

JAERI-M  
89-122

第7回放射線遮蔽国際会議論文のレビュー

1989年9月

笹本 宣雄・青木 保<sup>\*1</sup>・安藤 康正<sup>\*2</sup>・石川 智之<sup>\*3</sup>  
植木 紘太郎<sup>\*4</sup>・岡 芳明<sup>\*5</sup>・金野 正晴<sup>\*6</sup>・坂本 幸夫  
桜井 淳・佐藤 理<sup>\*7</sup>・秦 和夫<sup>\*8</sup>・鈴置 善郎<sup>\*9</sup>  
竹村 守雄<sup>\*10</sup>・多田 恵子<sup>\*9</sup>・田中 俊一・中村 尚司<sup>\*11</sup>  
長谷川 明・林 克己<sup>\*12</sup>

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。

入手の問合せは、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 Division, Department  
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun,  
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1989

---

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7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

笛本 宣雄・青木 保<sup>\*1</sup>・安藤 康正<sup>\*2</sup>・石川 智之<sup>\*3</sup>  
植木 紘太郎<sup>\*4</sup>・岡 芳明<sup>\*5</sup>・金野 正晴<sup>\*6</sup>・坂本 幸夫  
桜井 淳・佐藤 理<sup>\*7</sup>・秦 和夫<sup>\*8</sup>・鈴置 善郎<sup>\*9</sup>  
竹村 守雄<sup>\*10</sup>・多田 恵子<sup>\*9</sup>・田中 俊一・中村 尚司<sup>\*11</sup>  
長谷川 明・林 克己<sup>\*12</sup>

(1989年8月10日受理)

1988年9月12日から16日まで、英國ボーンマスにおいて第7回放射線遮蔽国際会議が開催された。炉物理研究委員会・遮蔽専門部会では、会議で発表された133篇の論文について抄訳レビューを行った。レビューに際しては、論文の主題、独創性、特徴、結論あるいはそれの遮蔽設計への適用可能性に着目してまとめた。

---

東海研究所：〒319-11茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

- \* 1 高速炉エンジニアリング（株）
- \* 2 動力炉・核燃料開発事業団
- \* 3 センチュリ・リサーチ・センター（株）
- \* 4 船舶技術研究所
- \* 5 東京大学
- \* 6 フジタ工業（株）
- \* 7 （株）三菱総合研究所
- \* 8 京都大学
- \* 9 三菱原子力工業（株）
- \* 10 川崎重工業（株）
- \* 11 東北大学
- \* 12 日立エンジニアリング（株）

Review of the Presented Papers for the 7th  
International Conference on Radiation Shielding

Nobuo SASAMOTO, Tamotsu AOKI<sup>\*1</sup>, Yasumasa ANDO<sup>\*2</sup>, Satoshi ISHIKAWA<sup>\*3</sup>  
Kotaro UEKI<sup>\*4</sup>, Yoshiaki OKA<sup>\*5</sup>, Masaharu KINNO<sup>\*6</sup>, Yukio SAKAMOTO  
Kiyoshi SAKURAI, Osamu SATO<sup>\*7</sup>, Kazuo SHIN<sup>\*8</sup>, Zenro SUZUOKI<sup>\*9</sup>  
Morio TAKEMURA<sup>\*10</sup>, Keiko TADA<sup>\*9</sup>, Shunichi TANAKA, Takashi NAKAMURA<sup>\*11</sup>  
Akira HASEGAWA and Katsumi HAYASHI<sup>\*12</sup>

Shielding Subcommittee, Research Committee on Reactor Physics  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 10, 1989)

The 7th International Conference on Radiation Shielding (ICRS7) was held in Bournemouth, UK, from September 12 to 16, 1988. In this report, 133 technical papers presented to the ICRS7 were reviewed, as a work of the Shielding Subcommittee of the Research Committee on Reactor Physics. In reviewing them, special attentions were paid on their main themes, originalities, specific features, conclusions and/or their applicability to actual shield designs.

Keywords : Review, ICRS7, Radiation Shielding

- 
- \*1 FBR Engineering Co., Ltd.
  - \*2 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp.
  - \*3 Century Research Center Corporation
  - \*4 Ship Research Institute
  - \*5 Univ. of Tokyo
  - \*6 Fujita Corporation
  - \*7 Mitsubishi Research Institute Inc.
  - \*8 Kyoto Univ.
  - \*9 Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.
  - \*10 Kawasaki Heavy Industries, Ltd.
  - \*11 Tohoku Univ.
  - \*12 Hitachi Engineering Co., Ltd.

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. 提出論文のレビュー .....	2
2.1 Plenary Session, 1; 遮蔽一般 .....	2
2.2 Plenary Session, 2.1; デコミッショニング .....	5
2.3 Technical Session, 2.2; 計算法 1 .....	8
2.4 Plenary Session, 3; 動力炉 1 .....	11
2.5 Plenary Session, 4.1; 14 MeV 中性子 .....	13
2.6 Technical Session, 4.2; 理論的手法 .....	15
2.7 Plenary Session, 5.1; ストリーミング .....	17
2.8 Technical Session, 5.2; 遮蔽ベンチマーク実験 .....	20
2.9 Plenary Session, 6; 計算法 2 .....	22
2.10 Plenary Session, 7.1; 動力炉 2 .....	25
2.11 Technical Session, 7.2; 感度解析 .....	28
2.12 Plenary Session, 8; 新たな方向 .....	30
2.13 Plenary Session, 9.1; 核燃料容器 .....	32
2.14 Technical Session, 9.2; 圧力容器ドシメトリ .....	34
2.15 Plenary Session, 10.1; 加速器遮蔽 .....	36
2.16 Technical Session, 10.2; モンテカルロ法 .....	39
2.17 Plenary Session, 11; トピックス .....	42
2.18 Plenary Session, 12; 許認可と環境ドシメトリ .....	44
2.19 Visual presentation session, 1 .....	46
2.20 Visual presentation session, 2 .....	56
2.21 Visual presentation session, 3 .....	67
謝 辞 .....	74
文 献 .....	74

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Review of the Presented Papers .....	2
2.1 Plenary session, 1; General Shielding .....	2
2.2 Plenary session, 2.1; Decommissioning .....	5
2.3 Technical session, 2.2; Calculational Methods 1 .....	8
2.4 Plenary session, 3; Power Reactors 1 .....	11
2.5 Plenary session, 4.1; 14 MeV Neutrons .....	13
2.6 Technical session, 4.2; Theoretical Methods .....	15
2.7 Plenary session, 5.1; Streaming .....	17
2.8 Technical session, 5.2; Shielding Benchmark Experiments .....	20
2.9 Plenary session, 6; Calculational Methods 2 .....	22
2.10 Plenary session, 7.1; Power Reactors 2 .....	25
2.11 Technical session, 7.2; Sensitivity Analysis .....	28
2.12 Plenary session, 8; New Trends .....	30
2.13 Plenary session, 9.1; Fuel Flasks .....	32
2.14 Technical session, 9.2; PV Dosimetry .....	34
2.15 Plenary session, 10.1; Accelerator Shielding .....	36
2.16 Technical session, 10.2; Monte Carlo Methods .....	39
2.17 Plenary session, 11; General Topics .....	42
2.18 Plenary session, 12; Licencing and Environmental Dosimetry ..	44
2.19 Visual presentation session, 1 .....	46
2.20 Visual presentation session, 2 .....	56
2.21 Visual presentation session, 3 .....	67
Acknowledgments .....	74
References .....	74

## 1. はじめに

第7回放射線遮蔽国際会議（ICRS7）が、1988年9月12日～16日の5日間にわたり英国ボーンマスで盛大に開催された。1983年の東京での第6回国際会議（ICRS6）以来5年ぶりの開催である。参加者は19ヶ国、3国際機関から170余名にのぼり、日本からの参加は26名で、地元英國を除くと最多参加数であった。ICRS6の際は、炉物理研究委員会・遮蔽専門部会において我国の遮蔽関係者の衆知を集めて提出論文のレビューを行った。その成果はJAERI-Mレポートとして刊行し<sup>1)</sup>、多数の方々に有効に利用して頂いた。この放射線遮蔽国際会議はほぼ5年に1度の割合で巡ってくる貴重な遮蔽国際会議であり、そこで発表された論文を逐一詳細に検討し、世界の遮蔽研究の動向を的確に把握することは、我国における遮蔽研究の方向を探る上で決定的に重要である。そのため、今回のボーンマスの会議についても、遮蔽専門部会内の遮蔽解析法WGのメンバーが中心となり、さらにWGメンバー以外の専門部会員で今回の会議に出席された方々の協力を得てレビュー作業を実施することとした。

本レビュー作業は、1989年5月末現在会議の正式な論文集が未発行のため、会場で参加者に配布された133篇のプレプリントにもとづいて行った。そのため、プログラムには登録されていながらプレプリントが配布されなかった論文が何件かあり、それらの論文は今回のレビューの対象からは割愛した。また、レビュー作業は下記の5点の基本方針に基づいて行い、1論文につき500字程度にまとめるこことし、文末に執筆担当者氏名を記載した。

- 1) 論文の主題
- 2) 論文のオリジナリティ又は特徴
- 3) 主たる結論
- 4) 論文の有用性
- 5) その他レビュー担当者からのコメント

今回のボーンマス会議の運営上の特徴は、発表を口頭発表とポスター発表を半々にわけて2本立てとし、さらに口頭発表はPlenary SessionとTechnical Sessionに分けて後者は他の会場で発表を並行して行うというものであった。ポスター発表では、特にテーマによる分類はせず、3つのポスターセッションがそれぞれ9日、12日、13日、15日に設けられた。口頭発表とポスター発表とで論文のページ数に2倍の差があるが、レビューの際これらの差は意識せず同等の扱いとした。論文ごとに識別番号が記載してあるが、これはそのセッション番号とセッション内の通し番号を表示しており、その後ろの括弧内に国際プログラム委員会による論文受付番号を付記した。また、セッションの分類は、Plenary SessionをP、Technical SessionをT、ポスターセッションをV(Visual Session)で表示した。

本レポートが日本の研究者のこれから的研究に大いに役立つことを期待したい。

## 2. 提出論文のレビュー

### 2.1 Plenary Session 1 : 遮蔽一般

P/1-1(53) Shielding Experimental Benchmark Data Base at the Nuclear Energy Agency Data Bank.

P.Miller, P.Nagel, M.Salvatores and E.Sartori

NEACRPでは、断面積および解析手法の検証のために、遮蔽ベンチマーク実験に関する活動を行って来た。

ベンチマーク実験の解析では、鉄およびナトリウム定数の問題点、またASPIS黒鉛実験およびWinfrith水ベンチマーク実験の線源モデルの問題点が指摘されている。断面積セット相互の比較のためのベンチマーク計算として、鉄およびステンレス鋼の1次元単層問題の提起を行って来た。

NEACRPではさらに、実験データの記録と断面積の検証を容易にするベンチマークデータベースシステムの構築を開始している。当システムの開発は、実験データ選択(ASPIS-Fe, EURACOS-Fe およびNa の各実験選定), データ構成仕様(実験誤差も含んだ総合的な記述), システム機能(実験データ蓄積, 計算実施, 計算結果蓄積, 比較), 検証への適用(核データ・遮蔽計算コード各々の改訂に対する検証)の各段階からなっている。

既存の実験データの完全な記録、および実験解析経験の継承は重要であり、日本においても、この様な遮蔽データベースシステムが整備されることを期待する。

(竹村 守雄)

P/1-2(84) A Computer Based Doserate Estimation Method for Complex Distributed Source Geometries.

D.Beecroft, M.P.Tee, C.R.Welsh and I.P.Shaw

3次元ガンマ線量率評価コードシステムDYDASの開発を行った。DYDASは点減衰核法に基づき、いわゆるcombinatorial geometryによる3次元解析モデルを使い、複雑なプラント内線量率を評価するばかりでなく、逆に線量率測定結果をもとにして、分布線源を評価する機能がある。DYDASの妥当性検証として、Winfrithの実験施設(NESTOR, ARCAS)での測定等から、測定精度内(大旨10%)で放射能強度および線量率を評価できることを確認している。DYDASはガンマ線遮蔽の最適設計および保修時個人被曝線量の評価に適用されている。さらに複雑な幾何形状・線源表示、結果の視覚化、on-site利用化のためのシステム改善をはかっており、また事故時の線量・被曝量の評価にも適用が可能である。

3次元点減衰核コードとして既にQAD等が広く利用されているが、本論文でのDYDASの

特徴に、測定結果をもとにして、測定点以外での線量率の予測評価を行えることが挙げられる。

(竹村 守雄)

P/1-3(153) A Review of Pressure Vessel Dosimetry and Associated Shielding Studies.

P.C.Miller

本論文は、英國AEEWでの軽水炉圧力容器ドジメトリに関連した径方向遮蔽と原子炉容器キャビティでの中性子透過についての活動を紹介したものである。

米国NRCのLWR-PV-SDIP (LWR Pressure Vessel Surveillance and Dosimetry Improvement Program) では、ヨーロッパの研究所の協力のもとで、数々のベンチマーク実験が行われ、解析法の検証および相互比較に必要なデータをもたらし、解析精度の著しい改善がなされてきた。

実験プログラムとして、炉心外縁部の燃料集合体線源に関するVENUS (CEN/SCK Mol) およびDIMPLE (AEE Winfrith)、径方向透過に関するPCA (ORNL)、PCA-REPLICICA (ASPIIS) およびNESDIP-1, -2, -3 (ASPIIS)、原子炉圧力容器鋼の高照射テストのPSF (ORNL)、原子炉キャビティに関するNESDIP-4, -5, -6 が実施されている。実機では、Arkansas Nuclear One-Unit 1, H.B.Robinson, Gundremmingen の各原子炉で詳細な測定が行われている。

本論文は、AEEWの上記実験プログラムの概要説明に重点が置かれており、解析法では、モンテカルロコードMCBENDの実用化、アジャストコードおよび3次元合成法の開発を指摘する程度にとどまっている。

(竹村 守雄)

P/1-4(42) Neutron Activation Screening Tests of Raw Materials for Developing Low-Activation Concrete Shield.

M.Kinno, T.Ishikawa, K.Kimura and T.Nakamura

本論文は、各種成分材料の照射実験に基づき、放射化線量の低いコンクリート開発を報告したものである。

様々の骨材をはじめとするコンクリート原材料からなる400個以上のサンプルをJRR4で照射を行い、1日後から6ヶ月後にわたりその放射化線量をGe検出器で測定した。この測定結果をもとに、原子炉・加速器等での利用環境を考慮して、5種類の低放射化コンクリート（汎用・極低放射化・耐熱・高強度・熱中性子吸収）の開発を行い、各種特性の確認をはじめ、打設性およびコストの評価を実施した。極低放射化コンクリートのために、高純度のアルミ・石英・石灰を原料として成形焼結あるいは溶融再結晶の2方法により低放射化合成骨材を開発した。低放射化コンクリートをグラスファイバー補強材と用いた場合には、鉄筋普通コンクリートに比較して、放射化線量は1/30~1/300の低減が得られた。

本論文では、当低放射化コンクリートの製造法・コストに現状では難点があることが報告されているが、個人被曝量あるいは放射性廃棄物の低減に大きな寄与をもたらすことが期待され、その実用化が望まれる。

(竹村 守雄)

## 2.2 Plenary Session 2.1 : デコミッショニング

P/2.1-1(136) Source Term and Shielding Calculations to Support Decommissioning of Shippingport Reactor.

R.J.Morford et al.

本論文は、解体中の Shippingport 原子炉の圧力容器、中性子遮蔽タンク、放射化機器類を輸送するパッケージ外側での線量評価を示したものである。計算の手順は、まず輸送計算により原子炉体系内中性子束分布を計算し、構造物の放射化量を求める。つぎに、放射化構造物を線源としてパッケージ外側での線量率の計算を行う。中性子輸送計算はモンテカルロコード MCNP により行ったが、燃料増殖に伴う線束分布や出力変化は explicit には取り扱っていない。計算は、平常輸送時と仮想事故時に分けて行い、仮想事故時は、中性子遮蔽タンクのコンクリートと最外壁が失われると仮定している。解析の結果、平常時のパッケージ表面、表面から 2 m 地点および事故時の表面から 1 m 地点のいずれの場合も規制値を満足することが明らかにされた。

本解析では、炉体系全体を MCNP で解いている点が特徴的であるが、その他、解析を通して次に示す有用な知見が得られた。1) 線源評価には対象とする機器の正確な物質組成が不可欠である、2) 線量評価上、コバルトの存在量が最も重要である、3) 放射化量計算上、原子炉の運転履歴の正確なデータが必要である。

( 笹本 宣雄 )

P/2.1-2(143) A Computer System for the Assessment of Post Accident Doserates.

A.Dolan, M.P.Tee and I.P.Shaw

原子炉事故後のプラント内の詳細な線量率分布を計算するコードシステムを開発した。本システムは 3 種類のコードから構成されており、SMOG コードで一次冷却系内放射能分布を計算し、この分布を入力として、FISPOUT コードで、一次系破断事故時のプラント全体の放射能分布を計算する。最後に、この放射能分布を線源として点減衰核コード ORACLE により、プラント内の任意の地点での線量率を時間の関数として求める。この ORACLE コードは、combinatorial geometry ルーチンにより 3 次元複雑形状の取扱が可能である。本コードシステムで得られる放射線モニター位置での線量率予測値を用いることにより、運転員が事故のタイプを把握し、被曝の危険性を判断することも可能となる。

本システムの手法の妥当性は、個々のコードの機能については簡単なテストとの対比から確認が可能であるが、システム全体の総合評価については、事故後のプラント内実測値が極めて少ないため詳細な検証は困難である。なお、本システムの計算精度の評価は、正常な環境条件に対して行ったものであり、事故時のような異常条件下でのものではないことに注意する必要がある。

( 笹本 宣雄 )

P/2.1-3(130) Calculation with the Monte Carlo Code TRIPOLI-2 of the G2 and CHINON A-2 Structure Activation in View of Their Dismantling.

M.Eid, C.M.Diop and J.C.Nimal

原子炉解体措置に伴う構造物の放射化放射能計算の手法が紹介され、その方法を用いて解体予定の2つの天然ウラン、ガス冷却、黒鉛減速型原子炉G 2とCHINON A-2の放射能計算が行われ、実測値と比較された。計算手順は、はじめに衝突確率法APOLLOにより半径方法、軸方向の中性子線源を決定し、次に、その線源にもとづきモンテカルロコードTRIPOLI-2によりENDF/B-4の断面積を用いて中性子輸送計算を行う。得られた中性子束を速中性子、熱外中性子、熱中性子の3群に分けて、簡易計算式により構造物の放射化放射能を計算する。G 2炉では、ペレット装荷ロッド位置での<sup>60</sup>Co, <sup>54</sup>Mn放射能が測定されており、計算結果との比較の結果、<sup>60</sup>Coの場合、C/E値で0.76~3.1、<sup>54</sup>Mnで1.9~5.5であったが、詳細な精度の検討は行われていない。一方、CHINON A-2炉では測定値は無く、単に領域ごとの放射能、同位元素ごとの放射能の計算値だけが与えられている。本論文の計算の特徴は、原子炉体系全体の輸送計算を連続エネルギー・モンテカルロコードで通している点であろうが、放射化量計算が非常に粗い近似式にもとづいているため、全体として精度上バランスを欠いた手法と言わざるをえない。

( 笹本 宣雄 )

P/2.1-4(71) Radioactive Assaying and Shielding Requirements of WAGR Decommissioning.

R.B.Burstall, J.M.Llored and M.J.Salmon

本論文は、解体中のWAGR (The Windscale Advanced Gas-Cooled Reactor)に関連して開発した、プラント内の遮蔽計算および放射性廃棄物収納容器の中の放射能強度計算コードWESTDについて記述したものである。

遮蔽計算では、切断装置、熱交換器を圧力容器上部のコンクリート遮蔽体上部まで引き上げたときの線量率分布の計算、生体遮蔽体から円筒上にくり抜いたコンクリート供試体表面の線量率計算、ベンチレータを通しての放射性ダストのストリーミング、同遮蔽欠損、フィルターの蓄積放射能強度の評価などを実施した。

線源強度の評価では、鋼板形で収納容器中に存在する放射性廃棄物の線源強度を容器表面の線量率測定値から推定するコードWESTDを開発し、その手法の妥当性について詳細に検討している。本コードでは、線源核種として、<sup>60</sup>Coのみを考慮し、線源の形態は均一モデル、局所モデルとその複合形の3種類を想定している。手法の妥当性を検証するために、仮想的な線源を用いてRANKERNコードで求めた表面線量率を使いWESTDによりもとの線源が再現できるかどうかの検討を行い、10%以内の精度で再現性が確認された。

( 笹本 宣雄 )

P/2.1-5(44) Ensemble de Mesures de d'Etude de la Contamination des Circuits.  
(Equipment for Measuring and Analysing Circuit Contamination)  
R.Eimecke and A.Anthoni

ここで紹介する装置は、放射能を帯びた流体が循環している冷却系の内壁に沈着した放射性物質や、あるいくつかの条件のもとで、流体それ自身の放射化度を決定できる装置である。測定はガンマ線のスペクトル測定により行う、装置は可搬型であり、必要とされるものは検出器の実行効率の較正のみである。様々な幾何形状のもとで実測された内部に蓄えられたデータにより、様々な核種のアクチビティを、径が 2~108 cm, 厚みが 0.2~8.5 cm の管について決定する事が出来る。管、その他の幾何形状のものは、空でも良いし放射化された水が満たされているものでもよい。

本装置が実際に使われた場合に完全に満足の行く結果を得ることが出来た。本装置は、測定からもまた理論からも言えることだが、実際の幾何形状での較正を必要としないため、大型ガンマ線施設でも使える。

(長谷川 明)

## 2.3 Technical Session 2.2 : 計算法 1

T/2.2-1(68) A New Formulation of the Order of Scattering Method.

