

JAERI-Research
2002-025



JP0250560



放射線輸送計算による
JCO臨界事故時の線量当量率分布評価

2002年11月

坂本 幸夫

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

本レポートは、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、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 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。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2002

編集兼発行 日本原子力研究所

放射線輸送計算による JCO 臨界事故時の線量当量率分布評価

日本原子力研究所東海研究所保健物理部

坂本 幸夫

(2002 年 10 月 2 日受理)

原子力施設の防災対策では、施設内外での放射線の線量当量率分布及びエネルギースペクトルの評価が必要であり、施設独自の建家構造を考慮した詳細解析には3次元放射線輸送計算コードが有用なツールとなる。モンテカルロ法の放射線輸送計算コードを用いた線量当量率分布及びエネルギースペクトルの評価法がどの程度の信頼性を有するか、また敷地外側での線量当量率分布に影響する因子を検討することは、今後の防災対策における被ばく線量の予測の上で重要である。

そこで、平成11年9月30日に発生した JCO ウラン加工工場の臨界事故解析を通してこれらの検討を行った。転換試験棟及び敷地内の施設に関する情報、確定した“中性子計数率の時間変化パターン”を利用して、燃焼計算を含んだ放射線輸送計算を行った。事故現場の転換試験棟を直接見通すことのできる事務棟2階会議室での実測値を再現する放射線輸送計算の条件を検討し、従来の解析に用いていた軽量気泡コンクリートの組成に水分量を $0.15\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 程度加えれば良いことを見いだした。測定位置での建家構造及び沈殿槽内機器を考慮すると、水分量はこの値より小さくて良く、妥当な結果である。また、この計算条件を用いたモニタリング位置での線量当量率の計算結果は、ファクター3の範囲内で実測値を再現した。計算精度を上げるためには、実測値の精度検証とともに、転換試験棟の内部構造及び JCO 敷地内他施設の詳細なモデル化が必要である。さらに、事故終息後の γ 線の線量当量率評価では、水分量はあまり影響しないため精度の良い解析ができ、臨界直後の変動の大きい期間の核分裂数とその後の事故終息までの変動の小さい期間の核分裂数の比率を評価し、“中性子計数率の時間変化パターン”と矛盾のないことを確認した。

Evaluation of Dose Equivalent Rate Distribution in JCO Critical Accident
by Radiation Transport Calculation

Yukio SAKAMOTO

Department of Health Physics
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 2, 2002)

In the prevention of nuclear disaster, there needs the information on the dose equivalent rate distribution inside and outside the site, and energy spectra. The three dimensional radiation transport calculation code is a useful tool for the site specific detailed analysis with the consideration of facility structures. It is important in the prediction of individual doses in the future countermeasure that the reliability of the evaluation methods of dose equivalent rate distribution and energy spectra by using of Monte Carlo radiation transport calculation code, and the factors which influence the dose equivalent rate distribution outside the site are confirmed.

The reliability of radiation transport calculation code and the influence factors of dose equivalent rate distribution were examined through the analyses of critical accident at JCO's uranium processing plant occurred on September 30, 1999. The radiation transport calculations including the burn-up calculations were done by using of the structural information about the conversion test facility and other facilities inside JCO site, and the established "trend pattern of neutron counting rates". Radiation transport calculational parameters were searched to reproduce the dose equivalent rate measured at the second floor of the office building looked down conversion test facility directly. The addition of water content of $0.15 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ to the autoclaved light weight concrete used in early analysis brought reasonable result. As the consideration of the building structure at measuring point and the instrumental structure of the precipitation tank, it was possible of lower water content in autoclaved light weight concrete. The calculated results were obtained within factor 3 of dose equivalent rates in the other monitoring points. There needs the more detail modeling of the internal facility structure in the conversion test

facility and the other facility structure in the JCO site to achieve the more precise calculations with the validation of the measured dose equivalent rates. In the analysis of gamma-ray dose equivalent rate produced by the residual radio-activity at the cessation of critical state, the accurate dose equivalent rate was obtained by the few ambiguity. The ratio of fission numbers was obtained in burst period when the critical power changed abruptly and in plateau period when the critical power changed gradually till the end of accident. The value showed good agreement with that of "trend pattern of neutron counting rates".

Keywords: JCO Critical Accident, Radiation Transport Calculation, Neutron, Gamma-ray, Dose Equivalent Rate, Residual Radio-activity

This is a blank page.

目 次

1. はじめに	1
2. 線量当量率分布評価の経緯と幾つかの計算例	2
2. 1 線量当量率分布評価の経緯	2
2. 1. 1 臨界状態の評価 (第一段階)	2
2. 1. 2 臨界状態の評価 (第二段階)	2
2. 1. 3 事故終息直後の残留放射能からの γ 線線量当量率評価	3
2. 2 幾つかの計算例	3
2. 2. 1 山野氏等の計算	3
2. 2. 2 三竹氏等の計算	4
2. 2. 3 水庭氏等の計算	5
2. 2. 4 今中氏の計算	5
3. 敷地内の詳細モデルを用いた線量当量率分布評価	6
3. 1 計算体系	6
3. 2 線源スペクトル、組成データ及び断面積データ	7
3. 3 評価点及び評価方法	7
3. 4 計算結果及び考察	7
4. 臨界事故時の中性子線量当量に影響する放射線輸送計算上のパラメータ	18
4. 1 軽量気泡コンクリート中の水分量の影響	18
4. 1. 1 評価方法	18
4. 1. 2 評価結果及び考察	18
4. 2 事務棟2階会議室での実測値の妥当性検討	19
4. 2. 1 評価の目的	19
4. 2. 2 遠距離での線量当量率・積算線量当量の実測値	19
4. 2. 3 評価結果及び考察	20
4. 3 空気中の水分量の中性子線量当量率への影響	21
4. 3. 1 評価の目的	21
4. 3. 2 事故当時の気象状況	21
4. 3. 3 評価結果及び考察	21
5. 臨界終息後の残留放射能による γ 線線量当量率の評価	25
5. 1 評価の手順	25
5. 2 計算体系	25
5. 3 線源スペクトル	25
5. 4 材料組成	26
5. 5 評価点及び評価の方法	26
5. 6 計算結果及び考察	26

6. まとめ	32
謝 辞	33
参考文献	33

Contents

1. Introduction	1
2. Circumstance of Dose Equivalent Rate Distribution Evaluation and Some Calculation Examples	2
2. 1 Circumstance of Dose Equivalent Rate Distribution Evaluation	2
2. 1. 1 Evaluation of Critical State (First Stage)	2
2. 1. 2 Evaluation of Critical State (Second Stage)	2
2. 1. 3 Gamma-rays Dose Equivalent Rate Evaluation from Residual Radio-activities Just After End of Accident	3
2. 2 Some Calculation Examples	3
2. 2. 1 Yamano' s Calculation	3
2. 2. 2 Mitake' s Calculation	4
2. 2. 3 Mizuniwa' s Calculation	5
2. 2. 4 Imanaka' s Calculation	5
3. Calculation of Dose Equivalent Rate Distribution by Using of Site Specific Detailed Model	6
3. 1 Calculation Geometry	6
3. 2 Source Spectra, Material Composition and Cross Section Data	7
3. 3 Evaluation Point and Evaluation Method	7
3. 4 Evaluation Result and Discussion	7
4. Radiation Transport Calculational Parameters Influenced upon Neutron Dose Equivalent at Critical Accident	18
4. 1 Influence of Water Content in Autoclaved Light Weight Concrete	18
4. 1. 1 Evaluation Method	18
4. 1. 2 Evaluation Result and Discussion	18
4. 2 Propriety Consideration of Dose Equivalent Rate Data Measured at Second Floor Meeting Room of Office Building	19
4. 2. 1 Objective of Evaluation	19
4. 2. 2 Measured Data of Dose Equivalent Rates and Accumulated Dose Equivalent at Long Distance from Precipitation Tank	19
4. 2. 3 Evaluation Result and Discussion	20
4. 3 Influence of Water Content in Air on Neutron Dose Equivalent Rate	21
4. 3. 1 Objective of Evaluation	21
4. 3. 2 Weather Condition at Critical Accident	21
4. 3. 3 Evaluation Result and Discussion	21
5. Gamma-rays Dose Equivalent Rate Evaluation from Residual Radio-activities Just After End of Critical State	25

5. 1	Process of Evaluation	25
5. 2	Calculation Model	25
5. 3	Source Spectra	25
5. 4	Material Composition	26
5. 5	Evaluation Point and Evaluation Method	26
5. 6	Calculation Result and Discussion	26
6.	Summary	32
	Acknowledgements	33
	References	33

1. はじめに

平成11年9月30日に発生したJCOウラン加工工場の臨界事故に関する事故解析では、JCO敷地内外における実効線量当量・放射化量推定のための中性子エネルギースペクトルの評価及び事故後処理のために沈澱槽内の残留放射能の評価が必要であり、燃焼計算を含んだ放射線輸送計算を行った。

最初に、臨界状態が継続している時の中性子線量当量率及び事故終息後の γ 線線量当量率の測定結果に基づいた放射線輸送計算により、事故発生直後約25分間の出力変動の大きい期間（以後、「バースト期間」と記す。）と、その後の事故が終息するまでの出力変動の小さい期間（以後、「プラトー期間」と記す。）の2つの期間における核分裂数を評価した¹⁾。この結果は当初、原子力安全委員会のウラン加工工場臨界事故調査委員会における被ばく線量評価時の核分裂反応の出力履歴として利用された。臨界事故の全期間における被ばく線量の評価では、バースト期間とプラトー期間でのそれぞれの被ばく線量を評価し、これらを加算する必要がある。プラトー期間には線量当量率の実測データが多数あり、その時間変化もJCO施設内の γ 線エリアモニタのトレンドから明らかであり、被ばく線量の基になる積算線量当量を評価することは容易である。一方、バースト期間において線量当量率の実測データはなく、 γ 線エリアモニタは測定範囲を超えている可能性があった。そこで、プラトー期間とバースト期間での臨界状態の積算出力の比を利用して、プラトー期間の積算線量当量からバースト期間の積算線量当量を推定する必要がある。

その後、日本原子力研究所（以下、「原研」と記す。）那珂研究所モニタリングポストの中性子モニタ計数率の詳細検討により、バースト期間とプラトー期間の計数比率が明らかになり²⁾、これに基づいて“中性子計数率の時間変化パターン”が確定された³⁾。前述の放射線輸送計算による結果は、バースト期間の核分裂数をプラトー期間の核分裂数に比べて過大評価していた。これは、放射線輸送計算における構造材等の組成・密度の設定による計算結果の変動及び実測値の誤差により、バースト期間とプラトー期間の核分裂数の比率が大きく変化するためであり、組成・密度等の情報が不確かな時にはモニタ計数率の統計解析に比較して精度が低い。

“中性子計数率の時間変化パターン”が確定した後は、詳細な計算モデルに基づいた放射線輸送計算により、中性子のエネルギースペクトル、 γ 線線量当量率中の核分裂反応に伴う γ 線と中性子の捕獲反応等に伴う二次 γ 線との比、沈澱槽内の残留放射能の評価及びそれに伴う転換試験棟周辺の γ 線線量当量率の評価を行った。また、敷地内外での中性子線量当量率の評価に影響する放射線輸送計算上のパラメータについて検討した。

原子力施設の防災対策では、施設内外での線量当量率分布及びエネルギースペクトルの評価が必要であり、施設独自の建家構造を考慮した詳細解析には3次元放射線輸送計算コードが有用なツールとなる。本解析で得られたモンテカルロ法の放射線輸送計算コードを用いた線量当量率分布及びエネルギースペクトルの評価法の信頼性並びに敷地外側での線量当量率分布に影響する因子に関する知見は、防災対策時の放射線輸送計算による被ばく線量評価における予測精度の向上に役立つものと考えられる。

2. 線量当量率分布評価の経緯と幾つかの計算例

2. 1 線量当量率分布評価の経緯

放射線源に対する通常の放射線輸送計算では、線源条件及び材料組成を含む体系が明らかであり、これらの情報に基づいた計算モデルを用いて中性子及び γ 線のスペクトル及び線量当量率を評価している。今回のJCOウラン加工工場の臨界事故では線源強度は不明で、事故発生現場の沈澱槽、転換試験棟及び敷地内の建家の構造に関する情報は限られていた。限られた沈澱槽及び転換試験棟の情報に基づいた放射線輸送計算を行い、実測した中性子の線量当量率を再現できる線源強度、つまり臨界状態の出力を評価した。線量当量率の測定は多くの場所で行われていたが、比較対象とした評価点を転換試験棟から約250m離れ、転換試験棟を直接見通すことのできるJCO事務棟2階会議室の窓側とした。この位置では、事故発生から約10時間経過した23時頃、中性子レムカウンタにより $550 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ の中性子線量当量率が窓の中央で測定された。その後、窓から低い位置に中性子レムカウンタを設置し、中性子線量当量率の連続測定が行われた。なお、中性子レムカウンタで得られた中性子線量当量率は、周辺線量当量率(1cm線量当量率)であった。

2. 1. 1 臨界状態の評価 (第一段階)

解析当初は転換試験棟の構造及びその組成に関する情報が少なく、単純形状でモデル化して連続エネルギーのモンテカルロ放射線輸送計算コードMCNP4B⁴⁾で計算を行った。転換試験棟の壁及び天井には軽量気泡コンクリートが使用されていたが、その組成に関しては安全審査の遮へい計算(γ 線の評価のみ)で用いていた密度 $0.48\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ の材料組成を利用した。この結果、23時頃における事務棟2階会議室の中性子線量当量率 $550 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ を再現する臨界状態の出力を約510Wと評価した¹⁾。

