中間貯蔵容器を配置したモジュラー型遮蔽庫の 合理的放射線遮蔽性能評価

浅見 光史^{1,*}, 大西 世紀¹, 川上 数雄², 松本 務², 小田野 直光¹

Rational Shielding Ability Evaluation for a Modular Type Interim Storage Facility

Mitsufumi ASAMI^{1,*}, Seiki OHNISHI¹, Kazuo KAWAKAMI², Tsutomu MATSUMOTO² and Naoteru ODANO¹

¹National Maritime Research Institute, 6-38-1 Shinkawa, Mitaka-shi, Tokyo 181-0004, Japan

²OCL Corporation, Osaka Branch Office, 6-2-40 Nakanoshima INTES, Nakanoshima, Kita-ku, Osaka 530-0005, Japan

(Received January 10, 2007 and accepted in revised form June 28, 2007)

This paper discusses a rational methodology to evaluate dose rate at the boundary of the interim storage facility using two methods; 1) a method taking into account “shade effect” which represents the self-shielding effect of interim storage containers, 2) utilization of a newly developed simplified code. It was proved that the method of the shade effect is applicable to the secondary gamma-ray, which dominates approximately 50% of the total effective dose rate. Thus, the effective dose rate attributed to the secondary gamma-ray depends on both the number of containers in the facility and the shade coefficient which represents the factor of the shade effect. Using this shade coefficient, the dose rate was estimated for the facility that stored 8 or 16 containers around the boundary of the facility and the results were consistent with that of the Monte Carlo calculation. In the present study, a simple neutron transport code, MCNP-ANISN_W, was newly developed aiming at the simplification of large-scale calculation. The results of the dose rate agreed well with that of the Monte Carlo calculation. The results of the present study show that the simple evaluation technique and the code developed in this study would be useful for the evaluation of dose rate around the boundary of the interim storage facility.

KEYWORDS: Monte Carlo coupling technique, transportable storage cask, modular shielding house, dose rate criterion at facility boundary, shade effect, SSW/SSR-CTR repeating method

I. 緒 言

使用済燃料の中間貯蔵対策は、今後の原子力発電所の運転を継続するための重要な課題である。従来、使用済燃料の中間貯蔵は、事業所内の使用済燃料冷却プールにおいて行われてきたが、この貯蔵容量が限界に達しつつある。このような事情を受けて、1999年6月には「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に使用済燃料貯蔵事業の安全規制が追加され、さらに2000年6月にはその具体的な運用を定めた「使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則」等が制定され、使用済燃料貯蔵事業に関する法令が整備された。また、リサイクル燃料貯蔵株式会社が、金属キャスクを用いた使用済燃料の中間貯蔵施設の建設を青森県むつ市に計画中である。

使用済燃料中間貯蔵施設の敷地境界線量は、施設の貯蔵容量に直接関係する。日本では、平常時の線量として直接線・スカイシャイン線の評価を行い、周辺監視区域境界において一般公衆の線量限度である年間1 mSv以下とすることはもとより、他の原子力施設と同様に敷地境界外において、放射線量を低減(原子力発電所の線量目標値: 年間50 μ Sv以下)するように施設を設計・管理する必要がある。しかしながら、敷地境界線量の評価体系は空間スケールが大きく、かつ多くの線源項が分布した評価体系となる。そのため、敷地境界線量を合理的に評価する方法はいまだ確立されていない。従来の評価においては、施設貯蔵可能容量は、実際の施設内配置容器数をスケールダウンさせ、4基だけ容器を配置させたときの敷地境界線量をもとに評価していた¹⁾。しかしながら、実際には、容器内の線源は施設内に配置されている多くの容器に遮蔽されている。このような、遮蔽庫内の容器位置が敷地境界線量率に与える影響(容器間陰影効果)は、施設内に配置されている容器の基数により変化する。本研究では、容器間陰影効果

¹ 御海上技術安全研究所 運航・システム部門 システム・安全技術研究グループ

² ㈱オー・シー・エル 設計部

* Corresponding author, E-mail: asami@nmri.go.jp

に着目し、使用済燃料中間貯蔵施設の合理的遮蔽評価手法を検討した。

検討項目は以下のとおりである。

- (1) 多数の使用済燃料中間貯蔵容器を取り扱う遮蔽計算に有用なモンテカルロ分割結合計算法を用いて、施設内の貯蔵容器数の増加に伴い変化する敷地境界線量を評価した。
- (2) 容器間陰影効果を考慮し、敷地境界線量率の簡易評価手法を確立した。
- (3) 空間スケールの大きい計算を容易に行うことを目的とした中性子輸送計算コード MCNP-ANISN_W を新たに開発し、合理的貯蔵庫設計への適用性検討を実施した。

II. モンテカルロ分割結合計算法の原理

本研究では、複数個の線源が存在する中間貯蔵施設の遮蔽評価を効率的に行うため、モンテカルロ分割結合計算法 (Monte Carlo Coupling Technique)¹⁾を活用した。まず、線源領域と検出器の間に“仮想”面検出器を設定する。

1回目のモンテカルロ計算では、“実”線源領域から発生した粒子が“仮想”面検出器に与える寄与を求める。その際、“仮想”面検出器を通過する全粒子の飛跡(位置、角度方向、エネルギー、ウェイトおよび粒子の種別)を記録する。

2回目の計算では、“仮想”面検出器によって記録された粒子の情報を境界面線源として、1回目の計算から得られた全粒子の飛跡に対する確率分布関数を“仮想”線源条件として、“実”検出器における粒子応答を求める。

モンテカルロ分割結合計算の利点を十分に引き出すためには、“仮想”面検出器に粒子諸量を記録する1回目の計算において、“実”線源から発生する粒子数を十分大きくとり、2回目の計算で“実”検出器に多くの粒子を寄与させる必要がある。また、線源から発生する粒子が“仮想”面検出器を十分な数通過するように、評価対象の各セルに与えるウェイトを適切にチューニングする必要がある。

