が增大すると考えられる。

(梅田健太郎)

10-10. Experience to Reduce Exposures outside a Critical Assembly Room by Additional Concrete Walls.

T. Suzuki, et al. (Japan)

本論文は日本原子力研究所所有の臨界施設TCAにおいて行なった施設内の中性子、 γ 線線量率分布の実測と解析についてその結果を報告したものである。線量率の測定は十数m四方、高さ1.3mの臨界集合体室の各高さで、室内、室外及び室外表面の各場所で中性子及び γ 線について各々行なっている。使用している測定器はREMカウンター、GMサーベメーター及び CaSO_4 -TLDである。測定は高さ5.5m以上の建屋側壁に遮蔽コンクリートを補強した場合としない場合について行ない補強コンクリートの遮蔽効果を検討している。建屋側壁の上部が下部に比べ遮蔽層が薄い場合、室外での被曝線量に主に寄与する線源は上部の薄い遮蔽層を透過してきた放射線によるものであることが測定により示されている。又側壁上部に補強した厚さ2.6cmのコンクリートにより建屋外の線量率が中性子及び γ 線について各々約 $\frac{1}{6}$ 、 $\frac{1}{3}$ になったことが報告されている。論文では以上の測定体系をP5-S48の条件で二次元輸送コードDOT3.5を用いて解析し測定値との比較を行っている。

(梅田健太郎)

Session 10のまとめ

本セッションでは原子炉施設内での放射線被曝に関連し7件の論文が発表された。

内2件(日本、中華民国)は原子炉施設内で実施した線量率分布、中性子フラックス分布の測定とその解析結果について報告している。解析は輸送計算コードANISN、DOTコードを用いて行なっている。

また、一次冷却系に含まれる放射性核種に関連し4件(仏、英、ユーゴスラビア)の論文が発表された。仏からはPWR一次系における腐食生成物の挙動研究のために作成された試験ループの現状と、一次冷却系に存在する核分裂生成物、腐食生成物の評価コードの開発に関し報告され、英国からは新型ガス炉の冷却材に含まれる ^{32}S の測定と解析に関して報告された。又ユーゴスラビアは重水炉の一次冷却水に含まれる放射性核種の測定結果について報告している。軽水を冷却材としている一次冷却系における主な放射線源は ^{60}Co であり、発表された各論文で

は、一次冷却系の線源強度の実測値が開発した解析コードによりほぼ再現されると報告されている。

さらに原子炉施設内における γ 線被曝線量を簡単に評価できる計算コードの開発と実機計算について日本から報告された。この計算コードは多数の線源領域に囲まれた複雑な体系の γ 線線量率を簡単な入力で計算できるようにQAD-CGを改良したものであるが、プラント実測値を因子3倍以内で再現すると報告している。

(梅田健太郎)

2.15 Session 11. Radiation Shielding for Post Accident and Decommissioning

11-1. Dose Rate Evaluation after Accident in a PWR.

C. Cladel, et al. (France)

LOCA等の重大な炉心事故のために炉心溶融が生じた場合のPWR建屋の内外での線量率の評価を行うことを目的とし、その予備的解析として今回は、ガンマ線量率の計算について述べたものである。線源となる核分裂生成物は(1)容器 (containment) 内の空中に浮遊する線源、(2)容器の壁又は床に付着した線源、(3)水中に溶け込んだ線源、の3種類の形で存在する。これらの線源に対し、点減衰核計算コード、モンテカルロコード等を用いてガンマ線量率を計算しているが、概算によれば、ベータ線の方が線量率の評価上、重要であることを述べている。

これらの評価の応用として(1)事故後の時間とガンマ線量率の関係から事故の診断及び事故の経過を知る、(2)容器内の機器の集積線量を計算し、各機器の使用限界を定める、(3)建屋の各位置について、事故後の立入り可能時期を決めることが考えられている。

事故時の線量率評価で最も難しい点は、容器内での核分裂生成物の挙動を明確にすることであるが、これについては、現在、実験及び計算の両面から研究を行っているところであり、ベータ線量率の評価と合せて今後の報告が期待される。なお、中性子線量率については、全く記述がないが、このような事故時には、中性子の影響は無視できるのであろうか。

(谷内広明)

11-2. Post Three Mile Island Shielding Review — a Case History.

H.H. Isakari and H.C. Shaw (USA)

炉心融溶等の重大事故においても安全が確保されるように、アメリカのすべての原子力発電所は、「スリーマイルアイランド措置プラン」の要求を満足させなくてはならない。放射線防護は、この計画の一つの主題であるが、ここでは、放射線防護の中の課題の一つである施設の遮蔽の検討について実際の原子力発電所を対象として行った結果について述べている。

遮蔽計算はQADMOD-Gコードを用いて行っているが、安全に関連する機器の受ける線量の計算では、線源として(1)容器内の空中に浮遊する線源、(2)容器表面に付着した線源、(3)水中に溶け込んだ線源の3種類の形で存在する。計算の結果、ガンマ線に比べベータ線による線量が圧倒的に多く、ガスケット等の損傷が重要な問題となる。安全制御のために作業員が留る空間の線量の計算では、各位置により考慮すべき線源の形が異なる。また計算では、その空間に来る頻度、時期及び留る時間を考慮する。このような計算の結果、対象の原子力発電所が「スリーマイルアイランド措置プラン」の要求を満足することが確認された。

本報告と11-1とは内容がよく似かよっているが、本報告が安全解析を目的としているため、安全側の仮定を用いて計算しているのに対し、11-1は、計算精度の向上を目的としているため、各データを検証し、多数の計算コードを用いて計算している点が異なっている。

(谷内広明)

11-3. Shielding Measures for Decommissioning of the Nuclear Ship Otto
Hahn and Decommissioning of the Nuclear Power Plant Niederaichbach.
U. Birkhold, et al. (Germany)

原子力船オットハーン号のディコミショニング及びニーデライヒバッハ発電所のディコミショニングで実際に行われた遮蔽方法について述べたものである。オットハーン号のディコミショニングでは、作業時の被曝を最小に抑えるために、(1)作業場の線量率を決定する強く放射化された構成部品を遮蔽する。(2)高い線量率を与える構成部品を優先的に解体する。(3)遮蔽タンクを含めて圧力容器は可能なかぎり遅くまで空にしない。等の対策をとった。この結果、1.5年間の作業期間での被曝線量は合計30 remであった。ニーデライヒバッハ発電所のディコミショニングでは、各構成部品の放射化線源強度の計算及び解体作業の制御室の遮蔽体の設計計算について述べている。計算では、接線の計算はISOSHL D-IIコードを用い、容器内の散乱線の計算は微分アルベドを使った計算方法を用いている。

実際に行なわれたディコミショニングの遮蔽に関する論文は、数が少なく、今回の論文は貴重な存在であり、非常に興味深いものである。今回の論文では解体作業における測定値と各種計算方法による結果との比較について述べられていない点が残念である。

(谷内広明)

11-4. Shielding Requirements for the Decommissioning of WAGR.
R.F. Burstall, G.H. Clarke and C.D. McElroy (UK)

現在計画中のウィンズケールのAGRのディコミショニングの各作業過程における作業場での線量率の計算を行ったものである。線源強度計算は、除去拡散コードMATRIXと放射化計算コードFISPINを用い、遮蔽計算は点減衰核計算コードRANKERNを用いている。

計算によると(1)放射化線源としては、ステンレス鋼の放射化により発生するCo-60が最も重要である。(2)線源計算で使用される中性子束分布、各構成材料の組成等の評価の誤差のために線源強度は約4倍の誤差を含む。(3)線源評価の誤差が大きいため、任意位置での線量率測定結果による線源強度の規格化が必要である。(4)作業場での作業を可能とするためには約30 cmのスーパーショットコンクリート製の追加遮蔽体が必要である。(5)可能であれば、線源強度の強い物質の周辺に、線源強度の弱い物質を置くようにして、余分の遮蔽体を減らす工夫が必要であることが示されている。

この論文ではディコミショニングの解体順序、その各ステップでの遮蔽計算及び線源計算の誤差等について述べられているので、新たにディコミショニングの遮蔽計算を始める人には、よい参考となる。

(谷内広明)

11-5. Design Study of a Spent Fuel Shipping Cask for KOREA
Nuclear Unit 1.