臨界事故全体の総核分裂数は、沈澱槽の残留硝酸ウラニル溶液のサンプル分析により 2.5×10^{18} と評価された⁵⁾。プラトー期間における出力の時間変化は、JCO施設の γ 線エリアモニタ等で記録されており、23時頃の出力を約510Wとしたとき、プラトー期間の核分裂数が評価される。一方、バースト期間の核分裂数は、総核分裂数からプラトー期間の核分裂数を差し引くことにより算出される。その結果、バースト期間とプラトー期間の核分裂数の比は、48%と52%と推定された¹⁾。

2. 1. 2 臨界状態の評価 (第二段階)

その後、那珂研究所のモニタリングポスト等の各種モニタのデータが詳細に解析された。那珂研究所の中性子モニタは1秒間隔でデータが収録されており、臨界直後1~2秒間での急激な計数率の変化及びその後の緩やかな変化が見られた。中性子検出器からの信号パルスの時間幅から数え落としの割合が十分小さいことが、詳細な解析により明らかになり、臨界直後の1~2秒間のデータが信頼性の高いデータであることが確認された。バースト期間及びプラトー期間の計数率を統計処理した結果、バースト期間とプラトー期間の計数の比は $(11 \pm 2) : (89 \pm 2)$ と評価された²⁾。原子力安全委員会のウラン加工工場臨界事故調査委員会では、那珂研究所の中性子モニタリングポストの結果に基づくバースト期間とプラトー期間との中性子計数の比率が、被ばく評価

の基礎データとして採用された³⁾。今回の臨界事故では爆発や火災等はなく、沈澱槽及び転換試験棟の構造は大きく変化していない。したがって、線源領域から線量率評価点までの体系は変化していないので、那珂研究所の中性子モニタで評価されたバースト期間とプラトー期間の計数の比は、沈澱槽内でのバースト期間とプラトー期間の核分裂数の比に直接結び付けられる。このバースト期間とプラトー期間の中性子計数の比から、9月30日23時頃の臨界状態の出力としては約860Wが推定された。前節(1)の放射線輸送計算から推定された臨界状態の出力約510Wとの違いを検討するために、転換試験棟の内部構造及びJCO敷地内の建家の詳細モデル化、軽量気泡コンクリートの密度・水分量を変化させた計算を行い、これらのパラメータの中性子線量当量率への影響を調べた。

2. 1. 3 事故終息直後の残留放射能からの γ 線線量当量率評価¹⁾

事故現場の転換試験棟周辺では、事故終息直後に γ 線線量当量率が測定された。その値は、沈澱槽から約1.8m離れた冷却用屋外機付近で $160\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$ であり、この γ 線は主として沈澱槽にある硝酸ウラニル溶液中の核分裂生成物及び超ウラン元素の残留放射能からの γ 線である。事故終息後の測定時刻からバースト期間までの時間が長く、21時間に及ぶプラトー期間までの時間が短いので、放射能の減衰の差を利用すると、バースト期間とプラトー期間での核分裂数を評価できる可能性がある。そこで、使用済み燃料中の核分裂生成物及び超ウラン元素の放射能評価に良く用いられるORIGEN2コード⁶⁾を利用して、バースト期間及びプラトー期間での単位核分裂当たりの核分裂生成物及び超ウラン元素の生成量を評価するとともに、測定時刻まで放射能の減衰を評価した。この際、バースト期間に対しては核分裂反応が瞬時に起こるものとし、プラトー期間に対してはエリアモニタのトレンドに従った時間変化で臨界状態が継続するものとした。次に、沈澱槽の残留放射能からの γ 線を線源として、転換試験棟外側での γ 線線量当量率を距離の関数としてバースト期間の残留放射能及びプラトー期間の残留放射能に対してそれぞれ評価した。これらを用いて、総核分裂数(2.5×10^{18})及び γ 線線量当量率の実測値($160\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$)の2つの条件を満たすバースト期間とプラトー期間の核分裂数の比率を評価した。

この結果から、プラトー期間中の核分裂数を算出し、“中性子計数の時間変化パターン”を用いることにより、9月30日23時頃の臨界状態の出力を $670\text{W}\pm 200\text{W}$ と評価できた。±は測定点を1.8mの前後0.2m移動させた場合の出力の変化分に対応する。したがって、2.0m位置では、バースト期間とプラトー期間の核分裂数の比が、原子力安全委員会のウラン加工工場臨界事故調査報告書での中性子計数比と良く一致した。

2. 2 幾つかの計算例

2. 2. 1 山野氏等の計算^{7, 8)}

住友原子力工業(株)の山野氏等はMCNP4Bコードを用いて、沈澱槽の硝酸ウラニル溶液の臨界量を評価(臨界計算)するとともに、JCO敷地内外での中性子線量当量率及び γ 線線量当量率の構造材

及び距離による減衰を評価（放射線輸送計算）した。また、中性子線量当量率の計算結果から、核分裂数を次のように推定を行った。

中性子実効増倍係数を評価するとともに、沈殿槽内での中性子発生分布を正確に取り扱うため、沈殿槽に攪拌器と整流器を加えた詳細モデルの採用、遊離硝酸濃度の0.2Nから0.5Nへの変更、水分子による中性子散乱に散乱則 $S(\alpha, \beta)$ による上方散乱効果を考慮した⁷⁾。臨界計算において、沈殿槽で発生した1個の中性子による50cmの仮想的な面でのカレント、つまり外側方向への正味の流れを評価した。一方、線量減衰を評価する放射線輸送計算においては、計算の効率を上げ2km程度離れた位置までの評価を行うために、沈殿槽内での核分裂の空間分布を一様とした固定線源問題で扱った。中性子実効増倍係数を評価する臨界問題及び固定線源問題における沈殿槽から50cm離れた仮想面での中性子カレントの値を規格化することにより、沈殿槽内での中性子発生数と敷地内外での中性子線量当量率を正確に関係付けた。両者のカレントの接続計算から、転換試験棟（沈殿槽）から約250m離れた事務棟2階会議室における中性子の線量当量率 $550 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ を再現する臨界状態の出力を約780Wと評価した。この際、放射線輸送計算に用いた転換試験棟の壁材・天井材としての軽量気泡コンクリートの密度は、6.4vol%の水分を含有する $0.5106\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ であった。総核分裂のトレンド評価には、那珂研究所モニタリングポストの中性子データ及びJCO建家内の γ 線エリアモニタデータから最小自乗法でフィッティングした多項式を利用した。この結果、バースト期間とプラト一期間の核分裂数の比は、12%：88%と評価され、原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会の中性子計数の比をほぼ再現した。

2. 2. 2 三竹氏等の計算⁹⁾

(財)原子力発電技術機構の三竹氏等は、MCNP4Bコードを用いて沈殿槽の臨界計算を行うとともに、沈殿槽からの漏洩放射線に対して建家及び空気による散乱・透過を評価する放射線輸送計算を行った。また、本評価及び山野氏等の計算例とは異なる測定点として、新聞・科学技術庁のホームページで公開された県道側の線量当量率のサーベイ結果を採用し、同データを再現する臨界状態の出力を評価した。さらに、乾燥密度 $0.48\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ の軽量気泡コンクリートに $0.0\sim 0.2\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ の水をパラメトリックに加え、中性子及び γ 線の線量当量率の変化に着目した。そこで、中性子と γ 線の線量当量率について、それぞれ次式のような計算値(C)と実測値(M)との比を定義した。

$$(C/M)_i = N H_i^{\text{cal}} / H_i^{\text{exp}}$$

ここで、 i は中性子と γ 線に対する指標、 N は核分裂率、 H は線量当量率、 H_i^{exp} 及び H_i^{cal} は放射線 i の実測値及び単位核分裂当たりの計算値であり、線量当量率の計算値は単位核分裂当たりの線量当量率に単位時間当たりの核分裂数を乗じたものである。 γ 線に対するC/Mは軽量気泡コンクリート中の水分量に影響をあまり受けないが、中性子に対するC/Mは水分量に影響を強く受ける。そこで、中性子線量当量でのC/Mと γ 線線量当量でのC/Mの比をとると、核分裂率には依存しない量となるので、水分量を変えた計算によって中性子と γ 線のC/Mの比率を調べた。中性子線量当量のC/Mは、水分量が少ないと過小評価となり、水分量が多いと過大評価となる。水分量が $0.05\sim 0.10\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ の範囲で中性子と γ 線のC/Mの比率が1.0前後となり、軽量気泡コンクリート中の水分量の最適値が $0.05\sim 0.10\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ と結論付けた。

2. 2. 3 水庭氏等の計算¹⁰⁾

核燃料サイクル開発機構東海事業所の水庭氏等は、JCO臨界事故における従業員等の被ばく線量評価の一環で、MCNP4Bコードを用いて空間線量率と線源からの距離の関係を評価した。転換試験棟の内部構造及び転換試験棟周辺の建家をモデル化した放射線輸送計算で得られた中性子の線量当量率は、実測値から得られた近似式と比較的よい一致が見られた。計算結果の方には、放射線輸送計算モデルで採用した構造物の遮へい効果により、近似式の周囲でバラツキが見られた。また、軽量気泡コンクリートの組成に関しては、施設の遮へい評価に用いる密度 (0.48 及び $0.50\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$) 及び軽量気泡コンクリートのテストピースの実測値 ($0.68\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$) を用いた計算を行った。MCNP4Bコードで得られた単位中性子当たりの線量当量に、中性子モニタ計数率の時間変動から評価した核分裂数を乗じて中性子及び γ 線の線量当量率を算出した。中性子線量当量率は、軽量気泡コンクリートの密度によって数倍変化し、密度が $0.68\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ のときに、 75m 及び 90m での実測値に最も適合していたが、 250m での計算結果は過小評価となった。また、 γ 線の線量当量率に関しては、軽量気泡コンクリートの密度によらず過大評価となった。

2. 2. 4 今中氏の計算¹¹⁾

京都大学原子炉実験所の今中氏は、JCO臨界事故で環境中に放出された中性子の挙動を、核データ ENDF/B-IV¹²⁾ から作成した群定数を用いたモンテカルロ計算コード MORSE-CG¹³⁾ で計算した。内部の壁等のみを考慮した転換試験棟の内部に、沈澱槽から漏洩した中性子スペクトルを点線源で設定するとともに、厚さ 20cm の軽量気泡コンクリートの壁で模擬したウラン試験棟等の7つの建家を転換試験棟の周辺に配置した。中性子の線量当量率測定点及び放射化サンプル採取位置での中性子スペクトルを評価した結果、速中性子の寄与が大きい中性子線量当量の計算では屋外の測定値に比べ約2倍となっており、転換試験棟の内部構造の見直し、測定点周辺での遮へい状況等の検討で改善の余地があるとした。

3. 敷地内の詳細モデルを用いた線量当量率分布評価

転換試験棟の単純モデル及び安全審査の遮へい設計における軽量気泡コンクリートの組成を用いた計算では、“中性子計数率の時間変化パターン”を再現できなかったため、転換試験棟の詳細モデル及びJCO敷地内の他の建家をモデル化することにより放射線輸送計算コード(MCNP4B)で線量当量率分布評価を行った。

3. 1 計算体系

Fig. 3.1 に沈殿槽の計算モデル図を示す。沈殿槽のステンレススチール及び水で囲まれている領域に、硝酸ウラニル溶液が含まれていた。実際の沈殿槽には攪拌装置等がついていたが、本解析では無視した。また、Fig. 3.2 に普通コンクリート及び軽量気泡コンクリートの壁で部屋を仕切った転換試験棟の計算モデルを示す。天井の高さは地上から505cmであり、天井材は厚さ10cmの軽量気泡コンクリートである。

Fig. 3.3 にJCO施設内の建家配置図を示す。これらの建家のうち、直接線及びスカイシャイン線の放射線輸送計算で遮へい体になる可能性がある建家についてモデル化を行った。モデル化した建家をFig. 3.4に示すとともに、その名称を以下に示す。

- ①転換試験棟
- ②第1ウラン試験棟
- ③第2ウラン試験棟
- ④第2ウラン試験棟増築部
- ⑤第3ウラン試験棟
- ⑥研究棟
- ⑦コールド試験棟
- ⑧第2研究棟
- ⑨第4固体廃棄物保管棟
- ⑩第2固体廃棄物保管棟
- ⑪排水タンク
- ⑫UF₆保管棟
- ⑬第1加工施設棟
- ⑭総合排水処理棟

各建屋及び排水タンクのモデル化に関わる情報をTable 3.1に示す。施設の内部構造は不明であるため無視した。また、JCO敷地境界の南西から北方向にかけて存在する高さ2m、厚さ3cmのコンクリート壁もモデル化した。さらに、北西方向にある施設外の敷地は土地が1m低くなっていることを考慮しモデル化を行った。

上空の大気によるスカイシャイン線を考慮するため、十分な散乱領域をとるとともに、地面による散乱(グランドシャイン効果)を考慮するため厚さ30cmの土層をモデルに入れた。

3. 2 線源スペクトル、組成データ及び断面積データ

評価する放射線は中性子と γ 線であり、中性子を線源とした時は中性子と二次 γ 線を評価し、核分裂反応に伴う γ 線を線源とした時は γ 線のみを評価する。したがって、 γ 線については、核分裂 γ 線と中性子による二次 γ 線の合算したものになる。中性子と核分裂 γ 線の線源スペクトルと1Wの核分裂に伴う中性子数及び光子数をTable 3.2に示す。

連続エネルギーの放射線輸送計算コードMCNP4B⁴⁾で用いた材料組成をTable 3.3に示す。建屋外側の空気には事故当日の気象条件を考慮し、15 (g \cdot m⁻³)の水蒸気を含めた。転換試験棟の壁材及び天井材、転換試験棟以外の壁材に使われていた軽量気泡コンクリートの組成及び密度をTable 3.4に示す。本節では、総水分量15.0vol%の軽量気泡コンクリート(ALC-5)を用いた結果について述べる。ALC-5の軽量気泡コンクリートは、4.1節で述べるように“中性子計数率の時間変化パターン”に従った臨界状態の出力860Wで事務棟2階会議室での中性子線量当量率の実測値を再現する組成である。