モンテカルロ分割結合計算は、MCNPXにおいては面線源書込(SSW: Surface Source Write)、面線源読込(SSR: Surface Source Read)および座標変換(CTR: Coordinate Transformation)の各オプションを組み合わせることにより行うことができる^{2,3)}。まず、“仮想”面検出器に寄与した全粒子の情報はSSWオプションにより記録され、記録された情報はSSRオプションを使用することにより境界面線源として適用することができる。計算対象に境界面線源を適用する部分が複数あった場合は、必要に応じてCTRオプションが使用できる。

SSWとSSRは同時に設定することが可能であり、理論上は何度でも分割/結合が可能である。

III. 解析対象

本研究で解析対象とした使用済燃料輸送貯蔵兼用容器および遮蔽庫は実際の設計に基づくものである。使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の全体図をFig. 1に示す。この容器にはPWR用燃料集合体を21体収納できる。この容器の遮蔽体は、ガンマ線に対しては炭素鋼、中性子に対してはボロンを1,000 ppm添加したプロピレングリコール水溶液である。

容器内に収納した燃料集合体の仕様をTable 1に示す。容器内バスケットには、Fig. 2に示すように、内側9格子に最高燃焼度燃料を、外側12格子に平均燃焼度燃料を装荷した場合を仮定した。軸方向燃焼度分布は、中央部(全長の10/12領域)に1.15、端部(上下各1/12領域)に1.00のPeaking Factorを与えてモデル化した。中性子スペクトルは、²³⁹Puの熱中性子による核分裂スペクトルを使用した。中性子実効増倍率は、燃焼後の燃料組成による評価値を包絡する $k_{\text{eff}}=0.3$ を使用した。

本研究で解析対象とした遮蔽庫をFig. 3に示す。これは、使用済燃料中間貯蔵建屋の形態の1つであるモジュールタイプのものであり⁶⁾、遮蔽庫1ユニットにつき輸

Fig. 1 Overall view of a transportable spent-fuel storage cask

送貯蔵兼用容器を2基貯蔵することができる。なお、輸送貯蔵兼用容器および遮蔽庫の MCNPX による解析モデルは文献 1 によるものと同一である。

IV. 解析に用いた放射線輸送コードと解析条件

遮蔽庫の外壁は、鉄-水-鉄の多重層構造になっているため、中性子およびガンマ線が効果的に遮蔽できる。一方、エネルギーが熱領域にある中性子は、中性子遮蔽体である水との $H(n, \gamma)$ 反応およびガンマ線遮蔽体である鉄との $Fe(n, \gamma)$ 反応により二次ガンマ線が多く発生する。さらに、遮蔽庫には、中間貯蔵容器を自然冷却するための空気循環用開口部があるため、敷地境界線量評価においては、この開口部からの中性子および二次ガンマ線のストリーミングを正確に評価できることが必要である。複雑形状部の評価を通常の決定論的手法で解析する場合、複雑形状部が十分に模擬できるスケールでメッシュ分割する必要がある。

Table 1 Source condition of spent fuels in storage casks

Item	Unit	Value
Burn-up	MWd/tIHM	55,000 (Maximum) 50,000 (Average)
Specific power	MW/tIHM	38.4
Irradiation time	days	1,433 (Maximum) 1,303 (Average)
Cooling time	days	3,600
Enrichment	wt%	4.0
k_{eff}	—	0.3 (Envelope value)
Peaking factor (center)	—	1.15 (10/12 region)
Burn-up calculation code	—	ORIGEN2/82 ^{4,5)}
ORIGEN library	—	PUD50

る。解析対象が対称性を有していない場合は、多くのメッシュ数が要求される3次元解析が必要となる。

また、I章でも示したように、使用済燃料中間貯蔵施設の遮蔽設計および貯蔵容量を決定するものは敷地境界線量である。この評価に、空間を角度分点で分割する代表的な Sn コードを用いると、2次元以上では Ray Effect が起こり、角度分点の境界においては敷地境界線量を過小評価する可能性がある。よって、本研究ではモンテカルロ法に基づいた詳細計算コードである MCNPX を使用した。解析に使用した断面積ライブラリは、中性子に対しては JENDL-3.3⁷⁾、二次ガンマ線に対しては EPDL97 である³⁾。

評価子は、ランダムウォークの衝突点ごとに評価点へのウェイト寄与を確率計算してウェイトを稼ぐ点評価子 (PD : Point Detector) および円環評価子 (RD : Ring Detec-

Fig. 2 Fuel arrangement in a spent-fuel storage cask and setting of peaking factor for spent-fuel assemblies

Fig. 3 Overall view of shielding structures and arrangement of spent-fuel storage casks in a shielding house

tor)を使用した。これは、評価点が遮蔽庫中心から 50 m 以上離れたところにあり、実際に評価点に到達する粒子が極めて小さいためである。

本評価対象のように、遮蔽上十分な多重層構造を有する遮蔽庫に中間貯蔵容器が貯蔵されている場合には、使用済燃料における核分裂生成物および構造材放射化によるガンマ線寄与は小さいことがすでに報告されている¹⁾。そのため、本研究で評価する線種は、中性子とそれに伴う二次ガンマ線に限定した。ここで、遮蔽庫 2 ユニットに貯蔵容器が 4 基収納されているときを基本単位として、遮蔽庫が 4 ユニット(容器数: 8 基)、8 ユニット(容器数: 16 基)と遮蔽庫のユニット数が増加したときの敷地境界線量の増加量を評価した。まず、RD によって遮蔽庫 2 ユニット、4 ユニット、8 ユニットとしたときの敷地境界線量の増加量を評価した。次に、遮蔽庫内に配置された容器 1 基当たりの敷地境界線量を評価した。評価の際、計算量を減ら

すために、容器の配置位置および遮蔽庫の対称性を考慮した。この評価により、周辺容器による遮蔽効果(陰影効果)を確認することができる。さらに、上側開口部からのスカイシャインの影響をみるために、開口部を通過した粒子をマーキングし、この粒子が各評価点に与える影響を評価した。上部開口部からのスカイシャインの成分は、遮蔽庫建屋による影響を受け難いと推定でき、容器を貯蔵した遮蔽庫の増分だけ増加すると考えられる。よって、遮蔽庫の下部開口部および側壁からの影響は、各容器の寄与から上部スカイシャインの影響を減じることにより評価することができる。