C.S. Kang and M.H. Kim (Korea)

韓国の原子炉 (KNU-1) で発生する使用済燃料の輸送容器の概念設計を行うために、遮蔽解析、熱解析、臨界解析等の計算を実施している。遮蔽解析では、主要な遮蔽体として、鋼、鉛、劣化ウランの3種類を取り上げて比較検討している。熱解析では特別の試験条件下での燃料の最高温度を計算している。また臨界解析では、MORSEコードとKENOコードを用いて実効増倍係数を計算している。

計算の結果、(1)重量は最も重くなるが、伝熱性がよいこと、堅固であること、ガンマ線、中性子の両方について有効な遮蔽体であること等から、鋼が上記3種類の遮蔽体の中で最も適している、(2)燃料の最高温度は安全側の仮定のもとでも714°Cであり燃料の溶融温度より十分低い、(3)実効増倍係数は0.95以下でありかつKENOコードとMORSEコードの結果はほぼ等しいことが示されている。

本論文では、遮蔽解析の基準値として10CFR71の値(輸送表面より3フィートの位置で10mrem/h以下)を採用しているが、この値は、国内で用いられている規準値(輸送物表面より1メートルの位置で10mrem/h以下)よりも厳しい値である。また、ガンマ線源として核分裂生成物からのガンマ線しか考慮していないが、実際には、燃料集合体の構造材放射化によるガンマ線も考慮する必要がある。

(谷内広明)

11-6. Shielding Calculations for Ships Carrying Irradiated
Nuclear Fuel.

R.F. Burstall and M.H. Dean (UK)

使用済燃料専用の輸送船「パシフィック・クレーン号」の乗組員の居住空間の線量率の計算方法について述べている。計算の体系が大きくかつ構造が複雑であり、かなりの空間部分を含んでいるため、ガンマ線、中性子の両者とも点減衰核計算コードRANKERNを用いて線量率を計算した。今回の計算体系の中性子の計算にRANKERNコードを使用する妥当性については、より簡略化された体系での輸送計算コード及びモンテカルロ計算コードによる計算結果との比較により確認している。

計算を簡略化するため輸送容器を単純にモデル化し、線源強度は、輸送容器表面より1mの点で規格化する、また、ガンマ線はPr-144の2.2 MeVガンマ線で代表させ、中性子は2群とする。

実際の輸送中の測定値とそれに対応する計算値との比較によるとガンマ線、中性子それぞれについて、計算値と測定値はよく一致しており、かつ計算値が測定値をわずかに上まわっている。この結果、使用済燃料輸送船の遮蔽計算を適当な線源の規格化を行った後、点減衰核計算コードにより計算を行うことは妥当であると考えられる。

この論文の計算では、計算方法及び計算モデルがかなり簡略化されているにもかかわらず、測定値との比較では、その差は50%以内であり、よく一致している点が注目される。ただし計算に用いる減衰係数の評価方法がかなり難しいようである。

(谷内広明)

11-7. Dose Planning and Calculations for Radioactive Waste Repository Plants in Mines.

D. Ehrlich, et al. (Germany)

廃鉱(コンラッド鉄鉱山)を利用した放射性廃棄物の地中貯蔵施設内の放射性廃棄物輸送中及び貯蔵後の放射線量率をモンテカルロコードSAM-CEを用いて計算している。計算ではガンマ線については、放射性廃棄物の主要な放射性核種(Mn-54, Co-60, Ru/Rh-106, Sb/Te-125m, Cs-134, Cs/Ba-137m, Ce/Pr-144, Eu-154)の8核種による線量率を分離して計算し、また中性子については、自発核分裂による中性子と(α , n)反応による中性子に分離して計算している。

計算の結果、(1)ガンマ線量率は、壁からの散乱により約2倍に増加する。(2)中性子線量率は、(α , n)反応による中性子の寄与が自発核分裂による中性子の寄与とほぼ等しくなることが示されている。また(α , n)反応による中性子は主としてボロンとの反応により発生していること、高レベル廃棄物の測定結果によれば、ボロン及び酸素の(α , n)反応による中性子のスペクトルは、ORIGEN-JRの計算結果よりも高エネルギー側が、もっと高くなると述べられている。

本論文の内容は、廃鉱を対象としたダクトストリーミング計算であり、ストレートダクト、一回屈曲ダクトについて、ガンマ線はエネルギーをパラメーターとして、中性子は、自発核分裂中性子と(α , n)反応による中性子に分離して線量率を計算した結果を示していることができる。

(谷内広明)

Session 11のまとめ

セッション11には、原子炉の事故後の遮蔽解析が2件(11-1, 11-2)、ディコミッション関係が2件(11-3, 11-4)、輸送容器の安全解析(11-5)、輸送容器の運搬船の解析(11-6)、廃棄物貯蔵施設の解析(11-7)が各1件含まれている。

この中で、11-5, 11-7を除く5件は、主要な放射線がガンマ線であり、計算で考慮すべき体系が非常に大きい。この5件について主として使用されている計算コードを調べると、MERCURE-4(11-1)、QADMOD-G(11-2)、ISOSHLD-II(11-3)、RANKERN(11-4, 11-6)となり、コード名はそれぞれ異なっているが、基本となる計算手法は点減衰核積分法であり、すべて同様のコードである。特に11-6では、中性子の遮蔽計算にも点減衰核積分コードを使用している。このように、計算の体系が大きくなり、かつ構造が複雑な場合には、もっぱら色々な工夫をこらして点減衰核積分計算コードを使用するのが主であり、輸送

計算コードやモンテカルロ計算コードは、点減衰核積分計算コードでは計算できない位置の計算に使用されている。

セッション11に含まれる分野は比較的新しい分野であるため予備的研究の報告が多い。今後、より詳細に検討した結果の報告が期待される。

(谷内広明)

2.16 Session 12. Standards and Information Resources (e.g. Efforts in Material Standards, Penetration Designs, and Radiation Zoning and Monitoring), Impact of New Radiation Standards such as ICRP-26 and 30, etc.

12-1. Multiple Cost Criteria for Occupational Dose Reduction.

J.Z. James (USA)

米国においても、原子力プラントの意志決定の手段にALARAアプローチを使う場合は現実には極くわずかでしかない。この論文は、蒸気発生器配管の保守に対する従事者被曝低減を例にとって、1つの被曝低減法を提案し、それがALARAの下に正当な方法であるかどうかを決定する手順について述べたものである。その手順を以下に述べる。まずALARAの基準を設定するために4つのアプローチを紹介し、1人の放射線障害発生の回避のコストクライテリア (cost criteria)として1.5百万ドルが妥当と評価する。次に蒸気発生器の保守における従事者被ばく量の現状を例にとって被ばく低減のための方策としてモックアップによる訓練を推奨する。コストベネフィットは、訓練による作業時間の節約、許容線量超過者の減少、保険訴訟費の減少からモックアップ費用、訓練マン・アワ損失、訓練指導料の引き算によって行う。更に放射線障害の発生者1人についてコストベネフィットを評価すると前述のコストクライテリア (1.5百万ドル)の半分の費用に減らすことができ、ここに提案した被ばく低減化方策は妥当と結論される。以上がALARAアプローチの手順として示されている。

(関根啓二)

12-2. The Optimisation of Shield Design.