断面積データとしては、核データENDF/B-VI¹⁴⁾をMCNP4B用に処理したMCNPXSデータライブラリー¹⁵⁾を用いた。

3. 3 評価点及び評価方法

線量当量率の評価点は、線量当量率の実測値がある18点である。評価点はFig. 3.5に示すように、転換試験棟の全方位にある。

方向性を考慮しない評価では、転換試験棟を中心とする同心円で表した円盤状の面検出器が使用できる。しかし、JCO敷地内で建家、直接線及びスカイシャイン線の方位性を考慮し評価点を特定するため、点検出器を用いた。評価点における中性子及び γ 線のスペクトルに対して、中性子及び光子に関する1cm線量当量への換算係数¹⁶⁾を乗ずることにより、線量当量率を評価した。

3. 4 計算結果及び考察

計算結果は、プラト一期間の9月30日の20時から10月1日の3時までの実測値と比較した。実測値としては、JCO社員が核燃料サイクル機構の協力の基に敷地境界付近で測定したデータと、原研職員が敷地の内外で測定したデータがあり、線量当量率実測値の時系列データから平均値を算出し比較に用いた。実測値の一覧表をTable 3.5~3.8に示す。また、中性子及び核分裂 γ 線の単位線源当たりの線量当量率計算結果を、臨界状態の出力を860WとしてTable 3.9~3.10に示す。さらに、沈澱槽からの距離に対する中性子線量当量率の計算値及び実測値をFig. 3.6に示すとともに、その比率をFig. 3.7に示す。なお、JCO施設内の γ 線エリアモニタによれば、プラト一期間の9月30日20:45から10月1日3:30の臨界状態の出力状態はほぼ一定と見なせる¹⁾。

中性子に関しては、評価点が転換試験棟に近くなるに従って計算結果と実測値の比率(C/M)が2.0倍から3.2倍と大きくなる傾向にある。ただし、建屋モデルの影響が大きい評価位置⑩、⑪に関しては、原研職員による実測値と比較して2倍以下となった。また評価位置①に関しては、測定値が10 (mSv \cdot h⁻¹)になっているが、後述のように、その位置での γ 線との線量当量率の比率

が他の評価点と比較して小さい。線源からの距離が100mから230mにかけては、C/Mが1に近づく傾向を示し、約200mの地点ではC/Mは1.4となる。さらに線源からの距離が大きくなると、C/Mは2を越えるが、事務棟2階の測定点に対しては1.2となった。

γ 線の線量当量率は、核分裂 γ 線と二次 γ 線の合算値であるが、計算結果では二次 γ 線の線量当量率の寄与は全 γ 線の線量当量率の0.4~0.5である。 γ 線線量当量率の実測値と計算結果の比率は0.50~3.2となっており、中性子線量当量率の実測値と計算結果との比とほぼ同じ傾向である。また、中性子線量当量率と γ 線線量当量率との比(n- γ 比)を比べると、計算結果は半分の評価点で実測値の $\pm 20\%$ の範囲に入っていた。評価位置①におけるn- γ 比の実測値4.2は、①に近い評価位置でのn- γ 比の実測値8~10及び①位置でのn- γ 比の計算値8.4に比べて小さい。このことから、評価点①では中性子線量当量率の実測値が測定器の測定範囲を超えている可能性がある。

計算結果とプラトー期間の9月30日の20時から10月1日の3時までの線量当量率測定データとの比較では、臨界状態の出力を860WとしたときそのC/Mはファクター3以内である。さらに、線量当量率の実測値を再現するためには、測定位置の同定、測定点周囲構造体等の測定上の不確かさを評価するとともに、放射線輸送計算における転換試験内の機器、転換試験棟に近い建家の内部構造等のモデル化が必要になる。しかし、実測値の再現性、入手できる転換試験棟内の機器・建家に関する情報には限界があり、これ以上の精度を上げた解析は困難である。

Table 3.1 Calculation model of facilities and tank.

番号	建家等の名称	材質				天井	備考
		材質 1	厚さ (cm)	材質 2	厚さ (cm)		
①	転換試験棟	ALC [*]	10	コンクリート	30	有	天井高さ 505cm
②	第1 ウラン試験棟	ALC	10			無	
③	第2 ウラン試験棟	ALC	10			無	
④	第2 ウラン試験棟増築部	ALC	10			無	
⑤	第3 ウラン試験棟	ALC	10			無	
⑥	研究棟	ALC	1.0			無	
⑦	コールド試験棟	コンクリート ^{**}	0.6			無	石綿スレート
⑧	第2 研究棟	鉄	0.06	ALC	0.9	無	鉄板、石膏ボード
⑨	第4 固体廃棄物保管棟	コンクリート	12.5	コンクリート	18	無	
⑩	第2 固体廃棄物保管棟	コンクリート	18.5			無	
⑪	排水タンク	鉄	0.16	水	直径 300		高さ 540cm
⑫	UF6 保管棟	コンクリート	5、12.5	鉄	0.4	無	
⑬	第1 加工施設等	コンクリート				有	
⑭	総合排水処理棟	コンクリート				有	

^{*}) 軽量気泡コンクリート、^{**}) 普通コンクリート

Table 3.2 Source photon and neutron spectra.

Gr.	γ線上限 エネルギー (MeV)	γ線線源 スペクトル	中性子線源 スペクトル
1	0.05	0.0	MCNP4B コード内蔵の U-235 核分裂スペクトル (Watt の式)
2	0.1	0.0	
3	0.2	0.0	
4	0.3	0.0	
5	0.4	1.3	
6	0.6	1.7	
7	0.8	1.1	
8	1.0	0.72	
9	1.33	0.78	
10	1.66	0.50	
11	2.0	0.35	
12	2.5	0.32	
13	3.0	0.19	
14	4.0	0.18	
15	5.0	0.62	
16	6.5	0.027	
17	8.0	0.0028	
18	10.0	0.0	
19	12.0	0.0	
20	14.0	0.0	
1W 当たりの発生数		2.2×10^{11} (ph·s ⁻¹)	7.5×10^{10} (n·s ⁻¹)

Table 3.3 Atomic composition and density of materials used in radiation transport calculation.

元素	元素 ID	原子個数密度 ($\times 10^{24}$ atoms \cdot cm $^{-3}$)					
		硝酸ケイニル 溶液	ステンレス スチール	水	空 気	空 気**)	土 壤
H	1001	5.85E-2*)		6.674E-2	7.199E-9	1.003E-6	9.77E-3
C	6012		2.173E-3		7.585E-9	7.585E-9	
N	7014	2.18E-3			3.910E-5	3.910E-5	
O	8016	3.75E-2		3.337E-2	1.054E-5	1.104E-5	3.48E-2
Al	13027						4.88E-3
Si	14000		1.696E-3				1.16E-2
P	15031		6.921E-5				
S	16000		4.457E-5				
Cr	24000		1.741E-2				
Mn	25055		1.734E-3				
Fe	26000		5.787E-2				
Ni	28000		8.112E-3				
U-234	92234	1.43E-6					
U-235	92235	1.78E-4					
U-238	92238	7.59E-4					
密度 (g \cdot cm $^{-3}$)		1.52	7.91	0.9982	0.001205		1.7

*) 5.85×10^{-2} 、**) 空气中水分量 $15 \text{g} \cdot \text{m}^{-3}$

Table 3.4 Atomic composition and density of autoclaved light weight concrete used in radiation transport calculation.

元素	密度 [g \cdot cm $^{-3}$] (重量%)				
	ALC-1	ALC-2	ALC-3	ALC-4	ALC-5
H		5.933E-3 (1.2)	7.111E-3 (1.4)	1.004E-2 (1.9)	1.678E-2 (2.8)
O	1.140E-1*) (23.8)	2.536E-1 (50.8)	2.630E-1 (51.5)	2.865E-1 (53.4)	3.398E-1 (56.9)
Al	8.003E-3 (1.7)				
Si	1.030E-1 (21.5)	1.371E-1 (27.4)	1.371E-1 (26.9)	1.371E-1 (25.5)	1.371E-1 (23.0)
S	7.998E-3 (1.7)	8.227E-3 (1.6)	8.227E-3 (1.6)	8.227E-3 (1.5)	8.227E-3 (1.4)
Ca	2.470E-1 (51.3)	9.518E-2 (19.0)	9.518E-2 (18.6)	9.518E-2 (17.7)	9.518E-2 (15.9)
合 計	0.480 (100.0)	0.500 (100.0)	0.511 (100.0)	0.537 (100.0)	0.597 (100.0)
総水分量 (vol%)	0.0	5.3 =2.7%(結合 水)+2.6%(自 由水)	6.4 =2.7%(結合 水)+3.7%(自 由水)	9.0 =2.7%(結合 水)+6.3%(自 由水)	15.0 =2.7%(結合 水)+12.3%(自 由水)

*) 1.140×10^{-1}

Table 3.5 Time sequential data of neutron dose equivalent rates measured by JCO staff.

評価点 番号	距離 (m)	評価点(m)			中性子線量当量率 (mSv·h ⁻¹)					JCO 測定 番号
		x	y	z	9/30 21:04 ~ 21:19	22:08 ~ 22:20	23:25 ~ 23:35	10/1 00:13 ~ 00:28	平均値	
①	39	34.4	-17.7	1.1						
②	55	52.1	-17.7	1.1						
③	99	97.9	-17.7	1.1						
④	123	121.9	-17.7	1.1						
⑤	148	146.9	-17.7	1.1						
⑥	166	146.9	-77.1	1.1						
⑦	195	146.9	-128.1	1.1						
⑧	234	146.9	-182.3	1.1	0.35	0.30	0.28	0.35	0.32	⑬
⑨	235	164.6	-167.7	5.0						
⑩	332	146.9	-297.9	1.1	0.18	0.15	0.13	0.18	0.16	⑭
⑪	269	0.0	-268.8	1.1						
⑫	240	-113.5	-211.5	1.1	0.25	0.25	0.27	(0.15)	0.26	①
⑬	93	-76.4	-53.1	1.1	1.80	1.80	1.30	1.80	1.68	②
⑭	70	-67.8	-18.8	1.1	3.00	3.00	3.00	3.00	3.00	③
⑮	62	-62.4	3.1	1.1	3.50	3.50	3.30	3.50	3.45	④
⑯	83	-29.2	77.9	0.1	1.80	1.80	1.70	2.00	1.83	⑤
⑰	73	14.6	71.7	0.1	3.50	3.00	3.30	3.00	3.20	⑥
⑱	85	54.2	66.0	0.1						

()のデータは、平均操作には使用していない。

Table 3.6 Time sequential data of neutron dose equivalent rates measured by JAERI staff.

評価点 番号	距離 (m)	評価点(m)			中性子線量当量率 (mSv·h ⁻¹)					JAERI 測定 番号	
		x	y	z	9/30 20:45 ~	23:58 ~	10/1 00:55 ~	01:58 ~	02:58 ~		平均 値
①	39	34.4	-17.7	1.1			10.00			10.00	②
②	55	52.1	-17.7	1.1			7.10			7.10	③
③	99	97.9	-17.7	1.1			3.35			3.35	④
④	123	121.9	-17.7	1.1			1.97			1.97	⑤
⑤	148	146.9	-17.7	1.1			1.42			1.42	⑥
⑥	166	146.9	-77.1	1.1			0.86			0.86	⑦
⑦	195	146.9	-128.1	1.1			0.72			0.72	⑧
⑧	234	146.9	-182.3	1.1			0.30			0.30	⑨
⑨	235	164.6	-167.7	5.0		0.55				0.55	
⑩	332	146.9	-297.9	1.1	0.08				0.09	0.08	⑪
⑪	269	0.0	-268.8	1.1	0.14				0.16	0.15	⑩
⑫	240	-113.5	-211.5	1.1	0.35				0.20	0.28	⑧
⑬	93	-76.4	-53.1	1.1							
⑭	70	-67.8	-18.8	1.1							
⑮	62	-62.4	3.1	1.1							
⑯	83	-29.2	77.9	0.1	2.40	2.70	2.50	2.40	2.40	2.48	⑰
⑰	73	14.6	71.7	0.1	3.20	3.70	3.10	3.00	4.10	3.42	⑱
⑱	85	54.2	66.0	0.1							

Table 3.7 Time sequential data of gamma-ray dose equivalent rates measured by JCO staff.

評価点 番号	距離 (m)	評価点(m)			γ 線線量当量率 (mSv \cdot h $^{-1}$)					JCO 測定 番号
		x	y	z	9/30 21:04 ~ 21:19	22:08 ~ 22:20	23:25 ~ 23:35	10/1 00:13 ~ 00:28	平均値	
①	39	34.4	-17.7	1.1						
②	55	52.1	-17.7	1.1						
③	99	97.9	-17.7	1.1						
④	123	121.9	-17.7	1.1						
⑤	148	146.9	-17.7	1.1						
⑥	166	146.9	-77.1	1.1						
⑦	195	146.9	-128.1	1.1						
⑧	234	146.9	-182.3	1.1	0.035	0.025	0.024	0.025	0.027	⑬
⑨	235	164.6	-167.7	5.0						
⑩	332	146.9	-297.9	1.1	0.020	0.014	0.013	0.013	0.015	⑭
⑪	269	0.0	-268.8	1.1						
⑫	240	-113.5	-211.5	1.1	0.023	0.025	0.024	0.025	0.024	①
⑬	93	-76.4	-53.1	1.1	0.210	0.200	0.180	0.200	0.198	②
⑭	70	-67.8	-18.8	1.1	0.440	0.410	0.400	0.400	0.413	③
⑮	62	-62.4	3.1	1.1	0.410	0.420	0.410	0.400	0.410	④
⑯	83	-29.2	77.9	0.1	0.200	0.200	0.180	0.180	0.190	⑤
⑰	73	14.6	71.7	0.1	0.400	0.400	0.360	0.380	0.385	⑥
⑱	85	54.2	66.0	0.1						

Table 3.8 Time sequential data of gamma-ray dose equivalent rates measured by JAERI staff.