V. 解析結果

1. 遮蔽庫中心からの距離と収納可能容器基数の関係

遮蔽庫中心からの距離と RD によって得られた平均敷地

Fig. 4(a) Effective dose distributions of neutron around the shielding house composed of 2/4/8 units (Evaluated by RD)

Fig. 4(b) Effective dose distributions of secondary gamma-ray around the shielding house composed of 2/4/8 units (Evaluated by RD)

Fig. 4(c) Total effective dose distributions around the shielding house composed of 2/4/8 units (Evaluated by RD)

Fig. 5 The number of storable-Casks in the storage facility based on dose equivalent rate of the shielding house composed of 2/4/8 units

境界線量当量率の関係を Fig. 4(a)-(c) に示す。遮蔽庫中心からの距離と収納可能容器基数の関係を Fig. 5 に示す。

遮蔽庫の中心から距離 100 m の地点を敷地境界と仮定する。この場合の遮蔽庫に収納可能な容器の基数は、遮蔽庫 2 ユニットにおける線量当量率を基準とした場合：

$$50[\mu\text{Sv/y}]/5.94[\mu\text{Sv/y/2units}] = 8.41[2units] \times 4[\text{casks/2units}] = 33\text{基}, \quad (1)$$

遮蔽庫 4 ユニットにおける線量当量率を基準にした場合：

$$50[\mu\text{Sv/y}]/9.81[\mu\text{Sv/y/4units}] = 5.10[4units] \times 8[\text{casks/4units}] = 40\text{基}, \quad (2)$$

遮蔽庫 8 ユニット (容器数：16基) における線量当量率を基準にした場合：

$$50[\mu\text{Sv/y}]/16.68[\mu\text{Sv/y/8units}] = 3.00[8units] \times 16[\text{casks/8units}] = 48\text{基} \quad (3)$$

である。基準とする敷地境界線量の評価に用いる遮蔽庫のユニット数 (= 収納基数) が増加するに従い、収納可能な容

器の基数が増加する。これに容器間の陰影効果が寄与していることは明らかである。

2. 陰影効果による敷地境界線量の変化

RD を用いた評価により、収納が可能な容器の基数増加に陰影効果が寄与していることが明らかになった。ここでは、陰影効果に寄与する線種および容器陰影率を算出するのに必要なデータを得るために、遮蔽庫を中心とした各方位方向における敷地境界線量を、PD を用いて評価した。評価子の配置と与えた線源の概要を Fig. 6(a)-(c) に示す。解析ケース数および線源を与える容器の選択方法は以下のとおりである。

(1) 線量評価位置

遮蔽庫に収納された各容器の評価点における寄与を調べるために、線源は遮蔽庫に収納された容器のうちの 1 つに与えた。この状態で、Fig. 6 に示した各方位方向 (N, NE, E, SE, S, SW, W, NW の 8 方向) の敷地境界線量

Fig. 6 The position of casks applied to source and evaluation point of shielding performance for the storage facility

を算出した。

(2) 線源を与える容器の選択方法

線源を与える容器は、解析モデルの対称性を考慮することにより決定した。遮蔽庫2ユニットでは1基、4ユニット/8ユニットでは4基の容器位置について評価すれば十分である(遮蔽庫2ユニットおよび8ユニットの場合は、N-S境界(NとSをつないだ線)およびE-W境界(EとWをつないだ線)に対してそれぞれ容器1基および4基で対称であるが、遮蔽庫4ユニットの場合はN-S線およびE-W線についてそれぞれ容器2基および4基と対称であり、方向によって対称となる基数が異なる。よって、遮蔽庫4ユニットの場合は4基の容器位置について評価することが必要となる)。

(a) 遮蔽庫2ユニットの場合

遮蔽庫2ユニットの各方位方向における線量分布評価においては、Fig. 6(a)に示す容器に線源を与えた。各方位の線量当量分布をFig. 7(a), (b)に示す。

a) 中性子

Figure 7(a)に示されるように、線源を与えた容器から放出された中性子は、他の容器の陰影による減衰がほとんどない。よって、中性子は散乱の影響が強く、陰影効果はほとんどないと考えられる。

b) 二次ガンマ線

Figure 7(b)に示されるように、線源を与えた容器から放出された二次ガンマ線は、他の容器の陰影によって減衰する。この効果は、着目した線源から最も離れた方向(E, SE, S方向)において顕著に現れる。例えば、W方向の敷

※ Graph legends mean the distance from the center of shielding house to storage facility boundary.

Fig. 7(a) Effective dose distributions of neutron around the shielding house composed of 2 units (unit: $\mu\text{Sv/y}$ /1cask, Evaluated by PD)

※ Graph legends mean the distance from the center of shielding house to storage facility boundary.

Fig. 7(b) Effective dose distributions of secondary gamma-ray around the shielding house composed of 2 units (unit: $\mu\text{Sv/y}$ /1cask, Evaluated by PD)

地境界線量は、S方向と比較して最大約6倍高くなる。

c) 遮蔽庫からの距離

Figure 7(a)およびFig. 7(b)に示されるように、陰影効果の影響は、遮蔽庫からの距離に影響しない。よって、以下の遮蔽庫4ユニット、8ユニットにおいては遮蔽庫中央から100mの位置における評価結果で議論する。

(b) 遮蔽庫4ユニットの場合

遮蔽庫4ユニットの各方位方向における線量分布評価においては、Fig. 6(b)に示す容器に線源を与えた。各方位の線量当量分布をFig. 8(a), (b)に示す。

a) 中性子

Figure 8(a)に示されるように、E-W境界に対してほぼ線対称となること、またE-W境界の線量分布をみると、遮蔽庫2ユニットの場合と比較して敷地境界線量の違いが比較的大きく現れている。解析結果は、評価方位E方向においてCask No. 1およびNo. 3の寄与がCask No. 2およびNo. 4より大きくなる。これは、Cask No. 1およびNo. 3は評価方位Eよりも遠方にあるが、Cask No. 2

※ Graph legends mean the cask number applied to source(See in Fig.6).