R.Simovic

Order of Scattering Method は中性子輸送方程式の解法の一つであり、ボルツマン方程式をフーリエ展開して散乱回数毎の連立方程式として解く方法である。その短所は、吸収が少ない系あるいは光学的距離が長い系において収束が遅くなることである。本論文では、Order of Scattering 法の収束性を改善する方法を示している。この方法では  $n$  回の散乱を受けた中性子束の代わりに、 $n$  回の前方散乱を受けた中性子束と任意回数の後方散乱を受けた中性子束とで方程式を表すことにより、低吸収材中の計算における収束性を向上させていく。新しい収束法による計算は平板体系で等方散乱を仮定し、媒質の吸収断面積をパラメータとして 1 群で行われた。その結果、低中性子吸収材中では従来の収束法に較べて 53:89 の比で収束性が向上することが示された。また、従来法よりも中性子束を大きく計算するために、DPN 法等との組合せにより、輸送方程式の近似解として適用できる可能性がある。

(佐藤 理)

T/2.2-2(60) A Trial of Vectorized Neutron Transport Monte Carlo.

N.P.Taylor

モンテカルロ法中性子・ガンマ線輸送計算コードのベクトル化を行うためのアルゴリズムの解説と、このために UKAEA で開発したベクトル化モンテカルロコード SIMON について述べた論文である。モンテカルロ法計算の高速化（コスト低減）を図るために、分散低減法の導入、複数の CPU による並列処理、スーパーコンピューターによるベクトル計算、パーソナルワークステーション上での実行、といった方法が挙げられる。このうち、ベクトル計算機を用いる方法は、同一の処理を多数行う場合は有効であるが、モンテカルロ法による輸送計算のようにヒストリー毎に散乱または境界での反射・漏洩等の異なった処理を必要とする場合には、ヒストリーの繰り返しをベクトル化できないためにベクトル計算の効果が小さくなる。ベクトル化モンテカルロコード SIMON では、ヒストリー毎の計算の前に、ヒストリー内でアルベド境界による反射、領域境界の通過、または衝突の起きる確率を予め決定し、この確率に応じたヒストリー数の粒子をそれぞれ発生させることによりベクトル化を可能としている。現在の SIMON では、等方散乱しか扱えない、増倍系が扱えない、検出器が Track Length Estimator のみである、といった制約があるが、CRAY-2 を用いた 7 つの面から成る 3 次元体系での計算では、スカラー計算に比べて最大 5 倍の高速化が達成されている。

(佐藤 理)

T/2.2-3(103) The Role of Cost-Effectiveness in Radiation Shielding Design Analysis.

J.M.Hobson and G.A.Towey

原子力施設の遮蔽設計におけるコストの最適化について BNFL (英國原子燃料公社) の施設を例に述べた論文である。

遮蔽設計は原子力施設全体のコストに大きな寄与をしている。遮蔽設計のコスト低減は、方法論的 (method-centered) な手法よりも、状況論的な (context-centered) 手法により為される。すなわち、施設に応じた最適な遮蔽設計方法を用いることにある。遮蔽設計のコスト要素は、材料・製造コスト、解析コストおよび運転コストから成る。

解析コストは、例えば、ガンマ線線量率から遮蔽壁の厚さが決定された場合に、中性子線量率はその厚さに関してのみ簡易法で評価するといった方法 (適合性の評価) や複雑な解析・厳密な解析の省略といった包括的な方法をとることにより低減される。

また、詳細設計で、設計および運転における柔軟性や制限を考慮することによりコストの低減が図れる。あるいは解析手法の標準化を行うことも有効である。また、設計全体の不確かさを考慮して安全側の設計を行うことにより再評価や再設計のコストを防ぐことができる。また解析コストと設計・運転コストのバランスも重要である。

結論として、遮蔽解析者、設計者、運転員および放射線管理者の密接な協議が、状況論的な遮蔽設計方法を行うために必要である。

(佐藤 理)

T/2.2-4(96) The Finite Element Code FELTRAN:

Benchmark Application and Furder Development.

J.G.Issa and A.J.H.Goddard

英国のUniversity of London Radiation Transport Association (ULTRA) で開発された有限要素法輸送計算コード FELTRAN のベンチマーク解析と今後の改良について述べた論文である。ベンチマーク解析は仮想的な輸送容器の X-Y 断面について DOT 3.5 による計算 ( $S_4$  および  $S_{16}$ ) 結果と比較して行われた。計算結果および計算時間は DOT 3.5 の  $S_{16}$  計算と同等であった。また、FELTRAN による計算では輸送容器外側のボイド領域でレイ・エフェクトが現れないという利点が見られた。

今後の FELTRAN の改良項目として以下が挙げられている。

- ソフトウェアの最適化による高速化
- Solver の改良 (Cholesky, Crouts 等)
- ボイドの取り扱いの改良
- 群毎のメッシュ幅の変更
- Composite Solution (領域間での散乱角度分布展開次数の変更)
- The Synthesis Method (拡散計算による初期分布の計算)

・ベクトル化および並列処理化

このうち、負のスカラー束が生じた場合に、エネルギー群毎に自動的にメッシュ幅を細かくする方法の詳細が述べられている。

( 佐藤 理 )

## 2.4 Plenary Session 3 : 動力炉 1

P/3-1(52) Analysis of Flux Distributions in the Shields Measured at the Super-Phenix Start-up.

J.C.Cabrillat, D.Calamand, G.Palmiotti and  
P.Robinson

仏国の高速増殖炉「スーパーフェニックス」の起動試験において測定された中性子束分布の解析結果について述べたものである。

1985年9月の起動試験において、炉心まわりの中性子束分布測定が行われた。特殊燃料集合体に設置された放射化箔により、炉心部径方向分布が測定され、また、fission chamberにより炉心中心部の軸方向分布、放射化箔により IHX 軸方向及び周方向分布、放射化箔により炉心上部機構と IHX の間の軸方向分布が測定された。又、炉心下部ダイアグリッドの内側では、放射化箔の長期間照射が行われている。更に、2次ナトリウムの放射化について、その徴候が認められた。

これらの測定値の解析は、高速炉の欧州共同研究として進められている。解析は、新しいコードシステムである、CCRR, BISTRO コード、核データは PROPANE D0 フォーミュラを用いて行われており、解析結果は測定値と良い一致を示していると述べている。今後、解析値と測定値の詳細な比較結果の報告が待たれる。

(青木 保)

P/3-2(127) Dosimetry and Fluence Calculations on French PWR Vessels-Comparisons between Experiments and Calculations.

J.C.Nimal et al.

仏国の PWR における、原子炉圧力容器のフルエンスや放射線損傷計算について述べたものである。

測定は、放射化箔や fission chamber によって行われている。一方、解析は仏国のモンテカルロ計算コード TRIPORI-2 が用いられ、断面積データとしては、ENDF/B-IV から作成された 315 群のデータが用いられている。また、測定器の応答関数は IRDF/85 データファイルから得ている。このデータファイルは、テストの結果偏差が認められたため、使用に際して核種毎に補正係数を乗ずることにより、断面積のアジャストメントを行っている点が特徴である。測定値と計算値は良い一致を示し、TRIPORI-2 は、原子炉圧力容器の放射線損傷評価やスペクトルドジメトリーに適していることが明らかになったと述べている。

(青木 保)

P/3-3(30) Protections Neutroniques du Stockage Interne dans un Reacteur a Neutrons Rapides de 1500 MWe.

(French 1500 MWe LMFBR Spent Fuel Storage Neutron Shielding Inside the Main Tank)

C.Cerdan, D.Maire, A.Harrer and D.Calamand

動力高速炉の建設費用の削減を狙った研究の一つとして、主格納容器内の炉心の周りに燃焼した集合体を格納して置くことが検討されている。またこうする事により、炉の出力は増加し、格納容器の直径は小さく出来ることとなる。

しかしながら、炉心及び内部集合体格納容器に対する中性子遮蔽に対してはこれら燃焼済み集合体が入ることにより、より難しくなる。こうした計算では、1次元の計算では不十分なため、2次元の輸送計算を使う事によりこれらの新概念を実現する為の変更部分を決定し、以下の問題点について評価出来ることが明らかに成った。

- 周辺機器の配置に対する影響
- 機器の受ける放射線損傷
- 燃焼済み燃料の格納の条件

ここで述べた研究により、一体型 1500MWe 高速炉の主格納容器内に燃焼済み燃料集合体を格納すると言う計画に対する、中性子遮蔽に対するプロジェクトを開始する前の許容できる定義付けが出来た。特に、こうした体系に対しては1次元の計算では不十分であることが分かった。

(長谷川 明)

P/3-4(47) Monju Reactor Shielding Characteristics and Their Measurement Plan.

T.Suzuki et al.

日本の高速増殖原型炉「もんじゅ」の現状、および今後の遮蔽性能試験計画について紹介したものである。

「もんじゅ」は、熱出力 714MWt の高速炉であり、現在、福井県敦賀市白木において着々と建設が進められている。この「もんじゅ」の遮蔽構造で特徴的な点は、原子炉キャビティ内の遮蔽床である。これは、炉心部からキャビティ内を経て、原子炉上部に漏洩する放射線の量を低減している。この遮蔽床を含め、「もんじゅ」原子炉まわりの遮蔽解析に用いられた手法は、高速増殖実験炉「常陽」の遮蔽性能試験における測定値の解析に用いられた手法と同等のものであり、その妥当性は十分検証されている。

「もんじゅ」遮蔽性能試験については、原子炉まわりの貫通部を利用した測定や、炉内に装荷する測定用の特殊燃料集合体の検討が実施されている。

今後の順調な建設を経て、臨界・運転を通じた遮蔽性能試験において測定データの取得・蓄積が期待される。

(青木 保)

## 2.5 Plenary Session 4.1 : 14MeV 中性子

P/4.1-1(63) Experiment and Analysis on the Behavior of 14 MeV Neutrons Incident to a Large Cavity.

S.Tanaka et al.

トカマク型核融合炉の中性粒子入射孔の形状を模擬したキャビティ中の中性子分布を測定した。キャビティの壁は2 cmのステンレスでおおった20 cm厚のモルタルで作られており、96 cm × 96 cm × 156 cmの大きさである。 $2'' \phi \times 2''$  のNE213シンチレータおよび $^{232}\text{Th}$ ,  $^{235}\text{U}$ の核分裂計数管で高速中性子スペクトルと反応率を測定した。NE213シンチレータのアンフォールディングにはFORISTコードを使用した。また、別に14mmの球型NE213シンチレータを使用して高速中性子の空間分布を測定した。

次にモンテカルロコードMCNP-3で、2つの核データライブラリ(JENDL-2とENDF/B-IV)を使用して解析を行った。また、設計に使いやすいという観点からDOT3.5やBERMUDA-2DNコードでも解析を行い比較した。MCNPでの解析結果、JENDL-2では少し低めの結果である。またENDF-B-IVとJENDL-2では10MeV付近のスペクトルに差が出るが、どちらも全体として実験値を再現している。DOT3.5では1回散乱線源を使用しても $P_s$ では負の中性子束が出るので $P_t$ は必要である。BERMUDAではこのようなことはない。MCNPは、中性子粒子入射孔の設計によく使われているが、これによって適用性が確かめられた。またBERMUDAコードも適用できることが確認された。

14MeVのキャビティストーミングとして有用なベンチマークデータである。

(林 克己)

P/4.1-2(26) Measurement and Analysis of Neutron Spectra in a Large Cylindrical Iron Assembly Irradiated by 14 MeV Neutrons.

K.Oishi, Y.Ikeda, C.Konno and T.Nakamura

鉄の核データライブラリ3種(ENDF/B-IV, JENDL-3T, JENDL-3PR1)をテストするためのベンチマーク実験を行った。原研FNSで14MeV中性子を $1m\phi \times 0.95m$ の鉄円筒供試体に入射させ、70 cmの深さまでの中性子を14mm球型NE213シンチレータと放射化箔を使用して測定した。NE213シンチレータのアンフォールディングにはFORISTコードを使用し、また放射化箔の断面積にはIRDF-82とENDF/B-VおよびFNSで測定したものを使用した。解析はDOT3.5コードを使い $P_s S_{16}$ で125群計算をした。

NE213シンチレータで測定した11.5MeV以上の中性子束の減衰は、70 cm位置で約5ケタである。この位置でのC/EはENDF/Bでは0.625, JENDL-3Tで0.577, JENDL-3PR1で0.352となった。ちなみに1%の断面積の差はこの位置で15%の差を生む。40 cmの位置まではENDF/Bは測定値とよい一致を示すが、それ以上深くなると過少評価となる。

JENDL-3Tはさらにその傾向が顕著であり、JENDL-PR1は非常にC/Eが悪い。著者らは、データライブラリの少しの誤差が、大きなC/Eの差を生むので、何らかのAdjustmentが必要であると結論している。

鉄深層透過のベンチマークデータとして有用であると考えられる。

(林 克己)

P/4.1-3(61) Benchmark Experiment of Fusion Neutron Streaming through Iron Shields and the Analysis by the Three-Dimensional Transport Calculation Code, TRISTAN.

Y.Oka et al.

鉄遮蔽体中の屈曲ダクト・スリット、オフセットスリットおよび多貫通孔の14MeV中性子ストリーミングを、TLD, LiIシンチレータ, CR39およびNE213シンチレータで測定した。多種類の単純形状のストリーミングを広いエネルギー範囲で測定したのが特徴である。ポリエチレンで行った測定についてはすでにISFNTで報告しており、今回は鉄のみの報告となっている。実験は阪大OKTAVIANで行い、鉄供試体は100cm×110cm×110cmである。中性子発生量はAl放射化箔で絶対値を測定し、モニタとしてNE213シンチレータを使った。測定結果はNE213, LiI, CR-39とも発生中性子量で規格化したカウント数で表わし、中心軸上の減衰曲線が示されている。

屈曲ダクトの測定結果より、中性子の2脚目の減衰はダクト面積の1/2乗に比例し、長さに逆比例することが示されている。ガンマ線の減衰は中性子の減衰よりゆるやかである。オフセットスリットでは速中性子はオフセット部で減衰が大きいが、低エネルギー中性子はオフセット前後でほとんどかわらない。

これらの実験を3次元輸送計算コードTRISTANで解析した結果、測定値をよく再現した。系統的に多種のストリーミングベンチマークデータが示されており、非常に有用と考えられる。

(林 克己)

## 2.6 Technical Session 4.2 : 理論的手法

T/4.2-1(139) Development of a Vectorized Version of the DOT Code for an IBM 3090/200 Computer.

P.Barbucci and G.Mariotti

IBM3090/200計算機にはベクトル機能が備わっている。DOTコードでこの機能を活用するにはコードの構造を変え、イテレーションの前に全ての線源項を求めておく必要がある。本論文ではDOT4.2コードを対象に繰り返し計算以外の部分のベクトル化について検討し、その効果について示している。ベクトル化の効果はDOT4.2コードの「最適化モジュール」と称されるものと比較している。これは全てのFORTRANルーチンをVS FORTRANのバージョン2でコンパイルし、ROW, WWESOL及びSORXの各ルーチンをアセンブラーで置き換えたものである。

上記のベクトル化はC P U時間に最も寄与の大きいROWルーチンについて行われた。このベクトル化はROWルーチンの構造を変えて繰り返し計算の開始前に全角度、全インターバルの角度線源を求めるようにするものである。このベクトル化により実機遮蔽設計体系について先の「最適化モジュール」よりファクタ2程度計算が高速化された。なお、繰り返し計算部分についてはまずこれを容易にベクトル化可能な構造に置き換えることを考え、現在作業を実施中である。

(鈴置 善郎)

T/4.2-2(118) Development and Application of Vectorized Three-dimensional Discrete Ordinates Transport Codes.

K.Tada, H.Yokobori, T.Nishimura and S.Totsuka

一連の三次元輸送コードENSEMBLEの開発を行い、既にXYZ形状やRθZ形状については報告を完了している。今回は炉内についても精度良く取り扱える様三角プリズムメッシュで分割するTRIZ形状の開発を行い報告する。

ENSEMBLE-TRIZコードは、直線連続差分型を使用しており、負の消去法や計算時間の短縮を目的としたハイパープレイン法によるベクトル化を導入している。

基本的なコードの妥当性を確認する目的で実施した計算の一例としてTHREETRAN(hex, Z)との比較を行い、良く一致していることを報告している。実機形状への適用としてFBR炉内中性子検出器まわりの中性子束に着目した計算を実施しENSEMBLE-TRIZの計算値を基に従来の手法による二次元計算の精度を評価すると20%程度になっている。

以上の結果によりENSEMBLEコードはXYZ形状、RθZ形状、TRIZ形状の取り扱いが可能となりENSEMBLEコードシリーズとして汎用性のある三次元輸送コードシステムが確立できた。

(多田 恵子)

T/4.2-3(138) The Second-Fourth-Order WLM-WLD-Schemes for the Transport Equation in General Multidimensional Curvilinear Geometries.

A.M.Voloschenko, E.P.Kondratenko and A.W.Shwetsov

本論文は多次元の曲線座標系における4次の有限差分の輸送方程式の解法に関するものである。本解法はLM(リニア・モーメント)スキームと呼ばれ、ここではその解の正値性、荷重スキーム、フィックス・アップのアルゴリズム及びインナー・イテレーションの加速について検討している。一般に、深層透過問題にはノードル法が有効であり、WLM(荷重リニア・モーメント)-WLD(リニア・ディスコンティニュアス)スキームを適用することにより多次元の曲線座標系において正の解を与える単純で正確なアルゴリズムを作ることができる。ここで、LMスキームはWLM-WLDスキームの特殊例である。本論文はこのスキームを離散化座標コードの2次元RZ体系の計算に適用してその効果を検討している。

(鈴置 善郎)

T/4.2-4(137) Numerical Solution of the Time-Dependent Transport Equation with Pulsed Sources.

A.M.Voloschenko and T.A.Germogenova

本論文は一次元の時間依存離散化座標法計算コードROZ-W.2のアルゴリズムに関するものであり、AWDD(アダプティブ荷重ダイアモンド差分)スキーム、インナー・イテレーションの非線型な加速法等の内容とともにGanopolの時間依存のベンチマーク問題を解いた例が示されている。ここで、AWDDスキームはCarlsonのアダプティブ差分の多次元曲線座標系への一般化であり、単純で、正値性があり、解の振動が抑制されるなど有効な手法である。なお、ROZ-W.2コードは遅発中性子や中性子熱化問題も取り扱い可能である。

パルス中性子問題を時間依存で解くとき線源から衝突せずに到達する非散乱線の寄与が重要となる。そこで、ROZ-W.2コードでは非散乱線と散乱線を分けて取り扱い、前者を詳細な時間メッシュで評価し、後者を前者より粗な時間メッシュで評価している。体系内の各場所の中性子束の時間スペクトルは媒質の吸収能、散乱能により大きく異なるが、吸収能の強い物質と弱い物質のそれについてGanopolのベンチマーク問題をROZ-W.2コードで解いた結果はそれぞれ準解析的手法から求めた結果と良好に一致している。

(鈴置 善郎)

## 2.7 Plenary Session 5.1 : ストリーミング

P/5.1-1(29) An Approximate Formula for Neutron and Gamma-Ray Streaming through Ducts and Slits.

K.Shin

種々のタイプの中性子とガンマ線のダクトストリーミングを計算する簡易式を導出し、実験値と比較して適用性を調べた。この式は、まずアルベドを1として1回、2回、8回散乱成分をもとに多重散乱した放射線の空間分布を近似的にもとめ、次にこの分布に実験のアルベドマトリクスのべき乗を乗じてダクト内の放射線分布を求める方法である。アルベドはANISNで $P_8 S_6$ 近似でENDF/B-Nをもとにした12群で計算した。ガンマ線にはWellsの全線量アルベドを使った。また、線源から直接媒質を通ってダクトにもれだす成分は、ANISNで計算したデータをもとに点減衰核法で計算した。

この式を7種のダクトストリーミング実験値と比較した。壁材質はコンクリート、鉄、ポリエチレン、ダクト形状は角ダクト、1回屈曲角ダクト、90°または45°の2回屈曲角ダクト、円環ストリーミングであり、線源は、 $^{252}\text{Cf}$ 、14 MeV中性子、熱中性子、 $^{60}\text{Co}$ ガンマ線である。これらの測定値と、簡易式で得られた計算値はよく一致した。

設計用に使える簡易式として非常に有効と考えられる。

(林 克己)

P/5.1-2(33) Design Method of Compensational Shield for Shield Irregularities of Reprocessing Plant.

A.Yamaji

コンクリート遮蔽体に貫通する斜スリット・ダクト、直線スリット、オフセットスリット用の鉄補償遮蔽体の設計法を提案した。補償遮蔽体はコンクリート厚を増加させずに取付ける形であり、入射ガンマ線エネルギーに依存しない式であらわした。

この設計法を確認するためにJRR-4の実験孔からのガンマ線を使って、それぞれの補償遮蔽体を取付けて測定をした。これらの補償遮蔽体付の貫通孔がある場合と貫通孔がない場合の線量率の比をとったところ、貫通孔出口を除いて1以下となり、補償遮蔽体の設計法として有効であることがわかった。

次にG33-GPコードをテストするため、これらの実験解析を行なった結果、斜ダクト・スリットでは約10%以内、オフセットスリットの場合2倍以内の精度で得られることがわかった。

G33-GPコードで実験値がよく再現されることがわかったので、次に、0.5~2 MeVの単色ガンマ線で補償遮蔽体の式が適用できるかどうかをG33-GPコードでの結果と比較することにより確認した。この結果、この設計式で作られた補償遮蔽体はよく機能していることが判った。

補償遮蔽体を実験で確認したデータは少ないので、ベンチマークデータとしても有効である

と考えられる。

(林 克己)

P/5.1-3(81) MCNP Simulation of Two GCFR Deep Penetration and Streaming Configurations.

J.J.Arkuszewski

MCNP コードの、高温ガス炉のストリーミングと深層透過計算への適用性を確認するため、ORNL の TSF での 2 つの実験を解析した。1 つは格子板遮蔽実験 (II. A) であり、もう 1 つは径方向 ブランケット + 遮蔽体の実験 (IV. C) である。II. A はストリーミングが加わった透過実験であり、IV. C は深層透過実験である。測定はボナーボールとホーニャックボタン線量計で行なわれている。

MCNP コードでは、コードに付属している BMCCS ライブライアリを使って解析した。TSR-II 炉の線源スペクトルを MCNP の線源ルーチンとして組み、 $10^6$  ヒストリー追跡した。

II. A の解析では、ボナーボールの測定値を非常によく再現した。しかしボタン線量計の測定値から全体に 30% ~ 60% ずれた。この理由としてボタン線量計のレスポンスに問題があると指摘している。

IV. C の解析では、ボナーボールの測定値をさらによく再現した。MCNP で使用した exponential transform が非常に有効であった。2 つの実験解析を通じて、MCNP コードと付属ライブライアリ BMCCS は高温ガス炉のストリーミング解析に充分使用できることがわかった。

150 cm 厚という深層透過を MCNP コードで計算してこのようなよい結果を得られるというよい例である。

(林 克己)

P/5.1-4(149) Three-Dimensional Calculations of Neutron Streaming in the Beam Tubes of the ORNL HFIR Reactor.