評価点 番号	距離 (m)	評価点(m)			γ 線線量当量率 (mSv \cdot h $^{-1}$)					JAERI 測定 番号	
		x	y	z	9/30 20:45 ~	23:58 ~	10/1 00:55 ~	01:58 ~	02:58 ~		平均 値
①	39	34.4	-17.7	1.1			2.400			2.400	②
②	55	52.1	-17.7	1.1			0.850			0.850	③
③	99	97.9	-17.7	1.1			0.350			0.350	④
④	123	121.9	-17.7	1.1			0.200			0.200	⑤
⑤	148	146.9	-17.7	1.1			0.100			0.100	⑥
⑥	166	146.9	-77.1	1.1			0.065			0.065	⑦
⑦	195	146.9	-128.1	1.1			0.055			0.055	⑧
⑧	234	146.9	-182.3	1.1			0.030			0.030	⑨
⑨	235	164.6	-167.7	5.0							
⑩	332	146.9	-297.9	1.1	0.011				0.011	0.011	⑪
⑪	269	0.0	-268.8	1.1	0.020				0.018	0.019	⑩
⑫	240	-113.5	-211.5	1.1	0.045				0.025	0.035	⑧
⑬	93	-76.4	-53.1	1.1							
⑭	70	-67.8	-18.8	1.1							
⑮	62	-62.4	3.1	1.1							
⑯	83	-29.2	77.9	0.1	0.220	0.270	0.300	0.330	0.300	0.284	⑰
⑰	73	14.6	71.7	0.1	0.400	0.500	0.450	0.460	1.000	0.453	⑱
⑱	85	54.2	66.0	0.1							

Table 3.9 Neutron dose equivalent rates at monitoring points corresponding to 860W power.

(モニタリング結果がある点、密度 $0.597\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ の ALC-5)

評価点 番号	距離 (m)	860W 時の中性 子線量当量率 ($\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$)		JCO 測定値 ($\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$)		JAERI 測定値 ($\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$)	
		計算値 (A)	FSD	(B)	比率 (A)/(B)	(C)	比率 (A)/(C)
①	39	36.3	0.052			(10.00)	(3.6)
②	55	18.1	0.014			7.10	2.6
③	99	7.00	0.019			3.35	2.1
④	123	4.17	0.024			1.97	2.1
⑤	148	2.61	0.022			1.42	1.8
⑥	166	1.33	0.073			0.86	1.6
⑦	195	0.98	0.052			0.72	1.4
⑧	234	0.64	0.062	0.32	2.0	0.30	2.2
⑨	235	0.66	0.034			0.55	1.2
⑩	332	0.19	0.048	0.16	1.2	0.08	2.3
⑪	269	0.46	0.061			0.15	3.1
⑫	240	0.69	0.085	0.26	2.7	0.28	2.6
⑬	93	5.64	0.078	1.68	3.0		
⑭	70	7.98	0.050	3.00	2.7		
⑮	62	11.1	0.055	3.45	3.2		
⑯	83	4.13	0.034	1.83	2.3	2.48	1.7
⑰	73	6.31	0.050	3.20	2.0	3.42	1.8
⑱	85	4.54	0.030				

Table 3.10 Gamma-ray dose equivalent rates at monitoring points
corresponding to 860W power.

評価点 番号	距離 (m)	860W 時の中性子線量当量率 ($\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$)					JCO 測定値 ($\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$)		JAERI 測定値 ($\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}$)	
		一次 γ 線		二次 γ 線		合計	(B)	比率 (A) /(B)	(C)	比率 (A) /(C)
		計算値	FSD	計算値	FSD	計算値 (A)				
①	39	2.577	0.011	1.734	0.017	4.311			2.400	1.80
②	55	1.179	0.017	0.801	0.026	1.980			0.850	2.33
③	99	0.541	0.014	0.325	0.037	0.866			0.350	2.47
④	123	0.324	0.021	0.205	0.051	0.529			0.200	2.65
⑤	148	0.202	0.023	0.122	0.053	0.324			0.100	3.24
⑥	166	0.020	0.057	0.015	0.098	0.035			0.065	0.54
⑦	195	0.019	0.053	0.019	0.205	0.038			0.055	0.69
⑧	234	0.030	0.134	0.021	0.164	0.051	0.027	1.89	0.030	1.70
⑨	235	0.017	0.087	0.013	0.068	0.030				
⑩	332	0.005	0.050	0.005	0.022	0.010	0.015	0.67	0.011	0.91
⑪	269	0.030	0.072	0.020	0.148	0.050			0.019	2.63
⑫	240	0.040	0.053	0.023	0.032	0.063	0.024	2.63	0.035	1.80
⑬	93	0.223	0.065	0.159	0.061	0.382	0.198	1.93		
⑭	70	0.509	0.031	0.529	0.205	1.038	0.413	2.51		
⑮	62	0.735	0.044	0.497	0.056	1.232	0.410	3.01		
⑯	83	0.216	0.055	0.145	0.047	0.361	0.190	1.90	0.284	1.27
⑰	73	0.278	0.037	0.224	0.061	0.502	0.385	1.30	0.453	1.11
⑱	85	0.091	0.073	0.089	0.062	0.180				

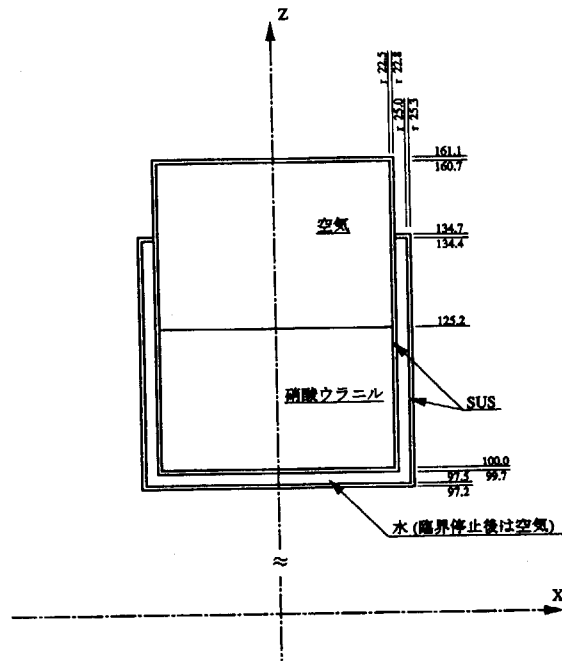


Fig. 3.1 Calculation model of precipitation tank.

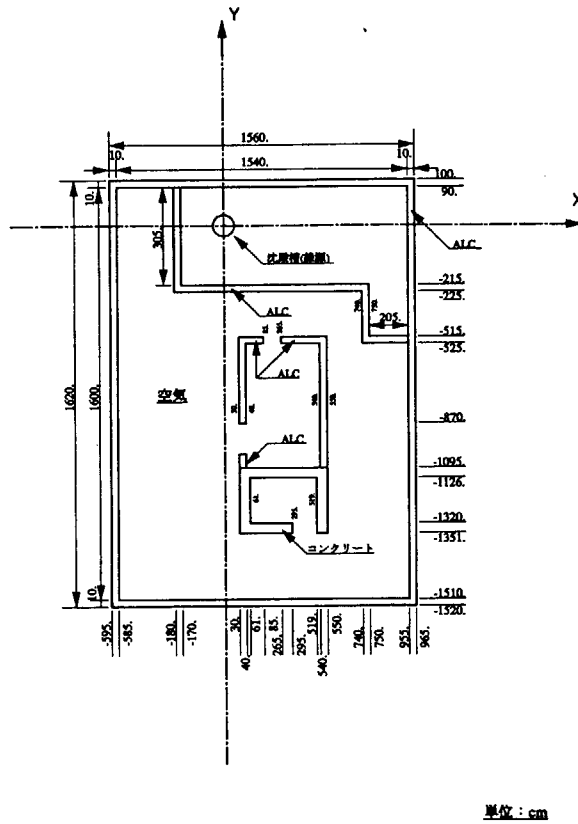


Fig. 3.2 Calculation model of conversion test facility.

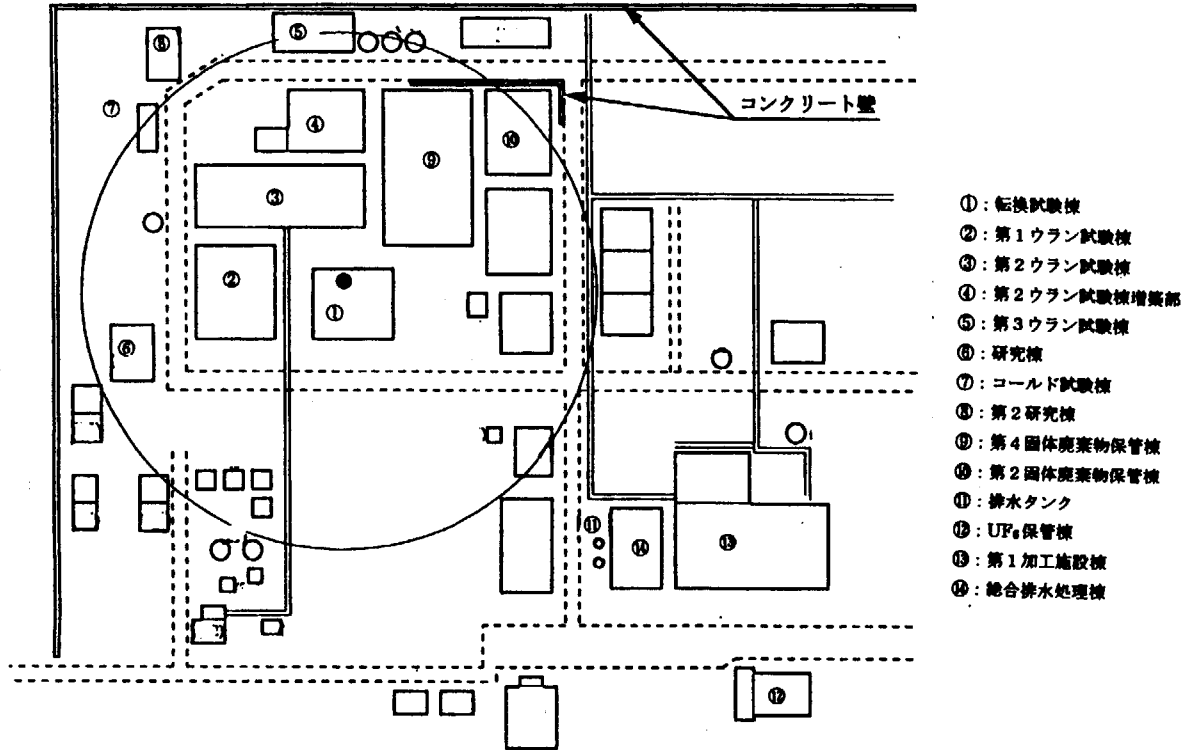


Fig. 3.3 Layout of facilities in JCO site.

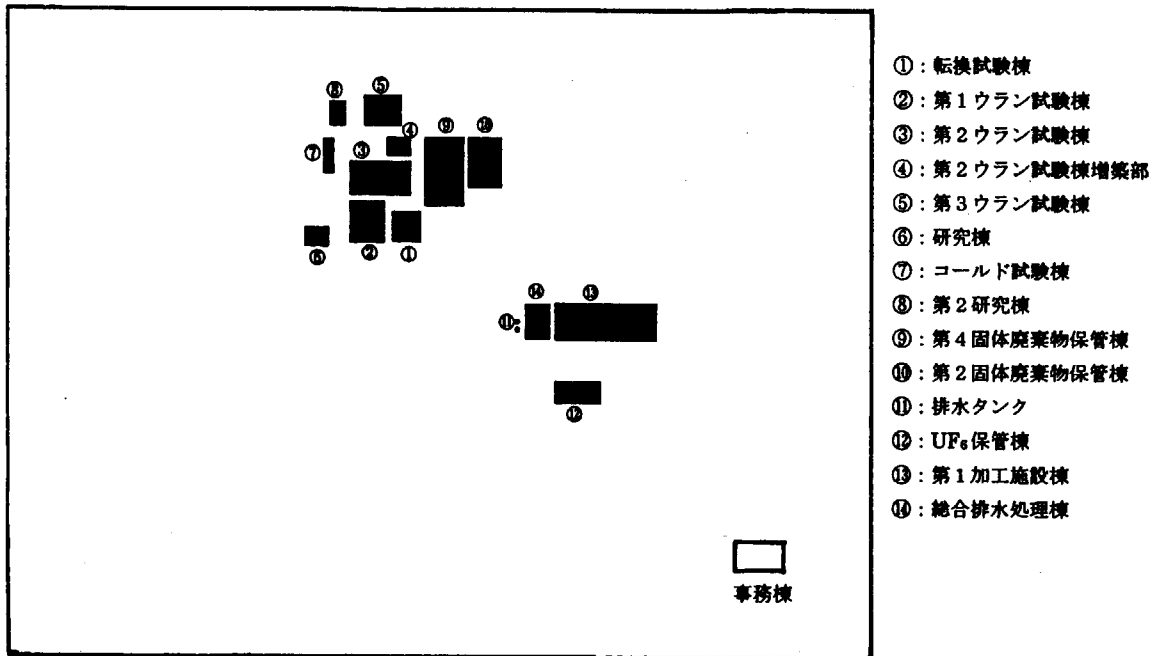


Fig. 3.4 Facilities layout considered in radiation transport calculation.