Fig. 8(a) Effective dose distributions of neutron around the shielding house composed of 4 units (unit: $\mu\text{Sv}/\text{y}/1\text{cask}$, Evaluated by PD)

※ Graph legends mean the cask number applied to source(See in Fig.6).

Fig. 8(b) Effective dose distributions of secondary gamma-ray around the shielding house composed of 4 units (unit: $\mu\text{Sv}/\text{y}/1\text{cask}$, Evaluated by PD)

および No. 4 が“大きな遮蔽体”である貯蔵容器によって両側で遮蔽されているのに対して、Cask No. 1 および No. 3 は片側だけしか遮蔽されていないことが理由である。Cask No. 1 および No. 3 から放出された中性子は、遮蔽されていない側(W 方向)から評価点方向に散乱によって回り込み、この影響が E 方向において顕著に現れたと考えられる。以上より、中性子の寄与は散乱粒子の回り込みが多く、容器間陰影率を用いて評価することができないことがわかる。

b) 二次ガンマ線

遮蔽庫 4 ユニットの二次ガンマ線の陰影効果は、Fig. 8(b)に示されるように、遮蔽庫 2 ユニットの場合と比較してかなり顕著に現れている。W 方向では、陰影されていない容器である Cask No. 1 および No. 3 の寄与が圧倒的に大きい。Cask No. 1 および No. 3 に陰影される

※ Graph legends mean the cask number applied to source(See in Fig.6).

Fig. 9(a) Effective dose distributions of neutron around the shielding house composed of 8 units (unit: $\mu\text{Sv}/\text{y}/1\text{cask}$, Evaluated by PD)

※ Graph legends mean the cask number applied to source(See in Fig.6).

Fig. 9(b) Effective dose distributions of secondary gamma-ray around the shielding house composed of 8 units (unit: $\mu\text{Sv}/\text{y}/1\text{cask}$, Evaluated by PD)

Cask No. 2 および No. 4 の寄与と比較して最大約 6 倍大きくなる。これは遮蔽庫 2 ユニットの傾向とほぼ同じである。E 方向では、Cask No. 1~4 が測定点に至るまでに 2 つ以上の容器に陰影されることになるため、どの容器における寄与も極めて小さい。また、E-W 境界ではほぼ線対称となる。

(c) 遮蔽庫 8 ユニットの場合

遮蔽庫 8 ユニットの各方位方向における線量分布評価においては、Fig. 6(c)に示す容器に線源を与えた。各方向の線量当量分布を Fig. 9(a), (b)に示す。

a) 中性子

線源を与えた容器は Fig. 6(c)に示したとおりであるため、NW 方向と SE 方向をつないだ線の境界ではほぼ線対称となる。N, NW, W 方向の評価では、線源から発生した粒子を陰影する容器の数が 1 基であるため有意な差が生

じていない。よって、N, NW, W 方向の中性子線量は陰影に寄与する容器数が1基である遮蔽庫2ユニットの場合と傾向が同じになる。SE 方向に近づくに従って陰影する容器が次第に増加していくが、それほど大きな差が生じてはいない。例えば、NE 方向と SW 方向、E 方向と S 方向を比較すると、最も大きい差を示す E 方向においても約2倍程度である。このことから、遮蔽庫8ユニットの場合においても、散乱中性子の影響が大きいことがわかる。

b) 二次ガンマ線

遮蔽庫8ユニットにおける二次ガンマ線の陰影効果は、Fig. 9(b)に示されるように、NE 方向から SW 方向を境界として、線源に近い側(SW, W, NW, N, NE 方向)と遠い側(E, SE, S 方向)の差がかなり大きい。容器配置(Fig. 6(c))から確認できるように、E, SE, S 方向においては評価点に至るまでに2つ以上の容器に陰影されることになる。よって、どの容器における寄与も小さくなり、Cask No. 1~4の位置による差があまりない。この傾向は遮蔽庫4ユニットの場合とほぼ同じである。また、NW 方向と SE 方向の境界で線対称となっている。このように遮蔽庫2ユニットの傾向と類似するのは、8ユニットの場合、N 方向と S 方向の断面と E 方向と W 方向断面とで基数が等しいためである。

3. 簡易評価手法の検討

(1) 遮蔽庫2ユニットにおける上部開口部からのスカイシャインの影響評価

容器陰影率による簡易評価をするにあたり、上部開口部からのスカイシャインは容器間の陰影効果には影響を及ぼさないため、あらかじめ寄与を除いておく必要がある。そこで、遮蔽庫上部開口部からのスカイシャインの影響を評

価した。評価方法は、II 章のモンテカルロ分割統合計算法を応用した。具体的な計算方法は以下のとおりである。

- (1) 容器外表面を通過する粒子の諸量を MCNPX の SSW オプションを用いて記録する。
- (2) (1)で得られた容器外表面を通過する粒子の諸量を線源とする。SSR オプションを用いて、面線源を有した容器を遮蔽庫の中に配置する。このとき同時に、上部開口部領域を通過し、かつ遮蔽庫上部外表面を通過する条件付き粒子の諸量を、SSW を用いて記録する。上部開口部通過粒子記録面の条件を Fig. 10 に示す。
- (3) この遮蔽庫上外表面を通過する粒子の諸量を記録した面を新たな線源として、敷地境界評価点での線量当量率を評価する。