R.L.Cilds, W.A.Rhoades and L.R.Williams

ORNL の HFIR 炉の圧力容器の照射せい化の評価の一部として、中性子束分布評価を DOT と TORT (3 次元  $S_N$ ) を使用して計算し、放射化箔 ( $Ni, Fe$ ) 測定値と比較した。まず全体を DOT で R-Z 2 次元計算を行ない、次に、圧力容器で照射量が高くなるビームチューブ 3 種の貫通部までをモデルに入れて TORT で 3 次元計算を行なった。2 つのコード間の角度束のうけわたしは DOTTOR コードを使用し、TORT では  $S_{10}$  38 群計算を行なった。 $S_{10}$  ではレイエフェクトによる負の角度束がみられ、角度数が不足であることがわかった。

$Ni, Fe$  放射化箔測定値と比較し、全体に過少評価の結果が得られていることがわかった。この理由として、2 次元計算での線源に誤差があること、また 3 次元計算での  $S_{10}$  という角度数の問題があげられている。 $Ni, Fe$  の放射化比のおかしなデータを測定値から取り除いてから C/E の平均を作ると、0.69 となり、これを全体の補正值として使用すると、補正後の C/E

は10%以内のばらつきでおさまる。

この報告は3次元SNコードをこのような計算に初めて適用したことによる意義がある。

(林 克己)

P/5.1-5(128) Calculation of Gamma Ray Streaming through Bent Ducts.

C.M.Diop et al.

ガンマ線の円筒屈曲ダクトのストリーミング簡易式を導出し、TRIPOLI-2モンテカルロコードで計算した結果と比較して適用性を確認した。

この方法では、エネルギーと角度についての微分アルベドを使用する。まずモンテカルロコードTRIPOLI-2を使って無限媒質に単色、単方向中性子が入射したときの計算を行ない、出力されたCollision fileをALMOCAコードを使って整理してアルベドデータを作成した。

1回屈曲ダクトの中心軸入口に、エネルギー分布をもった等方線源があるときのダクトストリーミングについてまず求めた。散乱線はダクト壁に沿って数値積分して求める。次に2回屈曲のダクトについては、1回屈曲目の位置で計算された仮想線源を次の屈曲ダクトの線源として計算する。FUGUMAコードはこの方法で3次元的な2回以上屈曲ダクトのストリーミングを計算する。

FUGUMAコードを使って、鉄中の90°屈曲、45°屈曲、90°-90°2回屈曲ダクトの3種でテスト計算しTRIPOLI-2コードで直接計算したものと比較した結果、±20%の精度で求まることがわかった。この方法は中性子や、鉄以外の材料にも拡大して使用できる。

(林 克己)

## 2.8 Technical session 5.2: 遮蔽ベンチマーク実験

T/5.2-1(45/46) Benchmark Experiment and Analysis of Neutron Penetration through FBR Radial Shield Mockups.

N.Ohtani et al.

JASPER 中性子透過実験の一環として、日本の改良型LMFBRの概念設計に関する半径方向遮蔽設計のベンチマークである、鉄鋼一ナトリウム一グラファイト一炭化ボロンからなる多層遮蔽体の中性子減衰の測定に対して解析を行った。解析は Sn コード DOT 3.5 (二次元体系, P 3 S 96 , 100 群) で行い、断面積セットは ENDF/B-V から編集した JSD-100 と JENDL-2 から編集した JSDJ2 の二種類を用いてその違いを評価した。その結果、計算値とボナボールを用いた測定値との比は、JSD-100 を用いた場合には 0.8 から 1.6 の間であり、JSDJ2 を用いた場合には 0.6 から 1.1 の間であった。今回の解析結果から、LMFBRの遮蔽設計、特に中性子強度減衰設計に適用可能であろうと結論している。なお、JSD-100 による解析は、過大評価となっており、その原因としてウラニウムの自己遮蔽ファクターとナトリウムの非弾性散乱断面積に問題があるとしている。

(桜井 淳)

T/5.2-2(55) The JASON Experimental Program to validate  
B<sub>4</sub>C/Steel Shield Design.

D.Calamand and M.Maire

HARMONIE炉における JASON 実験計画についての報告であり、B<sub>4</sub>C/Steel 層の中性子透過計算の検証を目的とした実験である。実験方法は Steel 層 25cm に対して B<sub>4</sub>C 層 5 cm をいろいろな位置に置き換えて、その遮蔽効果を検討した。計算は Sn コード DOT 3.5 (二次元体系, P 3 S 48 , 45 群) 及び反応率計算コード HOPES を用いた。報告内容は、(1)Au (n, r) 及び Mn (n, r) 反応による IHX におけるナトリウム放射化量及び遮蔽体内におけるガス (<sup>3</sup>H, He) 生成量評価、(2)大きな中性子束勾配下での評価と計算による中性子束減衰の予備検討、(3)設計計算に利用するバイアスファクターの初期決定、である。その結果、Steel 層に対して一部 B<sub>4</sub>C 層に置き換えることにより熱中性子束の減衰係数は 3.30 から 5.6 に変化すること、全中性子束の減衰係数の上限が 2.17 であることが判明した。

(桜井 淳)

T/5.2-3(77) Interpretation of Neutron Spectra Unfolded from Bonner Ball  
 Detector Responses in TSF Shielding Benchmark Experiments.  
 M.Uematsu, M.Kawai, H.Nishi and N.Ohtani

ORNLのTSFベンチマーク実験に関して、DOT3.5から得られたスペクトルとボナボール検出器により測定し、J1-Unfolding法によりアンフォールディングしたスペクトルとを比較し、そのエネルギー依存の相違と誤差について述べている。対象材料はナトリウム、ステンレススチール、炭化ボロン及びグラファイトである。JENDL-2から編集したJSDDJ2セットを用いたDOT3.5の計算結果はナトリウム及び炭化ボロンに対して166keV以上の高速中性子の透過を、ステンレススチールに対しては167eVから166keVの中速中性子の透過を2～3割過少評価した。一方、グラファイトに対しては全体的に1割程度過少評価した。なお、これら各材料に対するエネルギー依存C/E（計算／実測）の値は、LMFBR遮蔽計算の補正に用い、遮蔽設計の誤差低減に利用する。

（桜井 淳）

T/5.2-4(7) Measurements of Continuous Gamma-Ray Spectra inside the containment of a 950 MW PWR by using NE-213 Spectrometry System.  
 Bor-Wen Shiue, Hsin-Yuei Wu and Shiang-Huei Jiang

NE-213スペクトル解析システムにおけるガンマ線のレスポンスマトリックス作成について述べられている。このTsing-Hua レスポンスマトリックスはイリノイガンマ線レスポンスマトリックスを低エネルギーレンジについて拡張したものであり、0.3～11.5MeVのガンマ線測定に適用できる。作成にあたってはCr-51(0.32MeV), Au-198(0.412MeV), Cu-64(0.511MeV), Cs-137(0.662MeV), Mn-54(0.835MeV), Rb-86(1.078MeV), Na-22(1.275MeV)の7反応を採用し、ガンマ線スペクトルのアンフォールディングにはFORISTを用いている。台湾の第3原子力プラントでこれを用いてガンマ線スペクトルを測定した結果、構造物からの捕獲ガンマ線の影響によっており、3MeV以上の高エネルギーガンマ線の割合が50%を超えることが判明した。このことは冷却材の放射化によるガンマ線と同じくらい重要である。なお今後、高エネルギー分解能をもつゲルマニウム検出器を併用して、プラント内のガンマ線発生源をより正確に調査する。

（桜井 淳）

## 2.9 Plenary session 6: 計算法 2

P/6-1(156) Progress in Nodal Transport Methods.

A.Badruzzaman

ノード法による輸送計算の技術的現状についてレビューした論文である。ノード法をボルツマン方程式の数値解法として用いようとする試みは、散乱角度分布の表現方法から、大きく2つに分けられる。

一つは離散座標法にノード法を適用するもの（Nodal Sn 法）であり、積分型方程式中の線束分布を指數関数で表すものと多項式で表すものがある。多項式を用いるものは3次元体系や三角メッシュ体系まで拡張されているが、指數関数を用いる方法は、その複雑さのために、2次元 X Y 体系に適用が制限されている。

もう一つは、Interface-current nodal 法と呼ばれ、ノード法による拡散方程式の解法を基に、セル境界面での角度分布の近似をより高次まで取り扱うようにしたものである。この方法は主に炉心計算に対して適用されている。

本論文では Nodal Sn 法と Interface-current nodal 法に関してその理論と数値計算の例を示している。また、Nodal Sn 法の今後の改良項目として、ベクトル計算機や並列処理計算機の利用、有限個のモーメントでの円筒座標系への適用、時間依存輸送方程式への適用、および各種の加速法に関する研究を紹介している。

(佐藤 理)

P/6-2(50) The Finite Element Method Comes of Age for Shielding Calculations.

R.T.Ackroyd

有限要素法の中性子・ガンマ線遮蔽解析への応用に関して、その現状、理論、計算コードの信頼性の評価、および現在の研究をレビューした論文である。

有限要素法輸送計算コードでは、従来モンテカルロ法でしか取り扱えなかった複雑な形状を決定論的に取り扱うことができる。英国では設計計算にも用いられようとしており、FELTRAN, MARC, TRIPAC (空間に有限要素法を適用) あるいは ZEPHYR (空間・角度に有限要素法を適用) 等の計算コードが開発されている。

有限要素法の理論として、Ackroyd の一般化最小自乗法を説明している。

計算コードの信頼性評価では、強い非等方散乱がある場合、ボイドストリーミング (Watanabe-Maynard Problem), 局所的な中性子束の変化 (Reed Problem), および体系全体の特性量 (U-graphite 格子の disadvantage factor) についてのベンチマーク解析を紹介している。

研究の現状としては、領域毎に角度分布の球面調和関数展開次数を変化させる方法 (The method of composite Solution), 初期分布の計算で低次の球面調和関数展開を利用す

る方法 (Synthesis) について説明している。

(佐藤 理)

P/6-3(161) A Potential Treatment of Voids in Finite Element Neutron Transport Theory.

S.L.Schofield

有限要素法を用いた輸送計算においてのボイドの取扱い方法について論じた論文である。

有限要素法による 1 次のボルツマン方程式の解法として Ackroyd の一般化最小自乗法がある。この方法では吸収項を表す演算子の逆演算子 ( $\Sigma^{-1}$ ) を重み演算子として用いるためにボイドの取扱いが困難となる。Ackroyd らはこの問題を解決するためにボイドの無い体系での計算結果を利用してボイド体系の計算結果を予測する方法を考案しダクトストリーミング解析に用いているが、これは本質的な解決ではない。

本論文では、Ackroyd の一般化最小自乗法を改良して、スカラー束と角度束の 2 元線形関数  $F(\phi, \psi)$  と直接最小自乗法を用いることにより、本質的にボイドを取り扱える方法を提示している。この方法を用いることにより方程式から  $\Sigma^{-1}$  の項が除かれ、本質的にボイドを取り扱うことが可能となる。

(佐藤 理)

P/6-4(154) State-of-the-Art Monte Carlo 1988.

P.D.Soran

モンテカルロ法を用いた中性子・ガンマ線輸送計算の高速化について、最近の研究の進歩をソフトウェア・ハードウェアの両面からレビューした論文である。

計算機の高速化と大容量化により、モンテカルロ法が大規模な遮蔽解析にも用いられるようになってきたが、さらに大規模な計算のために、より高速な処理が要求されている。高速化の方法として分散低減法の開発とコードのベクトル化または並列処理化がある。

まず、分散低減法については、(1) source biasing, (2) transport biasing, (3) collision biasing, および(4) next event estimator に分けて、それについて最近の 5 年間の研究の成果がレビューされた。この他の分散低減法に関する重要な理論的研究として、Booth による乱数空間へのバイアスの適用が挙げられる。

次に、スーパーコンピューターによるベクトル計算のためのアルゴリズムとして、従来の history based algorithms に替わる event-based algorithms と stack-driven algorithms を紹介している。これらの性能評価法として、1 回のトラッキング当たりの CPU 時間が用いられている。1986 年以来、3 次元一般形状連続エネルギーモンテカルロ法計算は 10 倍の高速化がなされている。

最後に、並列処理化の現状と問題点が説明されている。モンテカルロ法 (history based algorithms) は、本質的に並列処理が可能であるが、その問題点は断面積データ等のために

大容量のメモリーを要することである。もし、1つのノード当たり4~8 MByteのメモリーを持つ並列処理計算機が開発されれば、計算速度はノードの数に比例して早く成るとしている。

(佐藤 理)

## 2.10 Plenary session 7.1 : 動力炉 2

P/7.1-1(48/59) Radiation Shielding Analysis of the Fugen Nuclear Power Station.

Y.Andoh et al.

日本の新型転換炉「ふげん」について、運転中、および炉停止後の線量率解析方法について述べたものである。

「ふげん」は、電気出力 165 MWe の新型転換炉である。圧力管、1 次遮蔽外側、1 次遮蔽とカランドリアタンク貫通部について、測定値と計算値の比較が行なわれており、この結果、両者はファクター 3 以内で良い一致を示している。特に、炉停止後の圧力管内ガンマ線線量率について、DOT-3.5 の計算結果に対して補正を加えている点が特徴である。この補正是、圧力管格子セルの非均質効果を Q A D コードによるセル計算により算出するものであり、この補正を行なうことにより、補正前の C/E 値 2.21に対し、C/E 値が 1.08 と著しく改善できることが示されている。

今後、更に測定データの収集・蓄積が期待される。

(青木保)

P/7.1-2(87) Calculations of the Neutron and Gamma-Ray Fluxes at Ex-core Instrumentation Locations in the Sizewell "B" PWR.

S.J.Cripps, C.G.Kinniburgh, E.K.Whyman and  
P.C.Miller

英国の "Sizewell B" PWR プラントにおける、炉外中性子計装のための中性子束、ガンマ線線量率計算法について述べたものである。

"Sizewell B"では、低温停止から全出力までをカバーするため、3 種類の検出器が採用されている。これらの検出器位置の中性子束、ガンマ線線量率を得るために、モンテカルロコード McBEND、拡散計算コード SNAPSH、調整拡散係数データ、および点減衰核積分コード RANKERN を組み合わせた方法が開発されている。中性子束については、炉心内の核分裂中性子分布計算までを McBEND、径方向遮蔽体透過による原子炉圧力容器の中性子束分布までを SNAPSH、キャビティ部の原子炉圧力容器から炉外検出器位置までを McBEND により計算するという方法である。また、この手法は、ASPIESにおいて実施されたモックアップ実験と比較することにより検証も行なわれており、設計手法として使用でき、かつ十分な精度を有していると述べている。

今後、実測値との比較による、妥当性確認結果の報告が待たれる。

(青木保)

P/7.1-3(39) Shielding Design in the Cost Reduction Design Study of  
Demonstration LMFBR in Japan.

H.Hayashi, H.Nishi, K.Sasaki and H.Handa

日本の高速増殖実証炉の合理化設計における遮蔽設計の特徴について紹介したものである。高速増殖実証炉は、原型炉「もんじゅ」に続く高速炉として設計が進められており、熱出力2,600MWt, 電気出力1,000MWeの原子炉について検討が行なわれた。ここで、新しい遮蔽設計の概念として注目されるのは、B<sub>4</sub>Cやグラファイトが、炉心径方向遮蔽体や、原子炉容器内熱交換器の局所遮蔽として選定されたことである。これは、遮蔽体重量の削減という点で大きな効果をあげている。

遮蔽設計における設計余裕の設定は、過去に実施されたベンチマーク実験の解析結果から設計判断により行なわれている。これらの設計余裕の妥当性は、現在実施中の動燃と米国DOEの共同研究であるJASPER実験計画におけるモックアップ実験等により確認されることになっている。

日本の高速増殖実証炉の、遮蔽設計上の特徴を紹介するものとして意義があり、今後の設計の進捗による実証炉の具体化が期待される。

(青木保)

P/7.1-4(88) Neutron Scattering Through the Main Loop Penetrations of the  
Sizewell 'B' PWR.

C.G.Kinniburgh and P.N.Smith

英国のSizewell "B" 原子炉建物内の、蒸気発生器を囲む2次遮蔽壁と原子炉建物壁の間のアニュラス部における、中性子線量率計算法について述べたものである。

原子炉建物内の、このアニュラス部は原子炉運転中に接近が必要な区域である。しかも蒸気発生器2次遮蔽壁はラビリンス構造となっているため、炉心から発生した放射線は、主冷却配管貫通部から蒸気発生器室へ漏洩し、更に蒸気発生器室で散乱しラビリンスを経てアニュラス部へ漏洩する。これらの複雑な放射線の経路を、モンテカルロ計算コードMcBEND, カーネルアルベド計算コードMULTISORD 点減衰核積分コードRANKERNを巧みに組み合わせた英国特有の手法により解析し、ラビリンス部の中性子線量率分布を求めている。

ここでは、解析結果についてのみ報告されているが、今後、実測値との比較による検証が期待される。

(青木保)

P/7.1-5(31) Reacteur a Neutrons Rapides de 1500 MWe Fermetures Superieures  
du Bloc Reacteur Evolution de la Conception des Protections  
Biologiques.

(French 1500 MWe LMFBR Radiation Shielding on the Operating  
Floor: New Trends)

D.Maire, A.Harrer and G.Peyrard

生体遮蔽の許容量に対する条件の厳しさから、 SUPERPHENIX 1の一体型炉の上部閉鎖による遮蔽の高度化が問題となっているが、これを行う事により、回転プラグやルーフスラブ上の鉄遮蔽体の重さがかなり増える事になり、炉内構造物の支持に対する悪影響が予測される。更にこれらの遮蔽体は各種機器の設置やその利用をより難しくする事になり、また定期点検を困難にする事にもなる。そのため 1,500 MWe高速炉（ RNR 1500 ）のプロジェクトの前段階の研究として、一体型炉の上部閉鎖による遮蔽の高度化に対して、管理区域での人間の作業期間についての最新の情報及び構成機器の支持形態の変更から、必要とされる補償遮蔽体についてかなり減少出来ることが分かった（即ち補償遮蔽として 238 トンが必要となると結論している）。これは、当初 SUPERPHENIX 1 のために考えられた補償遮蔽体（ 833 トン ）のかなりの部分の削減が可能となった事になる。

こうした削減は、構成機器の支持形態の変更並びに前もって予定されている定期点検にたいしての集団に対する年間の線量についての規制条項変更からの帰結である。これはまた構造物の廻りの環状の空間でのナトリウムからの沈殿物の放射能についての規制値に根拠を置いているが、こうした放射化量についてもっとはっきりさせるためには、 PHENIX 及び SUPER-PHENIX の実稼動状態での測定を必要とする。

（長谷川 明）

## 2.11 Technical Session 7.2 : 感度解析

T/7.2-1(107) Monte Carlo Sensitivity Analysis of Winfrith Benchmark Experiments Using JEF-1 Cross Sections.

P.C.Miller and A.K.Mccracken

本報告はWinfrithのベンチマーク実験について、モンテカルロ感度解析手法を用いた評価に関するものである。遮蔽解析を行う上で、断面積データ、検出器感度や線源などの個々の誤差の積み重ねが全誤差の要因となってくる。そこで感度解析を行うことにより誤差の低減をはかることは、解析精度を向上させる一因となりうる。

解析手法としては、評価対象とした断面積UKNDLとJEF1データについて、それぞれステンレスと水中の二つのベンチマーク実験に対し、感度解析コードDATAKで感度解析を行い、モンテカルロコードMcBENDによりベンチマーク解析を行っている。

結果として、ステンレス鋼については、高エネルギー側の感度は、両データとも過少評価となり、JEF1がより過少評価となっている。鉄の非散乱断面積は、JEF1に対し7%高く、UKNDLに対し5%低い結果となった。水については、両データとも良い一致を示している。よって、JEF1とUKNDLの両データとも問題無いことが、この実験により証明された。

(石川智之)

T/7.2-2(38) High Order Sensitivity Methods For Shielding Analysis.

A.D'Angelo, A.Gandini, G.Palmiotti and M.Salvatores

本報告は、遮蔽設計解析の感度解析を高次摂動手法を適用して行ったものである。基本的手法は、いわゆる補助(導)関数を用いた一般摂動理論(GPT)を基本としている。この理論に関する開発は困難ではあるが、ここ十年らい続けられており、本論文では、二次の感度係数をGPT表現で導入した補助関数を用いる理論を示している。

この二次理論の適用例として、鉄とナトリウムの試供体最大長さ150cmと250cmまでのそれについて、核分裂中性子線源を用いた $In(n, n')$ ,  $Rh(n, n')$ ,  $Na(n, r)$ ,  $Au(n, r)$ 等の反応率を測定した積分実験を行い、微分データとの一致を試みた。

その結果、従来の一次補正に対し二次補正を行った値のC/Eは改善されており、特に深層透過位置での改善が認められた。

よって高次摂動理論は、新しい実験データを微分データベースとの一致させるという一貫手法の中で、重要性が明らかになったとしている。

(石川智之)

T/7.2-4(54) Multidimensional Transport Sensitivity for Shielding Analysis.

G.Palmiotti and M.Salvatores

本報告は、フランスで開発された多次元 Sn 輸送計算コードシステム CCRR を用いた感度解析の評価に関するものである。このコードシステムは、輸送と拡散の両方に対し、多次元の感度解析を行える能力を有し、高速炉用に開発された。解析は、ステンレス中の中性子伝播についての JANUS 実験の感度解析に適用しているが、将来の実験の計画を改良するために、全ての不確定性や実験の再現性解析について整備された。

基本式は Forward と Adjoint のボルツマン方程式について、拡散理論に基づいた Sn 法コード BISTRO を用いている。JANUS のステンレス実験について、45 群断面積ライブラリ PROPPANE を用いて、 $S_4$ ,  $P_3$ , R-Z モデルで CADAPACHE コードにより二次元解析を行い、次に  $B_4C$  層について考慮した実験解析を行っている。

多次元 (R-Z, X-Y, R-O) 輸送感度解析を行った結果、感度に対し輸送の影響が大きな重みを持たない時、三次元的な効果は拡散計算によって取り込まれる結果を得ている。この様に、計算と実験の両方の結果の相違を説明するときに、実験問題における多次元感度解析は非常に有効となる。

(石川智之)

T/7.2-5(92) Sensitivity and Uncertainty Analysis Applied to the Design of Reactor Shielding.

Yu.I.Balashov, M.A.Berzonis and V.V.Bolyatko

本報告は、USSR で開発された感度と不確定性解析コードシステムの原子炉遮蔽設計に適用・評価に関するものである。このコードシステム 2 の信頼性を確認するために、SWANLAKE と FORSS を用いたコードシステムとの比較を行っている。

2 コードシステムは、高速増殖炉遮蔽に対する中性子束関数スペクトルの感度解析を行え、Forward と Adjoint 束を用いた結合定量解析を基本とした Channel Theory に基づき遮蔽効果の有用性を評価する。

ただし、取扱いについては直線摂動理論 (LPT) を用いた直線応答関数のみである。断面積ファイルとして 28 群ライブラリ を整備している。

解析例として、LMFBR ベッセル内の遮蔽問題について、ステンレスと鉄及び Na と  $B_4C$  のベンチマーク実験について VITAMIN/C 171 群を 28 群に二次元モデルで縮約を行い、感度解析に対する結果を SWANLAKE や VIP コードの結果との比較を行っている。

結果として信頼性に問題がない結果を得ている。

(石川智之)

## 2.12 Plenary Session 8 : 新たな方向

P/8-1(99) Applications of Radiation Transport to Spasecraft Shielding.

H.D.Hammond, C.Comber C.S.Dyer and A.J.Sims

本報告は、宇宙船遮蔽における放射線輸送問題に関するものである。宇宙線のセンサーや電子部品に対する地球磁場の補そく放射線の影響を調べる為、関連した物理過程の詳細なシミュレーションが可能な輸送プログラムを組み合わせて評価を行った。使用したコードは、HETC（高エネルギー核子／中間子）、MORSE（中性子／ガンマ線）とEGS（伝磁界、電子）であり、共通な形状(CG)データや入出力データのつなぎを行うことでシステム化をおこなっている。

オリエントシンチレーションスペクトル実験(OSSE)のいくつかのガンマ線検出器( $^6\text{LiH}$ )の結果について、三次元モンテカルロ計算を行った。結果として、 $^6\text{LiH}$  検出器の板厚に対する内部の中性子捕獲割合は、2~3cm 厚をピークに増大し、やがてゆるやかな減少カーブとなつた。

また、補そく陽子の運動はランダムでなく等方仮定で近似でき、補そく陽子の詳細モデルを用いた捕獲率を得た結果、悪い結果はいい結果に対し 2.5 倍高い結果となつた。この様に補そく陽子と宇宙線からの放射能を導くコードシステムの妥当性を示している。

(石川智之)

P/8-2(75) Artificial Intelligence in Nuclear Technology  
: Optimization of Radiation Protection.

R.Holmberg

本報告は、原子力技術分野への人工知能の応用として放射線防護の最適化への適用に関してである。放射線防護の基本的考えは、ALARAや最適原則を含んだ ICRP の線量上限値を採用し、人工知能システムにおける評価や決定の基本としている。

人工知能システムは、ユーザ側の基本プログラムといえども人工知能理論における Bayesian 因果網や、Holland 階層構造などの専門知識表現を含んでいる。状況の推論は、学習や説明、状況の検討について蓄えた情報の意味を階層構造としながら行っている。基本ルールは後から追加可能であり、システム言語は、APLで書かれ、後に APL II となっている。

システムのプロトタイプは、全ての基本部分の拡張性を含んだ上で、1988年中に完成する計画となっている。

(石川智之)

P/8-3(64) A Development of the Standardized Intelligent Shielding  
Analysis Code Package  
: INTEL-BERMUDA.

A.Hasegawa, H.Nakashima, S.Tanaka and T.Suzuki

本報告は、 A I, C A D, C G といった高度情報処理技術を駆使して開発された遮蔽解析システム： INTEL-BERMUDA コードの適用に関するものである。遮蔽解析を行う場合、計算コードや核データについて高度な知識が必要となる。そこで、日本原子力研究所において、複雑な輸送コードや多くのライブラリから正しい核データの選択を、簡単にかつ自動的に利用できることを目的とし、解析コードの標準・統一化の開発作業を行なっている。

この解析コードシステムは、 BERMUDA コード等の遮蔽解析と、 メッシュサーベやエネルギー群構造選別の自動化を行う人工知能の二つの主プログラムと、 断面積や検出器応答ライブラリ群から構成されている。

本システムの開発により、 従来職人芸的であった遮蔽計算が A I の利用により専門家以外の一般利用者にとっても誤り無く行なうことが出来る事となり、 設計分野への幅広い応用が期待される。

(石川智之)

## 2.13 Plenary session 9.1 : 核燃料容器

P/9.1-1(125) Comparison of Calculational Methods for Analysis of Spent Fuel Cask Shielding.

C.V.Parks, B.L.Broadhead and J.S. Tang

本論文はオークリッジ国立研究所（ORNL）において、最近、使用済核燃料輸送容器の遮蔽解析に利用できるいくつかの計算法を比較した結果を述べる。幾何学的なモデル化における仮定、放射線源に対する手続き、および核分裂中性子を考慮するための手続き等の重要な仮定と手続きについて考察と解説がなされている。本レポートの大部分は、ORNLで実施した公開コードと断面積ライブラリーを用いた輸送容器の計算結果の比較を報告したものである。

放射線源

ORIGEN2, ORIGEN-S, および CINDER-2

多群断面積データ

CSRL-V, VITAMIN-E, および FCXSEC ライブラリー。

放射線輸送コード

- (i) 点減衰核コードとしては QAD-CG, QAD-CG・GP
- (ii) 一次元輸送コードとしては SASI
- (iii) 多次元輸送コードとしては DORT/DOTSAS4/MORSE

核分裂中性子の取り扱い

$1/(1 - k_{eff})$  を乗ずる。

(植木絢太郎)

P/9.1-2(129) Overview of Experiment - Calculation Interpretations Made in France of Fuel Spent Shipping Cask.

J.C.Nimal et al.

本論文の目的は、12体の使用済核燃料を収納した TN12-A キャスク周囲の中性子およびガンマ線の線量率分布の測定と実験とを比較することである。ベンチマークにはガンマ線および中性子線源の評価および輸送キャスク形状による輸送計算方法が規定されている。

実験と計算との比較は次のようなものである。

- (i) 燃料要素の頂部を除き、ガンマ線の線量率分布は計算と非常に良い一致を示した。
- (ii) 鉄の断面積を細かくした場合、中性子線量率分布は良い一致を示した。

計算はガンマ線が点減衰核コード MERCURE-4 (15群)、中性子はモンテカルロコード TRIPOLI-2 (315群) であった。

(植木絢太郎)

## P/9.1-3(111) Shielding Calculation for Fuel Transport Flasks.

A.F.Avery and H.F.Locke

本報告は使用済核燃料輸送容器の遮蔽設計に使用する計算コードの国際比較を Nuclear Energy Agency の Reactor Physics Committee が企画したものである。

このNEACRP の参加国はベルギー, カナダ, 英国, 日本, スウェーデン, フランス, 西独, イタリア, スイス, フィンランド, 米国, それにNEAである。

計算結果の比較はすでにNEACRP-A-864に要約されており, 本報告はそれをさらに圧縮しているので, 本文だけでは理解しにくい記述になっている。

キャスクモデルは 1a, 1b, 1c, 2a, 2b, 3a, 3b, 4a, 4b, 5, 6 の計11ケースがあり, 中性子, 二次ガンマ線, および核分裂生成物ガンマ線に対する線量率分布が求められている。日本からはANISN, DOT-3.5, およびMORSE-CG コードによる計算を報告している。世界各国から報告のあった線量率のMax/Min の値を取ってみると, 例えばキャスクの半径方向表面においては, 1 b の問題では中性子線量率については 1.87, 二次ガンマ線で 1.25, 核分裂生成物ガンマ線は 1.55, 2 a の問題になると中性子線量率については 1.74, 二次ガンマ線 2.71, 核分裂生成物ガンマ線は 1.04 であった。

(植木絃太郎)

## 2.14 Technical session 9.2 : 圧力容器ドシメトリー

T/9.2-1(40) Refinement of BWR Pressure Vessel Surveillance Dosimetry Evaluation.

I.Mitsuhasi and K.Hashimoto

1000MWe の BWR / 5 プラントの圧力容器に対するサーベランスドシメトリー計算法の改良について述べている。新しい計算モデルとして(1)軸方向及び径方向に対してスペクトルを考慮するためそれぞれの方向に異なる縮約断面積を使用する、(2)巨視的断面積にボイド分布を考慮する、(3)炉心境界と各領域の距離を正確に入力する、といったことを導入している。計算コードはDOT3.5 を用い、P3S48 で計算している。この新しい計算法による計算結果は実測結果と約25%で一致しており十分満足できるものであり、両者の差異は主に検出器自身の自己遮蔽に起因するとしている。

( 桜井 淳 )

T/9.2-2(100) Neutron Dosimetry and Pressure Vessel Neutron Damage Analysis for the Decommissioned LWR Gundremmingen A.

G.Prillinger and J.Fohl

1977 年まで稼働した西ドイツの沸騰水型原子炉であるKRB-Aの圧力容器から採取したTrepan による解析、KRB-Aサーベランスプログラムの再評価について述べている。用いた計算コードはDOT4.2 であり、3次元的解析をP3 S8 で行っている。高速中性子照射量 ( $E > 1\text{ MeV}$ ) の計算値はTrepanのMn-54のactivity測定から求めた実測値と良く一致しており、圧力容器内壁で±15%であった。一方、KRB-Aサーベランスプログラムにおける計算と実測の比較では20%程度の差異がみられたが、実測におけるドシメトリーワイヤの位置の不明確さから生じる誤差が12%程度見込まれることから満足できる結果であるとしている。中性子照射による材料物性変化についてはシャルピー衝撃試験により評価している。その結果、遷移温度変化や上部棚エネルギー変化がUS Reg. Guide 1.99 Rev. 1 で予測した値に対してかなり大きいこと、さらにMTRで加速照射したデータと大きな違いがあることが判明した。

( 桜井 淳 )

T/9.2-3(18) Activities of the SCK/CEN in the Frame of LWR Pressure Vessel Dosimetry.

G.Minsart et al.

SCK/CEN の LWR 圧力容器ドシメトリーに関する活動の概要について述べたものである。その内容として、ORNL の PCA 及び PSF、SCK/CEN の VENUS 計画、さらに実際のパワープラント、に対する研究を総括的に説明している。PCA 実験に関する SCK/CEN の役割

は、out-of-core の各種輸送計算、炉内出力分布の測定、その他であり、それらのデータは “blind test” に利用された。P S F 実験ではドシメトリーの一部を受持ち、キャップセル解体及び測定をモル研究所が実施した。VENUS 計画は 3 ステップに分けられ、(1) P W R 炉心境界の高速中性子の  $R$ ,  $\theta$  分布と燃料出力比の関係の研究、(2)高燃焼燃料が炉心外周に配置された漏れの少ない炉心の研究、(3)外周燃料の実効長さを上下をステンレスで置き換えることにより縮め、さらに漏れを少なくした炉心の研究である。ベルギーのパワープラントのドシメトリーでは、圧力容器部における実測と計算を比較しそのバイアスファクターを求め、また圧力容器外側のバイアスファクターも求めている。

( 桜井 淳 )

## 2.15 Plenary session 10.1 : 加速器遮蔽

P/10.1-1(24) Shielding Design of High Energy Heavy Ion Medical Accelerator.

T.Kato, T.Nakamura and Y.Sato

本論文は、放医研において建設される重イオン加速器の遮蔽計算手法とその結果について述べたものである。まず、核内カスケード－蒸発モデル・モンテカルロコードHETC/KFA-1により、Cu, Be ターゲットへ 500MeV／核子の陽子および<sup>4</sup>He ビームを入射した場合の 2 次中性子のエネルギー、角度分布および全収率を計算した。計算に先立ち、710MeV  $\alpha$  粒子の鉄体系入射の中性子実験をHETCコードにより解析し、全収率で 5 % の精度で実験値を再現することを確認した。Cu, Be ターゲットの計算の結果、全収率は Cu の方が Be ターゲットより 1.8 倍多く、 $\alpha$  粒子による収率は陽子よりも約 5 倍多いことを明らかにした。

コンクリート遮蔽厚を決めるための中性子透過計算は、HETCコードで得られた線源中性子スペクトルを用いて、4 群形式の点減衰核法にもとづく「伴の式」により行った。結果は ANISN-W の計算と比較して、「伴の式」が弾性散乱による減衰を考慮しない分だけ過大評価を与えることを示した。また、前方方向の線量当量が 90° 方向に比べて約 27 倍高いことも明らかにした。中性子スカイシャイン計算は、多群アルベド・モンテカルロコードMMCR-2 の計算結果にもとづく「中村の式」により行い、敷地境界において規制値よりはるかに小さい結果を得た。

( 笹本 宣雄 )

P/10.1-2(36) Shielding of High Energy Heavy Ion Accelerators.

H.P.Weise

高エネルギー重イオン加速器から発生する高エネルギー中性子遮蔽計算のための評価式を導いた。本評価式は線源を点状と仮定し、中性子線源強度スペクトル、線量当量変換係数  $C_n$ 、中性子線量当量 transmission 係数  $T_r$  の積の形で表現したものであり、100MeV 以上の中性子スペクトルを荷重関数として事前に実効変換係数  $C_{n,eff}$  と実効 transmission 係数  $T_{r,eff}$  を計算しておけば評価式は非常に簡単になる。本論文では、実際に中性子スペクトルを仮定して、中性子収率、実効変換係数、実効 transmission 係数を計算し、中性子放出角度  $\theta$  の関数としてグラフ表示している。

陽子、Ne ビームを鉄ターゲットに入射した場合の側方遮蔽問題について、本評価式、O'Brien の方法、Moyer の方法を比較した結果、三者間で充分満足すべき一致が得られた。陽子と重イオンでは減弱距離には殆ど差はないが、イオンの核子数の差により発生中性子数は重イオンがはるかに多い。中性子スカイシャインについては、天井外側での中性子スペクトルで荷重した実効スカイシャイン・インポータンス関数にもとづく評価式を用いて、天井に遮蔽体がある場

合とない場合について評価した。

( 笹本 宣雄 )

P/10.1-3(95) Shielding Calculations for the Milan Superconducting Cyclotron.

A.Ferrari, A.Fasso and C.Birattari

本論文は、ミラノ大学で現在建設が進められているAVF型超電導サイクロトロンの遮蔽計算について述べたものである。遮蔽計算に用いる中性子線源は、200MeV重陽子ビームが厚いカーボンターゲットへ入射すると仮定し、Serberの理論等にもとづいて評価したものであり、遮蔽計算上十分な精度を有する事を明かにした。この線源をもとに電磁石ヨークや遮蔽体からの漏洩中性子、光子スペクトルの計算を行った。本体系には多数の貫通孔があることから、計算はモンテカルロコードMORSE(CERN版)により、断面積はHILO-DLC-87ライブラリー(中性子 $\leq 400$ MeV、光子 $\leq 15$ MeV、 $P_5$ 近似)を用いて行った。鉄、コンクリート遮蔽体は10mfpと厚いため、種々の分散低減法を適用し、計算精度の改善を図った。鉄透過中性子スペクトルの計算値をO'Brienの計算値と比較し、良く一致する事が確認された。また、数100MeVをこえる加速器の遮蔽計算への適用に耐えうる高信頼度のライブラリーは現在存在しないという指摘もなされた。

( 笹本 宣雄 )

P/10.1-4(83) The Radiation Field Near an Iron Shielded Dump for 600 MeV Protons. (Applied to the Heating of the Superconducting Coil of the PIOTRON)

V.Herrnberger, A.Janett and J.Duvoisin

600MeV陽子により発生する $\pi^-$ 粒子を用いたガン治療施設PIOTRONにおける陽子スピレーショント反応によるコイル内の核発熱量を推定する目的で、ビームダンプ、鉄遮蔽および超電導磁石コイル中の高エネルギー中性子および蒸発中性子線源の分布を核内カスケードモンテカルロコードHETにより計算し、その結果にもとづいてDOTコードを用いて減速中性子、二次ガンマ線の輸送計算を行った。さらに理論計算の精度検証のため、放射化箔( $\text{Al-U}$ ,  $\text{Au}$  ( $\text{Cd}$ ),  $\text{S}$ , Polythene)やTLD( $^7\text{Li}$ ,  $\text{CaF}_2$ )により高エネルギー中性子、速中性子、熱中性子の各線束およびガンマ線線量の測定が行われた。その結果、高エネルギー中性子で2~3倍の過大評価、速中性子では2倍の過少評価、熱中性子およびガンマ線線量でも約2倍の過小評価となることがわかった。一方、超電導磁石コイル中の核発熱量については10~30%の精度で両者が一致することが示された。

体系が大きい点、エネルギー範囲が熱領域から600MeVまでと非常に広い点を考えると、計算値/実験値の一致は驚異的であると著者は主張する。

( 笹本 宣雄 )

P/10.1-5(90) Shielding the LANSCE 800-MeV Spallation Neutron Source.  
G.J.Russel, G.L.Legate, H.Robinson and R.Woods

高エネルギー陽子によるスポレーション線源は、従来の原子炉の放射線と比較して非常に興味ある遮蔽の課題を提起している。すなわち、

- 1) スポレーション中性子は、前方に強い非等方角度分布の高エネルギー中性子を含む。
- 2) 線源スペクトルがターゲットの厚さ ( thick or thin ) に強く依存する。3) 高エネルギー中性子は遮蔽体内で低エネルギー中性子を生成するため、遮蔽体自体が中性子線源となる。
- 4) 高エネルギー領域で線量換算係数が急激に変化するため、スペクトルが不正確だと線量評価上顕著な誤差が生ずる。5) ガンマ線源として二次ガンマ線とスポレーションからの直接ガンマ線も同時に考慮しなければならない。

本論文では鉄／ボロン入りポリエチレンの多重層遮蔽体に対し、スポレーション線源入射と核分裂中性子、ガンマ線入射の場合について透過計算を実施し、スポレーション線源遮蔽の複雑さ、難しさを例証している。計算結果から、遮蔽体表面の線量が、原子炉線源ではガンマ線の寄与が圧倒的であるが、スポレーション線源の場合、高エネルギー中性子とガンマ線の寄与がそれぞれ 43.9%, 42.8% と全線量の大半をほぼ等しく分担する、ことが示された。

( 笹本 宣雄 )

## 2.16 Technical Session 10.2 : モンテカルロ法

T/10.2-1(135) Monte Carlo Applications for the Design and Operation of Nuclear Facilities.

L.L.Carter et al.

今日のスーパーコンピュータの計算能力は厳密なモンテカルロ法をニュートロニクスや遮蔽問題に適用することを可能にしている。Westinghouse Hanford Companyにおける経験は次のようなものが含まれている。すなわち、原子炉運転、原子炉施設の解体、宇宙用原子炉の設計、中間エネルギー加速器、高レベル廃棄物施設および輸送キャスクである。これら実際の適用は大量の情報を必要とするので、まさにコンピュータの独壇上である。

Westinghouse Hanford Companyにおけるモンテカルロ適用は次のようなものである。計算コードはM C N Pコンピュータはクレイ、固定メモリは $0.5 \sim 0.3 \times 10^6$ ワード、断面積はENDF/B-V

ニュートロニクスおよび遮蔽研究は次のような施設に対し、また特徴をもっている。

施設 F F T F 原子炉、S P - 1 0 0 原子炉、N 原子炉、シッピングポート原子炉、F M I T 加速器、中間エネルギー加速器、ラジオアイソトープ施設、キャスク、放射性廃棄物貯蔵庫、ホットセル

#### 計算特徴

バルク遮蔽設計、ストリーミング、中性子放射化、核熱デポジション、臨界、反応率、放射線損傷、検出器応答、n- $\gamma$ 結合

年代順に整理すると次のようになる。

#### 1960 年代

臨界安全、1つのパラメータ研究、薄い遮蔽体、ビルドアップファクター

#### 1980 年代

厚いバルク遮蔽、大きな貫通ストリーミング、炉物理、中性子放射化、核熱デポジション、核融合ニュートロニクス、n- $\gamma$ 結合、粗いフラックスマップ、パラメータ研究、重要ターリ

#### 将来（クレイの 100 倍速）

炉心再荷設計（3-D）、詳細フラックスマップ摂動計算、燃焼、完全形状モデル、非線形問題、小さな貫通ストリーミング、微小データを使った設計、3-D グラフィクス化、人工知能、最適遮蔽

（植木紘太郎）

T/10.2-2(12/10) Developments in the Direct Statistical Approach to Monte Carlo Optimization.

K.W.Burn, A.Dubi, A.Goldfeld and R.Tinti

固定線源モンテカルロ輸送計算における境界表面スプリッティングおよびルシアンルーレットの最適化に対する直接統計法(Direct Statistical Approach(DSA))はスプリッティング問題に関する厳密な取り扱いを必要とする。一般的な適用性に対する手続きを作成するためのDSAの実行は平凡ではないが、空間スプリッティングを最適化する可能性があり、またいくつかの問題に対して試験されてきている。

本研究は、DSAに関する現状と将来の開発について述べており、論文の前半は無限第2モーメントおよび時間級数を打ち切るためのNIOPコードのハンドリングについて書かれている。このNIOPコードは計算問題の“全体パラメータ”を作る修正MCNPバージョンと一般的最適コードSMINXとの間におかれる。本論文の後半はn- $\gamma$ 結合問題をカバーするためのDSA理論の開発について述べられている。

(植木紘太郎)

T/10.2-3(105) The Implementation and Validation of a New n- $\gamma$  Coupled Capability in the Monte Carlo Code MCBEND.

S.J.Chucas, A.F.Avery, I.J.Curl and C.J.Hoare

本論文はモンテカルロコードMCBENDの新しいポイントエネルギーn- $\gamma$ 結合計算の実行とその有効性について述べたものである。別々に中性子およびガンマ線の計算が実行され、その結果は中性子衝突パラメータに関するデータを持っているファイルを用いてリンクされる。これらのデータは、次のガンマ線の計算に用いる線源を発生させるために、新しいポイントエネルギー-ガンマ線生成ライブラリーを使って処理される。この計算を加速させる方法は、有限要素あるいは有限差分法を用いたアジョイント拡散方程式の解をベースにしている。本計算効率は中性子衝突データの繰り返し処理によって向上することを実証する。

MCBENDコードのn- $\gamma$ 結合計算能力はAEEウインフリスにおけるNESTOR原子炉のASPIIS施設で行われた実験と比較し、正当であることが確認された。その実験形状は鉄と水の層で構成されており、線源中性子はU-235の核分裂プレートで発生する。中性子放射化およびガンマ線の線量率が測定された。計算と実験は大変良い一致を示している。

(植木紘太郎)

T/10.2-4(3) The All Particle Method : Coupled Neutron, Photon, Electron  
Charged Particle Monte Carlo Calculations.

D.E.Cullen, S.T.Perkins, E.F.Plechaty and J.A.Rathkopf

今日, LLNL(Lawrence Livermore National Laboratory) では中性子, 光子, 電子および軽い荷電粒子のみならず, 全種類の粒子の結合, すなわち, 電子の放出を伴う光子等を含んだモンテカルロ輸送コンピュータコードが設計されそして使用に供されている。このコードの全粒子を取り扱うように設計されているので, このアプローチは“全粒子法(All Particle Method)”と呼ばれる。

このコードは可能な限り多くの異なった手法を取り入れるためのテストベッドコードとして設計され, そして手法とモデルの“hard wired”的数を最小にするためデータがコードの中へ転送されることになるであろう。このアプローチは計算プログラムの実行を直接コントロールするために用いられる粒子の相互作用と生成を記述することに使用したローレンスリバモア原子核および原子のデータベースの変更を可能にするであろう。さらに, このアプローチは特殊な適用における要求精度に対し, 複雑なさまざまなレベルにおけるコンピュータ計算時間をバランスさせるようにコードを使用することを可能にする。

( “hard wired” プログラムにより可変の論理演算回路などに対し, 配線により固定)  
的な機能をもつ回路などを指す。

この全粒子法コードは間もなく, 20 MeV あるいは 30 MeV までの中性子および光子, それに GeV 領域までの電子と光子を含んだモンテカルロ輸送計算を実行するために必要なデータが利用できるようになる。

(植木紘太郎)

T/10.2-5(57) Multi-Detector Monte Carlo Calculation Using MDM Biasing  
Parameters.

Min-Fong Su, Shiang-Huei Jiang and Huan-Tong Chen

アジョイント計算によって, バイアスモンテカルロ計算のために衝突位置における現出粒子エネルギーバイアスパラメータ(emergent particle energy biasing parameters)を発生する新しい方法を提案する。ここで提案する方法, 複数検出器法(Multi-Detector Method(MDM)), を使って各々 MORSE コードで定義した領域に対してつくられたバイアスパラメータは, 複数検出器問題における個々の領域中の検出器を各領域のアジョイントフラックスが別々につくり出すことのできるアジョイント線源として取り扱うことによって計算されるアジョイントフラックスを基礎にしている。MDMによって得られた結果は, エネルギーバイアスを用いて計算したケースおよびバイアスパラメータが特殊なアジョイント線源だけから作られる従来のエネルギーバイアス法で得られた結果と比較した。比較をしたところ, MDM を適用した遮蔽計算は信頼性および計算利得( $1/\sigma^2 T$ )の向上が明らかになった。一方, 従来の方法はアジョイント線源の近傍でのみ良い結果が得られた。

(植木紘太郎)

## 2.17 Plenary Session 11 : トピックス

P/11-1(104) The Quality Assurance of the Shield Design Methods Used in the UK.

P.C.Miller and S.D.Walker

英国において，AGR初期に遮蔽設計のQAが提案された結果，解析コードと断面積ライブラリーの遮蔽QAセットが整備され，利用されてきた。本報告はWinfrithでの遮蔽設計コードの開発におけるQA手順，QAセットの現状内容，およびQAセットの整備・運用上の経験を紹介するとともに，QAにかかるコストの分析評価を行っている。

QAセットは，これを構成するコードがFORTRAN77 およびWRSモジュラーシステムにそって記述されており，マスターとスレーブとのセットが別個の計算機で運用されている。QAセットを構成するコードの大半は，公式のQA標準が制定される以前から整備されていたため，QAセットを運用にのせるための暫定策がとられた。

QA標準に合致したソフトの開発，ユーザガイドをはじめとする各種ドキュメントの作成，コードの検証，QAセットとしての登録・管理等の各ステップでQAにかかるコストを評価した。これを総計すると予想を大きく上まわったものとなる。このQAのコスト問題に対し，各機関が資金を持ち寄ったセンターから，様々な要求にこたえたQAサービスを提供する方法を，本報告では解決策として提案している。

(竹村 守雄)

P/11-2(70) European Collaboration on Fast Reactor Shielding.

R.F.Burstall, D.Calamand and M.Salvatores

ヨーロッパにおける高速炉開発の協力は，1984年の政府間覚書に基いている。遮蔽は，炉物理とともに技術作業グループATG3でとりあげられ，Work Package 30003を中心に，実験・実験解析・解析手法開発および断面積ライブラリーの活動が展開されている。

実験はJASON計画が進行中であり，英國のNESTOR炉(Winfrith)において，仮HARMONIE炉の実験材料も利用して， $B_4C$ 等の新しい遮蔽材の中性子透過測定(1989年実験・1990年解析完了)を行っている。PFR, PHENIX, SUPER PHENIXの動力炉でも測定および解析が実施されている。

遮蔽および核計算に利用できるCommon European Code Schemeを1992年に完成する計画で，これを構成するコードを選定し結合することになっている。共通の断面積データとしては，1989年に検証する処理コードによりJEF-2から遮蔽用ライブラリーを作成し，主にSPEXの測定解析を1991年に完了する予定である。

この協力により，実験データの取得は進んでいるようであるが，統一コードの実現および普及は，これまで各国でコード開発を進めて来た経緯があり，今後どう展開するか注目される。

(竹村 守雄)

## P/11-3(148) The Status of ENDF/B-VI.

R.Roussin, C.Dunford, R.Mcknight and P.Young

ENDF/B-VIの作成計画は1979年に開始された。このフォーマット(ENDF6)は、高エネルギー領域への拡張、記述のより完全さ、サブライブラリー構造化等をはかるため、従来のものとは大幅に改訂されたものとなっている。これに応じ、主な定数処理システム(NJOY, AMPX, MC<sup>2</sup>)の改訂がはかられており、近々完了する。断面積評価は1988年中に終了の予定であり、微分データテストに続き、積分データによる主要核種の評価のための最終テストを6ヶ月実施した後、ENDF/B-VIは1989年末に公開される。

1981年に改訂版の出されたENDF/B-Vは、米国外に非公開であったが、この経験をふまえ、ENDF/B-VIはその作成グループCSEWGより国外への公開も強く主張されている。わが国のJENDL-3等との相互比較を通じて、核データの精度向上をはかることができ、ENDF/B-VIの早期完成と米国外への一般公開の実現が待たれる。

(竹村 守雄)

## P/11-4(133) RSIC After 25 Years - Challenges and Opportunities.

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

Radiation Shielding Information Center(RSIC)は1962年に設立され25年を経過した。本報告では、設立の背景となったInformation Analysis Center Conceptsにさかのぼり、RSICの目的・活動が概説されている。

RSICの活動への、米国外からの寄与は相当な割合となっている。米国外への技術流出を管理しようとする傾向があり、国際的な相互協力を続けることがRSICの活動を継続するために重要であることが強調されている。

前回のICRSでは、いくつかの将来の課題が提起されたが、今回は計算機の分野での2つの急激な潮流—パーソナルコンピュータとスーパーコンピュータの利用—によるソフトの標準化の必然性、AIとエキスパートシステムの主要コードシステムへの適用の可能性等が指摘されている。

最後に、なぜRSICの活動が活発であるかについて、放射線輸送の分野での要望をRSICが満たし続けているからであると、本報告は総括している。

(竹村 守雄)

## 2.18 Plenary Session 12 : 許認可と環境ドシメトリ

P/12-1(147) New Dose-Mortality Data based on 3-D Radiation Shielding Calculation for Concrete Buildings at Nagasaki.

W.A.Rhoades, R.L.Childs and D.T.Ingersoll

本論文は長崎の原子爆弾による鉄筋コンクリート建屋内の被ばく線量を3次元離散化座標計算コードTORTによって評価したものである。対象とされた建屋は爆心から約500mの距離にあるチネイ校舎とシロヤマ校舎である。爆心から約500mにある建屋に着目する理由はこの距離では生存者と死亡者が混在しており、LD50値の評価上有益であることによる。また、長崎が選ばれたのは広島より爆弾の線源がより明らかであることによる。

チネイ校舎の大きさは70m×17m×15m(高さ)であり、外壁は厚さ25cmの鉄筋コンクリートからなる。校舎の窓の位置や大きさは被ばく線量評価上重要なパラメータであるため注意深く設定された。校舎に入射する線束は爆発時の爆弾の形状変化を時間依存で評価して求めている。また、空気の湿分や密度、更には遅発中性子・ガンマ線についても爆発時の影響を考慮して評価している。TORTの計算に用いられた断面積セットは中性子43群、ガンマ線26群のDABL-69であり、S-10,P1近似で解析された。TORTの計算の代表的な場所についてはモンテカルロ・コードMORSEでも評価され、両者は良好に一致していることが判った。一般に、このような複雑な体系についてはモンテカルロ・コードの方が有効であるが、今回の問題のように建屋内の線量分布を求める場合には3次元離散化座標計算コードで全体的分布を求め、代表的な場所についてモンテカルロ・コードでベンチマー킹するのがよいとしている。

(鈴置 善郎)

P/12-2(121) Verification of Dose Prediction Methods for Increased Environmental Radiation and Study of Effective Protection Measures.

G.Hehn, K.Jehle, A.Böhm and G.Pfister

本論文はチェルノブイリ事故の放出放射性物質から生じた南西ドイツ地方の環境放射能と環境線量率の測定値を基に、地域全体の環境放射能と環境線量率を推定し、さらに家屋の遮蔽効果について検討したものである。なお、事故時の放出放射性物質から生じる被ばくとしては以下のものが重要である。

- ① 放射性雲からのガンマ線外部被ばく
- ② 環境沈着線源からのガンマ線外部被ばく
- ③ 放射性雲の吸収による内部被ばく
- ④ 汚染食料の摂取による内部被ばく

南西ドイツ地方の環境放射能と環境線量率の測定値を基に、地域全体を5km×5kmのメッシュに分け、時間ステップとして2時間ごとの平均値を内挿法によって求め、放射性雲の流れ

を明らかにした。ここで、2時間の時間ステップは放射性雲の流れの評価上充分詳細である。つぎに、これらの値を線源として放射性雲からのガンマ線外部被ばくに対する家屋の遮蔽効果についてS-84,P5近似の2次元輸送計算によって評価した。その結果、屋外に比べ家屋内の被ばくはファクタ3~29程度低減されることが判った。また、環境沈着線源によるガンマ線外部被ばくについても同様な2次元輸送計算から家屋の遮蔽効果が大きいことが判った。

(鈴置 善郎)

P/12-3(16) Radiation Protection and Shielding Design of Nuclear Power Plants.

G.P.Lahti

本論文は商用原子力発電所の放射線防護及び遮蔽設計の全体的スコープをレビューしたものであり、米国のA E会社であるサージャント&ランディ社の経験を集大成したものである。以下にその要点を示す。

① 規制当局の要求とガイダンス

10CFR20,50,100

レギュラトリ・ガイド、スタンダード・レビュー・プラン、NUREG報告書、安全解析報告書(SAR)と環境報告書(ER)の標準フォーマット、ALARA

② 放射線防護設計の責任範囲

立ち入り管理、管理区域区分、放射線遮蔽、貫通部評価、放射線モニタリング、汚染管理、放管設備、ALARAの反映

③ プロジェクト設計図書

設計クライテリア、プラント配置図、管理区域区分図、必要遮蔽厚図、バリアー分類図(堰等)、事故後管理区域区分図、周辺区域区分図、その他

④ 放射線防護設計

放射線遮蔽計算、貫通部対策、汚染管理、放射線モニタリング、ALARA

(鈴置 善郎)

## 2.19 Visual Presentation Session 1

V/1-1(23) Photofission in Pressure Vessel Dosimetry.

T.G.Williamson

原子炉圧力容器ドシメトリーに用いられる核分裂検出器( $^{237}\text{Np}$ や $^{238}\text{U}$ )の高エネルギー $\gamma$ 線に対する感度(光核分裂)をDOTコードで詳細に評価している。この評価結果として、(1)圧力容器成分であるCrやNiの中性子吸収による $\gamma$ 線は同成分Feによるものと同じく重要であること、(2)炉心バレル及び熱遮蔽からの $\gamma$ 線は、ダウンカマーにおける $\gamma$ 線量や光子分布とほぼ同等に寄与し圧力容器からの寄与は全体の4%以下であること、(3)光核分裂効果はキャビティ部で5%以下であること、(4)しきいエネルギーが6~10 MeVの光核分裂断面積が重要であること、が述べられている。

(桜井 淳)

V/1-2(114) ARCAS -A Facility for the Validation of Improved Gamma-Ray Shielding Methods.

P.Cowan, I.J.Curl, P.C.Miller and A.Phillips

本論文はWinfrithのARCAS施設とその実験データをベースとしているRANKERNコードに関するものである。

RANKERNコードは点減衰核コードで、三次元形状、多重散乱の取り扱いが可能で、コードの妥当性はARCAS施設の実験により確認された。

今回ARCAS施設を用いた2つの $\gamma$ 線実験解析が報告されている。第1はビルドアップ係数に於ける斜め透過の影響に関するもので、実験は点線源を用いて鉄板遮へい体透過後の $\gamma$ 線線量率を測定している。ビルドアップ係数の垂直成分に対する斜め成分を比較しその比が10以下で斜めビルドアップ係数を用いた直接法は有効であると結論している。第2はオフセット構造円環ダクト形状の評価法に関するもので、実験は下方円環入口部に点線源を設置し上方円環ギャップ内の $\gamma$ 線線量率を測定している。解析は斜めビルドアップ係数を用いた直接法と一回散乱法とで実施し、一回散乱法がオフセット構造の評価には適した結果となっている。

本報告は、 $\gamma$ 線評価の基本的な手法である点減衰核法の適用範囲に有益な情報を与えると思われる。

(多田 恵子)

V/1-3(5) Calculations of EURACOS Iron Benchmark Experiment using the Hybrid Method.

Y-W.H.Liu, C.C.Wun and H.Rief

HYBRIDコードで作った定数を用いて、EURACOS-IIで行われた鉄の深い透過実験で得られた、鉄中の $^{32}\text{S}(\text{n},\text{p})^{32}\text{P}$ の反応率を解析した。HYBRIDコードは、連続エネルギー核

定数と多群エネルギー定数をエネルギー領域により組合せて作成するコードで、ここでは、4.2446 MeVから 1.6018 MeVまでの間にある鉄断面積の谷を連続エネルギー定数で表わした。解析はANISNコードを改良したHANISN コードで行った。核データはENDF/B-Vを用いた。VITAMIN-C を用いた多群計算も行って実験値と比較した。1番深い鉄中 94cm の位置では、VITAMIN-C の計算が 4.8 %過少評価となるのに対し、HYSRID 計算は 4 %以内で一致している。この深さでは 4.2 ~ 1.6 MeVの中性子が多いので HYBRID 計算がよくあったものと思われる。

本論文は、連続エネルギー定数を用いた計算が深い鉄透過計算により精密で適用されることが示されている。本論文に記述されていない下記の点が明らかになることが望まれる。

- (1) 1次元解析で仮定した漏れ（実験体系は2次元的である。）
- (2) VITAMIN-C 計算で自己遮蔽因子が考慮されているかどうか。
- (3) 1.6 MeV より低いエネルギー、例えば熱中性子まで、HYBRID 法でうまく計算できるかどうか。

なお、7 9番の論文で、本実験のMCNPコードによる解析が示されており、 $^{32}\text{S}(\text{n},\text{p})^{32}\text{P}$  の反応率については、極めてよい一致が得られている。

（岡 芳明）

V/1-4(58) Need for High Energy Nuclear Data Libraries in Particle Accelerator Shielding Calculations.

N.Cerullo and S.Bergamini

粒子加速器の遮蔽計算において、高エネルギー中性子が存在することと、10 keV以上で線束-線量換算係数が急激に増加することのために、20 MeV以上の中性子データが重要であるにも拘らず、データが乏しいことを述べ、サイクロトロンの遮蔽計算に、いくつかあるデータライブラリー-DLC-31, HELLO, HILO, DLC23の相互比較をしている。d-Be 反応により発生した中性子が、厚さ 165 cm の鉄とボロン入りポリエチレンを透過した後の中性子と γ 線の線量をこの 4 つのデータを用いて計算し、中性子の線量が互いに大きくくい違ったことを述べ、この違いがスペクトルのごくわずかの部分を占める高エネルギー中性子成分の差からきていることを示している。これより高エネルギー中性子のデータライブラリーの必要なことを結論づけている。

（中村 尚司）

V/1-5(22) Photon Excitation of  $^{93m}\text{Nb}$ .

T.G.Williamson and G.P.Lamaze

$^{93}\text{Nb}(\text{n},\text{n}')$   $^{93m}\text{Nb}$  反応を用いた高速中性子線量評価における  $^{93}\text{Nb}(\gamma,\gamma')$   $^{93m}\text{Nb}$  反応の寄与（光励起）を評価した報告である。実験は NBSR (National Bureau of Standard Reactor) で、市販の Nb フォイルを鉄シリンダーに入れて照射した場合とカドミウムシリコン

ダーに入れて照射した場合の 2 ケースを行っている。その結果， $^{93}\text{Nb}$  の光励起断面積及びその不確定性は，鉄の場合では 0.06mb 及び 0.015mb であった。また，カドミウムの場合はそれぞれ 0.014mb 及び 0.002mb であった。この数字は ( $n, n'$ ) 反応に対して約 0.04% 程度であり，その寄与はかなり少なく実用上問題ないことがわかった。

( 桜井 淳 )

V/1-6(43) Re-evaluation of Dose Buildup Factors for Heavy Lead Glass Based on Its Gamma-Ray Energy Absorptions Measurements.

T.Ishitsuka et al.

点減衰核コード S D C 等で用いている鉛ガラスのガンマ線ビルドアップ係数は Engineering Compendium on Radiation Shielding のデータに基づいているが，0.5 MeV の低エネルギーでこのデータは Penkuhn 及び著者の計算値と大きく異なっている。そこで ANISN 及び MCNP コードを用いて鉛ガラス，鉛及び鉄中のガンマ線エネルギー吸収率を計算するとともに，計算法の精度検証のため Co-60 及び Cs-137 線源を用いて線源から 1 ~ 8 mfp の点におけるエネルギー吸収率を TLD で測定した。測定データは空腔理論に基づくエネルギー依存の係数で補正した。

ANISN 及び MCNP による各遮蔽体のエネルギー吸収率の計算値は，浅い透過で 10 ~ 20 %，深い透過で 30 ~ 40 % の精度で実験値を再現した。また計算値の比較では，鉄と鉛のビルドアップ係数は Goldstein によるモーメント法の結果と良く一致しているが，鉛ガラスのビルドアップ係数は Engineering Compendium の値の約 1/10 であった（エネルギー 0.5 MeV）。そこで点減衰核コードで使える鉛ガラスのビルドアップ係数を 0.5 ~ 10 MeV，1 ~ 20 mfp の範囲の数表で示している。

( 坂本 幸夫 )

V/1-7(117) The NESSUS Reference Field in the NESTOR Reactor at Winfrith,

M.D.Carter, I.J.Curl, M.F.Murphy and A.Packwood

本論文は Winfrith の新しい標準場 NESSUS の概要を報告したものである。NESSUS は NESTOR 炉に設置されたもので， $3 \times 10^4$  の放射線束のダイナミックレンジを持ちほぼ全ての中性子， $\gamma$  線の積分測定器の較正を行なうことが可能とされる。NESTOR 炉は円環状炉心を持ち内側及び外側を円環状黒鉛反射体が囲む構造となっていて，NESSUS は内側反射体内的空洞に設置されている。照射場の大きさは，サンプルホルダーの大きさ 50 mm  $\phi$  まで可能である。

中性子スペクトルはモンテカルロコードで計算した結果を，しきい値の異なる 8 種の放射化データにもとづいて最尤法でアジャストメントをして与えられている。 $\gamma$  線場の値は計算で求めたスペクトルを測定した照射線量率に規格化して定められている。線量の測定では，検出器による中性子捕獲の影響を減ずるため黒鉛壁の電離箱や BeO の TLD が開発使用されている。

照射場がよく定義され、その再現性もよいとされている。場の強度も大きなダイナミックレンジで変化でき、モニタリング精度もよいようなので大線量の較正場として多くの応用が考えられる。

(秦 和夫)

V/1-8(62) Current Status of the ( $\alpha, n$ ) Reactions Cross Sections for Light Nuclides and Neutron Yields in Spent Fuel.