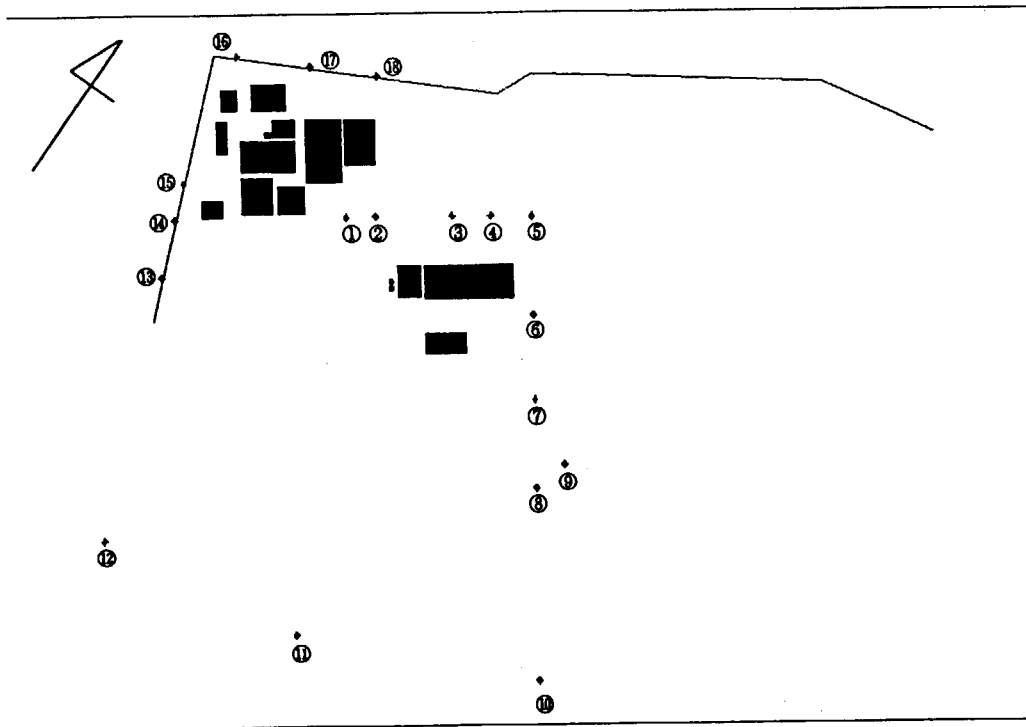


Fig. 3.5 Evaluation points of dose rates. (monitoring points)

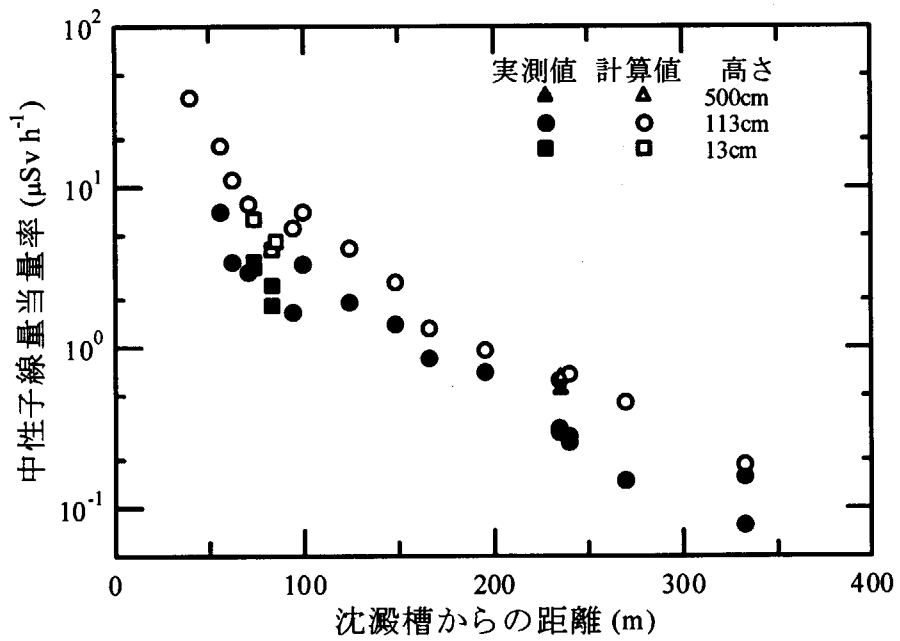


Fig. 3.6 Neutron dose equivalent rates against distance from precipitation tank.

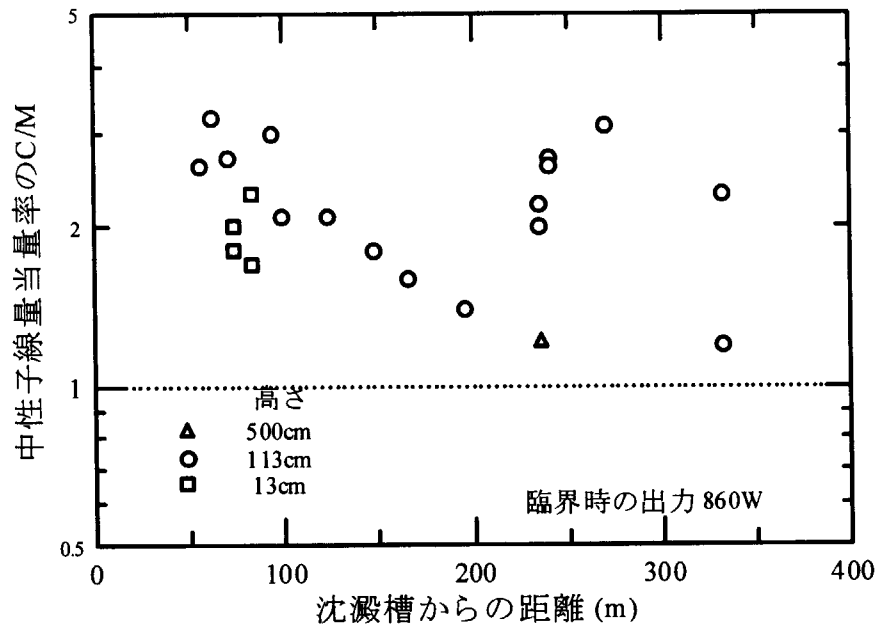


Fig. 3.7 C/M of neutron dose equivalent rates against distance from precipitation tank.

4. 臨界事故時の中性子線量当量に影響する放射線輸送計算上のパラメータ

前節では、転換試験棟の詳細モデル及びJCO敷地内の他建家をモデル化することにより中性子及び γ 線の線量当量率を計算し、実測値と比較したが、おおよそファクター3の範囲には入っていたが、測定位置によって大小関係が異なっていた。全ての測定位置の線量当量率を同時に満たすような放射線輸送計算は現時点では困難であり、単純モデルでの線量当量率の基準点を再度取り上げ、その線量当量率に対する軽量気泡コンクリート中の水分量の影響、基準データの他のJCO敷地外側での実測値との整合性検討及び空気中の水分量の影響を検討する。

4. 1 軽量気泡コンクリート中の水分量の影響

4. 1. 1 評価方法

3章の評価方法のうち、軽量気泡コンクリート中の水分含有量を変化させて、事務棟2階会議室窓側位置での中性子線量当量率を評価した。計算に用いた軽量気泡コンクリートの組成をTable 4.1に示す。基本とした軽量気泡コンクリートは、総水分量5.34vol%の密度 $0.5\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ の組成であり、水分以外の組成は変えずに、水分だけを追加した。また、市販の軽量気泡コンクリート（商品名シポレックス）での分析結果に基づいた組成についてもMCNP4Bコードによる放射線輸送計算を行い、中性子線量当量率を評価した。

4. 1. 2 評価結果及び考察

軽量気泡コンクリート中の水分量をパラメータとしたとき、事務棟2階位置での中性子線量当量率の変化をFig. 4.1に示す。図の縦軸は、沈澱槽における毎秒1個の発生中性子当たりの線量当量率であり、MCNP4Bコードの計算結果に相当する量である。破線で示した実測値は、 $550\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ を原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会の“中性子計数率の時間変化パターン”に従った場合の860W相当時毎秒1中性子当たりの線量当量率である。△で示した線は、系統的に水分量を変化させた結果であり、 $0.15\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ の水分量で実測値を再現している。市販軽量気泡コンクリート“シポレックス”の金沢大等のグループによる分析結果¹⁷⁾では、水分量が $0.1\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ より小さいが、本解析で用いた水分量約 $0.1\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ の軽量気泡コンクリートでの中性子線量当量率とほぼ等しい中性子線量当量率となる。

事故当日には降雨があったことから、軽量気泡コンクリート中の水分量が多少増加しても自然ではない。(財)原子力発電技術機構の三竹氏等は中性子と γ 線の線量当量率の比率から、放射線輸送計算から水分量を $0.05\sim 0.10\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ と推定しており⁹⁾、今回の結果は水分量を多めに評価している。しかし、水分量が $0.1\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ から $0.15\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ に増加したときの中性子線量当量率の変化は約20%であり、以下の放射線輸送計算上の不確定さによる変動内に含まれると考える。

①測定場所の建家構造

今回の解析では、事務棟2階会議室の測定点を、地上5mの空気中の点として取り扱っており、事務棟の建家構造は考慮していない。測定は窓を閉め切った状態で行っており、ガラス窓、天井

及び壁材での中性子透過率を考慮すると、中性子線量当量率の計算結果はより小さくなる。例えば、3mm厚さのガラスの中性子透過率は約0.95である¹⁸⁾。

②沈澱槽のモデル化

実機の沈澱槽にはステンレススチール製の攪拌器及び整流器が存在するが、Fig. 3.1で示した今解析での沈澱槽モデルではこれらの機器は省略している。これらの機器は沈澱槽の中心付近に設置されているため、中性子反応度が大きい。つまり、中心部で発生した中性子は攪拌器等がない場合に比べて漏洩する確率が小さくなり、核分裂数が同じ場合でも攪拌器等を考慮すると中性子線量当量率は小さくなる。

③その他

転換試験棟には、部屋を仕切るための軽量気泡コンクリート及び普通コンクリートからなる壁、沈澱槽に連結された配管及び機器が存在する。本解析では転換試験棟内の壁はモデル化しているが沈澱槽に連結した配管及び機器は無視している。このため、スカイシャイン成分となる沈澱槽から天井方向への漏洩中性子に対しては、これらの配管・機器による遮へい効果が考慮されていない。

以上の3点を考慮すると、今回の計算結果に比べて中性子線量当量率は小さくなり、実測値を再現する軽量気泡コンクリート中の水分量はより小さくなると考えられる。

4. 2 事務棟2階会議室での実測値の妥当性検討

4. 2. 1 評価の目的

JCO敷地内及び周辺では中性子レムカウンタ及びγ線サーベイメータを用いて多くの測定点で線量当量率が時系列的に測定された。しかし、これらのデータには転換試験棟の内部構造、他の施設の影響が強く、放射線輸送計算で全ての測定点での実測結果を再現することは非常に困難であった。遠距離での測定点では、距離とともに線量当量率は小さくなるが、壁方向からの透過成分に比べて、天井を通過した成分が上空の大气によって散乱されるスカイシャイン成分が支配的になる。転換試験棟における天井構造は、機器及び間仕切り壁等が複雑にある側面方向に比べて単純であり、放射線輸送計算のモデル化に際しても不確かさは少ないと考えられる。そこで、遠距離での実測値を改めて調査し、計算結果との比較を行った。

4. 2. 2 遠距離での線量当量率・積算線量当量の実測値

遠距離での線量当量率は本質的に値が小さいので、臨界事故期間中の積算線量当量もしくは統計評価のできる信頼性の高い測定器による線量当量率が望ましい。そこで下記の、3点での測定結果を取り上げた。

- ①事務棟2階会議室での中性子レムカウンタによる中性子線量当量率
- ②転換試験棟から700m離れた那珂研究所敷地内でのTLDによる臨界事故期間中の積算線量当量
- ③1,700m離れた那珂研究所モニタリングポストNo.1でのデータ
(臨界事故発生直後1秒間の線量当量率)

これらの実測値は、沈殿槽からの距離及び測定時期が異なる。そこで、実測値を沈殿槽での中性子発生数で規格化した。①のデータは、9月30日22時前後の実測値で、臨界状態の出力は既に述べたように860Wに相当する。②のデータは、樹脂のなかに収納された熱蛍光線量計 (TLD) により測定された積算線量当量である¹⁹⁾。通常は3ヶ月間の測定期間であるが、JCOの臨界事故では事故翌日に臨時に回収され積算線量当量が評価された。対応する中性子数は、総核分裂数 (2.5×10^{18}) に1回の核分裂で発生する中性子数 (ν) を乗じたものである。③のデータは、事故発生直後の1秒間に対応するもので、総核分裂数に対する割合は中性子モニタのトレンドから評価された。

4. 2. 3 評価結果及び考察

3章及び4.1節で述べたMCNP4BコードによるJCO敷地内の中性子線量当量率の計算では、計算効率を上げるためのバイアス法は使用していない。しかし、1,700mの遠距離での中性子線量当量率を効率的に算出するためにはバイアス法が必要であり、ルシアンルーレットとスプリッティングを組み合わせたウェイトウインドー法を用いた。Fig. 4.2に中性子線量当量の距離依存性を示す。図の縦軸は、1線源中性子当たりの線量当量に距離の2乗をかけたものである。○印は事務棟2階会議室、那珂研究所の積算線量計及びモニタリングポストでの実測値を、測定時期の臨界状態の出力に対応した中性子発生数で除したものである。3つのデータは測定時期が異なるが、距離に対して系統的に減衰している。一方、△印は、軽量気泡コンクリートの密度を $0.537\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ 、空気中の水分量を $15\text{g}\cdot\text{m}^{-3}$ としたときの計算結果である。測定点までの距離が大ききときの中性子線量当量率の減衰挙動は、軽量気泡コンクリートの密度及び水分量を変化させてもあまり変化しない。この密度の軽量気泡コンクリートを用いた解析では、事務棟2階会議室での中性子線量当量率を過大評価しているため、減衰の様子を見るために事務棟2階会議室での実測値に規格化した結果を点線で示す。距離が大きくなるにつれ実測値から離れる傾向があるが、計算結果の減衰傾向から見て、3点の実測値は測定時期が異なるにも関わらず、測定時期の臨界状態の出力に対応した中性子発生数で中性子線量当量率を規格化すると、3者のデータは十分整合がとれていることが分かる。このことから、事務棟2階会議室での実測値 $550\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ は特異なデータでないことが分かる。