モンテカルロ計算では個々の粒子のヒストリを追跡するので、目的とする領域あるいは面を通過した粒子(Flagged Particle)とそうでない粒子(Non Flagged Particle)を識別することにより、その粒子の移動経路を特定することができる。MCNPX の場合、目的とする領域を通過する粒子の移動経路を特定するのに Cell-Flagging Card を、面を通過する粒子の移動経路の特定には Surface-Flagging Card を用いることにより、特定された粒子が評価点に寄与する量を計算することができる。これら粒子の移動経路を特定する方法の有用性については報告がある⁸⁾が、Cell Flagging Card および Surface Flagging Card は、線源領域から放出された粒子が“実際に”目的の領域を通過した場合のみの移動経路特定方法であるため、本検討のような“虚”評価子(PD および RD)には対応していない。そこで本研究においては、上記のように SSW/SSR-CTR により粒子情報の記録と読込を繰り返し行うことに

Fig. 10 Condition of particles information recording for surface of the upside opening

より粒子経路を特定する方法(SSW/SSR-CTR Repeating Method)を用いた。この方法は、本評価対象のように、多重層透過問題で評価点が遠方にあるような体系において有効である。

遮蔽庫2ユニットにおける、上部開口部を通過した粒子のスカイシャインによる寄与を **Table 2** に示す。例えば、遮蔽庫中央より 100 m 地点におけるスカイシャインによる寄与は、約 $1.35[\mu\text{Sv}/\text{y}/2\text{units}]$ である。

遮蔽庫2ユニットにおいては、スカイシャインによる寄与が敷地境界線量に与える影響は小さい。しかしながら、遮蔽庫が増加するに従い比例的に増加するため、無視

Table 2 Skyshine-contribution with MCNP

Distance from the center of shielding house	Particle mode	MCNPX result (Skyshine contribution)	MCNPX result (All contribution)
(m)	—	($\mu\text{Sv}/\text{y}/2\text{ units}$)	($\mu\text{Sv}/\text{y}/2\text{ units}$)
50	Neutron	4.21×10^0	1.26×10^1
100		1.10×10^0	3.23×10^0
150		4.01×10^{-1}	1.19×10^0
200		1.79×10^{-1}	5.07×10^{-1}
250		7.76×10^{-2}	2.36×10^{-1}
300		3.76×10^{-2}	1.16×10^{-1}
50	Secondary gamma-ray	9.66×10^{-1}	1.24×10^1
100		2.50×10^{-1}	2.71×10^0
150		1.04×10^{-1}	1.05×10^0
200		5.09×10^{-2}	5.05×10^{-1}
250		2.75×10^{-2}	2.74×10^{-1}
300		1.55×10^{-2}	1.63×10^{-1}
50	Neutron + Secondary gamma-ray	5.17×10^0	2.50×10^1
100		1.35×10^0	5.94×10^0
150		5.05×10^{-1}	2.24×10^0
200		2.30×10^{-1}	1.01×10^0
250		1.05×10^{-1}	5.10×10^{-1}
300		5.30×10^{-2}	2.78×10^{-1}

Table 3 Summary of shade effect rate for 2 units shielding house

Distance from the center of shielding house (cm)	Shade effect rate (%)*							
	N	NE	E	SE	S	SW	W	NW
5,000		82.5	28.1	85.9		20.4		43.3
10,000		80.9	32.4	84.1		12.5		35.0
Secondary 15,000	No effect	81.0	25.3	83.8	No effect	2.65	No effect	28.4
gamma-ray 20,000		80.4	29.9	84.2		6.88		21.8
25,000		80.5	28.9	83.6		3.43		27.3
30,000		79.4	27.6	84.8		4.45		25.1

* Shade effect rate is calculated without skyshine contribution.

※The shade effect rate was calculated on condition of 100 m away from the 2 units shielding house. The storage cask applied source is explained in Fig. 6(a). Source condition in the storage cask is in Fig. 2 and Table 1.

できない。

(2) 容器間陰影率の算出

遮蔽庫2ユニットにおける二次ガンマ線の容器陰影率を **Table 3** に示す。表の陰影率は、Fig. 6(a)に示した容器に線源を与え、陰影のない方位方向(N, S および W)を 100% (陰影なし)として、容器による陰影のある方向の線量比を、隣接する容器間の線量比とした。すなわち、陰影率は、陰影のない場合(D)とある場合(D_s)の線量差($D - D_s$)と、陰影のない場合の線量(D)の比とした：

$$C_{\text{shade}} = (D - D_s) / D \quad (4)$$

陰影率は直接線のみで計算する必要があるため、求める際には陰影率に寄与しないスカイシャインの成分(V-3-(1)項で算出)を除いて求めた。また、中性子は散乱が支配的であり、陰影効果の影響が小さいため、陰影率による評価はせずに、2ユニットの場合の敷地境界線量をそのまま使用した。なお、遮蔽庫4および8ユニットの計算では、2ユニットの場合と異なり、1基の容器だけでなく1~3基の容器によって陰影される場合がある。このときは、陰影する容器分だけ陰影率を掛け合わせて評価した(例：2つの容器に陰影される場合の陰影率は、 $(C_{\text{shade}})^2$)。

(3) 陰影率を用いた敷地境界線量の簡易評価(遮蔽庫4ユニット)

遮蔽庫2ユニットで算出した陰影率を用いて、遮蔽庫4ユニットのときの敷地境界線量の簡易計算を行った。MCNPX による結果との比較を **Fig. 11(a), (b)** に示す。

(a) 中性子

中性子の簡易計算には遮蔽庫2ユニットの場合の線量をそのまま使用しているにも関わらず、Fig. 11(a)に示すように、MCNPX による結果とほぼ一致する。このことから、中性子は容器による陰影効果があまり影響せず、散乱による寄与が支配的であることがわかる。

(b) 二次ガンマ線

Figure 11(b)に示すように、面垂直方向(N, S, E, W 方向)においては、簡易計算による結果とMCNPX による結果がほぼ等しくなるが、斜方向(NE, SE, NW, SW 方向)においては、簡易計算による結果はMCNPX による結果と比較して1.2~1.4倍過大傾向となる。これは、遮蔽庫の寸法が正方でなく、下部開口部方向断面の方が若干長い(1,000 cm - 904 cm = 96 cm)ため、4基収納時の斜方向における陰影率が小さく算出されたことが原因と考えられる。しかしながら、その過大分は微小であり、MCNPX による結果と比較してよい一致を示すといえる。

(4) 陰影率を用いた敷地境界線量の簡易評価(遮蔽庫8ユニット)

遮蔽庫2ユニットで算出した陰影率を用いて、遮蔽庫8ユニットのときの敷地境界線量の簡易計算を行った。MCNPX による結果との比較を **Fig. 12(a), (b)** に示す。

(a) 中性子

Figure 12(a)に示すように、簡易計算による結果と

※ Graph legends mean the distance from the center of shielding house to storage facility boundary. The calculation of MCNPX was performed in Sec.V.2.