Y.Okuda and H.Matsunobu

放射線遮蔽や臨界安全のための核データ整備の一環として、 $^{12}\text{C}$ ,  $^{13}\text{C}$ ,  $^{17}\text{O}$ , 及び  $^{18}\text{O}$ についての( $\alpha, n$ )反応断面積を、しきい値から 15 MeV のエネルギー範囲で ELISE-3 コードにより計算した。それら断面積から C, UC 及び UO<sub>2</sub> の neutron yields 及び energy spectra を stopping powers 及び kinematics を用いて求めた。現在得られる実験値と計算結果を比較した。光学モデルの計算の有効性と問題点について議論している。

その結果、統計理論に基づく光学モデルは、 $^{13}\text{C}$  の断面積に見られるような共鳴構造を再現するには無理がある。そのためこの核種に対しては neutron yield に対しても誤差(70%以上高い)を生じている。酸素については断面積は多少高いものの再現性は良い、光学モデルのパラメータ探査をさらに行えばもっとよい良い結果を得られるだろうと結論している。

統計理論による光学モデルの計算は、細かい構造については無力であるものの、広いエネルギー範囲にわたっての全体的な傾向を見るときに威力を発揮する。しかしながら大きな共鳴構造等がある場合には適用できない。

(長谷川 明)

V/1-9(79) Interpretation of the EURACOS Iron and Sodium Benchmarks.

G.Perlini and H.Rief

EURACOS 施設で行った、鉄とナトリウムの深い透過実験を MCNP コードで解析した。EURACOS は バビア大学の TRIGA 炉に付属した濃縮ウランコンバータ(熱中性子を入射し、高速中性子を発生する)施設で、コンバータの径は約 80 cm, コラムの大きさは 150 cm 角で 400 cm 長である。線源強度は供試体を置かない条件で実験と計算により詳しく検討して決められた。測定は、 $^{32}\text{S}(\text{n},\text{p})^{32}\text{P}$ ,  $^{115}\text{In}(\text{n},\text{n}')^{115}\text{In}^*$ ,  $^{103}\text{Rh}(\text{n},\text{n}')^{103}\text{Rh}^*$  と  $^{197}\text{Au}(\text{n},\gamma)^{198}\text{Au}$  反応について行われた。MCNP コードで、深い透過を計算するために Dubi らによって提案されたスプリッティングの最適化法が使われている。ENDF/B-4 と JEF を核定数として用いて計算が行われ、前者についての結果が示されている。 $^{32}\text{S}(\text{n},\text{p})^{32}\text{P}$  反応については、鉄(95 cm), ナトリウム(4 m 厚)とともに極めてよい一致が得られている。In の鉄中の反応率については、全般的に計算値が約 3.5 % 過大評価でありその原因は不明である。1 ~ 2 MeV での鉄の非弾性散乱断面積の誤差に起因しているかもしれない。Au の鉄中の反応率では、

60 cmの深さまでは計算が過小評価で，C/Eの差は最大50%ある。低エネルギー領域での不一致を解消するには，断面積の改良が必要であると結論している。本研究は，MCNPコードで深い透過実験を低エネルギーまで解析した数少い例の1つであり，その点でも有用である。

(岡 芳明)

V/1-10(19/8) Compilation of MCNP Data Library Based on JENDL-3T and Test through Analysis of Benchmark Experiment.  
K.Sakurai et al.

モンテカルロコードMCNP用にJENDL-3Tからポイントワイズ中性子断面積ライブリーを編集し，ベンチマーク実験結果と比較することにより検証した。JENDL-3Tは現在公開準備中であるJENDL-3のプレリミナリーバージョンであり，編集にはNJOY-83及びMACROSコードを用いた。検証対象としたベンチマーク実験は，(1)KFK鉄球実験，(2)ORNLナトリウム透過実験，(3)LLL球体系透過実験，及び(4)WINFRITH鉄深層透過実験である。高速中性子評価に対する各実験における測定結果及びENDF/B-Vを基にした計算結果と本計算結果は良く一致し，JENDL-3Tを基にしたポイントワイズ中性子断面積ライブリーの有用性が示された。

(桜井 淳)

V/1-11(17) Transport Calculations for the PCA-Replica Shielding Benchmark: A Validation of JEF-1 DATA and SN Codes for the Prediction of LWR's Pressure Vessel Neutron Damage.

M.Pescarini

輸送計算を用いた遮へい評価法と使用する断面積の精度評価を目的としたRCA-Replica Winfrithの遮へいベンチマークの実験解析結果を報告している。

実験はOak Ridge のORR炉を模擬したもので，炉心から生体遮へいコンクリート迄を解析範囲としている。但し線源は照射された核分裂板を使い単純化している。このことは核分裂スペクトルの持つ不確定度を解析上除く事ができるという長所になっている。

解析に於いて断面積はJEF-1核データを基としたVITAMIN-Jの多群定数をANISNで縮約して用いている。計算はDOT3.5-Eコードを用い，二次元計算結果と一次元計算結果とを組み合わせた三次元評価を実施している。

結論としては，解析が実験を過少評価する傾向になる事を報告している。又SN計算に於いてはweighted difference法を用いるよりexponential法を用いた方が実験値との一致が良く計算時間も30%程度短縮される事を報告している。

(多田 恵子)

V/1-12(126) Experimental Simulation and Characterization of Neutron Spectra for Calibrating Radiation Protection Devices.  
 J.L.Chartier, F.Posny, R.Medioni and M.Sueur

原子力施設での放射線防護を適切に行うためには、放射線防護の基本となる線量率を正確に評価することが必要である。一方、一般に利用されている線量計による測定値は、対象となる放射線場のエネルギースペクトルに強く依存することから、測定対象となる放射線場のスペクトルに近い放射線場による校正が必要となる。

本研究では、14.7 MeV の中性子線源と幾つかの遮蔽体を利用して、実際の遮蔽体透過後の中性子スペクトルを模擬し、このスペクトルを 2 個の水素比例計数管と 1 個の NE213 シンチレータを用いて測定することにより、実測されたスペクトルから評価される線量値を利用して、正確な線量計の校正を行う方法を提案している。さらに、本方法の検証するため、生体等価イオン電離箱と GM 管からなるツイン検出器により中性子の線量を測定し、スペクトル測定からの線量評価値と比較し、良い一致が得られることを示している。

(田中俊一)

V/1-13(122) Adjustment of Neutron Cross-Sections for Sodium Starting from Different Angular Moments.

G.Pfister, G.Hehn and M.Mattes

本論文はイスプラの濃縮ウラン・コンバータ線源 EURACOS を用いたナトリウム単体の中性子透過実験に基づくナトリウム断面積のアジャストに関するものである。この実験ではナトリウム体系中心軸の測定点の中性子スペクトルと箔の反応率が求められており、この測定値と 2 次元輸送計算値との比較が断面積のアジャスト前後で行われている。輸送計算は DOT 4.2 により BABEL 断面積セットの群構造である 113 群を用いて行われた。計算に使用されたナトリウム断面積は 2 種類あり、ひとつは ENDF/B、もうひとつは JEF-1.1 である。これらの断面積を用いたときの P-32 と Au-198 の放射化強度計算値の比較から両放射化強度とも ENDF/B の値は JEF の値と比べナトリウムの入り口近傍では良い一致を示すが、ナトリウムの透過距離が増すにつれて順次過少評価になり、最終的に 400 cm の透過では JEF の値と比べ 20 % の過少評価となっている。ENDF/B と JEF の全中性子断面積と部分断面積はともに数 % 以内で一致しており、このような反応率の不一致を説明しえない。しかし、両者には弹性散乱と非弹性散乱の角度分布に明らかな違いがあり、この違いが原因ではないかと推定される。ADJUST-EUR コードを用いた断面積のアジャストが JEF と ENDF/B について行われたが、この角度分布を変更していないため結果としてえられた断面積は一致していない。

(鈴置善郎)

V/1-14(152) Effect of Albedo Neutrons on the Distribution of Thermal and Epithermal Neutrons in Two Layer-Shields.

S.A.El-Dabbar, U.M.El-Gharvi and R.M.Megahid

原子炉のまわりのコンクリート遮蔽体中の2次ガンマ線の発生を支配する熱中性子、熱外中性子の分布に興味があつてこの実験を行つた。線源にはCf-252を用いた。実験は、球形のコンクリート体系と、平板状の鉄(10cm厚)とコンクリート(400cm厚)の二重層を線源の上下に対称に積み重ねた平板体系について行つた。又後者の体系では線源の下側の10cm厚の鉄板と同じ厚さのポリエチレン板とコンクリート板で置きかえた場合についても実験し、線源より上側に置いた鉄・ポリエチレン二重平板体系中での中性子束分布が変わるかどうか調べた。測定にはインジウム箔を用い、 $^{115}\text{In}(n,\gamma)^{116}\text{In}$  反応率をカドミウムカバー付と無で測定し、熱中性子束と熱外中性子束を求めた。球形状のコンクリート体系中では、線源から10cm以上の深い点で、熱中性子束、熱外中性子束ともにほぼ指數関数状に減衰し、前者が後者より数倍大きい。二重平板体系では、鉄中では熱中性子の吸収が強く熱外中性子束の方が大きいが、その外側のコンクリート中では熱中性子束が大きくなる。又線源の下側の鉄板をポリエチレン又はコンクリートに変えて、これらに反射して上側体系に入射する中性子エネルギーを変化させると、ポリエチレンを使った場合が、上側コンクリート中の熱中性子束、熱外中性子束が最も小さくなることがわかった。

(岡 芳明)

V/1-15(131) French Studies for Improvement of the Data for Radioactive Sources.

B.Duchemin et al.

仏国CEAの放射能データバンク1987年版について紹介したものである。このデータバンクは、短冷却時( $t < 20\text{ sec}$ )のデータを改良するため、統計モデルにもとづいた手法が用いられている。

スペクトルデータは、主にENSDFのデータから構成されている。1987年9月に改訂された核種を含んでおり、約50核種がRutherfordの測定データを用いて改良され、又、約80核種が測定データでなく日本の理論値を採用することにより改良されている。核分裂収率はENDF/B-VとWahlの式を用いて決定され、捕獲断面積はJEF-1から採られている。DickensやAkiyamaの測定データと比較すると、50sec近くの不一致が改善されており、又1000sec近辺の不一致が $^{93}\text{Sr}$ や $^{102}\text{Tc}$ によることが判明したと述べている。

このデータと計算手法は、十分満足な結果を与えるが、Sr, Tc核種について、更に改良が必要であると述べている。

(青木 保)

V/1-16(65) Measurements of Differential Neutron Dose-Albedo for  
Finite Slabs.

S.Sakamoto

本論文は高速中性子（核分裂中性子）に対する比較的厚さの薄い平板の微分線量アルベドの測定結果を報告したものである。物質はポリエチレン，コンクリート，アルミニウム，鉄である。

実験は 13 GBq の  $^{252}\text{Cf}$  中性子源を使って行なわれた。線源からの核分裂中性子を  $14\text{ cm}$   $\phi$  にコリメートして実験室に引出し，ビーム径より十分大きい平板体系に入射させ，反射する高速中性子をレムカウンタで計数した。入射角度は平板の法線に対し  $\theta_0 = 30^\circ$  又は  $60^\circ$  とし，入射中性子ビーム方向から測った散乱角は  $105 - \theta_0 \sim 135^\circ$  の範囲で数点とられている。平板の厚さは物質により異なるが， $1\text{cm} \sim 15\text{cm}$  程度の範囲で 2 ~ 6 点とっている。バックグラウンドの評価はパラフィンシャドーバーを置いて行なっている。得られた結果がテーブル及びグラフの形で報告されている。又，一回散乱近似を使った解析例がポリエチレンに対して示されていて実験値に比べて 40 ~ 60 % 低い値となるとしている。

微分アルベドは重要な量であるがデータの評価や表現法が簡単でないので使いやすい形には整理されていない。本論文で試みられている一回散乱法をもとに改善を加えて簡単な近似表現ができれば有用であろう。

(秦 和夫)

V/1-17(2) Measurement of Neutron Energy Spectra Emerging from A Laminated Shield due D-T Source and Comparison with Calculations.

P.R.P.Coelho, J.R.Maiorino, A.G.Mendonca and A.A.Silva

本研究は，D-T 中性子がステンレスチール，ポリエチレンおよび鉛の多重層からなる遮蔽体を透過した後の，約 2 MeV 以上の中性子スペクトルを NE213 シンチレータで測定し，これを DOT3.5 コードで解析した結果をまとめたものである。

実験体系は，D-T 線源の前方に  $60\text{ cm} \times 60\text{ cm} \times 60\text{ cm}$  の実験孔を有する大きな水タンクを設け，実験孔の中に  $60\text{ cm} \times 60\text{ cm}$  の大きさのステンレススチール（ $2\text{ cm}$  厚），ポリエチレン（ $15\text{ cm}$  厚），鉛（ $10\text{ cm}$  厚），ステンレススチール（ $2\text{ cm}$  厚）を層状に設置したものである。中性子スペクトルは遮蔽体の中心軸上，遮蔽体の後方で測定され，体系を円筒 2 次元で近似することにより，DOT3.5 コードで解析している。群定数セット VITAMIN-C から AMPX-II コードで，さらに 44 群にまで縮約し， $P_3 - S12$  で解析した結果は，実験値とよく一致した。

(田中 俊一)

V/1-18(85) Dose Equivalent of Fission Neutrons Transmitted through  
Iron Slabs.

R.S.Powlovic, M.M.Ninkovic and S.Glodic

鉄の高速中性子に対する遮蔽性能を調べる目的で実験と計算を行った。実験は原子炉“RB”からの中性子をウランコンバータで高速中性子に変え、それを鉄板に入射し、その後方に置いた $25.4\text{ cm}$ 直径のポリエチレン球付きのLiIシンチレーターで計数率を測定した。鉄板の厚さは $3, 8, 11\text{ cm}$ と変えて、鉄板を置かない場合との比から透過率を求めた。計算はANISNで、無限平板モデルを用いて、炉心から出る中性子を $9\text{ cm}$ の水の厚を通してウランコンバータに入射し、その後に鉄板を置いて行った。実験と計算で求めた透過率を比較すると、実験値の方が $3\text{ cm}$ 厚の鉄板で約9%， $8\text{ cm}$ と $11\text{ cm}$ の鉄板で約21%計算値より大きかった。著者はこの原因としてANISN計算で、無限平板近似を用いていること、ウランコンバータのモデル化が不充分なことを挙げている。しかし、実験値の方が大きかった原因としては、鉄板透過後床で散乱した中性子を計数していること等も考えられる。この論文は(1)炉心と鉄板の寸法、(2)検出器がどんなレスポンス関数を持つのか等が記載されておらず、研究としてのまとめ方も十分であるようには見受けられない。

(岡 芳明)

V/1-19(41) Semiempirical Functions for Electromagnetic Radiation  
Cross Sections.

F.Legarda, O.M.de Lafuente and M.Herranz

電磁カスケードの輸送計算に用いられる光電吸収、レーレー散乱（可干渉性）、コンプトン散乱（非干渉性）に対する断面積を表わす半経験的な解析式を最小二乗法によって導出し、その結果をライプラリーデータと比較検討している。この式は5%以内でライプラリーデータと一致しているので、簡便に使えるものとして誰奨している。

(中村 尚司)

V/1-20(93) Application-dependent Cross-section Library for LMFBR  
Shielding Calculation.

V.V.Bolyatko, V.P.Mashkovitch, V.A.Neretin and A.A.Stroganov

本報告は、LMFBRの遮蔽計算用の断面積に関するものであり、断面積ライプラリとしては、VITAMIN-CとEURLIB-4である。これらのコードは計算時間がぼう大にかかるため、使用が制約される。ここではソ連のBN型LMFBRの圧力容器内の遮蔽計算用断面積ライプラリの作成について検討された結果が示されている。

コード依存のライブラリは、中性子と $\gamma$ 線束の関数計算を許容範囲内の精度とし、同時に計算費を削減しなければならない。そのような精度を選択するには2つの方法がある：1. 群フラックス計算には、低い不正確度をとる。2. 適当な型の原子炉に対する主要機能に対して専門家の推奨する設計精度リストを作る、ことである。

一次元の球形体系での輸送計算は、ANISN コードを使い、SWANLAKE コードは、感度プロフィールを作るために使われた。

エネルギー群数、群構造、重みつきスペクトル、断面積の空間依存性の導入などが検討された。コード依存と問題依存の断面積セットは、放射線場と全線束をそれぞれ15%と30%の不正確度内で計算し、計算時間を5～6倍減らすことができた。

( 安藤 康正 )

## 2.20 Visual Presentation Session 2

V/2-1(28) A Comparative Study of Shielding Design Between Three Advanced Marine Reactors in Concept.

T.Ise, Y.Itoh, H.Narita and T.Ishitsuka

舶用炉の最適遮蔽設計に関するもので、計算により評価している。舶用炉では最適設計が特に重要で、現在原研で将来の改良型舶用炉として3炉型を試設計中である。本論文では、半一体型PWRと一体型PWRについて評価している。通常運転時については、DOT3.5（断面積VITAMINC）を用い、1次遮蔽体、2次遮蔽体での中性子および $\gamma$ 線の線量率を計算し、仮想事故時については、ORIGEN-2（線源計算）およびQAD-CG（線量率計算）を用い、2次遮蔽体での $\gamma$ 線の線量率を計算し、それぞれの炉型について比較している。その結果、半一体型はさらに付加遮蔽を必要とするので、一体型の方が舶用炉にふさわしい、としている。

本研究で得られた結果は、将来の舶用炉遮蔽設計に役立つものと考えられる。実施された場合の実測値との比較に興味がもたれよう。

（金野 正晴）

V/2-2(157) Simulation of the Neutron Transport in the Experimental Facility with RADUCA-Code.

L.P.Bass and A.A.Dubinin

二次元輸送コードRADUGAに関する報告である。

RADUGAコードはS N法に基くコードで、特長としては、種々の差分モードの組み合せ、weighted-diamond法、改良したweighted-diamond法を導入し、負の解の発生や解の振動を無くする様にしている点にある。

コードの妥当性確認の為WWR-C実験炉の実験解析を行い炉心まわり空洞部を含む領域（高速中性子束で8桁減衰する）でC/E値が充分に一致した事を報告している。

（多田 恵子）

V/2-3(80) Shielding Performance of the NET Vacuum Vessel.

J.J.Arkuszewski and J.F.Jaeger

本報告は、核融合を制御して利用するために、ヨーロッパで開発されている次期炉NET(The Next European Torus)の遮蔽設計に関するものである。

この炉は、本質的に2つの目標を持っている：長期燃焼と着火したD-Tプラズマのプラズマ物理の研究と、ブランケット、材質、トリチウム増殖等の技術的開発である。中性子負荷は、すでにかなりの量に達しており、周囲を保護する遮蔽ブランケットの詳細設計が必要である。

1-D の決定論的遮蔽計算は、 ANISN コードを使って行われた。この結果を検証するため 3-D のモンテカルロ計算が MCNP コードを使って行われた。断面積データは、 ロスアラモス 国立研究所で編集した付随 MCNP ライブライアが使われた。MCNP コードを使ったモンテカルロ 法は、 weight window が最適化されたブランケット内と、 真空容器の外側部分で、 特に良い 結果を示した。しかし、 内側では結果は不正確であった。この原因としては、 weight window を最適化するために必要な時間と計算費の不足に寄因している。

( 安藤 康正 )

V/2-4(32) Optimum Arrangement for Neutron and Secondary Gamma-Ray Dose Rates of an Iron-Polyethylene Shielding System.

K.Ueki and Y.Namito

本論文は鉄-ポリエチレン平板体系に対し、 中性子線量率と二次ガンマ線線量率の両方を考 慮した全線量率を低減する最適遮蔽配列を見い出すため、  $^{252}\text{Cf}$  中性子源を用いた実験とその モンテカルロコード MORSE-CG による解析を述べたものである。この実験では鉄平板全体厚 さは 32 cm と一定にとられ、 鉄平板中のポリエチレン平板の厚さと位置がパラメータにとられ た。

ポリエチレン平板の厚さを固定した場合、 全線量率が最小になるポリエチレン平板の位置 ( すなわち、 最適遮蔽配列 ) はどの実験配列についても線源側からおよそ 20 cm であることが 観測された。この最適遮蔽配列における最小全線量率 ( 中性子と二次ガンマ線の線量率 ) と最 も遮蔽効果の悪い配列での全線量率の比は厚さ 1 cm のポリエチレン平板で 1/1.3、 厚さ 3 cm で 1/2.0、 厚さ 6 cm で 1/2.9、 厚さ 10 cm で 1/3.9、 そして厚さ 14 cm では 1/3.6 になつた。全 線量率に対する最適配列の出現、 中性子および二次ガンマ線線量率の各々の変化の様子につい ては、 代表的なポリエチレン平板厚さについて、 スプリッティング法を取り入れたモンテカル ロ計算でも再現することができた。

( 植木絃太郎 )

V/2-5(141) Moderator Heat Loads in CANDU Reactors.

C.R.Boss

本報告は、 CANDU 炉の重水減速材中の熱負荷解析評価に関するものである。 CANDU 炉の 重水減速材は円筒形のカランドリアの中に入り、 この重水を貫通して数百のカランドリア管が 正方ピッチで配列されている。

重水減速材とカランドリア管は、 圧力管とカランドリア管間の同心円状ギャップにより熱的 に燃料チャンネルから隔離されている。それ故、 放出された原子力エネルギーのはほとんどは、 冷 却材により移送される。しかし、 減速材中の原子力エネルギーは直接、 蓄積するため、 減速材の 重水によりかなりの量が移送される。

この減速材の熱負荷を定量するため、輸送解析コード ANISN を使い、CANDU 炉の37 ピン（Pickering A/B は28 ピン）格子の多群中性子とガンマ線束を計算した。この解析結果を CANDU 炉（Bruce A, Pt. Lepreau, Wolsung, Gentilly 2, Pickering A/B）での実測値と比較したが、よく一致した。Bruce A の場合は、約 3 % 過小評価していたが、他の例では 10 % 過大評価していた。

この定格出力での減速材の熱負荷の測定値との比較は減速材中に蓄積した中性子とガンマ線エネルギーを計算する方法の妥当性を示した。

（安藤 康正）

V/2-6(116) A Transportable Neutron Spectrometer (TNS) for Radiological Applications.

M.J.Armishaw et al.

本論文は核燃料工場、再処理施設、原子炉、その他の研究施設において、線量評価を合理的に行うために必要な中性子スペクトルを容易に測定することのできる可搬型中性子スペクトロメータ（TNS）を紹介したものである。

本測定器は、 $3 \text{ cm}^3$  の NE213 シンチレータ、ガス圧の異なる 3 個の球型水素比例計数管、カドミウム被覆をしたものとしないものの 2 個の  $\text{BF}_3$  計数管を高圧電源、前置増幅器と共に、直径 17 cm、長さ 55 cm の筒状にまとめたもので、熱中性子から数 MeV までの中性子を線量換算で  $10 \mu\text{Sv}/\text{hr}$  の感度で測定できる。スペクトルは、検出器と直結した計算機にそれぞれの検出器の波高値を集積し、アンフォールディングコード DEMUN または RADAQ により求められる。

本スペクトロメータは、熟練と労力を必要とする中性子スペクトル測定が、どこでも誰にでも容易に行えるように、 $^{137}\text{Cs}$  による校正測定以外、すべての調整からデータの処理まで自動化しているのが特徴である。

（田中 俊一）

V/2-7(67) Experimental and Computational Study of the Ordinary Concrete Shielding Properties.

R.Simovic, N.Marinkovic, M.Pesic and V.Stancic

普通コンクリート遮蔽体スラブの速中性子および  $\gamma$  線透過に関する実験と計算に関するもので、実験は重水炉（ウランコンバーター使用）で一次元体系が模擬できるようコンクリートスラブを重ね合せて行っている。速中性子の測定には NE451 および中性子レムカウンターを用い、 $\gamma$  線の測定には  $\gamma$  線ドジメーターを用いている。計算には ANISN を用い、断面積は LIB-IV (50群, P3.) を使用した。測定値との比較の結果、ANISN による計算結果は、コンクリートが厚くなるに従い、差が広がり過少評価になった。その原因として、計算では空気や部屋からの散乱補正が考慮されていないことと、不適切な材料データを使用したことがあげられ

ている。結論としてこのコンクリートは期待していた誤差範囲で十分な遮蔽性能をもつ、としている。

本研究の目的として、スタンダードな普通コンクリートの遮蔽性能の確立をあげているが、つくったコンクリートが一種類で、しかも水セメント比32%，比重2.485といった、世界的にもあまり一般的でないつくり方をしている。20数年前こういった実験や計算が米国を中心に多く行なわれており、それらと比較しても、本結論の有用性については、はっきりしないものがある。しかしながら実験データとしては有用であろう。

(金野 正晴)

#### V/2-8(66) Shielding Aspects of a Small District Heating Reactor.

J.F.Jaeger, V.Herrnberger and W.Fradncioni

本報告は、沸騰水型原子炉に基づく小型の地域暖房用原子炉の開発に関するものである。このような原子炉の目標は2つある。放射能放出と、公衆や環境への線量預託の低減及び在来炉より本質的に危険度が低いことである。この目的を満たすため、原子炉は通常の多重安全防護が施されている。即ち、セラミック燃料、被覆管、原子炉圧力容器（R P V）と、鋼鉄で内張りしたコンクリート製格納容器である。

この暖房用原子炉は10～50MW(th)の低温、低圧のコンパクト設計であり、R P Vは10m水深のプールに浸っている。このことは炉に隣接する部屋と環境への効果的な放射線遮蔽にもなっており、プール自体はコンクリート構造材の放射化が低く、解体的に容易であり、経済的である。

炉心中央での径方向の遮蔽計算では中性子とガンマ線につき一次元輸送コードANISNを使い、無限円筒形状にして計算した。軸方向についても同様の計算が行われた。

その結果、境界でのスカイシャインと線量率は、現行の法律で定める範囲内にあり炉停止後15～30年で解体する合理的かつ経済的な計画ができた。

(安藤 康正)

#### V/2-9(78) Study on the Radiation Source in the Cover Gas System of LMFBR.

Y.Hayashida et al.

LMFBRにおいて、カバーガス中に放出される希ガスや揮発性FPは、炉の点検保守時の被曝の源となるのでその評価が重要である。従来の解析法では、輸送遅れに伴う、希ガスの崩壊が無視されていた。本論文には、輸送遅れと崩壊系列、カバーガス配管系への沈着を考慮できる計算コードTRAPSの開発とそれを用いた解析が述べられている。

計算モデルは、カバーガス中のFPのインベントリーを計算する式と、カバーガス純化系での沈着と移行を計算する式を用いている。後者の式は熱輸送と質量移行のアナロジーを用いて

作られた。解析例として、1000MWeLMFBRを燃料破損率0.1%で1年間運転した場合の結果が示されている。ナトリウムプールからカバーガスへの希ガスの移行遅れを考慮すると瞬時移行を仮定する場合に比してファクター2~7倍カバーガス中の希ガスの放射能が下がる。一方炉停止時の線源となる長半減期核種では<sup>137</sup>Csが重要であるが、これは<sup>137</sup>Csの揮発によってガス相に生じるものより、<sup>137</sup>Xeの崩壊によって生じるもの寄与が3~2オーダー大きいことがわかった。さらに純化系配管への<sup>137</sup>Csの付着量についても、配管への付着係数と<sup>137</sup>Xeからの崩壊によって生じる<sup>137</sup>Csの考慮が重要であることがわかった。なお、付着係数が大きい場合は配管入口付近への付着量が大きく、付着係数の正確な評価が重要であると結論されている。

(岡 芳明)

#### V/2-10(101) Occupational Exposure to Radioactivity at PWRs

An International Perspective.

U.Kallenbach, M.Benedittini and J.Lochard

本論文は、1986年末までにベルギー、フィンランド、フランス、西ドイツ、日本、スウェーデン、スイス、米国で商用に供されたPWR135基から、1974年7月以降の111基について、発電量あたりの従事者被曝の動向をまとめたものである。

本調査から次のような結論がまとめられている。

- 1) 年間集積被曝線量は、原子炉の供用年数と共に漸増する傾向がある。
- 2) 各国の平均集積線量の差は小さくなる傾向にある。これは従事者被曝コントロールの画一化によるものである。
- 3) 個人被曝線量の低減化は、必ずしも年間集積線量の低減には結びつかない。
- 4) 従事者被曝は、主に1次系まわりの放射線により、特に燃料交換等の炉停止時にもたらされる。
- 5) 國際的な画一化の傾向はみられるが、将来的には従事者被曝対策は、原子炉の供用期間と共に増加する線源の蓄積とALARAの取り入れ方、設計の改良、トレーニングや経験の向上等が入り混じって、それぞれの方法や対策が生みだされるものと予想される。

(田中 俊一)

#### V/2-11(6) Radiation Shielding Design of a 1.3 GeV Electron Synchrotron.

S.H.Jiang and J.P.Wang

台湾に建設される1.3GeV電子シンクロトロン放射光リング施設の遮蔽設計についての報告である。施設は50MeVの電子ライナックの入射器と150MeVのブースターシンクロトロンと1.3GeVの電子貯蔵リングからなり、貯蔵電流の設計値は200mAである。設計のための目標値としての線量レベルを規定し、加速器の運転条件やビーム損失を設定し、それに基いて遮蔽

壁厚を求めている。遮蔽計算には Jenkinsによる近似計算式を用いており、光子は直接発生制動放射線とコンクリート中で中性子による2次 $\gamma$ 線を含み、中性子は巨大共鳴、中間エネルギー、高エネルギーの3成分から成る。スカイシャイン計算には Rindi-Thomasによる経験式を用いている。この設計ではライナックとシンクロトロンは遮蔽壁のある室に設置し、リングは遮蔽トンネル中に設置している。

(中村 尚司)

V/2-12(151) Improved Microcalorimetry for Shielding Benchmark Experiments.

J.A.Mason et al.

本研究は、遮蔽ベンチマーク実験において物質内での吸収線量を直接的に測定するための改良型マイクロカロリメータ Imperial College Mk5 に関する報告である。

Mk5は、10～100mGy/s の範囲の吸収線量の測定に適用される直徑42mm、高さ93mm の円筒状のカロリメータで、従来型のMk2マイクロカロリメータの経験を踏まえて開発されたものである。本報告では、2つのカロリメータについて、電気的校正精度、および<sup>60</sup>Coガンマ線、ならびにAEE Winfrith NESTOR原子炉のNESSUS-II施設のガンマ線－中性子の標準混合場での実験により比較している。

電気的校正精度は、Mk2の20%の誤差が、鉄カロリメータで1%，黒鉛カロリメータで3%に改良されている。また、<sup>60</sup>Coでの実験では、電離箱による測定から推定した値との比較で、黒鉛で約1%，自己遮蔽の補正が大きい鉄で約5%以内で一致し、特に、黒鉛カロリメータではMk2の5%と比べ非常に改良されていることが示されている。さらに、混合場での実験は、計算による線量率と比較され、黒鉛では3%以下、鉄では自己遮蔽の影響が大きいものの計算と測定の誤差範囲で一致した。

(田中 俊一)

V/2-13(110) Neutron Fluxes Around the Pressure Vessels of the Hunterston A Reactors.

A.F.Avery, J.Eaton and J.Tilbury

原子炉圧力容器の中性子照射による健全性を検討する目的で圧力容器近傍の中性子束評価を実施している。

対象としたHunterston A炉は、黒鉛減速材・二酸化炭素冷却材・天然ウランを燃料としたガス炉で圧力容器は球形状をしている。中性子のストリーミングパスは、燃料と黒鉛スリーブ間のすき間、反射体内径方向チャンネル、案内板に沿った流路になる。

解析は、様々な手法の組み合せを行っている。第1には、炉心領域からの中性子の流出量に着目して除去拡散コード REDIFFUSION（炉心部のバルク計算）とカーネルアルベート法によるコード MULTIREM（1体の燃料回りのすき間に着目した計算）の組み合せで求める。第2

は炉の1/8領域を計算範囲とし、先に求めた炉心からの中性子束を線源にモンテカルロコードMCBENDを用いて圧力容器近傍の中性子束を求めてている。

測定値と計算値のC/E値は計算の標準偏差が大きい位置でも10%以内で一致している。又、下部スタンドパイプ部に於いては約2倍計算値が過大評価している。しかしC/E値が炉心外側でファクター2.0以下で一致する解析手法は遮蔽評価上有効であると考えられる。

(多田 恵子)

#### V/2-14(86) Use of Semiconductor Detectors in Personal Dosimetry.

M.Jung, M.Fasasi, C.Teissier and P.Siffert

この論文は、シリコン及びCdTe半導体検出器を個人モニターに用いる目的で $\gamma$ 線及び中性子に対するレスポンスの理論的検討をモンテカルロ法で行なったものである。半導体としては部分空乏層型のシリコンダイオードと全空乏層型のCdTeが仮定されている。線量計としてはエネルギーに依存しない一定のレスポンスが必要であるが、これを達成するにはフィルターやラジエータを用いる必要がある。 $\gamma$ 線に対しては600keV以上のレスポンスを増加させるのに1.5 mmAlのラジエータが使用されている。シリコン検出器ではフィルターの厚さを工夫して150keV以上のレスポンスをスムースにできたが、CdTeでは低エネルギーのレスポンスのピークが大きくレスポンスを一様にするのは困難としている。

高速中性子に対してはレスポンスは測定器の前に置くポリエチレンラジエータの厚さに依存する。計算でレスポンスを一様にする条件が検討され、ポリエチレンシールドを追加することにより2MeV以上でフラットなレスポンスが実現できたとしている。しかし中性子の感度は $\gamma$ 線に比べると0.1%程度しかないと報告している。

本論文での検討内容は極めて基本的なものであるが、 $\gamma$ 線に対してはこれで十分半導体個人モニターが作れることがわかる。中性子の感度上昇が今後の問題であろう。

(秦 和夫)

#### V/2-15(69) A Review of Some Shielding Calculations for the European Demonstration Reprocessing Plant (EDRP).

J.M.Lloyd, P.J.Robinson and M.H.Dean

EDRPは欧州の高速炉燃料を再処理するための工場の英国設計案である。英国商用デモンストレーション高速炉(CDFR)のサブ集合体の仕様に合わせた照射履歴・冷却期間で再処理工場の遮蔽調査を行った。論文では再処理工場における受入れ使用済燃料の貯蔵施設、化学分離プラント及び製品取扱工程の遮蔽アセスメントを述べている。

再処理工程前の使用済燃料の保管貯蔵施設については、乾式貯蔵と湿式貯蔵のメリットを比較するため、RANKERN及びANISNコードを用いて屋根の上で $1\mu\text{Sv}/\text{h}$ の基準を満たす遮蔽厚さを求めている。化学分離工程では、放射性廃液を移送する配管を含むダクト出口表面の

線量率が  $2.5 \mu\text{Sv}/\text{h}$  以下になるコンクリート遮蔽厚さを求めるとともに、2つのダクトが結合している箇所或いは接近している箇所の計算を RANKERN コードで行っている。プルトニウムと分離したウランには半減期 6.75 日の U-237 が含まれるので、放射能を減衰させるための一時貯蔵を考慮しており、8日間冷却させた場合には冷却しない場合に比べてコンクリート厚が 30~40 cm 少ない。

(坂本 幸夫)

V/2-16(76) Neutron Transport and Shielding Properties Studies of Poly-Boron and Ilmenite-Magnetite Concrete Developed Locally with Indigenous Resources.

S.I.Bhuiyan, F.U.Ahmed, A.S.Mollah, M.A.Rahman and M.Rahman

新しく開発したポリボロンコンクリートとイルメナイト-磁鉄鉱コンクリートの遮蔽性能に関するもので、中性子透過実験を行い、除去断面積、中性子数ビルドアップファクターを求めている。この開発は TRIGA MARKII の生体遮蔽の建設に関連して行なわれた。ポリボロンコンクリートの成分は明らかにしていないが、イルメナイト-磁鉄鉱コンクリートの骨材には、イルメナイト、磁鉄鉱石、普通の砂が 2:2:1 の割合で使用され、密度は 2.95 である。実験は、 $^{252}\text{Cf}$  を線源として、スラブ状の体系で、BF-3 カウンターを用いて行なわれた。結論として透過距離に対する実効除去断面積およびフィッティング式が示されている。

本研究の範囲では他のコンクリートとの比較や輸送計算結果との比較もなく、いささか普遍性に乏しいと考えられる。これまでに多くのボロン入りコンクリートや重量コンクリートが開発されており、すでに多くの詳細なデータが得られている。本開発は、これらのワク内にあるものと考えられるが、実験データは有用であろう。

(金野 正晴)

V/2-17(49) LIMACRETE - An All Purpose Radiation Shielding System.

F.J.Coleman and R.Tombleson

新しく開発した遮蔽用コンクリート「LIMACRETE」の放射線遮蔽システムに関するもので、LIMACRETE と他のコンクリートとの比較、および適用方法について略述している。

LIMACRETE は褐鉄鉱石 ( $2\text{Fe}_2\text{O}_3 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ ) をベースに磁鉄鉱  $\text{Fe}_3\text{O}_4$  (密度を増やすため)、カルシウムボライト  $2\text{CaO} \cdot 3\text{B}_2\text{O}_3 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$  (熱中性子を吸収するため) を骨材として使用したコンクリートで、高強度、耐湿性、耐久性があり、ブロック状にも、プレストレスト構造にも、ビルやコンテナーにも用いることができる、としている。比重は 3.0 (普通コンクリートは 2.35)，圧縮強度は  $62 \text{ Nmm}^{-2}$  (普通コンクリートは  $26 \text{ Nmm}^{-2}$ )，である。中性子に対する遮蔽性能は、普通コンクリートに比べ、高エネルギー領域で 2 倍 (厚さ 60 cm で比較)，低エネルギー領域で約 5 倍の性能があるとしている。

LIMACRETE の製造方法は示されてはいないが、これまでに開発された遮蔽用コンクリートとしては、3種の骨材をうまく組み合せた点で、非常にユニークである。ただ同じものを日本でつくろうとすると、骨材に利用できるような良質の褐鉄鉱石が得られないため、他の鉄鉱石との組み合せになろう。最適設計が重要になってきている今日、このような新しいタイプの遮蔽材料の開発が強く求められている。

(金野 正晴)

V/2-18(21) Experimental and Theoretical Investigations of the Neutron Flux Distribution Outside the Core of the WWER-1000 Reactor Type.

B.Osmera, M.Holman and E.B.Brodkin

WWER炉型の圧力容器近傍の中性子束評価手法の確立を目的としたもので、WWER-1000のモックアップ実験の解析を報告している。

モックアップ実験は炉心から圧力容器外側の生体遮蔽壁を模擬しており、解析は三次元的な形状を二次元計算と一次元計算の組み合せで行っている。

圧力容器外側中性子束（相対値）とモックアップ実験値から実機形状の値に変換するスケーリング係数について測定値／計算値の比較を行っている。

結論として本検討はWWER炉型の圧力容器の中性子照射量評価に有効になったとしている。

(多田 恵子)

V/2-19(34) Estimation of Radiation-Dose Distribution within and Around Linear Accelerator Medical Room.

K.Takeuchi and Y.Takaku

医療用電子ライナック室内外の $\gamma$ 線線量分布の計算に discrete ordinates 直接積分コード PALLAS が使えるかを検討した報告である。電子ライナックから 4MeV の電子ビームを 1mm 厚金ターゲットに照射して制動放射線を発生させ、それをガントリーから 80 cm の位置のファントムに照射し、照射室内と迷路内の線量を求めている。まず金ターゲット生成制動放射線スペクトルを計算で求め、それを線源として室を 2 次元円筒形状に近似して $\gamma$ 線輸送計算を行っている。計算精度をチェックするために電離箱による測定を、ファントム上の照射野を 14×14 cm に設定して行っている。計算値は測定値とかなりよい一致を示しているが、半径方向の分布の計算値には明らかにレイ・エフェクトに基く振動が見られ、この振動は光子ビームが細いことによる一回散乱の影響としている。このため PALLAS コードを解析に使用する時は、一回散乱光子の輸送は解析的に計算することと、円筒形状近似をやめて現実の直方体形状にすることを推奨している。

(中村 尚司)

V/2-20(27) Shielding Design Analyses of a Research Reactor with High Quality Neutron Beam Hole.

T.Ise, T.Maruo, H.Kawasaki and S.Ishikawa

改造 JRR-3には12本の中性子ビーム孔が設置されているが、これらは全て炉心を直視しないいわゆるタンジェンシャル型ビーム孔である。タンジェンシャル型ビーム孔は高品位中性子ビームを作るとされているが、炉心を直視する通常のラジアル型ビーム孔に比較してタンジェンシャル型ビーム孔の利点を明らかにした。

改造 JRR-3の炉心をDOT3.5 コードのR-Z形状で解析した結果を線源とし、境界線源を用いてMORSE-CG 及び DOT3.5 コードでビーム孔のストリーミング解析を行った。タンジェンシャル型ビーム孔ではラジアル型に比較して熱中性子束が1/1.1であるが、中性子及びガンマ線の線量がそれぞれ1/29 及び1/12 でありバックグラウンド放射線の小さい高品位の熱中性子ビームが得られる。これらの情報はビーム孔の設計者や中性子物理の実験者にとって有用である。

(坂本 幸夫)

V/2-21(4) Un Materiel Bon Marche contre les Neutrons : Le COLENANITE.

(An Inexpensive Neutron Shielding Material : The COLEMANITE)

A.Bayulken

研究室や研究所等において、中性子源を使った実験を行うとき、放射線遮蔽の目的でBoron の入ったポリエチレンのブロックが一般に使われる。この物質は三酸化物もしくは炭化物の形でのBoron を含んでおり、かなり高価である。本研究の目的は、パラフィンやコンクリートのマトリックスの中に、中性子毒物としてBoron の鉱石、灰硼鉱を使う可能性を実証し、実際の応用に際しての経済性の比較を行う事にある。

その結果6 cmの厚みのパラフィンのブロックに灰硼鉱を混ぜることにより、熱中性子に対しては中性子の吸収の割合が36%（灰硼鉱0%混入の場合）から46%（灰硼鉱55%混入）まで高めることが出来た（即ち約28%の増加）。高速中性子に対しては3%程度の増加にとどまり効果は少なかった。本研究からの最適の灰硼鉱混入率は50~60%である。

(長谷川 明)

V/2-22(150) Radiation Field and Material Mismatch in Metrology Measurements in Shielding Benchmark Experiments.

J.A.Mason, P.J.H.Heffer and N.Bainbridge

遮蔽ベンチマーク実験における正しい放射線計量に関する評論で、筆者らの見解をいくつか述べている。正しい放射線量を評価するためには検出器のサイズや材質と放射線場での相互作用を考慮する必要がある。例えばサイズの大きなカロリーメーターのような場合は検出器への

熱転位評価が線量計測上重要となる。本論文では、こういった検出器の存在による放射線場の揺動、減衰、非平衡、検出器材料の熱的性質の不整合、などによって生じる誤差について検討し、その対策についても言及している。線量計における材料の選択と2次電子の非平衡の問題、熱伝導率、熱容量、密度と熱拡散率、伝熱の時定数、熱勾配との関係についても議論している。結論として、このようなことを検討することが重要であると述べている。

こういった議論は以前からいくつかなされてきている。本論文には具体的な実測例が示されていないため、評論のみに終わってしまったくらいがある。今後は具体的な実験データをもとにした議論が望まれよう。

(金野 正晴)

V/2-23(15) Shielding Calculation Analysis for an Argonaut Type Reactor in Brazil.

E.Pontedeiro and R.Dos Santos

リオデジャネイロのNuclear Engineering Instituteにあるブラジル国産初のArgonaut型研究用原子炉RIEN-1の遮蔽解析をANISNコードで行った。これは遮蔽改修に伴う解析であり、①改修前の原子炉体系、②可動型コンクリート遮蔽壁体系及び③鉛又は特殊な高密度コンクリートブロックからなる新提案の遮蔽体系について線量率を比較した。

改修前及び可動型コンクリート遮蔽の体系の計算値は、実測値に比較して、中性子線量率で1～7%，ガンマ線線量率で3～6%過大評価しているだけで両者は極めて良い一致を示している。鉛遮蔽壁案では可動型コンクリート壁に比較して、ガンマ線線量率を1/60としているが、中性子線量率では7倍となっており中性子遮蔽能力が劣っている。高密度コンクリートブロック遮蔽壁案は、中性子及びガンマ線に対する遮蔽として最も良い選択であり、可動型コンクリート遮蔽よりも優れている。

(坂本 幸夫)

## 2.21 Visual Presentation Session 3

V/3-1(144) Neutron and Gamma Transport in Air by TRIPOLI-2  
 Time Dependent Energy Deposition and Electron Current  
 Calculation.

T.Vergnaud, J.C.Nimal, J.P.Ulpat and G.Fauchoux

原水爆が空中で爆発したときの電磁場研究の一部が報告された。原水爆で発生する中性子と  
 ガンマ線は空気をイオン化し、またガンマ線により反跳された電子も発生する。これによる空  
 気の導電率と電流を使用して Maxwell 電磁方程式を解いて E M P 解析を行なう。

この報告は、このうちコンプトン電流と空気の Kermaまでの計算を示している。

この計算では TRIPOLI-2モンテカルロコードを改造しガンマ線の物質中のエネルギー  
 吸収とコンプトン散乱電子を出力するようにして使用した。これらの計算は爆発からの時間依  
 存で計算できるようになっている。

例として 14 MeV 中性子を線源として、半径 2.5 km の球体系で計算をした。統計精度を上げ  
 るために exponential transform のバイアスを使って 95 % の確度で求めた。このコードでは (n, X) 反応 ( $\tau < 0.1 \mu\text{s}$ ) と (n, p) 反応 ( $0.1 \mu\text{s} < \tau < 1 \text{s}$ ) に分けて出力できる。この計  
 算の結果として空気吸収線量と電流値が、爆発からの時間依存の形で示されている。

(林 克己)

V/3-2(37) Gamma-Ray Streaming and the Peebles Effect in Shielding  
 Heterogeneities.

D.Bufalino, P.Fratangelo, N.Cerullo and P.Riscossa

本論文はストリーミングや薄いシールド層がある場合の Point Kernel 法による外部線量  
 評価のための簡易計算法の改良法について述べたもので、反射効果（アルベド）と Peebles  
 効果（透過計算における斜入射ビルトアップ）を取り入れた計算法について記述されている。

円筒状線源の回りにギャップを置いて円環状のシールドが置かれている体系を考える。この  
 体系の回りの線量を計算するのに通常の Point Kernel 計算以外にシールド内側表面からの  
 反射した成分のストリーミングによる上部の線量への寄与と、 Peebles 効果による外部線量  
 の増大とを考慮する必要がある。本論文では QAD-CG と MERCURE-4 (Point Kernel コ  
 ード) にシールド表面でのアルベド散乱を積分するコードを結合し、更に Peebles 効果を取  
 り入れるためビルトアップ係数に特別の重み関数を乗ずる方法を用いて、簡便に上記効果を取  
 り入れた計算を行なっている。同じ問題に対する DOT 及び MERCURE-4 のみの計算と比較  
 してみると、 DOT に近い結果が得られており、 MERCURE-4 のみの非常な過小評価に比し  
 て著しい改良が得られている。

Peebles 効果はベースになるデータが不十分で既存の計算法への組込み法の検討も十分されてなかった。本論文のアプローチは一つの参考となるであろう。

(秦 和夫)

V/3-3(82) Analysis of the Experiments on the Source Intensity of Spent Fuel and Shielding of Transport Cask.

Y.Sakamoto, H.Kotegawa, Y.Naito and S.Tanaka

本報告は、輸送容器の遮蔽解析コードシステムの評価に関するものである。このコード・システムの信頼性を確認するために、PWRの使用済燃料集合体用輸送容器の放射線遮蔽実験を実施した。(1)PWR使用済燃料サンプルから放出される中性子束強度を評価する実験、と(2)輸送容器の内、外面での $\gamma$ 線と中性子束分布を評価する実験が行なわれた。

これらのデータは、NEACRPの輸送容器の遮蔽評価用国際比較コードの実験ベンチマーク問題として提供された。

36 GWd/tの燃焼度と2.9年の冷却期間のPWR使用済燃料集合体の線源強度は、ORIGEN2-82コードで計算した。遮蔽計算には、点減衰核積分法コード(QAD-CGGP)、輸送解析コード(ANISN-JR, DOT 3.5)とモンテカルロ・コード(MCNP)が用いられた。ORIGEN2-82コードで得られたPWR使用済燃料からの中性子放出率は実測値より約20%小さかった。計算によるガンマ線の分布は、実測値と良く一致した。点減衰核積分法コードによる計算では、 $\gamma$ 線の主要な遮蔽体のビルドアップ係数でなく外部遮蔽体のデータを使い、中性子の遮蔽計算では燃焼度分布を含めた線源強度を使うべきである。

(安藤 康正)

V/3-5(91) Package Type A and Shielding for  $^{226}\text{Ra}$  Needles Transportation.

A.Sahyun, G.M.A.A.Sordi and P.R.Rela

ブルジルにおいて医療や工業において広く利用されている針状の $^{226}\text{Ra}$ 線源のA型輸送容器の設計、製作経験をまとめたものである。

本容器は、収納物の最大が1.85 GBq(50 mCi)でIAEAの分類ではA型容器である。IAEAの基準によると容器の密封性能は、最大漏洩量が $10^{-5}$  torr $\cdot$ l/secであるが、本容器は $^{226}\text{Ra}$ がどのような物理的状態、即ち密封、非密封のいずれの場合でも輸送できるようにするために最大漏洩量は $10^{-7}$  torr $\cdot$ l/secで設計している。また、遮蔽性能に関しては、4.5 cm厚の鉛遮蔽容器を用い、容器の表面、および表面から1 mでの線量率が、それぞれ120 mR/h, 3.5 mR/hになるように設計している。

鉛容器の中に、50 mCi以下の種々の線源を入れた場合の線量率は容器表面で99 mR/h以下、1 mで3.75 mR/h以下であり、カテゴリIIIの要求に合う100 mCiの $^{226}\text{Ra}$ を収納できることが分かった。IAEAの1985年規則では、A型容器に500 mCiの $^{226}\text{Ra}$ まで収納できる

ようになつたので、今後はこれに合つた容器を製作するが、現在の容器については、今後も 100 mCiまでの輸送に使用する考えである。

(田中 俊一)

V/3-6(94) Comparison between Measured and Analyzed Dose Rate of MSF-1 Cask and Validation of Its Shielding Design.

M.Nakata and M.Ohashi

MSF-1型キャスクの線量率測定値（中性子～レムカウンター、 $\gamma$ 線～電離箱）と計算値（輸送コードDOT 3.5、断面積DLC 23 E/CASK）を比較し、本キャスクの遮蔽設計の妥当性を検討したものである。

測定は、キャスク内にPWRで875日間照射し（30500MWD/MTU）、1,647日間冷却し燃料を1体収納した状態で行なつた。その結果、中性子の場合、計算値は測定値とよく一致したが、 $\gamma$ 線の場合、計算値は測定値に比べ6倍の過大評価となつた。またストリーミングにより線量率が異常に増加する点がなく、線量率は基準値に比べ十分に小さく、このことにより、本キャスクの遮蔽設計は十分満足なものであった、としている。

こういったデータが、今後のキャスク開発に有用になると期待できよう。

(金野 正晴)

V/3-7(51) MARMER, A Flexible Point-Kernel Shielding Code.

J.K.Kloosterman and J.E.Hoogenboom

MARMERコードはモンテカルロ積分法による点減衰核コードであり、JEFバージョン1.1に基づくフォトンデータライブラリー及び核種ライブラリーの他にビルドアップ係数ライブラリーを有している。VITAMIN-Cの36群構造のフォトンスペクトルを少数组のスペクトルに縮約した遮蔽計算やORIGEN-Sの計算で得られた放射性同位元素の濃度を入力した遮蔽計算が可能である。

ビルドアップ係数ライブラリーには、Goldsteinのデータに基づくビルドアップ係数、effective-Zの決定に必要な光子断面積データ及び多重層用の北瓜氏の係数データが格納されている。ビルドアップ係数は、将来著者らがXS DRNPMで計算した値に差し替える予定であり、本論文では鉄のビルドアップ係数を文献値と比較している。VITAMIN-Cライブラリーを用いた球体系のXS DRNPM計算結果は、ガンマ線の入射エネルギー1MeV及び10MeVの場合の深い透過でGoldsteinやChiltonらの結果とかなりの差がある。これは群構造の平均エネルギーが文献値のエネルギーと一致していないためと、照射線量ビルドアップ係数と線量当量ビルドアップ係数の違いによるものである。

円柱の水タンクに線源が一様に分布しているANS Standardのベンチマーク問題に対する解析では、QADMOD, DOT及びCOHORTの結果と良く合っている。

(坂本 幸夫)

## V/3-8(142) A Computer Code to Assess Component Activation Inventories

- CAIRN - .

E.M.Collect, M.P.Tee and I.P.Shaw

廃炉や機器の廃棄時の放射能を評価するために、計算コードCAIRNをロールスロイス社で開発した。本コードは、X Y又はR Z形状の2次元拡散方程式を有限要素法で解く計算コードFEDROKで求めた中性子束を入力として用いて、核種の生成消滅の方程式を解いて放射化量を求める。核種チェインのデータライブラリーはJEF1のものを用いている。任意の運転履歴による放射化の任意の時点での放射能を求めることができる。例題として、水層に隣接する鉄層中の放射能が計算されている。中性子束の計算に用いるFEDROKコードについては永年の使用経験があり、又、実験との比較による検証がなされており、この精度に関しては鉄水多重層で水層に隣接する鉄層中の熱中性子束がファクター2倍過大評価になるが、一般的には10~30%程度の誤差であることがわかっている。CAIRNの実験による評価は、1988年にウィンフリス研究所で行う予定になっている。本コードは処理処分のための機器の放射能を求めるのに使うのみならず、遮蔽計算のためのガンマ線源の計算にも使用することを考えている。今後の改良予定の点としては、ガンマ線スペクトルに関するライブラリーを整備して、放射能インベントリーのみならず、ガンマ線源強度の計算も可能とすることなどが挙げられる。本手法は炉心近傍（ボイド部のない領域）での放射化量の評価に有用であると思われる。

(岡 芳明)

## V/3-9(20) The ENEA Contribution to the NEA-CRP International Inter-comparison of Codes for Radiation Protection Assessment of Spent Fuel.

G.F.Gualdrini, K.W.Burn, L.Casalini and P.Peerani

本論文はNEA-CRPで行なわれている使用済燃料の輸送容器の遮蔽に関する国際比較に参加して、イタリアのENEAが今までに行なった解析結果をまとめたものである。

解析は提案されたもののうち、9個の問題、即ち、問題1(A~C), 2-A, 3-B, 4-A, B及び5, 6について行なった。解析に用いたデータはJEFライブラリーから取り、 $27n-18r$ のP<sub>3</sub>近似多群定数と最大10636点のポイント断面積を作成した。輸送計算としては、一次元形状はS<sub>N</sub>法で他の場合は全てMCNPコードを用いた。

問題1についてみるとS<sub>N</sub>計算の結果とMCNPは非常によい一致となった。MCNP計算で採用した多くのバイアス法が有効で結果は1~3%の精度となっていると思われる。解析を通じ輸送容器の遮蔽についていくつかの基本的で重要な点が指摘されている。例えば容器外側の中性子の最大線量率を正しく得るには燃料中の軸方向の燃焼評価を精度よく行なう必要があることなどが示されている。

(秦 和夫)

V/3-10(102) A System for Dose Limitation and ALARP Assessment Applied  
to a Nuclear Facility Design.

J.M.Hobson, A.J.Cooper and J.Deakin

本報告は、原子力施設の設計に適用された線量限度と被曝低減の系統的対応に関するものである。

原子力施設の遮蔽設計の第一の必要条件は、(i)全従業員と最大被曝個人の外部全身線量と被曝限度目標値の達成と、(ii)ALARP(原文のまま)(合理的に達成できる限り低く)のための被曝低減、である。

これらの必要条件をプラント設計のあらゆる段階で確認するため、系統的な対応が必要である。ここでは、セラフィールドの例を用いて記述している。

設計段階では、レイアウトの変更や追加工事などが発生するため、多少の変更に対しても調整できるように設計では充分な柔軟性を持たせることである。予備的評価では、プラントの各領域、放射性の容器類、機器室等に対して被曝線量率と遮蔽解析を実施する。これはバルク遮蔽と局所遮蔽に分かれ、領域の放射線区分が決められる。

設計仕様が変更されると、被曝線量と放射線区分が再検討され、徐々に被曝評価上の不正確度の幅が減少し、被曝目標値が達成される。この系統的な手段はセラフィールドの燃料再処理工場での施設の遮蔽設計に応用され成功した。

(安藤 康正)

V/3-11(35) Exposure Buildup Factors for Slant Peretration  
Through Slab Shield from Point Isotropic Gamma-Ray  
Source.

Y.Kanai, N.Nariyama and K.Takeuchi

本論文は点等方線源に対するコンクリート平板の斜透過の照射線量ビルドアップ係数を求めたもので、二次元直接積分コード PALLAS-2DCY-FX によって計算されている。得られたビルドアップ係数は 0.661 MeV~6.13 MeV の間の 4 点の単一エネルギー  $\gamma$  線源に対し、1~10 mfp の透過厚さでそれぞれ入射角余弦 0.25~1.0(4 点)毎にテーブルの形で与えられている。

計算精度をテストするため金森らの実験値との比較が行なわれている。これによると、11.64 cm の鉄平板の実験に対しては PALLAS はよく一致し、G-33P はやや過小評価、QAD-CGGP は大巾に過小評価となつたと報告されている。A $\ell$  平板についても薄いものを除くと PALLAS の一致はよい。薄い体系(4.8 cm 厚さ)では ray effect のための最大 25% の差が出た。このため薄い体系のビルドアップ率の計算には、MCNP も同時に用いられている。

有限平板の斜入射ビルドアップ係数は重要だが、従来十分なデータが与えられていない。他の物質についても系統的にデータが計算、整理されることを望みたい。

(秦 和夫)

V/3-12(25) A Dose Calculation Code MANYCASK Based on a  
 New Principle of Improving Calculation Efficiency.  
 H.Yamakoshi, A.Yamaji, K.Ueki and Y.Namito

本研究は使用済核燃料を収納したキャスクを多数積載した輸送船内の線量率分布を効率良く計算するための新しい計算法を提案するものである。この計算法は点減衰核コード Q A D よりも計算時間が短く、しかもより詳細な線量率分布が計算可能である。そして、この利点は輸送船に積載されるキャスクの数が多くなるほど引き立つ。この新しい計算法を取り入れた計算コード MANYCASK は計算と実験との良い一致を与えることが分った。

12基のキャスクを積載した使用済核燃料輸送船のハッチカバー上で測定されたガンマ線線量率分布を計算対象に選んだ。本計算では、キャスク表面の線量率は一次元輸送コード ANISN で計算し、全てのキャスク表面で同一の値であると仮定した。計算と実験との比較はハッチカバー上の中心線上、1.75m および 3.5m 中心線から離れた位置、およびメインデッキの中心線上について行った。キャスク外表面から放出されるガンマ線は 2.18 MeV の単色エネルギーであると仮定して計算した結果、測定と比較し概ね良い一致を示した。キャスクに収納される使用済燃料を取り扱う限りでは  $^{144}\text{Pr}$  が存在し、その 2.18 MeV のガンマ線は透過能力が大きいので、この仮定は正当であると考えられる。

(植木絃太郎)

V/3-13(115) A Study into Photoneutron Production in Lead.  
 M.J.Armishaw et al.

中性子捕獲  $\gamma$  線を重い物質で吸収すると、その物質中の光核反応により光中性子が発生する現象があり、特に鉄-鉛層では鉄の捕獲  $\gamma$  線 (7632, 7646, 9298 keV) による鉛中の共鳴中性子 (86, 260 keV) の発生が顕著である。この問題を調べるベンチマーク実験とその解析について述べている。NESTOR原子炉の ASPIS 遮蔽実験設備で、漏洩熱中性子を鉄-水-鉛の多重層に通し、鉄に入射する熱中性子を  $^{55}\text{Mn}(n, \gamma)$  反応で測定し、鉛に入射する  $\gamma$  線を Ge (Li) 検出器で測定し、鉛透過後の中性子スペクトルを中性子スペクトロメータ、中性子と  $\gamma$  線の線量を線量計で測定している。この実験の解析は、捕獲  $\gamma$  線生成スペクトルを用いて  $\gamma$  線の輸送は点減衰核コード RANKERN により、光中性子生成スペクトルを用いて中性子の輸送はモンテカルロコード MC BEND により行っている。実験と計算はよい一致を示している。鉛 5 cm を附加することにより、中性子線量は 4 倍にふえ、それ以上ふやすと 5 cm 每に 20 % づゝ減少しており、 $\gamma$  線は 5 cm 每に 1 衍づゝ減少していることが測定により示され、また 5~25 cm の鉛層に対し、その背後の中性子線量は、鉛層前面での  $\gamma$  線線量の約 1/100 になることが述べられている。

(中村 尚司)

## V/3-14(72) The Application of the MARC Code to Shielding Work.

D.C.King, J.M.Lloyd and S.J.Wall

本論文は、中性子拡散輸送コードMARCについてANISNコードとの比較を行い、MARCコードの適用性について報告している。MARCコードは有限差分法と有限要素法を用いており、角度中性子束は球面調和関数で表わされる。

ANISNとの比較が行なわれた解析は2ケースでASPIISのステンレススチールの透過実験を扱った平板形状モデルと、代表的な高速炉の輸送容器問題を扱った円筒形状モデルについてである。

結論としては、メッシュ巾を物質の平均自由行程以下にすれば良い精度で一致するが、メッシュ巾を粗くすると非安全側になると報告している。又計算に使用する時間、計算機の容量はANISNと比較して大きくなっているので多次元の問題にMARCコードを使用するには困難があるとしている。

(多田 恵子)

V/3-15(11) Calculation of the Response Matrix of Ex-Core Neutron Detector  
in the Italian Unified Core PWR Design.

K.W.Burn, S.Monti, N.Meda and P.Riscossa

炉外中性子計測は、炉心の様々な個所に対する計測器の応答を決め、それによって計測器からのシグナルをアンフォールドして運転中の出力分布を求める炉心診断と制御の目的にPWRで用いられている。この報告は計測器の応答関数の計算に従来用いられてきた点減衰核法やSn法のかわりにMORSEモンテカルロコードを修正した共役計算を用いたものである。この方法で全制御棒を引出した状態で、4つの計測器に対する応答関数と、1本の制御棒を半分挿入した時の応答関数に対する影響とを計算している。計算結果として炉心の軸方向セグメントと燃料集合体からの応答寄与の半径方向分布と、あるセグメントに対し応答の軸方向分布が与えられている。また、1本の制御棒を炉心に挿入した時の計測器応答への効果が計算され、その影響がほとんどないことが示された。これらの結果に基いて、応答関数の使用はPWR炉心の軸方向出力分布の再構成の有効な方法であると結論づけている。

(中村 尚司)

## V/3-16(74) Shielding Calculations for Fast Reactor Spent Fuel Flasks.

M.H.Dean and W.P.Darby

商業用高速炉の使用済燃料輸送容器の設計に関するもので、Na冷却方式およびガス冷却方式について、材料および寸法の最適設計を計算により求め評価している。インベントリー計算にはFISPINを用い、中性子および2次ガンマ線線量率計算にはMCBENDを使用した（サーベイ計算としてANISNも使用）。1次ガンマ線線量率計算にはRANKERNを使用した。計

算の結果、Na冷却方式の方がガス冷却方式に比べ、表面線量率で50%高い値を示すが（2m離れた所ではほぼ同じ）、いずれも設計値であるIAEA規制値を大きく下回ることがわかった。また、容器のスチール部とボロン・シリコンゲル部の厚さを変化させた場合、火災でボロン・シリコンゲル部が消失した場合、熱中性子炉燃料の長期間貯蔵の効果についても評価し、それらの健全性が示された、としている。

こういった計算結果は、今後の高速炉の使用済燃料輸送容器の設計に有用になると期待される。

（金野 正晴）

## 謝 辞

本レビューの計画立案とその遂行の過程を通して、適宜、有益なコメントをいただき、且つ、的確な指針を示していただいた炉物理研究委員会遮蔽専門部会長鈴木友雄氏に感謝の意を表します。

## 文 献

- 1) 笹本 宣雄他：「第6回放射線遮蔽国際会議論文のレビュー」 JAERI-M 83-225 (1984)。

算の結果、Na冷却方式の方がガス冷却方式に比べ、表面線量率で50%高い値を示すが（2m離れた所ではほぼ同じ）、いずれも設計値であるIAEA規制値を大きく下回ることがわかった。また、容器のスチール部とボロン・シリコンゲル部の厚さを変化させた場合、火災でボロン・シリコンゲル部が消失した場合、熱中性子炉燃料の長期間貯蔵の効果についても評価し、それらの健全性が示された、としている。

こういった計算結果は、今後の高速炉の使用済燃料輸送容器の設計に有用になると期待される。

（金野 正晴）

## 謝 辞

本レビューの計画立案とその遂行の過程を通して、適宜、有益なコメントをいただき、且つ、的確な指針を示していただいた炉物理研究委員会遮蔽専門部会長鈴木友雄氏に感謝の意を表します。

## 文 献

- 1) 笹本 宣雄他：「第6回放射線遮蔽国際会議論文のレビュー」 JAERI-M 83-225 (1984)。

算の結果、Na冷却方式の方がガス冷却方式に比べ、表面線量率で50%高い値を示すが（2m離れた所ではほぼ同じ）、いずれも設計値であるIAEA規制値を大きく下回ることがわかった。また、容器のスチール部とボロン・シリコンゲル部の厚さを変化させた場合、火災でボロン・シリコンゲル部が消失した場合、熱中性子炉燃料の長期間貯蔵の効果についても評価し、それらの健全性が示された、としている。

こういった計算結果は、今後の高速炉の使用済燃料輸送容器の設計に有用になると期待される。

（金野 正晴）

## 謝 辞

本レビューの計画立案とその遂行の過程を通して、適宜、有益なコメントをいただき、且つ、的確な指針を示していただいた炉物理研究委員会遮蔽専門部会長鈴木友雄氏に感謝の意を表します。

## 文 献

- 1) 笹本 宣雄他：「第6回放射線遮蔽国際会議論文のレビュー」 JAERI-M 83-225 (1984)。