4. 3 空気中の水分量の中性子線量当量率への影響

4. 3. 1 評価の目的

沈殿槽及び転換試験棟からの距離が大きくなると、密度が小さいとはいえ空気の組成、特に水分量が影響する。そこで、空気中の水分量を変化させて、中性子線量当量率の変化を評価する。

4. 3. 2 事故当時の気象状況

Fig. 4.3に臨界状態が続いた9月30日午前10時から臨界状態が終息した10月1日午前11時までの気温、空気中の水分量及び降水量を示す。気温及び降水量は、臨界事故現場から約4km離れた原研東海研究所での観測結果である。空気中の水分量は水蒸気の飽和蒸気圧、気温及び湿度から算出したが、臨界状態が続いた約20時間で空気中の水分量の範囲は $14\sim 18\text{g}\cdot\text{m}^{-3}$ であった。また、9月30日の夕刻及び深夜には降雨が見られた。

4. 3. 3 評価結果及び考察

Fig. 4.4に空気中の水分量を変化させた時の中性子線量当量を示す。空気中の水分量が大きくなると、中性子線量当量率は全体的に減少するが、距離が大きくなる程減衰の傾向は顕著になる。しかし、水分量 $10\text{g}\cdot\text{m}^{-3}$ と $15\text{g}\cdot\text{m}^{-3}$ ではほとんど差がなく、これらに比べて水分量 $20\text{g}\cdot\text{m}^{-3}$ では減少傾向が大きいが、1,700m位置で $15\text{g}\cdot\text{m}^{-3}$ の場合に比べて約30%小さくなる程度である。

今回の計算結果と比較に用いた転換試験棟から約1,700m離れた那珂研究所モニタリングポストの実測値は、事故発生直後の9月30日午前11時前に測定されたもので、その時刻における空気中の水分量は $17\text{g}\cdot\text{m}^{-3}$ と評価されるので、水分量を $15\text{g}\cdot\text{m}^{-3}$ とした本解析結果からの変動は小さいものと考えられる。したがって、事務棟2階会議室での実測値の妥当性を検討するために取り上げた那珂研究所の熱蛍光線量計による積算線量当量及びモニタリングポストのデータに対する空気中の水分量変動の影響は小さく、4.2節の結論に影響することはない。

Table 4.1 Atomic composition and density of autoclaved light weight concrete
used in the search of water content.

元 素	ケース 1 (Table 3.4 ALC-1 相当)	ケース 2 (Table 3.4 ALC-2 相当)	ケース 3 (Table 3.4 ALC-4 相当)	ケース 4	ケース 5 (Table 3.4 ALC-5 相当)	ケース 6 (シ ポレックス 分析値*2)
	密度[g·cm ³] (重量%)					
H		5.933E-3 (1.2)	1.004E-2 (1.9)	1.338E-2 (2.4)	1.678E-2 (2.8)	9.230E-3 (1.4)
O	1.140E-1*1) (23.8)	2.536E-1 (50.8)	2.865E-1 (53.4)	3.131E-1 (55.1)	3.398E-1 (56.9)	3.224E-1 (49.7)
Mg						3.237E-1 (0.5)
Al	8.003E-3 (1.7)					8.645E-3 (1.3)
Si	1.030E-1 (21.5)	1.371E-1 (27.4)	1.371E-1 (25.5)	1.371E-1 (24.2)	1.371E-1 (23.0)	1.581E-1 (24.3)
S	7.998E-3 (1.7)	8.227E-3 (1.6)	8.227E-3 (1.5)	8.227E-3 (1.5)	8.227E-3 (1.4)	1.391E-3 (0.2)
K						2.093E-3 (0.3)
Ca	2.470E-1 (51.3)	9.518E-2 (19.0)	9.518E-2 (17.7)	9.518E-2 (16.8)	9.518E-2 (15.9)	1.392E-1 (21.4)
Fe						5.746E-3 (0.9)
合 計	0.480 (100.0)	0.500 (100.0)	0.537 (100.0)	0.567 (100.0)	0.597 (100.0)	0.650 (100.0)
水分量	0.0	0.053	0.090	0.120	0.150	0.082

*1) 1.140×10^{-1}

*2) 中西氏等による

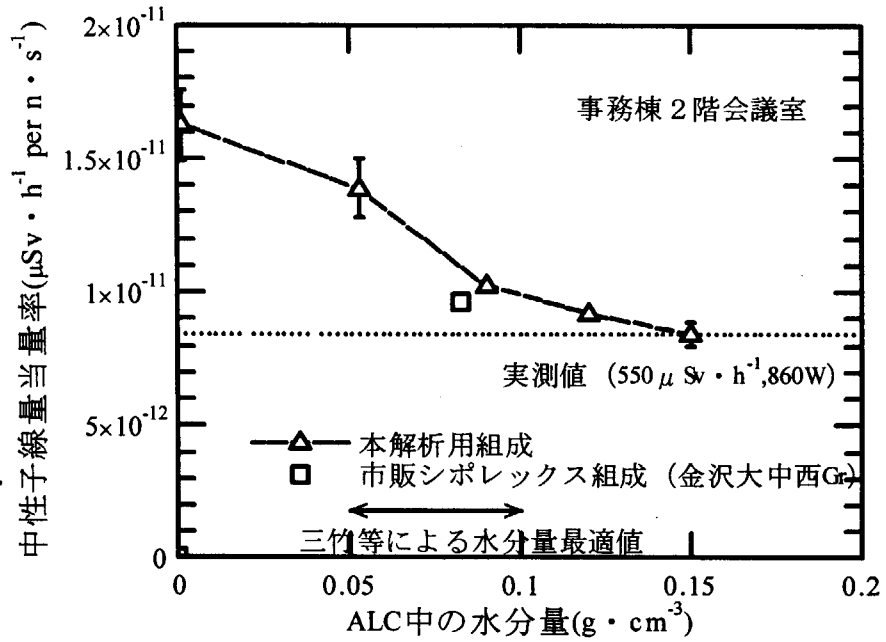


Fig. 4.1 Neutron dose equivalent rates against the water content included in autoclaved light weight concrete.

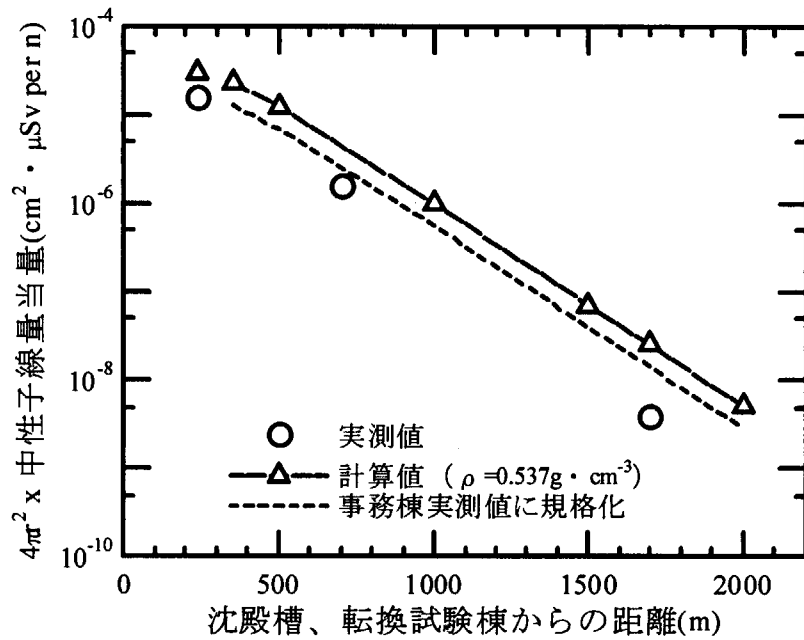


Fig. 4.2 Neutron dose equivalent rates at long distance from precipitation tank. (ρ is the density of ALC concrete)

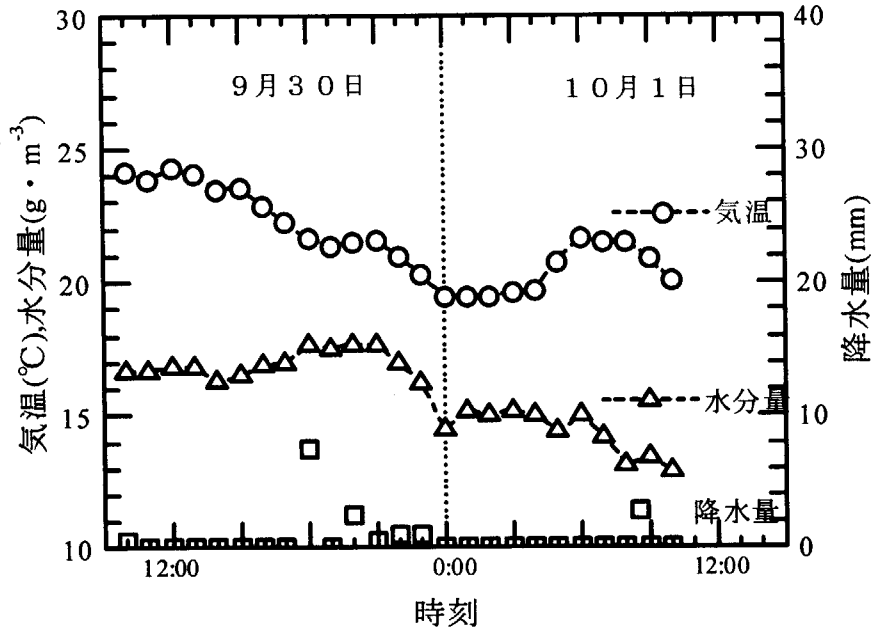


Fig. 4.3 Temperature, water content and rain in critical accident.

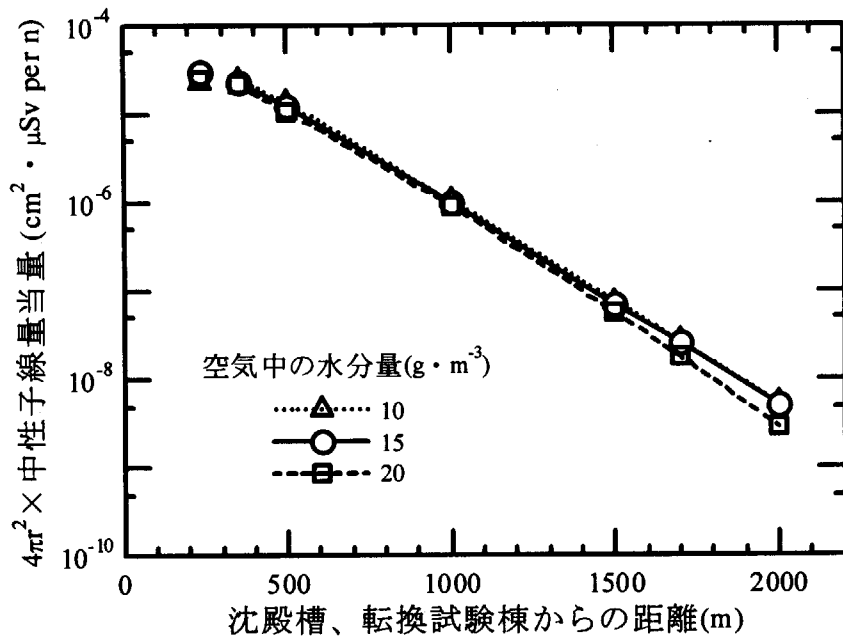


Fig. 4.4 Influence of water content in air upon neutron dose equivalent.