Fig. 11 (a) Comparison of calculated effective dose distribution of neutron around the shielding house composed of 4 units between with simplified calculation method by shade effect rate and with MCNPX (unit: $\mu\text{Sv/y/4units}$)

※ Graph legends mean the distance from the center of shielding house to storage facility boundary. The calculation of MCNPX was performed in Sec.V.2. (See in Fig.8.).

Fig. 11 (b) Comparison of calculated effective dose distribution of secondary gamma-ray around the shielding house composed of 4 units between with simplified calculation method by shade effect rate and with MCNPX (unit: $\mu\text{Sv/y/4units}$)

MCNPX による結果がほぼ一致する。このことから、8 ユニットになっても中性子には陰影効果が現れず、散乱による寄与が支配的であることがわかる。

(b) 二次ガンマ線

Figure 12 (b) に示すように、遮蔽庫 4 ユニットの結果と

ほぼ同様の傾向を示し、簡易計算による結果と MCNPX による結果がほぼ一致する。斜方向成分においては、簡易計算による結果は、MCNPX による結果と比較して過大比が 1.3~1.6 倍程度となり、遮蔽庫 4 ユニットの場と比較して大きくなる。

※ Graph legends mean the distance from the center of shielding house to storage facility boundary. The calculation of MCNPX was performed in Sec.V.2.

Fig. 12(a) Comparison of calculated effective dose distribution of neutron around the shielding house composed of 8 units between with simplified calculation method by shade effect rate and with MCNPX (unit: $\mu\text{Sv/y/8units}$)

※ Graph legends mean the distance from the center of shielding house to storage facility boundary. The calculation of MCNPX was performed in Sec.V.2.(See in Fig.9.).

Fig. 12(b) Comparison of calculated effective dose distribution of secondary gamma-ray around the shielding house composed of 8 units between with simplified calculation method by shade effect rate and with MCNPX (unit: $\mu\text{Sv/y/8units}$)

以上より、本研究の対象としたモジュール型遮蔽庫では、遮蔽庫2ユニットの斜方向における陰影率を遮蔽庫の増加による線量の影響評価に使用すれば、遮蔽庫4ユニットおよび8ユニットいずれの場合においても安全側となることが示された。

4. 中性子簡易計算コード MCNP-ANISN_W による遮蔽庫評価

陰影率を算出するために必要な遮蔽庫2ユニットのモンテカルロ計算は、十分な計算精度を得るために相当の計算時間が要求される。本研究では、短時間で複雑形状の中

Table 4 Interface of MCNP-ANISN_W code

MCNP	Neutron source determination (Generation point)	The neutron generation point is decided stochastically from the source region defined by MCNP input.
	(Neutron energy)	The neutron energy is decided stochastically from the distribution of source spectrum defined by MCNP input.
	Distance between source and detector	By using the geometry data of shielding house and the location of point detector defined by MCNP input, a straight line distance from the neutron generation point in the source region to point detector is calculated.
	Modeling	For a straight line distance from the neutron generation point to point detector, the point of intersection of this straight line and the cell boundary is calculated, and material information between each boundary are preserved.
ANISN_W	Calculation condition	Basic geometry form: sphere Source: Shell source problem Source strength: nearest $\mu = \cos \theta = 1.0$ angle direction is normalized to 1 Left boundary condition: reflection Right boundary condition: vacuum (no reflection) Outer iteration: 1
	Cross-section library	DLC23E
	Calculation of neutron effective dose rate	The neutron dose-rate conversion factor of each energy group is multiplied by the scalar flux in the outermost mesh.

性子輸送計算を可能にするため、モンテカルロ計算コード MCNP に Sn 法に基づく多群輸送計算コード ANISN-W を組み込み、MCNP の入力データを用いて ANISN と同様の計算を行うことのできる計算コード MCNP-ANISN_W を開発した⁹⁾。

MCNP-ANISN_W のインタフェースを **Table 4** に、計算フローを **Fig. 13** に示す。MCNP-ANISN_W の線源条件および体系は、MCNP の入力データにより得られる。線源領域から生成される粒子の発生点およびエネルギーは、MCNP により生成された乱数を用いて確率論的に決定される。粒子発生ごとに中性子発生点と PD の間の直線透過経路を切り出し、この直線とセル境界との交差点座標と各境界間の物質情報を保存し、1 次元計算体系を作成する。これを、MCNP の入力データで与えた粒子発生数だけ繰り返す。

(1) 単純体系でのベンチマーク計算結果

単純体系を仮定してベンチマーク計算を行い、エネルギー群ごとの中性子線量率を比較した。比較検討するために使用したコードは、MCNP, ANISN_W および MCNP-ANISN_W である。サーベイに使用したパラメータは、Sn 計算に使用する差分式モデル(線形外挿+ステップ混合型モデル、ステップモデルおよび重み付き差分モデル)および粒子発生数である。解析モデルは半径 9 cm の球形をした AlO_2 であり、その中央に半径 1 cm の球形線源発生領域 ^{235}U を設けた。

異なる差分式モデルによって行った計算結果を **Fig. 14 (a)** に示す。全中性子における線量率で比較すると、混合型モデルと重み付き差分モデルは同程度となり、ステップモデルによる結果が 3 つのモデルのなかで最も大きな値

Fig. 13 Flowchart of the MCNP-ANISN_W calculation

を示した。ここで、ステップモデルは、負の線束の算出を防止するための便法であり、精度が悪い。よって以下の検討では、ステップモデルによらない、深層透過問題の評価に適した重み付き差分モデルを使用した。