M.H. Watmough, J.B. Taylor, K.R. Schneider (UK)

BNFL再処理プラント内に追加される照射済燃料実験用 (PIE)施設の遮蔽設計にALARA原理を適用した試みについて述べたものである。

遮蔽設計のベースとなる目標線量率の与え方は、

- (1) 区域区分に一致する線量率
- (2) 遮蔽体コストと従事者占有時間を配慮して求めた最適線量率

等が考えられ、前者は従来通りの方法、後者はALARA原理に基づいた方法である。

設計の初期段階では利用できるデータが限定されるため、最適線量率の計算を行えるのは設計が十分進展してからである。データとは、作業分析 (運転員、保修員、放管員ごとの年間作業マンアワ)、遮蔽体の仕様 (材料、寸法)、遮蔽体の最低コスト (marginal cost) である。最適線量率はICRPパブリケーション26で示された評価式によって計算する。それは遮蔽体厚みを増加することによりかかるコストの微分値と集積線量当量の換算コストのマイナスの微分値を等しいと置いて求める。こうして求めたマン・シーベルト当りの費用が5000~10000ポンド内であれば、その設計はALARA原理に合致すると言えるとしている。本PIE施設設計

値は各遮蔽体で上記値以内にあり、従来法で求めた目標線量率で満足なことが示された。

(関根啓二)

12-3. Comparison of the Two Different Standard Flux-To-Dose Rate Conversion Factor.

M. Metghalchi, R. Ashrafi (Iran)

現在国際的に使われている線量率換算係数としては、ANSとICRPがそれぞれ推薦するものがある。この2つの換算係数を用いた線量率の比較計算結果について述べている。

比較によると、ANSによる中性子線量率換算係数は熱中性子領域を除いた広範囲なエネルギー領域でICRPの結果より大きい。またガンマ線量率換算係数では全てのエネルギー領域でANSの方がICRPより大きい。そこで全体的にはANSの結果はICRPの結果より保守的になる。この2つの換算係数に差異が生じた原因は換算係数を求める際に用いた体内組織でのエネルギー吸収計算のモデル化と断面積セットに差があるためである。

本論文は特に目新しさはないが、より説得力のある標準線量率換算係数を確立すべきだと主張している点、多数意見を代弁しているだろう。

(関根啓二)

12-4. Standard Reference Data for Gamma-Ray Transport in Homogeneous Media.

D.K. Trubey (USA)

米国原子力学会基準委員会 (Standard Committee) の小委員会 (ANS-6) は、放射線管理と遮蔽設計の基準の開発及び標準遮蔽データとテスト問題の作成を行っている。ワーキンググループ (ANS-6.4.3) は、ガンマ線に対するビルドアップ係数と減衰係数のセットを作成しており、本論文はANS-6.4.3の活動について述べたものである。第1ステップとして、広く公開されているGoldstein and Wilkinsのモーメント法で計算したビルドアップ係数セットを、モンテカルロ法 (MCNPコード)、積分型輸送法 (ASFITコード)、ディスクリート・オーディネート法 (DTFXコード) を用いた再計算により評価する。上記モーメント法では無視した制動輻射、生体組織内での散乱効果などが配慮された。その結果、8 MeV程度の高エネルギーガンマ線では制動輻射の影響を入れるべきこと。またANSI/ANS 6.1.1の線量率換算係数は点減衰核法による結果に適用しにくいこと、遮蔽体背後の生体組織内散乱効果は無視できないこと等が判明した。このワーキンググループで提案する基準は、上記結果を反映させると共に、対象とする物質を12元素、3混合物と増やし、線源エネルギー範囲を15 KeVから15 MeVまでの広域とする予定である。

この成果は非常に期待してよいだろう。

(関根啓二)

12-6. Standardization of Moderating Type Neutron Detectors for the Usage of Neutron Spectroscopy.

T. Kosako, T. Nakamura and S. Iwai (Japan)

減速型中性子検出器は、取扱いが簡単しかも2～3 MeVから熱領域までの広いエネルギー域で良好な感度を有するため、広い用途に使われている。しかし数KeVから数eVまでのエネルギー域でのエネルギー応答特性の実験的検証がなされていない。本論文はこのエネルギー域での減速型検出器特性をTOF実験で導き出す試みについて述べたものである。

35 MeVの電子ライナックに150トンの鉛パイルを結合して、パルス化した標準中性子場が作られ、そのスペクトラムをLiガラスシンチレータにより測定した。この標準測定点にてポリエチレン減速型中性子検出器(BF₃)の時間依存スペクトルをTOF法で測定した。この種のTOF法では、検出器減速材中で水素による中性子の多重衝突が起こるため、中性子飛行時間の補足評価が必要になる。この時間遅れは、実験ではトレースできないため、時間依存モンテカルロコード(TMMCR)により評価し時間応答マトリックスにまとめた。標準点での中性子スペクトルと減速型検出器の時間応答マトリックスを使って応答特性の実験的評価を行った。

(関根啓二)

12-9. Development of Neutron Shielding Material Using LiF.

K. Kanda, M. Takeuchi, S. Ouchi (Japan)

熱中性子に対する遮蔽物質としてのLiFタイル、LiFシート、LiFテキスタイル等の開発について述べたものである。これらは中性子捕獲による2次ガンマ線はほとんど発生しない。セラミックスのLiFタイルは焼結により作る。タイルの密度は、⁶Li(n,α)³反応によるトリチウム放出を避けるため理論密度95%以上にする。フレキシブルなLiFシートは高温圧縮法で作る。

⁶Liは2次ガンマ線発生が少なくしかも中性子吸収断面積が大きいという意味で最適な核種である。LiFを選んだ理由は、(1)比重が大きい (2)混合物からの2次ガンマ線が少ない (3)安定性 (4)毒性がない、ためである。

当初それらは生体医学の目的で開発し、主にガンの中性子捕獲療法に用いたが、今や検出器遮蔽等に広汎に使用されている。

LiFタイルの製造工程、理論密度とトリチウムの放出率の図、標準LiFタイルの仕様等が示されている。

中性子遮蔽材を原子力産業以外の分野に応用した工学的アプローチは我が国ではユニークである。

(関根啓二)

Session 12のまとめ

6件の論文の内容別に分類すると次の様になる。

- | | |
|-----------------|----|
| (1) ALARA原理の適用法 | 2件 |
| (2) 遮蔽計算の定数の標準化 | 2件 |
| (3) 検出器の応答特性 | 1件 |
| (4) 遮蔽材料の開発 | 1件 |

(1)の2件は、それぞれ米国と英国からの発表である。コストベネフィットアプローチには重点項目を作る必要があるが、この2論文にはその違いがでていいる。米国の論文は最適な目標線量率設定に（換言すれば無駄のない遮蔽体設計に）重点を向けている。コストベネフィットの上立つ遮蔽設計は今後進まざるをえない方向であり、我が国でもALARA原理の適用について具体化していく必要を感じる。

遮蔽計算に用いる定数の標準化は、TMI事故で新たな問題を発見して再スタートをきったようである。成果に期待したいところである。

（関根啓二）

3. お わ り に

本レビュー作業が開始されたのは、国際会議の余韻が残る58年6月23日の第1回WG会合からである。この会合では、レビューの目的、項目、作業スケジュール等が検討され、各論文のレビュー担当者が決められた。レビュー担当者は、原則として一つのセッションの全ての論文を受け持つこととし、各セッションの全体的な研究の特徴、これからの研究の方向等の把握に努めることにした。担当者は約1ヶ月でレビュー作業を終えることとし、結果の検討作業を58年8月から行うこととした。検討作業は、8月23日、9月6日、21日の計3回の会合で行った。この検討結果に基づき、担当者はレビューの一部修正を行い、10月6日までに最終原稿としてとりまとめた。したがって、本レビューには担当者のみならず、WG委員の意見が反映されている。本報告書が海外および我国の遮蔽研究の現状、ひいては、これからの研究の方向等の把握に役立てば幸いである。

謝 辞

本レビューの計画とその遂行に際し、適宜、有益なコメントをいただき、且つ指針を示していただいた。遮蔽専門部会長 鈴木友雄氏に感謝いたします。

参 考 文 献

1. "Proc. of Sixth International Conference on Radiation Shielding", Tokyo (1983)
2. 朝岡卓見他 : 日本原子力学会誌 Vol. 25, No. 9, pp. 717-722 (1983)
3. 伊勢武治他 : 原子力工業 第29巻 第10号 pp. 33-40 (1983)

3. お わ り に

本レビュー作業が開始されたのは、国際会議の余韻が残る58年6月23日の第1回WG会合からである。この会合では、レビューの目的、項目、作業スケジュール等が検討され、各論文のレビュー担当者が決められた。レビュー担当者は、原則として一つのセッションの全ての論文を受け持つこととし、各セッションの全体的な研究の特徴、これからの研究の方向等の把握に努めることにした。担当者は約1ヶ月でレビュー作業を終えることとし、結果の検討作業を58年8月から行うこととした。検討作業は、8月23日、9月6日、21日の計3回の会合で行った。この検討結果に基づき、担当者はレビューの一部修正を行い、10月6日までに最終原稿としてとりまとめた。したがって、本レビューには担当者のみならず、WG委員の意見が反映されている。本報告書が海外および我国の遮蔽研究の現状、ひいては、これからの研究の方向等の把握に役立てば幸いである。

謝 辞

本レビューの計画とその遂行に際し、適宜、有益なコメントをいただき、且つ指針を示していただいた。遮蔽専門部会長 鈴木友雄氏に感謝いたします。

参 考 文 献

1. "Proc. of Sixth International Conference on Radiation Shielding", Tokyo (1983)
2. 朝岡卓見他 : 日本原子力学会誌 Vol. 25, No. 9, pp. 717-722 (1983)
3. 伊勢武治他 : 原子力工業 第29巻 第10号 pp. 33-40 (1983)

3. お わ り に

本レビュー作業が開始されたのは、国際会議の余韻が残る58年6月23日の第1回WG会合からである。この会合では、レビューの目的、項目、作業スケジュール等が検討され、各論文のレビュー担当者が決められた。レビュー担当者は、原則として一つのセッションの全ての論文を受け持つこととし、各セッションの全体的な研究の特徴、これからの研究の方向等の把握に努めることにした。担当者は約1ヶ月でレビュー作業を終えることとし、結果の検討作業を58年8月から行うこととした。検討作業は、8月23日、9月6日、21日の計3回の会合で行った。この検討結果に基づき、担当者はレビューの一部修正を行い、10月6日までに最終原稿としてとりまとめた。したがって、本レビューには担当者のみならず、WG委員の意見が反映されている。本報告書が海外および我国の遮蔽研究の現状、ひいては、これからの研究の方向等の把握に役立てば幸いである。

謝 辞

本レビューの計画とその遂行に際し、適宜、有益なコメントをいただき、且つ指針を示していただいた。遮蔽専門部会長 鈴木友雄氏に感謝いたします。

参 考 文 献

1. "Proc. of Sixth International Conference on Radiation Shielding", Tokyo (1983)
2. 朝岡卓見他 : 日本原子力学会誌 Vol. 25, No. 9, pp. 717-722 (1983)
3. 伊勢武治他 : 原子力工業 第29巻 第10号 pp. 33-40 (1983)

附 録 A

提出論文のタイトルリスト

*) プレプリントが入手できなかったため、レビューを行っていない論文

**SESSION 1. SENSITIVITY ANALYSIS AND DATA REQUIREMENTS FOR SHIELDING
(INCLUDING TARGET ACCURACIES)**

1. The Role of Experimental Shielding Benchmarks
A. K. McCracken (AEE Winfrith, UK)
2. International LMFBR Shielding Benchmark Intercomparison and Analysis
M. Salvatores (CEN Cadarache, France), G. Palmiotti (ENEA, Italy)
3. Results of the NEA PWR Shielding Benchmark
G. Hehn (IKE, U. Stuttgart, Germany)
4. Predictive Models Based on Sensitivity Theory and Their Application to Practical Shielding Problems
S. I. Bhuiyan (Inst. Nucl. Sci. Tech., Bangladesh), R. W. Roussin, J. L. Lucius, D. E. Bartine (ORNL, USA)
5. Uncertainty Analysis Applied to the Calculations of Radiation Fields in Shielding
Yu. I. Balashov, V. V. Bolyatko, A. I. Ilyushkin, V. P. Mashkovitch, V. K. Sakharov (Moscow Eng. Physics Inst., USSR)
6. Sensitivity and Uncertainty Analysis in Shielding Using S_N and Monte Carlo Codes
G. Dejonghe, J. Gonnord, J. C. Nimal (CEA Saclay, France)
7. Statistical Error Analysis of Transport Calculations by a 1-D Semianalytical Method
R. Warnemünde (KWU, Germany)

SESSION 2. DEVELOPMENT AND TESTING OF MULTIGROUP CROSS-SECTION LIBRARIES FOR SHIELDING

1. The Status of Multigroup Cross-Section Data for Shielding Applications
R. W. Roussin, B. F. Maskewitz, D. T. Trudey (ORNL, USA)
3. THEMIS-4: A Coherent Punctual and Multigroup Cross Section Library for Monte Carlo and S_N Codes from ENDF/B4
G. Dejonghe, J. Gonnord, A. Monnier, J. C. Nimal (CEA Saclay, France)
4. The Evaluation of Actinide Cross-Sections for Use in Shielding and Decay Energy Release Rate Calculations
J. W. Dawson (CEGB, UK)
5. The IAEA Cross Section Processing Code Verification Project as it Applies to Shielding Data
D. E. Cullen (IAEA), N. M. Greene (ORNL, USA), A. Hasegawa (JAERI, Japan), E. Sartori (NEA Data Bank), G. C. Panini (ENEA, Italy)
6. Adjustment of Neutron Multigroup Cross-Sections to Integral Experiments
G. Hehn, R. D. Bächle, G. Pfister, M. Mattes (IKE, U. Stuttgart, Germany), W. Matthes (EURATOM-Ispra)
7. Effect of Thermal Group Constants in VHTR Shielding Analysis
K. Mohri, I. Suzuki, T. Watanabe, Y. Tanaka (KHI), T. Doi, M. Hirano (JAERI, Japan)

SESSION 3a. NEW DEVELOPMENTS AND IMPROVEMENTS IN MULTIDIMENSIONAL RADIATION TRANSPORT METHODS (MONTE CARLO METHOD)