5. 臨界終息後の残留放射能による γ 線線量当量率の評価

バースト期間及びプラトー期間に生じた核分裂生成物及び超ウラン元素の臨界終息後の放射能による γ 線線量当量率を評価し、実測値との比較からバースト期間とプラトー期間の核分裂数の比率を検討する。

5. 1 評価の手順

最初に放射能生成・消滅計算コード ORIGEN2⁶⁾ を用いて、バースト期間とプラトー期間に生成された核分裂生成物及び超ウラン元素の臨界終息から45分後の10月1日7:00における残留放射能を評価した。バースト期間の放射能は、9月30日10:35の1秒間に 10^{17} の核分裂により生成されたものとした。一方、プラトー期間の放射能は、9月30日20:45の臨界状態の出力を100Wとして約20時間の出力変動を考慮した出力パターンに従った核分裂により生成されたものとした。

次にこれらの沈殿槽内の残留放射能からの γ 線を線源として、点減衰核積分コード QAD-CGGP2²⁰⁾ 及びモンテカルロ計算コード MCNP4B⁴⁾ で転換試験棟外側での γ 線線量当量率を評価した。

5. 2 計算体系

QAD-CGGP2 コードに対しては、沈殿槽及び転換試験棟を Fig. 5.1 で示す円柱体系でモデル化した。沈殿槽領域での物質の並びは、硝酸ウラニル溶液、ステンレススチール、冷却水が抜けた空隙部、ステンレススチールであり、転換試験棟の構造材としては測定点方向の10cm厚さの軽量気泡コンクリートを考慮した。一方、MCNP4B コードでは、沈殿槽及び転換試験棟内の仕切り壁（普通コンクリート及び軽量気泡コンクリート）を詳細にモデル化したものであり、Fig. 3.1 及び 3.2 に計算体系を示す。

5. 3 線源スペクトル

バースト期間の放射能は、事故発生直後の9月30日10:35の1秒間に 10^{17} の核分裂による生成、バースト期間から10月1日7:00までの減衰過程を ORIGEN2 コードで計算した。同計算コードで得られた線源スペクトルを、QAD-CGGP2 コードについては Table 5.1、MCNP4B コードについては Table 5.2 に示す。バースト期間の線源強度は 10^{17} 核分裂当たり 2.728×10^{11} photon \cdot s⁻¹ である。

一方、プラトー期間の放射能は、9月30日20:45の臨界状態の出力を100Wとして、約20時間の臨界状態の出力変動を考慮した出力パターンを用いた生成過程、10月1日7:00までの減衰過程を ORIGEN2 コードで計算した。同様に得られた線源スペクトルを、QAD-CGGP2 コードについては Table 5.3、MCNP4B コードについては Table 5.4 に示す。プラトー期間の線源強度は、9月30日20:45の臨界状態の出力が100W当たり 2.157×10^{12} photon \cdot s⁻¹ である。

なお、これらの線源スペクトル評価では、沈殿槽から希ガスについては100%放出、ヨウ素については25%放出されたものと仮定した。

5. 4 材料組成

QAD-CGGP2 コードで使用した材料組成を Table 5.5 に、MCNP4B コードで使用した材料組成を Table 3.3 及び 3.4 に示す。ここで用いた軽量気泡コンクリート中の総水分量は 0.0 vol%、密度 $0.48\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ である。今回の計算体系では、軽量気泡コンクリート中の水分量は γ 線線量当量率に大きな影響は与えない。

5. 5 評価点及び評価の方法

QAD-CGGP2 コードでの評価点は、 γ 線線量当量率を測定した沈殿槽中心から約 2m 付近とし、沈殿槽中心から 1.6m から 2.6m まで 0.2m 間隔で設定した。評価点の高さは沈殿槽硝酸ウラニル溶液の中心高さとし、地面からの高さは 1.126m である。また、沈殿槽内の γ 線発生空間分布は一様とした。一方、MCNP4B コードでも、QAD-CGGP2 コードと同様の評価点位置及び高さを設定した。

評価量は、QAD-CGGP2 及び MCNP4B コードとも γ 線の 1cm 線量当量率であり、MCNP4B コードでは点検器を用いた。

5. 6 計算結果及び考察

バースト期間及びプラトー期間に生成した放射能の事故終息から 45 分後の γ 線線量当量率の計算結果を Table 5.6、Fig. 5.2 及び 5.3 に示す。QAD-CGGP2 コードでは、無限媒質中の γ 線ビルドアップ係数を用いていることから、計算結果は MCNP4B コードの結果に比べて過大評価となっているが、最大でも 30%以下である。迅速に残留放射能からの γ 線による線量当量率を評価するには QAD-CGGP2 コードは有効な手段といえる。

バースト期間及びプラトー期間からの残留放射能による γ 線の線量当量率への感度が MCNP4B コードで評価されたので、 γ 線線量当量率の実測値及び総核分裂数を同時に満たすプラトー期間の臨界状態の出力を算出した。その結果を Table 5.7 に示す。測定位置が沈殿槽中心からの距離 1.8m の場合には臨界状態の出力は 666W と評価され、測定位置を 1.8m から前後 0.2m 変化する場合の臨界状態の出力は 471~865W と評価される。この結果、バースト期間とプラトー期間の核分裂数の比率は、測定位置が 1.6m、1.8m 及び 2.0m でそれぞれ 51:49、31:69、11:89 となる。2.0m 位置でのバースト期間とプラトー期間の核分裂数の比は、原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会の“中性子計数率の時間変化パターン”に良く一致している。この計算は沈殿槽周辺の γ 線に関する放射線輸送計算であり、転換試験棟外側での中性子線量当量率の計算に比べて、壁材として使われていた軽量気泡コンクリートにおける水分量の不確定さの影響は小さいと考えられる。

Table 5.1 Gamma-ray spectra from residual radioactivity per 10^{17} fissions produced in burst period for QAD-CGGP2 code.

群	平均エネルギー (MeV)	スペクトル (photon \cdot s $^{-1}$)
1	0.010	
2	0.025	
3	0.0375	1.772×10^{10}
4	0.0575	5.919×10^9
5	0.085	3.227×10^9
6	0.125	1.958×10^{10}
7	0.225	3.198×10^{10}
8	0.375	8.136×10^9
9	0.575	9.486×10^{10}
10	0.85	5.423×10^{10}
11	1.25	2.923×10^{10}
12	1.75	6.995×10^9
13	2.25	7.593×10^8
14	2.75	1.028×10^8
15	3.5	1.860×10^7
16	5.0	2.885×10^6
17	7.0	7.988×10^{-1}
18	11.0	9.184×10^{-2}
合計		2.728×10^{11}

Table 5.2 Gamma-ray spectra from residual radioactivity per 10^{17} fissions produced in burst period for MCNP4B code.

群	上限エネルギー (MeV)	下限エネルギー (MeV)	平均エネルギー (MeV)	スペクトル (photon \cdot s $^{-1}$)	規格化 スペクトル
1	0.020	0.000	0.010		
2	0.030	0.020	0.025		
3	0.045	0.030	0.0375	1.772×10^{10}	6.497×10^{-2}
4	0.070	0.045	0.0575	5.919×10^9	2.170×10^{-2}
5	0.10	0.070	0.085	3.227×10^9	1.183×10^{-2}
6	0.15	0.10	0.125	1.958×10^{10}	7.178×10^{-2}
7	0.30	0.15	0.225	3.198×10^{10}	1.172×10^{-2}
8	0.45	0.30	0.375	8.136×10^9	2.983×10^{-2}
9	0.70	0.45	0.575	9.486×10^{10}	3.478×10^{-1}
10	1.0	0.70	0.85	5.423×10^{10}	1.988×10^{-1}
11	1.5	1.0	1.25	2.923×10^{10}	1.072×10^{-1}
12	2.0	1.5	1.75	6.995×10^9	2.565×10^{-2}
13	2.5	2.0	2.25	7.593×10^8	2.784×10^{-3}
14	3.0	2.5	2.75	1.028×10^8	3.769×10^{-4}
15	4.0	3.0	3.5	1.860×10^7	6.819×10^{-5}
16	6.0	4.0	5.0	2.885×10^6	1.058×10^{-5}
17	8.0	6.0	7.0	7.988×10^{-1}	2.929×10^{-12}
18	14.0	8.0	11.0	9.184×10^{-2}	3.367×10^{-13}
合計				2.728×10^{11}	1.00

Table 5.3 Gamma-ray spectra from residual radioactivity produced in plateau period for QAD-CGGP2 code. (per 100W at reference time)

群	平均エネルギー (MeV)	スペクトル (photon·s ⁻¹)
1	0.010	
2	0.025	
3	0.0375	7.717×10^{10}
4	0.0575	3.084×10^{10}
5	0.085	3.400×10^{10}
6	0.125	7.865×10^{10}
7	0.225	2.016×10^{11}
8	0.375	1.144×10^{11}
9	0.575	5.346×10^{11}
10	0.85	5.124×10^{11}
11	1.25	3.935×10^{11}
12	1.75	9.548×10^{10}
13	2.25	4.967×10^{10}
14	2.75	2.616×10^{10}
15	3.5	8.464×10^9
16	5.0	1.400×10^8
17	7.0	7.988×10^{-1}
18	11.0	9.184×10^{-2}
合計		2.157×10^{12}

Table 5.4 Gamma-ray spectra from residual radioactivity produced in plateau period for MCNP4B code. (per 100W at reference time)

群	上限エネルギー (MeV)	下限エネルギー (MeV)	平均エネルギー (MeV)	スペクトル (photon·s ⁻¹)	規格化 スペクトル
1	0.020	0.000	0.010		
2	0.030	0.020	0.025		
3	0.045	0.030	0.0375	7.717×10^{10}	3.578×10^{-2}
4	0.070	0.045	0.0575	3.084×10^{10}	1.430×10^{-2}
5	0.10	0.070	0.085	3.400×10^{10}	1.576×10^{-2}
6	0.15	0.10	0.125	7.865×10^{10}	3.646×10^{-2}
7	0.30	0.15	0.225	2.016×10^{11}	9.346×10^{-2}
8	0.45	0.30	0.375	1.144×10^{11}	5.303×10^{-2}
9	0.70	0.45	0.575	5.346×10^{11}	2.478×10^{-1}
10	1.0	0.70	0.85	5.124×10^{11}	2.375×10^{-1}
11	1.5	1.0	1.25	3.935×10^{11}	1.824×10^{-1}
12	2.0	1.5	1.75	9.548×10^{10}	4.426×10^{-2}
13	2.5	2.0	2.25	4.967×10^{10}	2.303×10^{-2}
14	3.0	2.5	2.75	2.616×10^{10}	1.213×10^{-2}
15	4.0	3.0	3.5	8.464×10^9	3.924×10^{-3}
16	6.0	4.0	5.0	1.400×10^8	6.490×10^{-5}
17	8.0	6.0	7.0	7.988×10^{-1}	3.703×10^{-13}
18	14.0	8.0	11.0	9.184×10^{-2}	4.258×10^{-14}
合計				2.157×10^{12}	1.00

Table 5.5 Atomic composition and density of materials used in QAD-CGGP2 code.

元素	硝酸ウラニル		ステンレススチール		ALC	
	部分密度 (g·cm ⁻³)	wt%	部分密度 (g·cm ⁻³)	wt%	部分密度 (g·cm ⁻³)	wt%
H	0.0979	6.46				
N	0.0506	3.34				
O	0.997	65.79			0.114	23.75
Al					0.00800	1.67
Si			0.0800	1.01	0.103	21.46
S					0.00800	1.67
Ca					0.247	51.46
Cr			1.50	18.99		
Mn			0.160	2.03		
Fe			5.37	67.98		
Ni			0.790	10.00		
U	0.370	24.41				
合計	1.52	100.	7.90	100.	0.480	100.

Table 5.6 Gamma-ray dose equivalent via residual radioactivity produced in burst and plateau periods.

バースト期間 単位 mSv·h⁻¹ per 10¹⁷ fissions
線源強度 2.728×10¹¹ (photons·s⁻¹ per 10¹⁷fissions)

No.	計算点(m) ^{注1}		QAD-CGGP2	MCNP4B
	r, x	φ, y	高さ(m)	高さ(m)
			1.126 ^{注2}	1.126 ^{注2}
1	1.6	0	3.16	2.46
2	1.8	0	2.41	1.95
3	2.0	0	1.88	1.59
4	2.2	0	1.50	1.32
5	2.4	0	1.22	1.12
6	2.6	0	1.01	0.96

プラトー期間 単位 mSv·h⁻¹ per 100 W (プラトー期間全体で 2.57×10¹⁷ fissions)
線源強度 2.157×10¹² (photons·s⁻¹ per 100 W)

No.	計算点(m) ^{注1}		QAD-CGGP2	MCNP4B
	r, x	φ, y	高さ(m)	高さ(m)
			1.126 ^{注2}	1.126 ^{注2}
1	1.6	0	34.11	27.88
2	1.8	0	26.08	22.10
3	2.0	0	20.46	17.96
4	2.2	0	16.39	14.91
5	2.4	0	13.35	12.62
6	2.6	0	11.04	10.85

(注1) : r、φはQAD-CGGP2計算時、x、yはMCNP4B計算時。

(注2) : 高さ方向で線源中心位置に相当。

Table 5.7 Estimated power in plateau period and the ratio of total fissions in burst and plateau period.

沈殿槽からの距離(m)	実測値を再現する20:45の出力(W)	核分裂数	
		バースト期間	プラトー期間
1.6	471	1.28×10^{18} (51%)	1.22×10^{18} (49%)
1.8	666	0.78×10^{18} (31%)	1.72×10^{18} (69%)
2.0	865	0.27×10^{18} (11%)	2.23×10^{18} (89%)

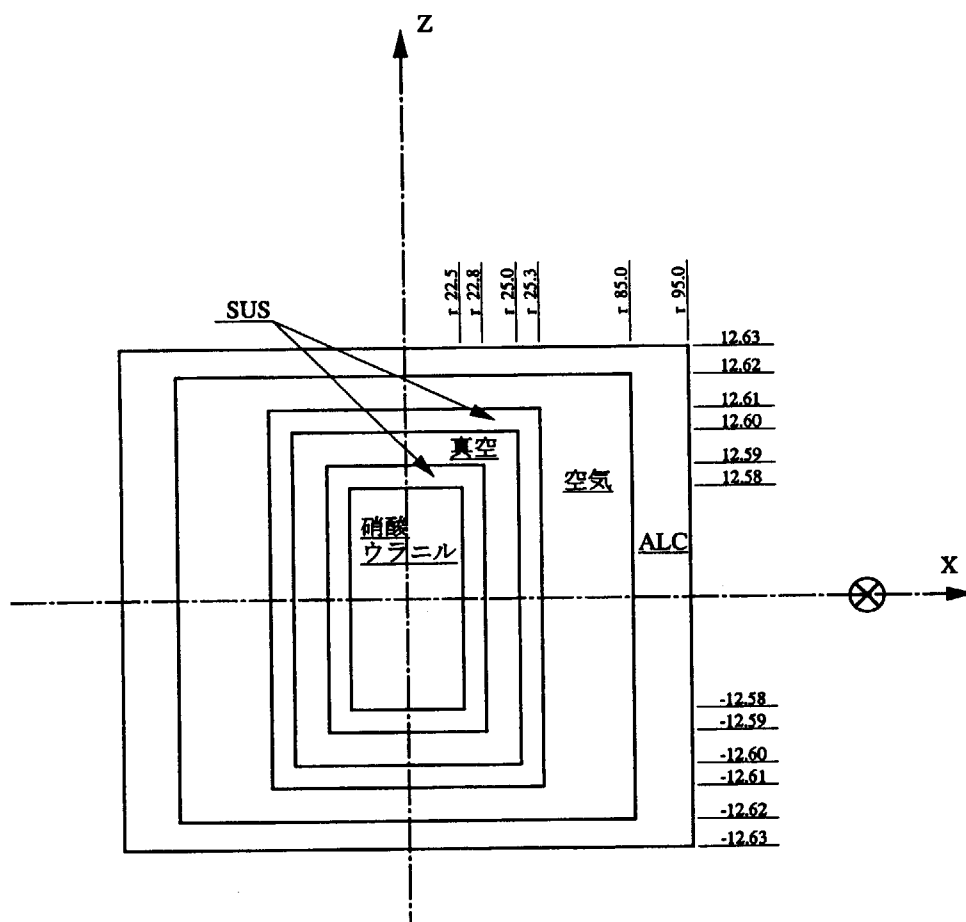


Fig. 5.1 Calculation model used in QAD-CGGP2 code.