Fig. 14(a) Comparison of MCNP-ANISN_W calculated results between with liner+step/step/weighted difference model

Fig. 14(b) Comparison of MCNP-ANISN_W calculated results between with 1,000 nps and 10,000 nps

次に、線束の差分式モデルとして重み付き差分モデルを使用し、粒子発生を10倍の10,000で計算した結果を Fig. 14(b)にまとめた。粒子発生数が多くなると、低エネルギー領域および高エネルギー領域では MCNP コードによって算出された中性子線量率に近づいていくことがわかった。しかしながら、粒子発生数が1,000程度であれば、MCNP による結果に十分一致するといえる。よって、以下の検討では、粒子発生数を1,000として評価を行った。

全体的には、MCNP-ANISN_W コードより算出した中性子線量率と MCNP コードより算出した中性子線量率はよく一致していることが確認された。

(2) 遮蔽庫解析への適用性評価結果

MCNP-ANISN_W を用いて遮蔽庫の評価を行った。空間スケールの大きな体系を取り扱うため、その大きさを考慮した比較的細かい角度分点次数 S_{16} を用いた。容器1基に線源を適用した場合における遮蔽庫中心より100 m位置における MCNPX による詳細計算と簡易計算コードによる評価結果を Fig. 15(a), (b)に示す。比較のため、Fig. 15に示している MCNPX による結果はスカイシャインの寄与を除いている。容器の陰影効果のある方向(NE, E, SE, S方向)においては、MCNP-ANISN_W による結果は MCNPX による結果を大幅に過小評価している。こ

※ The calculation of MCNPX was performed in Sec.V.2.

Fig. 15(a) Comparison between the calculated neutron results with MCNP-ANISN_W and with MCNPX (unit: $\mu\text{Sv/y/1cask}$ at 100 m)

※ The calculation of MCNPX was performed in Sec.V.2.

Fig. 15(b) Comparison between the calculated secondary gamma-ray results with MCNP-ANISN_W and with MCNPX (unit: $\mu\text{Sv/y/1cask}$ at 100 m)

これは、MCNP-ANISN_W の計算モデルが線源と評価点を結ぶ直線であり、容器による陰影がある場合には、その直線上にある遮蔽厚みを完全にモデル化することが理由である。また、容器による陰影の全くない斜方向(NE, NW, SW 方向)において、MCNP-ANISN_W の結果は MCNPX による結果を過小評価する。これは、1次元にモデル化する場合、遮蔽庫外表面を斜めに切った厚みをそのまま遮蔽厚とするためである。よって、MCNP-ANISN_W を用いて遮蔽庫を評価する場合は、遮蔽庫外表面に対して垂直で、かつ収納容器による陰影のない方向(Fig. 15 といえば、N, W 方向)で計算する必要がある。Fig. 15 で N, W 方向の中性子および二次ガンマ線敷地境界線量をみると、二次ガンマ線は若干過大傾向にある箇所もあるが、MCNPX による結果を十分包絡していることがわかる。よって、この線量を用いて遮蔽厚および敷地境界距離を設

定すれば安全側となる。

この評価結果を使用して V-1 節と同様に遮蔽庫収納可能容器基数を算出すると、方位 W の値を使用した場合、遮蔽庫中央より 100 m における遮蔽庫 2 ユニット当たりの敷地境界線量当量率は

$$4.17 \times 10^{-1} [\mu\text{Sv/y/1cask}(\text{neutron})] + 7.84 \times 10^{-1} [\mu\text{Sv/y/1cask}(\text{secondary gamma-ray})] = 4.80 [\mu\text{Sv/y/2units}], \quad (5)$$

これにスカイシャインによる寄与を加えて

$$4.80 [\mu\text{Sv/y/2units}(\text{Direct})] + 1.35 [\mu\text{Sv/y/2units}(\text{Skyshine})] = 6.15 [\mu\text{Sv/y/2units}] \quad (6)$$

となる。よって、遮蔽庫中心からの距離 100 m を基準とした場合、

$$50 [\mu\text{Sv/y}] / 6.15 [\mu\text{Sv/y/2units}] = 8.13 [2units] \times 4 [\text{casks/2units}] = 32 \text{基} \quad (7)$$

収納できる計算となり、MCNPX 詳細計算による収納基数である 33 基と比較してほぼ一致する結果を得た。

なお、MCNP-ANISN_W に掛かる計算時間は、計算体系にもよるが、本検討では MCNPX による場合と比較して約 1/27 短縮できた。

(3) スカイシャインの簡易評価検討

本項では、MCNP-ANISN_W と SHINE-III¹⁰⁾ を用いて、スカイシャインを簡易に評価する方法を検討した。

- (1) MCNP-ANISN_W を用いて、遮蔽庫上外表面の線量を算出する。
- (2) 遮蔽庫外表面線量を中性子源強度として、SHINE-III コードを用いて敷地境界線量を評価する。

SHINE-III コードは、地面による反射をアルベド法により考慮した多群モンテカルロコードを用いて、単色中性子からのスカイシャイン線量の距離分布を計算し、その結果を次式でフィッティングしている。

$$D(r) = S(E, \cos \theta) \cdot Q(E, \cos \theta) \cdot \frac{1}{r} \cdot \exp \left(-\frac{r}{\lambda(E, \cos \theta)} \right) \quad (8)$$

ここで、 $S(E, \cos \theta)$ はエネルギー E 、極角 θ で単位立体角当たり放出される線源中性子数、 $Q(E, \cos \theta)$ および $\lambda(E, \cos \theta)$ は中性子あるいは二次ガンマ線のフィッティング係数であり、適当なエネルギー内挿を行って使うようになっている。エネルギー E は 0.025 eV から 3 GeV である。線源項 $S(E, \cos \theta)$ には、遮蔽庫外表面の全中性子源強度を与えた。遮蔽庫外表面の全中性子源強度を算出する際には、MCNP-ANISN_W の収束性を高めるために、容器 1 基に線源を与え、その真上の遮蔽庫外表面線量を評価した。容器の真上の線量をスカイシャイン評価の線源として仮定することは安全側の考え方である。また、 $S(E, \cos \theta)$ は一般に線量当量率で与えられるので、上限エネルギーから $1/E$ スペクトルを仮定して求めた中性子束・線量当量率変換係数を用いて中性子束を求め、それに外表面

※ The calculation of MCNPX was performed in Sec.V.1.(See in Fig.4(c)).

Fig. 16 Comparison between the calculated skyshine-contribution with MCNPX and with SHINE-III

(遮蔽庫外表面)を掛けて $S(E, \cos \theta)$ を決定した。本検討で使用した変換係数は、遮蔽庫外表面線量の最大エネルギー 16 MeV に対応した $7.90 \times 10^{-3} \mu\text{Sv/h}/(\text{n} \cdot \text{cm}^{-2})$ である¹¹⁾。結果を Fig. 16 に示す。中性子は若干過大な、ガンマ線は過小な傾向となったが、スカイシャインの線量として支配的な中性子が MCNPX による結果を包絡する評価結果となったため、全線量では安全側の結果となる。また、直接線とスカイシャイン寄与の合計値と MCNPX による結果を比較すると、よい一致を示しているといえる。

VI. 結 論

使用済燃料の中間貯蔵施設における貯蔵容量を評価するために、基準となる遮蔽庫ユニット数で敷地境界線量の計算を行い、その基準ユニット数の倍数評価により、敷地境界線量を包絡する収納基数を概算する方法がしばしば用いられる。ユニット数が増加すると、容器間陰影効果が寄与するため、より多くの容器を貯蔵することができる。この陰影効果を遮蔽評価に適用することにより、貯蔵容量を合理化することが期待できる。

本研究では、使用済燃料中間貯蔵施設の敷地境界線量評価を合理的に行うために、容器間陰影効果を用いた簡易評価手法を確立することを目的として、以下の検討を行った。

- (1) 多数の使用済燃料中間貯蔵容器を取り扱う遮蔽計算に有用なモンテカルロ分割結合計算法を用いて、遮蔽庫ユニット数の増加によってもたらされる敷地境界線量の変化を評価することにより、遮蔽庫の貯蔵可能容量の変化を確認した。
- (2) (1)の結果を用いて敷地境界線量率の妥当な簡易評価手法を確立した。
- (3) 大きな空間スケールの計算を容易に行える中性子輸送計算コード(MCNP-ANISN_W)を新たに開発し、

合理的貯蔵庫設計への適用性検討を実施した。

検討(1)によって、基準となる遮蔽庫ユニット数を2ユニットから8ユニットとすることにより、2ユニットを基準とした場合と比較して、収納基数を15基増加させても敷地境界線量の基準を満足することが確認された。

検討(2)によって、容器間陰影率に寄与する線種は二次ガンマ線であり、中性子は散乱寄与が支配的で陰影率をまとめることができないことが示された。しかしながら、中性子寄与は収納容器基数と比例関係にあることが確認でき、陰影効果を考慮しなくても詳細解析結果とほぼ一致することがわかった。二次ガンマ線は、陰影率を用いることで、簡易計算による結果とモンテカルロによる結果がほぼ一致する結果となった。よって、基準となる遮蔽庫ユニット数における敷地境界の線量当量率と陰影率を算出しておけば、遮蔽庫のユニット数が増加した場合の敷地境界における線量当量率を、陰影効果の影響を含めて合理的に評価できることが示された。

検討(3)によって、MCNP-ANISN_Wを用いて直接線を評価し、SHINE-IIIを用いてスカイシャインによる寄与を評価することにより、モンテカルロによる3次元詳細解析とほぼ一致する結果が得られることがわかった。

本研究で示した中間貯蔵施設の遮蔽評価手法は、合理的な線量評価を行う上で有用である。本手法は、施設の詳細設計に入る前の概念設計段階での活用が有効であると考えられる。

本研究は、原子力委員会の評価に基づき、文部科学省原子力試験研究費により実施されたものである。

— 参考文献 —

- 1) K. Ueki, *et al.*, “Using the Monte Carlo coupling technique to

- evaluate the shielding ability of a modular shielding house to accommodate spent-fuel transportable storage casks," *Nucl. Technol.*, **141**, 177 (2003).
- 2) D. B. Pelowitz, Editor, *MCNPXTM USER'S MANUAL Version 2.5.0*, LA-CP-05-0369.
 - 3) X-5 Monte Carlo Team, *MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 Volume1-2*, LA-UR-03-1987, LA-CP-03-0245 (2003).
 - 4) A. G. Croff, "ORIGEN2: A versatile computer code for calculating the nuclide compositions and characteristics of nuclear materials," *Nucl. Technol.*, **62**, 335 (1983).
 - 5) S. B. Ludwig, *Standard- and Extended Burnup PWR and BWR Reactor Models for the ORIGEN2 Computer Code*, ORNL/TM-11018 (1989).
 - 6) K. Ueki, *et al.*, "Shielding ability of a modular shielding house for keeping spent fuel transportable storage casks in an interim storage facility," *Proc. The 13th Int. Conf. on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM'01)* (2001).
 - 7) K. Shibata, *et al.*, "Japanese evaluated nuclear data library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39**, 1125 (2002).
 - 8) K. Ueki, *et al.*, "Analyses and development of effective compensation shields in a multilegged duct streaming system," *Nucl. Technol.*, **132**, 281 (2000).
 - 9) N. Odano, *et al.*, "Evaluation of radiation shielding performance in sea transport of radioactive material by using simple calculation method," *Proc. The 14th Int. Conf. on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM'04)* (2004).
 - 10) T. Tsukiyama, *et al.*, "SHINE-III: Simple code for Skyshine dose calculation up to 3 GeV neutrons," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **Supplement, 1**, 640 (2000).
 - 11) G. R. Stevenson, *et al.*, "A simple procedure for the estimation of neutron skyshine from Proton accelerators," *Health Phys.*, **46**, 115 (1984).
-