1. Neutron-Induced Photon Production in MCNP
R. C. Little, R. E. Seamon (LANL, USA)
2. TRIPOLI-2 : Neutron Gamma Coupling - Applications to Shielding Benchmarks and Designs
S. N. Cramer (ORNL, USA), G. Dejonghe, J. Gonnord, J. C. Nimal, T. Vergnaud (CEA Saclay, France)
3. Development of Monte Carlo Code Using Multi-Group Double-Differential Cross Section Library and its Application to Shielding Calculation for Fusion Materials
M. Nakagawa, Ta. Mori, Y. Ishiguro (JAERI, Japan)
4. Linked Monte Carlo and Finite-Element Diffusion Methods for Reactor Shield Design
E. Shuttleworth, S. J. Chucas (AEE Winfrith, UK)
7. Investigation of the NESX Estimation in the Monte Carlo Calculation for Shielding Analysis of a Cask
K. Ueki, H. Yamakoshi (Ship Res. Inst.), A. Sekiguchi (U. Tokyo), Y. Maki, M. Inoue (CRIEPI, Japan)
8. Monte Carlo Shielding Analysis Using Deep Penetration Biasing Schemes Combined with Point Estimators and Algorithms for the Scoring of Sensitivity Profiles and Finite Perturbation Effects
H. Rief (EURATOM-Ispra), A. Fioretti (Ansaldo, Genova, Italy)
9. A Weight Window/Importance Generator for Monte Carlo Streaming Problems
T. E. Booth (LANL, USA)
10. A Continuous Model for the Optimization of Splitting in Deep-Penetration Monte Carlo
I. Lux (Central Res. Inst. Phys., Budapest, Hungary)
11. Neutronics Analysis of Major Penetrations in Tokamaks Using the Recursive Monte Carlo Method
M. Goldstein (Nucl. Res. Centre-Negev, Israel)

SESSION 3b. NEW DEVELOPMENTS AND IMPROVEMENTS IN MULTIDIMENSIONAL RADIATION TRANSPORT METHODS (DETERMINISTIC METHODS)

1. Development of a Series of PALLAS Discrete-Ordinate Direct-Integration Codes
K. Takeuchi, Y. Kanai (Ship Res. Inst., Japan)
2. BERMUDA-2DN: A Two-Dimensional Neutron Transport Code
T. Suzuki, A. Hasegawa, To. Mori, T. Ise (JAERI, Japan)
3. Application of Three-Dimensional Discrete Ordinates Transport Codes in (X, Y, Z) and (R, θ, Z) Geometries to Shielding Analysis
T. Nishimura, K. Tada, Z. Suzuoki, H. Yokobori (MAPI, Japan)
4. Formulation of a Geometry Transition between (x, y) - and (r, θ) - Coordinates for Calculating the Radiation Exposure in the Reactor Pressure Vessel with 2-Dimensional S_N -Methods
R. Warnemünde (KWU, Germany)
5. Development of Albedo- S_N Transport Code DOT-ALB
M. Kawai, Y. Hayashida, M. Uematsu, J. Itoh (NAIG, Japan)

6. Computation of Azimuthally Dependent Albedo Data by Invariant Embedding
T. E. Albert (Sci. Appl.), P. Nelson (Texas Tech. U., USA)
7. On the Solution of Transport Equation in Multiregions with Anisotropic Scattering Using the F_N Method
J. R. Maiorino, E. D. Pontedeiro (Centro Eng. Nucl., Sao Paulo, Brasil)
8. Application of Space-and-Angle Finite Element Method to the Three-Dimensional Neutron Transport Problems
T. Fujimura, Y. Nakahara (JAERI), M. Matsumura. (ISL, Japan)
9. Some Benchmark Shielding Problems Solved by the Finite-Element Method
R. T. Ackroyd, J. K. Fletcher (UKAEA Risley), A. J. H. Goddard, J. G. Issa, C. S. Quah (Imperial College), M. M. R. Williams, J. Wood (Queen Mary College, UK)
10. Source Term Computation and Cross Section Data Handling for Shielding Calculations by Means of Modular Program Systems
U. Hesse, W. Denk (GRS, Germany)
11. Development of Integrated Shielding Analysis Code System RADHEAT-V4
N. Yamano, K. Koyama (JAERI), K. Minami (Fujitsu, Japan)
12. PATH-A Flexible Gamma Shielding Design Tool
S. Su, B. A. Engholm (GA, USA)
13. RANKERN-A Point Kernel Integration Code for Complicated Geometry Problems
P. C. Miller (AEE Winfrith, UK)
14. A Parametric Representation of Gamma Ray Attenuation in Two-Layer Shields
H. Penkuhn (EURATOM-Ispra), H. Schultz (U. Hannover, Germany)
15. Data Library and Method of Economizing Radiation Shielding Calculations for Laminar Shields
H. Yamakoshi, K. Ueki, M. Nakata (Ship Res. Inst., Japan)

SESSION 4a. INTEGRAL SHIELDING EXPERIMENTS FOR DATA AND METHODS TESTING, AND THEIR ANALYSES (UNFOLDING)

1. Neutron and Gamma Kerma and Spectrum Measurements to 1.6 km from a Neutron Source
A. H. Kazi, R. C. Harrison, C. R. Heimbach (Aberdeen Pulse Rad. Facil., USA)
2. Comparison of Experiment and VCS Calculations for Transmission of Air-Moderated Neutron and Gamma Radiation through a Shielded Structure
A. E. Rainis, (Ballistic Res. Lab.), C. Heimbach, A. H. Kazi (Aberdeen Pulse Rad. Facil., USA)
4. On Unfolding Counting-Rate Spectra of Recoil-Proton Neutron Detectors
Y. Yeivin (Hebrew U., Israel)
5. Unfolding of Neutron Spectrum Forming in Water of the Light Water Reactor
H. Bondars (Latvian U., USSR)

SESSION 4b. INTEGRAL SHIELDING EXPERIMENTS FOR DATA AND METHODS TESTING, AND THEIR ANALYSES (GENERAL)

1. Analysis of Fast Reactor Shielding Benchmarks
R. Indira, A. K. Jena, K. P. N. Murthy, R. S. Singh (Reactor Res. Centre, India)
2. Analysis of Benchmark Experiment for Neutron Transport in Sodium, Stainless Steel and Iron
K. Sasaki, T. Nishimura, H. Yokobori (MAPI, Japan)
4. Integral Test of Iron Data in JENDL-2 for Fast Reactor Shielding Analysis
M. Kawai (NAIG), N. Yamano (JAERI), H. Hashikura (U. Tokyo), K. Minami (Fujitsu), K. Sasaki (MAPI), S. Mandai (IHI), Y. Kikuchi (JAERI, Japan)
5. The Adjusted LMFBR Shielding Formulaire PROPANE, Performance and Validation of Version I, Experimental Program JASON for Version 2
A. de Carli (ENEA, Italy), J. P. Trapp (CEN Cadarache, France)
6. Determination of Fission Neutron Field in Water and Steel by Experimental and Computational Methods - Comparison Results
E. B. Brodtkin, V. P. Zharkov, M. E. Netecha, Yu. V. Orlov, A. V. Khrustalev (Kurchatov Inst. Atomic Energy, USSR)
8. Attenuation Analysis of Neutrons and Photons Generated by 52-MeV Protons Transmitted Through Shielding Materials
Y. Uwamino, T. Nakamura (U. Tokyo, Japan)
9. Measurement and Analysis of Leakage Neutron Spectra from SS-316, Concrete, Water and Polyethylene Slabs with D-T Neutron Source
J. Yamamoto, A. Takahashi, K. Sumita (Osaka U.), K. Shin, T. Hyodo (Kyoto U.), S. Itoh (Nagoya U.), H. Sekimoto (Tokyo Inst. Tech.), K. Kanda (Tohoku U., Japan)
10. Experimental Study of Fast-Neutron Attenuation by Various Materials
S. Sakamoto (Tokai U.), T. Tsujimura (Giken, Japan)
11. Fast Neutron Albedo for Iron
Y. Furuta (JAERI, Japan)
12. Saturation and Z-Dependence of Multiple Backscattering of 662 keV Photons from Thick Samples
P. Venkataramaiah, L. Paramesh, K. Gopala, H. Sanjeeviah (U. Mysore, India)
13. Spectral Distribution of External Bremsstrahlung Produced by Tc-99 Beta Particles in Thick Samples
P. Venkataramaiah, B. Rudraswamy, K. Gopala, H. Sanjeeviah (U. Mysore, India)
14. Radiative Beta Decay in Sr-90 - Y-90
P. Venkataramaiah, A. Basavaraju, K. Gopala, H. Sanjeeviah (U. Mysore, India)
- *) 15. The Integral Benchmark Experiments for Improvements of Shield Design
J. Burian, B. Jansky, M. Marek, J. Rataj (Nucl. Res. Inst., Czechoslovakia)
- *) 16. The Transmission of Fast Neutrons from the Li (d, xn) Reaction through Thick Iron
D. L. Johnson, F. M. Mann, L. L. Carter (WH Hanford), G. L. Woodruff (U. Washington), F. P. Brady, J. L. Romero, J. L. Ullmann, M. L. Johnson, C. M. Castaneda (U. Calif., USA)

**SESSION 5a. RADIATION SHIELD DESIGN (INCLUDING DESIGN CRITERIA)
(FISSION FACILITIES)**

- *)
1. The Status of Reactor Shielding Research in the United States
D. E. Bartine (ORNL, USA)
 2. Optimization Searches for Shielding Design by GPT Methods
A. Gandini (ENEA), M. Guma (U. Rome), G. Palmiotti, V. Rado (ENEA, Italy), M. Salvatores (CEN Cadarache, France)
 3. Shielding Design for PWR in France
G. Champion, Mme Charransol (EDF), A. D. Ville, J. C. Nimal, T. Vergnaud (CEA Saclay, France)
 5. The Use of Linked Shielding Codes to Substantiate the Design of the Top Corner Shielding of a CAGR
S. J. Cripps (NNC), P. C. Miller (AEE Winfrith, UK)
 6. Substantiation of the Radiological Design for Access to the Advanced Gas Cooled Reactor Core Vault
F. P. Youell (NNC), J. W. Dawson (CEGB), J. R. P. Eaton (South Scotl. Elec. Board, UK)
 7. Shielding Design Method for LMFBR Validation on the Phenix Reactor
J. C. Cabrillat, J. Crouzet, J. Misrakis, M. Salvatores (CEN Cadarache, France), V. Rado, G. Palmiotti (ENEA, Italy)
 8. Advances in Shielding Calculations for the PEC Reactor
A. Baldi, K. W. Burn, R. Guaraldi, R. Tinti (ENEA, Italy), B. Godot, D. Maire, J. Marciano (Novatome, France)
 9. Studies on the Design of Bulk Shields for a Large Fast Breeder Reactor
A. K. Jena, R. Indira, K. P. N. Murthy, R. S. Singh (Reactor Res. Centre, India)
 10. MONJU Shielding Design
F. Nakashima, K. Kinjo, A. Izumi, Y. Ohmori (PNC, Japan)
 11. Shielding Modification Design of the N. S. Mutsu
A. Yamaji (Ship Res. Inst.), J. Miyakoshi (Hitachi Zosen), T. Kageyama, Y. Futamura (JNSRDA, Japan)

VOLUME II

**SESSION 5b. RADIATION SHIELD DESIGN (INCLUDING DESIGN CRITERIA)
(FUSION FACILITIES)**

1. Integral Experiments for Fusion Reactor Shield Design - Summary of Progress
R. T. Santoro, R. G. Alsmiller, J. M. Barnes, G. T. Chapman (ORNL, USA)
2. Neutron-Physical Calculation of Blanket and Shield of Fusion Reactor
A. I. Ilyushkin, I. I. Linge, V. P. Mashkovitch, V. K. Sakharov, A. V. Shikin (Moscow Eng. Phys. Inst.), A. V. Kashirskij, G. E. Shatalov (Kurchatov Inst., Moscow, USSR)
3. On Optimal Shields for Fusion Reactors
D. Gilai, E. Greenspan, P. Levin (Nucl. Res. Center-Negev, Israel)
4. Shield Design for the Fusion Materials Irradiation Test Facility
L. L. Carter, F. M. Mann, R. J. Morford, A. D. Wilcox, D. L. Johnson (WH Hanford), S. T. Huang (Ralph M. Parsons, USA)
5. Buildup Factors for Magnet Shielding in Tandem Mirror Fusion Reactors
M. E. Sawan, C. W. Maynard, L. A. El-Guebaly (U. Wisconsin, USA)

6. An Effective Penetration Shield Design for ICF Reactors
M. E. Sawan, W. F. Vogelsang, D. K. Sze (U. Wisconsin, USA)
7. U. S. INTOR Radiation Shield Design
Y. Gohar, M. A. Abdou (ANL, USA)
8. Shielding Design of the Tokamak TORE SUPRA
C. Diop, G. Brandicourt, M. Chatelier, G. Ermont, J. C. Nimal (CEA Saclay, France)
9. Nuclear Analysis of Blanket and Shield Design for Tokamak Fusion Experimental Reactor
S. Mori, K. Mohri (KHI), Y. Seki (JAERI), H. Kawasaki (CRC, Japan)
10. Shielding of the Neutral Injector Beam Line in the Culham Conceptual Tokamak Reactor Mk II
A. F. Avery (AEE Winfrith), C. A. Morrison, C. Parry (Imperial College, UK)
11. Nuclear Radiation Analysis in Reacting Plasma Facility
Y. Ogawa, N. Naitou (Nagoya U.), K. Shin, T. Hyodo (Kyoto U., Japan)
12. Shielding Calculations for the Joint European Torus
A. F. Avery, N. Davies, D. Jakeman, R. W. Page (AEE Winfrith, UK)
13. Development of a Radiation Transport Code in Axisymmetric Toroidal Geometry for Nuclear Design of Fusion Reactor
T. Ida, S. Kondo, Y. Togo (U. Tokyo, Japan)

SESSION 6a. NEUTRON AND GAMMA-RAY STREAMING (FISSION FACILITIES)

1. Analytical Calculations of 3-D Flux Distributions Based on 1-D and 2-D Transport Calculations
R. Wamemünde (KWU), W. Denk, U. Hesse (GRS, Germany)
2. Application of Albedo Monte Carlo Method to FBR Neutron Streaming Analysis
M. Kawai, Y. Hayashida, M. Yamauchi (NAIG, Japan)
3. Applicability of Albedo Concept to Neutron Streaming through Small Ducts and Slits
K. Shin, T. Hyodo (Kyoto U., Japan)
4. Analysis of Neutron Streaming through Void Duct with Three-Dimensional Transport Code PALLAS-XYZ
N. Sasamoto (JAERI), K. Takeuchi, Y. Kanai (Ship Res. Inst., Japan)
5. Study on Additional Shields for Gamma-Rays Streaming through a Duct
T. Miura, K. Takeuchi (Ship Res. Inst.), M. Kinno (Fujita, Japan)
6. Gamma-Ray Streaming in Bent Ducts and Voids
L. Bourdet, J. C. Nimal, T. Vergnaud (CEA Saclay, France)
7. The Development of a Calculational Route for PWR Cavity Streaming
N. Davies P. C. Miller (AEE Winfrith), L. M. C. Dutton, P. N. Smith (NNC, UK)
8. Reactor Cavity Radiation Streaming Analysis and Shielding Solutions for the ENEL PWR Reference Plant
P. Barbucci, F. Di Pasquantonio, L. Guidi, G. Mariotti (ENEL, Italy)
9. Neutron Streaming along Narrow Gaps in VHTR Core
I. Suzuki, T. Watanabe, Y. Tanaka (KHI), T. Doi, M. Hirano (JAERI, Japan)

10. Shielding Design for a Neutron-Antineutron Oscillation Experiment
G. Mariotti, P. Barbucci, F. Di Pasquantonio (ENEL, Italy)
11. Spectrum Measurement of Fast Neutron through Air Ducts in Water, Concrete and Lead
S. H. Jiang, G. L. Lin, S. Y. Wu, S. Y. Liaw (Tsing Hua U., Taiwan, China)

SESSION 6b. NEUTRON AND GAMMA-RAY STREAMING (FUSION FACILITIES)

1. Evaluation of the Streaming Matrix Method for Discrete-Ordinates Duct Streaming Calculations
B. A. Clark, W. T. Urban, D. J. Dudziak (LANL, USA)
2. Radiation Streaming in Diagnostic Penetrations
B. A. Engholm, J. M. Battaglia, J. F. Baur (GA, USA)
3. Simulated 3-Dimensional Radiation Streaming through Straight Concrete Duct
H. Kadotani, J. H. Narita, H. Kawasaki, N. Iwasa, T. Ishitsuka, Y. Fukano (CRC, Japan),
C. E. Clifford (Princeton U., USA)
4. Fast Neutron Streaming Studies Using the Fast Neutron Source Reactor, YAYOI and a 14 MeV Neutron Generator
H. Hashikura, Y. Oka, M. Akiyama, S. An (U. Tokyo, Japan)
5. Radiation Streaming Studies at the Fusion Neutronics Source (FNS) Facility
T. Nakamura, Y. Oyama, T. Fukumoto, H. Maedawa, Y. Ikeda, S. Yamaguchi,
S. Tanaka (JAERI, Japan)
6. Monte Carlo Analysis of a Streaming Experiment of D-T Neutron and Gamma Rays through a Concrete Bent Duct
Y. Seki, S. Tanaka, Y. Oyama, N. Sasamoto (JAERI), H. Kawasaki (CRC), Y. Ikeda,
H. Maekawa, T. Nakamura (JAERI, Japan)
7. The Analysis of the Radiation Streaming through RF Heating and Exhaust Ducts of a Tokamak Fusion Reactor
M. Yamauchi, M. Kawai (NAIG), Y. Seki (JAERI), K. Ebisawa (Toshiba, Japan)

SESSION 7. RADIATION PROTECTION EXPERIENCE WITH NEWLY DESIGNED OR OPERATING FISSION, FUSION, FUEL HANDLING, RADWASTE AND OTHER FACILITIES (INCLUDING SPENT FUEL CASK)

1. FFTF Shield and Gamma Ray Measurements
W. L. Bunch, F. S. Moore, W. P. Stinson (WH Hanford, USA)
2. Comparison between Neutron Flux Measurements and Calculations in the Dry-Well of Caorso BWR Power Station
P. Barbucci, F. Di Pasquantonio, L. Guidi, P. Logli, G. Mariotti (ENEL, Italy)
3. Neutron and Gamma Ray Distribution in BWR Drywell
M. Nakai (NAIG), Y. Hirahara (Tokyo Elec.), H. Hashimoto (Chubu Elec.), K. Ochiai (Toshiba, Japan)
4. Radiation Shielding Analyses of JOYO
N. Ohtani, T. Kawakita (PNC, Japan)
5. Gamma Ray Benchmark on the Spent Fuel Shipping Cask TN 12
P. Blum, R. Cagnon (Transnucl.), C. Cladel, G. Ermont, J. C. Nimal (CEA Saclay, France)

6. Shielding Experiments for a Shielding Safety Evaluation Code System of Spent Fuel Transport Cask
S. Tanaka, Y. Sakamoto, J. Katakura, M. Adachi, T. Yamahara, I. Nomura, Y. Naitoh (JAERI), A. Yamaji (Ship Res. Inst., Japan)
7. The Treatment of Gamma-Ray Scattering in Shield Design for Reprocessing Plant
A. F. Avery, V. G. Small (AEE Winfrith), J. B. Taylor (British Nucl. Fuels, UK)
8. Shielding against Scattered Radiation at Electron Accelerator Installations
H. P. Weise, P. Jost (BAM, Germany)
9. Shielding Problems for the High Energy Linear Accelerator
P. N. Maheshwari (Assoc. Radio.), A. D. Maheshwari (Atomic Speed), D. Allen (St. Mary Hosp.), L. T. Fitzgerald (U. Florida), J. Cummings (Assoc. Radio., USA)

SESSION 8. NEUTRON AND GAMMA-RAY SKYSHINE IN FISSION, FUSION, ACCELERATOR AND OTHER FACILITIES

1. A Benchmark Experiment for γ -Ray Skyshine
Y. Yamaguchi (JAERI), H. Ryufuku (Visible Inf. Center), Ke. Minami, T. Numakunai (JAERI), Ka. Minami (Fujitsu, Japan)
2. SKYSHINE-II Prediction of Nuclear Facility Far-Field Neutron and Gamma-Ray Exposure
M. B. Wells, M. C. Andrews., R. L. French (RRA, USA)
3. Neutron Skyshine from Proton Cyclotron and Electron Synchrotron
T. Nakamura (U. Tokyo), K. Hayashi (Hitachi Eng., Japan)
4. Sensitivity Study for Determining Critical Skyshine Parameters in Reprocessing Installations
I. R. Terry (KWU), H. G. Vogt (U. Hannover, Germany)

SESSION 9. ENERGY DEPOSITION FOR RADIATION DAMAGE AND NUCLEAR HEATING

1. Adiabatic Microcalorimetry in Shielding Benchmark Experiments
I. J. Curl, J. A. Mason (Imperial College), A. Packwood, P. C. Miller (AEE Winfrith, UK)
- *) 2. Analysis of Grid-Assembly Shielding of EBR-II
D. Meneghetti, F. C. Franklin, D. A. Kucera (ANL, USA)
3. Determination of Characteristics of the Neutron Field Affecting on the WWER Reactor Vessel
E. B. Brodtkin, A. N. Kozhevnikov, A. V. Khrustalev (Kurchatov Inst., Moscow, USSR)
4. Development of Pressure Vessel Irradiation Calculation Methods in Finland
I. Lux, F. Wasastjerna (Tech. Res. Centre, Finland)
5. The Necessity of Detailed Multi-Dimensional Transport Calculations in LWR Pressure Vessel Surveillance and for MTR Irradiation
G. Prillinger, G. Pfister (IKE, U. Stuttgart, Germany)
6. Some Estimate of the Fusion Radiation Damage Simulation by Spallation Neutrons
V. Herrnberger, P. Stiller, M. Victoria (Fed. Inst. Reactor Res., Switzerland)
- *) 7. Effect of the Radial Flux Gradient Variation, in Function of the Azimuthal Angle, on the Vessel Surveillance -- Comparison with Measurements
M. Lanfranchi (Fed. Inst. Reactor Res., Switzerland)

SESSION 10. RADIATION EXPOSURE WITH OPERATING REACTORS (EXPERIENCE AND DESIGN TO REDUCE EXPOSURES), AND CORROSION AND FISSION PRODUCT SOURCES FOR IN-PLANT RADIATION PROTECTION

1. Development of Radiation Shielding Dose Calculation Code for Nuclear Power Plant
S. Nakai, Y. Andoh (PNC), H. Kadotani (CRC, Japan)
3. A Study on the Effectiveness of Reactor Shield Wall for a BWR Plant with MARK III Containment
C. L. Shih, M. F. Su, H. T. Chen, Y. C. Lo (Inst. Nucl. Energy Res), W. Ho (Taipower), S. H. Jiang (Tsing-Hwa U., Taiwan, China)
5. Studies Performed in Order to Reduce Occupational Radiation Exposure at French Power Plants
P. Beslu, G. Frejaville (CEN Cadarache), P. Jeanson (EDF, France)
7. Determination of Corrosion and Fission Product Sources in PWR for Shielding Purpose
P. Beslu (CEN Cadarache), P. Charransol (EDF), C. Leuthrot (CEN Cadarache), Ph. Ridoux (EDF, France)
8. Radioactive Products in the Heavy Water Reactor Primary Coolant
M. M. Ninković, R. Mijailović, J. Raicević (Inst. Nucl. Sci., Yugoslavia)
9. The Evaluation of the Behaviour of Sulphur 35 in the Coolant Circuit of a Typical Gas Cooled Reactor
J. W. Dawson (CEGB, UK)
10. Experience to Reduce Exposures outside a Critical Assembly Room by Additional Concrete Walls
T. Suzaki, K. Nitta, T. Furuta, N. Yamano, I. Kobayashi (JAERI, Japan)

SESSION 11. RADIATION SHIELDING FOR POST-ACCIDENT AND DECOMMISSIONING

1. Dose Rate Evaluation after Accident in a PWR
C. Cladel, B. Duchemin (CEA Saclay), J. M. Evrard (CEN Fontenay aux Roses), A. D. Ville, B. Nimal, J. C. Nimal (CEA Saclay, France)
2. Post Three Mile Island Shielding Review - A Case History
H. H. Isakari (Kaiser Eng.), H. C. Shaw (Pacific Gas Elec., USA)
3. Shielding Measures for Decommissioning of the Nuclear Ship OTTO HAHN and Decommissioning of the Nuclear Power Plant Niederaichbach
U. Birkhold (Gg. Noell), H. Gallenberger (KfK), H. Lettnin (GKSS), U. Löschorh (KfK), J. Obst (Gg. Noell), W. Stasch (NIS, Germany)
4. Shielding Requirements for the Decommissioning of WAGR
R. F. Burstall, G. H. Clarke, C. D. McElroy (UKAEA Risley, UK)
5. Design Study of a Spent Fuel Shipping Cask for Korea Nuclear Unit 1
Chang Sun Kang, Moo Han Kim (Seoul U., Korea)
6. Shielding Calculations for Ships Carrying Irradiated Nuclear Fuel
R. F. Burstall, M. H. Dean (UKAEA Risley, UK)
7. Dose Planning and Calculations for Radioactive Waste Repository Plants in Mines
W. Ehrlich, K. P. Theis (PTB), G. Hehn, G. Kicherer, H. P. Friedlein (IKE, U. Stuttgart), H. G. Vogt, R. Dorner (U. Hannover, Germany)

SESSION 12. STANDARDS AND INFORMATION RESOURCES (E.G. EFFORTS IN MATERIAL STANDARDS, PENETRATION DESIGNS, AND RADIATION ZONING AND MONITORING), IMPACT OF NEW RADIATION PROTECTION STANDARDS SUCH AS ICRP-26 AND 30, ETC.

1. Multiple Cost Criteria for Occupational Dose Reduction
J. Z. James (James Eng., USA)
2. The Optimization of Shield Design
M. H. Watmough, J. B. Taylor, K. R. Schneider (British Nucl. Fuels, UK)
3. Comparison of the Two Different Standard Flux-to-Dose Rate Conversion Factors
M. Metghalchi, R. Ashrafi (Nucl. Res. Center, Iran)
4. Standard Reference Data for Gamma-Ray Transport in Homogeneous Media
D. K. Trubey (ORNL, USA)
6. Standardization of Moderating Type Neutron Detectors for the Usage of Neutron Spectroscopy
T. Kosako, T. Nakamura (U. Tokyo), S. Iwai (MAPI, Japan)
9. Development of Neutron Shielding Material Using LiF
K. Kanda, T. Kobayashi (Kyoto U.), M. Takeuchi (Nippon Kagaku Kogyo), S. Ouchi (Toray, Japan)

附 録 B

セッション別，国別発表論文数

{ } 論文なし，口頭発表のみ

() 論文のみ提出

セッション	日	米	英	西 独	仏	ソ 連 ド	イ ン ド	伊	イス ラ エ ル	その他	
1. Sensitivity analysis	0	0	1	2	1	1	0	0	0	{ バングラ・米 仏・伊 1	7
2. Cross-section library	1	1	1	0	1	0	0	0	0	{ IAEA・米・日 独・EC 1	6
3. Method development										{ ハンガリー 1	
3a. Monte Carlo	2	2	1	0	0	0	0	0	1	{ 米・仏 1	9
3b. Deterministic	7	2	2	2	0	0	0	0	0	{ EC・伊 1 (ブラジル EC・独 1)	15
4. Integral experiments											
4a. Unfolding	0	2	0	0	0	1	0	0	1	—	4
4b. General	6	1	0	0	0	(1) + (1)	3	0	0	{ 仏・伊 1 (チェコ 1) { EC 1	15
5. Shielding design											
5a. Fission	2	1	2	0	1	0	(1)	0	0	{ 仏・伊 1	10
5b. Fusion	3	5	2	0	1	1	0	0	1	{ 伊・仏 2	13
6. Streaming											
6a. Fission	5	0	1	1	1	0	0	2	0	台湾	11
6b. Fusion	4	2	0	0	0	0	0	0	0	日・米	7
7. Protection experience	3	2	1	1	1	0	0	1	0	—	9
8. Skyshine	2	1	0	1	0	0	0	0	0	—	4
9. Radiation damage	0	(1)	1	1	0	(1)	0	0	0	{ スイス 1+(1) フィンランド 1	7
10. Radiation exposure	2	0	1	0	2	0	0	0	0	{ 台湾 1 (ユーゴ 1)	7
11. Post-accident & decommissioning	0	1	2	2	1	0	0	0	0	韓国	7
12. Standards, etc.	2	2	1	0	0	0	0	0	0	イラン	6
Total	39	23	16	10	9	5	5	3	3	24*	137

* 仏・伊3，スイス2，台湾2，伊・仏2；以下各1；ハンガリー，イラン，ブラジル，チェコ，フィンランド，ユーゴ，韓国，EC，日・米，バングラ・米，米・仏，EC・伊，EC・独，独・EC，IAEA・米・日

附 録 C

特別講演 「RSICの20年」 要旨

RSIC After 20 Years

— A Look Back and a Look Ahead

B.F. Maskewitz, R.W. Roussin and D.K. Trubey (USA)

Luncheon Speechとして、ORNL-RSICのMaskewitz女史が、RSICの活動等について報告した。RSICは1963年に設立され今年が20周年に当るが、本報告では設立の経緯と、情報の管理技術の開発から始められたRSICの活動内容がまとめられている。例えばRSICの計算コード収集は1963年から始められているが、登録されたコード数は、'65年には39、'66年には60、現在は431となっている。RSICではコード間の比較評価等は直接実施しないが、その代りとしてRSIC Seminar Workshopが開かれており、その一覧が記されている。また、特別の国際協力として、フランスの遮蔽グループとの協力の記録がまとめられている。その他、RSICの活動に関連して本報告の中に記されている事項の中から興味あるものをひろくと、計算機の進歩によってハードウェアと独立したソフトウェアの開発が可能になった事、データの手法の分離が行なわれた結果、1968年にDLC (data library collection) が作られ、現在100のファイルが登録されている事、ENDFファイルの成立の経緯とRSICの寄与、炉物理分野と遮蔽分野を比較した際のRSICの有用性と必要性等が述べられている。

技術的な報告ではないが、20年間の実績に裏づけられた自信に満ちた報告であり、この種の事業・機関が研究所の中に永続的に存続し得る米国の国力と技術に対する堅実な考え方とを感じさせる。

(大谷暢夫)