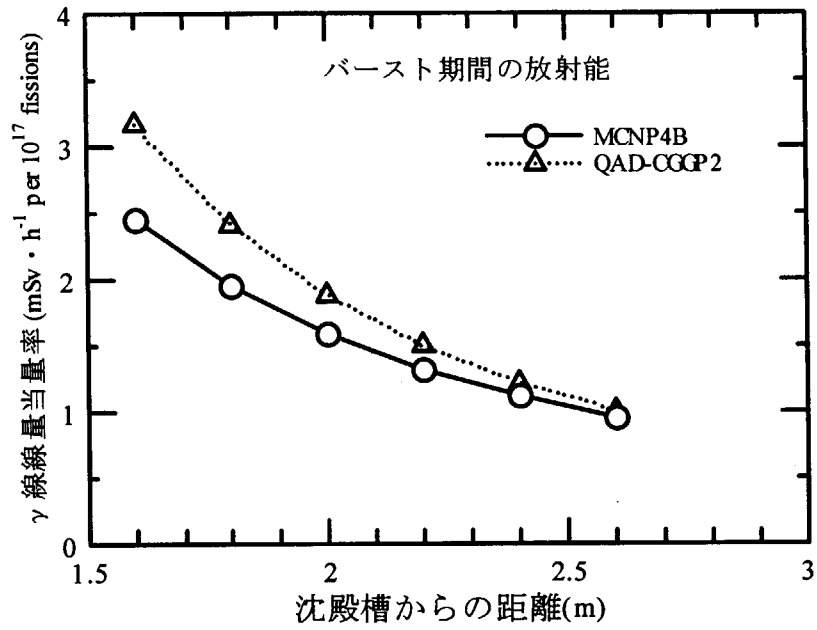


Fig. 5.2 Gamma-ray dose equivalent rates from residual radioactivity produced in burst period.

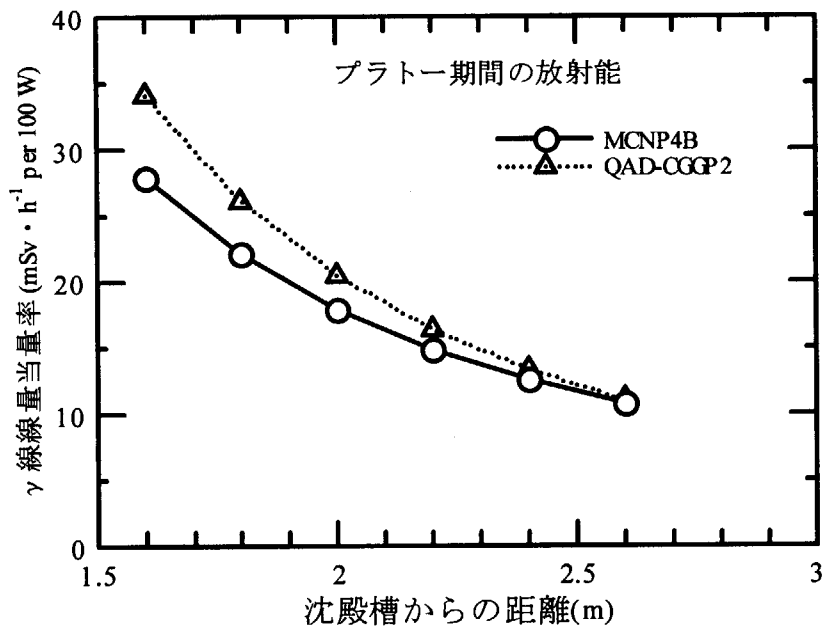


Fig. 5.3 Gamma-ray dose equivalent rates from residual radioactivity produced in plateau period.

6. まとめ

JCOウラン加工工場における臨界事故時の敷地内外での線量当量率分布を放射線輸送計算により評価した。解析当初はJCO敷地内の建家及び物質の組成情報も定かではなく、粗い近似に基づく計算をせざるを得なかった。その後、情報が明らかになるにつれ、より詳細なモデルに従った計算ができるようになった。線量当量率の測定位置での計算結果は、ほぼ実測値のファクター3以内に入るようになってきたが、大きなばらつきを示した。これは、測定点の正確な位置及び実測値の再現性ととも、転換試験棟の内部構造及びJCO敷地内他施設のモデル化の困難さに起因しているものと考えられる。しかし、放射線輸送計算によってほぼファクター3で敷地内の中性子及び γ 線の線量当量率を予測できたことにより、原子力事故特に臨界事故時の防災対策上、これらの放射線輸送計算により線量率分布及びエネルギースペクトルの有益な情報を提供できることを確認した。

また、原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会で確定している“中性子計数率の時間変化パターン”に従った解析により、敷地内外の中性子線量当量率に及ぼす放射線輸送計算上のパラメータを検討した。今回の事故解析では、軽量気泡コンクリート中の水分量が不確かなパラメータの1つであるが、水分量を $0.15\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ とすると、“中性子計数率の時間変化パターン”に従っても事務棟2階会議室での中性子線量当量率の実測値 $550\mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ を再現できることが分かった。今回の解析では、沈澱槽の攪拌器等を無視し、測定場所の建家構造を考慮していないので、これらの中性子透過率を考慮すると水分量はもっと小さくても良い。これらの結果は、他のグループによる計算結果とも整合がとれている。基準点として、転換試験棟から約250m離れた事務棟2階会議室を、転換試験棟を直接見通せる場所として選んだが、この地点の線量当量率の実測値は、より遠い位置での積算線量当量及び事故発生直後の中性子モニタの計数率とも、測定時期が異なっているにも関わらず、整合がとれていることが放射線輸送計算の結果、明らかになった。遠い距離での中性子線量当量には、空気中の水分が大きく影響すると考えられるが、今回の臨界事故時における気象条件の変動範囲から見て、設定した空気中水分量からの変動による中性子線量当量への影響は小さいものと判断できる。

さらに、事故終息直後の γ 線線量当量率の実測値に対する解析では、軽量気泡コンクリート中の水分量の影響が小さいので、比較的精度の良い評価ができた。この評価で得られたバースト期間とプラトー期間の総核分裂数に対する比は、“中性子計数率の時間変化パターン”と矛盾していない。

謝 辞

JCO臨界事故時の線量率分布評価に当たり、計算作業に協力を頂いた㈱CRCソリューションズの石川智之氏、坪井孝文氏、及び原研保健物理部外部被ばく防護研究室の高橋史明氏に感謝致します。また、JCO臨界事故の遮へい計算に関してご議論いただいた住友原子力工業㈱の山野直樹氏、㈱三菱総合研究所の佐藤理氏及び㈱ヴィジブルインフォメーションセンターの黒澤直弘氏に感謝致します。最後に、本作業にご支援いただき、貴重なご助言をいただきました原研保健物理部外部被ばく防護研究室室長の山口恭弘氏及び東海研究所所長の田中俊一氏に感謝致します。

参 考 文 献

- 1) 坂本幸夫、「線量率の測定結果に基づく核分裂数の解析」、JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ編、「JCO 臨界事故における原研の活動」、JAERI-Tech 2000-074、p. 87 (2000).
- 2) 遠藤章、三枝純、「那珂研中性子モニタデータの解析」、JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ編、「JCO 臨界事故における原研の活動」、JAERI-Tech 2000-074、p. 129 (2000).
- 3) 原子力安全委員会ウラン加工工場臨界事故調査委員会、「ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告書」、平成 11 年 12 月 24 日.
- 4) Briesmeister, J.F. Editor, "MCNP™- A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4B", LA-126250M, Version 4B (1997).
- 5) 内山軍蔵、宮内正勝、渡部和男、「総核分裂数の評価」、JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ編、「JCO 臨界事故における原研の活動」、JAERI-Tech 2000-074、p. 45 (2000).
- 6) Croff, A.G. "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code", ORNL/TM-7175 (1980).
- 7) Yamano, N., "Estimation of Time Variation of Fission on the JCO Criticality Accident", KAERI/GP-154/2000, Proceeding 2000 Workshop on Nuclear Data Production and Evaluation, Pohang Accelerator Laboratory, Korea, August, 2000, p. 159 (2000).
- 8) 山野直樹、私信 (2002) .
- 9) 三竹晋、佐藤理、高木俊治、櫻井俊吾、「ウラン加工工場臨界事故の事象解析、(II)線量計測値を用いた核分裂数の推定」、原子力誌、Vo. 42、No. 11、p. 1191、ショートノート、(2000).
- 10) 水庭春美、栗原治、吉田忠義、井崎賢二、辻村憲雄、百瀬琢磨、小林博英、林直美、宮部賢次郎、野田喜美雄、金盛正至、篠原邦彦、「 ^{24}Na の体内放射能測定とモニタリングデータを用いた JCO 臨界事故における従業員等の被ばく線量評価」、原子力誌、Vo. 43、No. 1、p. 56、技術報告 (2001).
- 11) 今中哲二、私信 (2001) .
- 12) Garber, D., Dunford, C. and Pearlstein, S., "ENDF102 Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF", BNL-NCS-50496 (1975).

- 13) Straker, E. A., Stevens, P. N., Irving, D. C. and Cain, V. R., "The MORSE Code - A Multigroup Neutron and Gamma-Ray Monte Carlo Transport Code", ORNL-4585 (1970).
- 14) Rose, P. F., "ENDF/B-VI Summary Documentation", BNL-NCS-17541 (ENDF-201) (1990).
- 15) Hendricks, J. S., Frankle, S. C. and Court, J. D., "ENDF/B-VI Data for MCNP", and errata, Los Alamos National Laboratory report LA-12891 (1994).
- 16) International Commission on Radiological Protection, "Data for Use in Protection Against External Radiation: ICRP Publication 51", Ann. ICRP 17, No.2/3 (1987).
- 17) 中西孝、私信 (2001) .
- 18) 山口恭弘、私信 (2001) .
- 19) 松下紘三、「那珂研モニタリングデータ」、JCO 臨界事故調査支援原研タスクグループ編、「JCO 臨界事故における原研の活動」、JAERI-Tech 2000-074、p.100 (2000).
- 20) Sakamoto, Y. and Tanaka, S., "QAD-CGGP2 and G33-GP2: Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP, Codes with the Conversion Factors from Exposure to Ambient and Maximum Dose Equivalents", JAERI-M 90-110 (1990).

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光度	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射線量	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV=1.60218×10⁻¹⁹J

1 u=1.66054×10⁻²⁷kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バル	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å=0.1nm=10⁻¹⁰m

1 b=100fm²=10⁻²⁸m²

1 bar=0.1MPa=10⁵Pa

1 Gal=1cm/s²=10⁻²m/s²

1 Ci=3.7×10¹⁰Bq

1 R=2.58×10⁻⁴C/kg

1 rad=1cGy=10⁻²Gy

1 rem=1cSv=10⁻²Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局1985年刊行による。ただし, 1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- E C閣僚理事会指令では bar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘 度 1 Pa·s(N·s/m²)=10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s=10⁴St(ストークス)(cm²/s)

圧	MPa(=10bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062×10 ¹	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322×10 ⁻⁴	1.35951×10 ⁻³	1.31579×10 ⁻³	1	1.93368×10 ⁻²
	6.89476×10 ⁻³	7.03070×10 ⁻²	6.80460×10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778×10 ⁻⁷	0.238889	9.47813×10 ⁻⁴	0.737562	6.24150×10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407×10 ⁻⁶	2.34270	9.29487×10 ⁻³	7.23301	6.12082×10 ¹⁹
	3.6×10 ⁶	3.67098×10 ⁵	1	8.59999×10 ⁵	3412.13	2.65522×10 ⁶	2.24694×10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279×10 ⁻⁶	1	3.96759×10 ⁻³	3.08747	2.61272×10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072×10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515×10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616×10 ⁻⁷	0.323890	1.28506×10 ⁻³	1	8.46233×10 ¹⁸
	1.60218×10 ⁻¹⁹	1.63377×10 ⁻²⁰	4.45050×10 ⁻²⁶	3.82743×10 ⁻²⁰	1.51857×10 ⁻²²	1.18171×10 ⁻¹⁹	1

1 cal=4.18605J (計量法)

=4.184J (熱化学)

=4.1855J (15℃)

=4.1868J (国際蒸気表)

仕事率 1 PS(馬力)

=75 kgf·m/s

=735.499W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270×10 ⁻¹¹
	3.7×10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

放射線輸送計算によるJCO臨界事故時の線量当量率分布評価

放射線輸送計算によるJCO臨界事故時の線量当量率分布評価



古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています