

電力中央研究所報告

コンクリートキャスクの遮へい性能評価

研究報告：N06006

平成18年12月

財団法人 電力中央研究所

R **CRIEPI**

コンクリートキャスクの遮へい性能評価

園部 亮二^{*1} 白井 孝治^{*2} 亘 真澄^{*1}

キーワード：コンクリートキャスク Key Words：Concrete Cask
使用済燃料貯蔵 Spent Fuel Storage
遮へい Shielding
給排気口 Inlet/Outlet Duct
ストリーミング Streaming

Evaluation of Shielding Performance of Concrete Cask

by Ryoji Sonobe, Koji Shirai and Masumi Wataru

Abstract

Concrete casks have been used besides metal casks in foreign countries (e.g. U.S.A.). Various tests and studies have been executed for their future practical use and JSME code for them was established in Japan recently.

Concrete cask has inlet and outlet ducts for cooling air, which removes heat from spent fuel. Radiational streaming evaluation from these ducts needs to be considered for designing shielding performance. This evaluation has been carried out by two-dimension calculation code (e.g. DOT code) and Monte Carlo method that uses three-dimension calculation code (e.g. MCNP-4B code).

In this study, streaming test using small scale of outlet duct model, the MCNP calculation for this test and evaluation of shielding performance for real design of concrete cask were executed. As the result, it was clarified that the MCNP can be applied to evaluation of streaming from inlet and outlet ducts considering the appropriate safety margin and real concrete cask is satisfied with criteria for shielding performance.

(Civil Engineering Research Laboratory Rep.No.N06006)

(平成 18 年 10 月 11 日 承認)

^{*1} バックエンド研究センター 主任研究員

^{*2} バックエンド研究センター 上席研究員

背 景

原子力発電所からの使用済燃料発生量は六ヶ所再処理施設の処理能力(800tU/年)を上回っており、さらに今後の発電量増加に伴って使用済燃料の発生量が増えると思われている。そのため、使用済燃料を再処理するまでのバッファ機能を有する中間貯蔵施設が必要であり、現在事業者が操業に向けて施設の立地を進めている。我が国では原子力発電所敷地内貯蔵施設において、水プールおよび金属キャスクによる貯蔵が実用化されているが、米国などではこれらの貯蔵の他にコンクリートキャスクによる貯蔵が実用化されている。コンクリートキャスクの遮へい設計においては、使用済燃料を冷却するための空気の出入口となる給排気口部(遮へい開口部)からの放射線ストリーミング¹⁾を考慮する必要があるとあり、周辺公衆および放射線作業従事者に対して、使用済燃料から放出される放射線の影響がないような遮へい性能が必要とされる。

目 的

コンクリートキャスクの給排気口部のストリーミング試験、解析を実施し、遮へい性能評価に関する線量評価手法の安全裕度、ならびに実機の遮へい性能特性を明らかにする。

主な成果

コンクリートキャスクの給排気口部を模擬した部分モデル試験体を用いたストリーミング試験および連続エネルギーモンテカルロコード(MCNP-4B)を用いた試験後解析を行い、解析精度の検証を行った。また、検証された遮へい解析手法を用いて、実機の給排気口からのストリーミング放射線が周辺線量率に与える影響を評価した。得られた成果は、以下の通りである。

- (1) 給排気口の構造が2回屈曲と直線である給排気口部分モデル試験体各1体(幅90cm×高さ1.6m×コンクリート遮へい厚さ90cm、開口面幅50cm×高さ20cm)を対象として、中性子線源(^{252}Cf)とガンマ線源(^{137}Cs , ^{60}Co)を用いたストリーミング試験を実施し、それぞれの構造における放射線ストリーミングの線量率分布を詳細に測定した。また、2回屈曲構造による給排気口表面における放射線ストリーミングの低減効果を明らかにした。

(2) MCNP-4B コードによる試験後解析では、分散低減手法としてウエイトウインドウ法²⁾を採用して遮へい解析を効率的に行い、解析結果の統計的誤差を一般的に信頼性が高いとされる目安値 0.05 以下とした。2 回屈曲構造における放射線ストリーミングの線量率分布について、試験値と解析値を比較した結果、C/E (解析値を試験値で除した値) の最小値が 0.37 となった。したがって、本解析値に係数 3 を乗じることにより、実験値を包絡する評価となることが明らかとなった。

(3) 当所の除熱試験で用いた 2 回屈曲構造給排気口を有する実機コンクリートキャスクを解析対象として、コンクリートキャスク周辺の線量率解析を実施した。その結果、2 回屈曲構造によって給排気口からのストリーミング放射線は適切に低減されており、解析値に係数 3 を乗じた場合でも、十分な放射線遮へい性能を有することが明らかとなった。

今後の課題

本研究で採用した解析手法について、分散低減手法の改善による計算時間の効率化、さらなる解析精度の向上を図り、今後のコンクリートキャスク実用化に向けた安全評価に反映させる。

- 1) ストリーミング現象：遮へい部材中の空隙等に沿って、特定の方向に放射線の透過量が増加する現象
- 2) ウエイトウインドウ法：線量評価にとって重要度の大きな空間、エネルギー領域に、より多くの中性子および光子を仮想的に輸送させる手法

関連報告書：「コンクリートキャスクの実用化研究 -通常時の除熱試験-」N04029 (2005. 6)

目 次

1. 研究の背景と目的	1
2. ストリーミング試験	2
2.1 試験体	2
2.2 試験方法	3
2.3 試験結果	6
3. 試験解析	10
3.1 解析方法	10
3.2 解析結果	11
3.3 解析手法の妥当性	12
4. 実機解析	13
4.1 目標評価基準の設定	13
4.2 解析条件	14
4.3 解析モデル	15
4.4 解析方法	16
4.5 評価結果	16
5. 結 論	18
謝辞	18
参考文献	18

1. 研究の背景と目的

我が国の原子力エネルギー利用については、53基(平成17年6月末現在)の商業用原子炉施設が稼動中で、年間発電電力量は国内総発電電力量の約3分の1を占めており、原子力発電は我が国の基幹電源の一つとなっている。また、原子力発電は、核燃料のリサイクル利用により供給安定性を一層改善できることや高速増殖炉サイクルが実用化すれば資源の利用効率を飛躍的に向上できることなどから、長期的にわたってエネルギー安定供給と地球温暖化対策に貢献する有力な手段として期待されている¹⁾。

原子力発電所からの使用済燃料発生量は六ヶ所再処理施設の処理能力(800tU/年)を上回っており、さらに今後の発電量増加に伴って使用済燃料の発生量が増える見込まれている。そのため、使用済燃料は当面は利用可能になる再処理能力の範囲で再処理を行うこととし、これを超えて発生するものは中間貯蔵することとしている。使用済燃料の中間貯蔵は、再処理されるまでの間の時間的な調整を行い、核燃料サイクル全体の運営に柔軟性を付与する手段として重要であり、現在事業者が操業に向けて施設の立地を進めている²⁾。

使用済燃料の貯蔵には、水プールによる湿式貯蔵方式や容器を使う乾式貯蔵方式があり、我が国では原子力発電所敷地内において、水プールおよび金属製乾式キャスクによる貯蔵が実用化している。また、米国などではこれらの貯蔵の他にコンクリート製乾式キャスク(以下、コンクリートキャスク: 使用済燃料を収納したキャニスタ(ステンレス鋼製の円筒状の密封容器)を円筒形のコンクリート製遮へい構造物内に貯蔵する方式)による貯蔵が実用化している。

図1-1に、(社)日本機械学会で規格化された2種類のコンクリートキャスク³⁾の概要を示す。キャスクの下部および上部には、それぞれ周方

向90°ピッチで給気口および排気口が設けられ、使用済燃料から発生する熱は、キャニスタ外側を空気が自然対流することにより冷却される。使用済燃料から放出される放射線については、周辺公衆および放射線作業従事者への放射線被ばく防止の観点から、給排気口部からの放射線ストリーミング¹⁾(図1-2)対策がコンクリートキャスクの実用化に向けての考慮すべき設計要件の一つである⁴⁾。

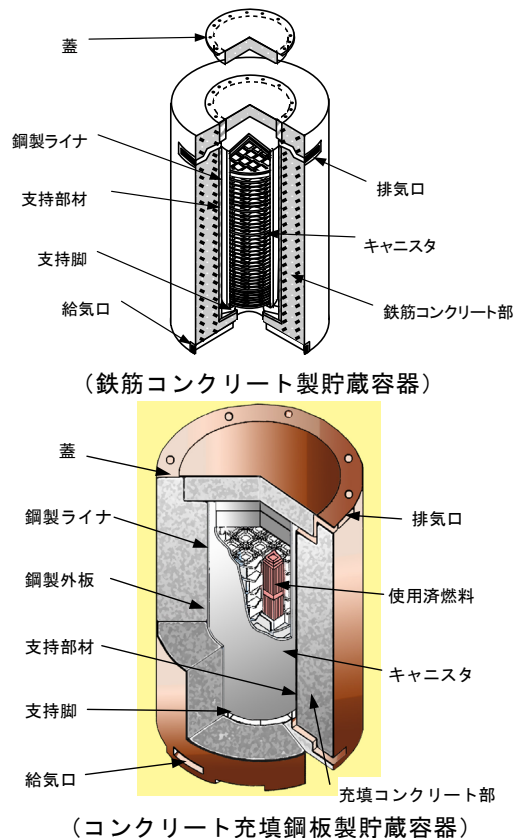


図1-1 (社)日本機械学会で規格化された2種類のコンクリートキャスク

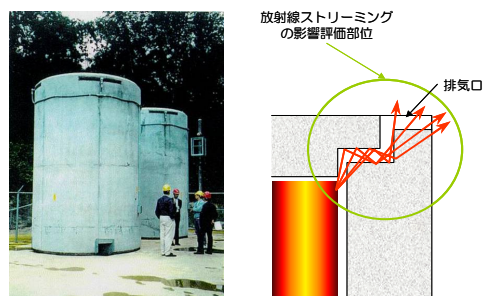


図1-2 コンクリートキャスクと放射線ストリーミング

¹⁾ストリーミング現象: 遮へい部材中の空隙等に沿って、特定の方向に放射線の透過量が増加する現象

従来の給・排気口ダクト部からの放射線ストリーミング評価については、DOT などの 2 次元コードや、EGS や MCNP などの解析対象の幾何学的形状を 3 次元的にモデル化することが可能な連続エネルギーモンテカルロコードが用いられている⁵⁾⁻⁷⁾。

本研究では、コンクリートキャスクの給排気口部のストリーミング試験、連続エネルギーモンテカルロコード (MCNP4B) による試験解析を実施し、遮へい性能評価に関する線量評価手法の適用性、ならびに実機の遮へい性能特性を明らかにする。

2. ストリーミング試験

2.1 試験体

コンクリートキャスク給排気口近傍での放射線ストリーミングの影響を評価する試験を行うため、給排気口の構造が 2 回屈曲と直線である

給排気口部分モデル試験体を各 1 体製作した。

図 2.1-1 に、試験体系と試験体の形状・寸法を示す。2 回屈曲構造を有する試験体の形状・寸法については、図 1-1 に示したコンクリート充填鋼板製貯蔵容器の基本構造⁴⁾を参照し、コンクリートおよび鋼製ライナ部の厚さおよびダクト屈曲寸法がほぼ実機と同じになるように定め、幅 900×長さ 1700×高さ 1600mm (図 2.1-2 参照) とした。コンクリート部の厚さは 900mm、鋼部の厚さは 30mm、ダクト開口部の寸法は 200×500mm とし、試験体の取扱性を考慮し、4 つのコンクリートブロックから構成した。



図 2.1-2 2 回屈曲構造を有する試験体

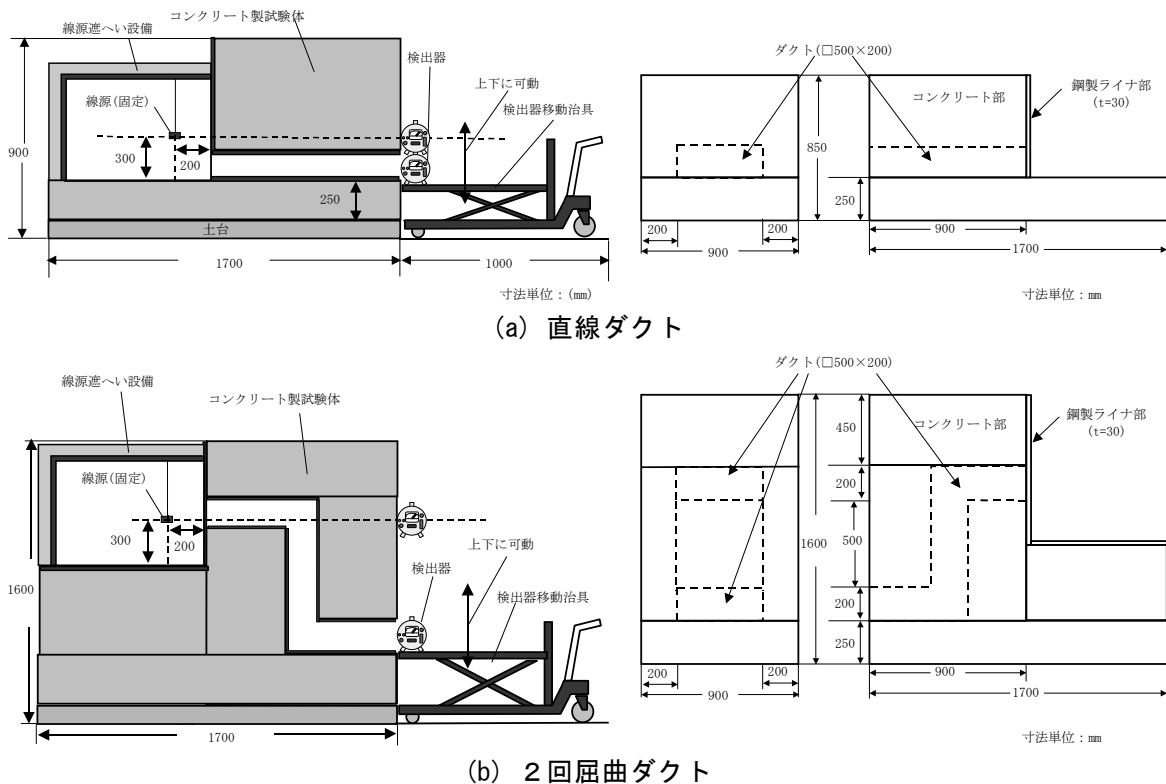


図 2.1-1 試験体系と試験体の形状・寸法

また、試験解析で使用する構成元素の組成比を決定するため、試験体製作時には成分分析用のコンクリートサンプル（直径 100mm×高さ 200mm）を採取し、試験体製作場所と同じ環境下で保管した。成分分析は試験開始時に行い、サンプル内での構成元素の偏在の可能性を考慮し、図 2.1-3 に示すように軸方向および径方向に対して、端部および中央部の位置で 4 個の供試体を採取して、成分分析を行った。

表 2.1-1 に、分析結果を示す。表中の値は、4 個の供試体の分析値を平均した値である。

表 2.1-1 コンクリート成分分析結果（単位 wt%）

元素	組成比	元素	組成比	元素	組成比
H	0.78	P	0.03	Mg	0.65
O	43.5	K	0.37	Fe	1.87
Na	1.33	Ca	11.97	C	0.3
Al	4.63	Ti	0.16	S	0.25
Si	24	Mn	0.05		

注：元素によって分析法や小数点以下の算出が異なるため、組成比の合計は 100% とならない。

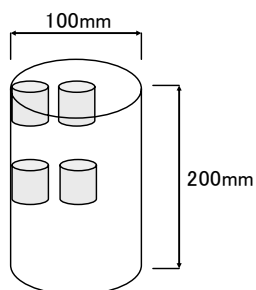


図 2.1-3 成分分析用コンクリート供試体

2.2 試験方法

(1) 試験条件

(a) 線源の選定

表 2.2-1 に、将来的に実際に貯蔵が予想される高燃焼度 PWR 型使用済燃料の仕様と線源条件を示す。ストリーミング試験に用いる線源については、表中に示す線源条件における中性子およびガンマ線の放出スペクトルとエネルギー領

域に近い線源として、中性子では ^{252}Cf 、ガンマ線では ^{137}Cs を選定した。また、ガンマ線については、エネルギーの高い場合の影響を評価するため、一部 ^{60}Co を使用した。表 2.2-2 に、ストリーミング試験に使用した線源の仕様を示す。

表 2.2-1 高燃焼度 PWR 型使用済燃料の仕様および線源条件

項目		種別	
燃料仕様	燃焼条件	対象燃料	高燃焼度 PWR: 燃料棒配列 17×17
		初期濃縮度	4.9%以下
		集合体平均燃焼度	50GWD/MTU
		集合体最大燃焼度	55GWD/MTU
	比出力	38.4MW/t	
	その他	炉取出し後の冷却期間	10年
		ピッキングファクター	1.15
パーナブルポイズン		考慮する	
線源条件	中性子源強度	上記燃料仕様に基づき、 ORIGEN2 より算出	
	中性子スペクトル	^{244}Cm の (α, n) 反応スペクトルと自発核分裂スペクトルを合成	
	初期濃縮度	保守的に 4.7%と設定	

表 2.2-2 線源仕様

線種	半減期 (y)	線源強度 (kBq)
^{252}Cf	2.64	1,708
^{137}Cs	30.0	21,807
^{60}Co	5.27	9,973

(b) 検出器

表 2.2-3 に、検出器の仕様を示す。

中性子線源を用いた試験では中性子サーベイメータを使用し、設置方向は横向きとした。サーベイメータ内部にはポリエチレンが装備されており、中性子はポリエチレンで減速され、熱中性子となって内蔵されている比例計数管内の ^3He と反応して発生する粒子を測定する。

ガンマ線には NaI シンチレーション検出器およびガンマ線サーベイメータを使用した。NaI

シンチレーション検出器については、先端部に NaI が装備され、放射線が入射すると蛍光する性質を利用し、光を後部に接続する光電子倍增管で電気信号として取り出す方法である。また、サーベイメータについては、Ar、He などの不活性気体と少量のアルコールまたはハロゲンガスが封入されており、両極間に高電圧をかけておくと、放射線が管内に入射したときに生成したイオンが引き金になって放電が起き、一定時間内の放電(パルス)の回数を数えることによって放射線の強さを測定する。

(c) 設置方法

図 2.2-4 および図 2.2-5 に、直線ダクトおよび 2 回屈曲ダクトを用いた場合の各ケースにお

ける検出器および線源の設置位置を示す。

図 2.1-1 に示したように、ストリーミングの試験体系としては、ダクト開口部入口側に鉄およびポリエチレンで構成された遮へい設備内に線源を設置し、出口側に検出器を設置した。なお、検出器の設置位置については、実機での線源が体積線源であることや開口部近傍における評価が重要である。このため、図 2.2-2 に示すように、検出器や線源の位置を、開口部中央や両端、あるいはダクト内部に設置した。なお、ガンマ線を用いた試験のうち、ケース G-2 およびケース G-4 では、NaI シンチレーション検出器をダクト内に設置することができなかったため、測定は実施していない。

表 2.2-3 検出器仕様

線源	中性子	ガンマ線	
種類	中性子サーベイメータ	NaI シンチレーション検出器	ガンマ線サーベイメータ
性能	有効部面積：5.06075cm ² 測定エネルギー範囲：0.025eV～15MeV 自然計数率：0.01cps 以下 中性子感度：1.5cps/μSv/h 検出限界：0.01 μSv/h	検出器結晶大きさ：φ3 インチ エネルギー分解能：6.6% (¹³⁷ Cs)	適応放射線：30keV 以上 (γ線、X線) シンチレーター：NaI (Tl) 大きさ：φ1 インチ×L1 インチ γ線感度：300,000cps/mR/h (¹³⁷ Cs) (1R=2.58×10 ⁻⁴ c/kg) 最小分解能：0.001 μSv/h 大きさ：φ3.5cm×L21cm

試験ケース	線源	検出器位置 (mm)				線源位置 (mm)			
		記号	X	Y	Z	記号	X	Y	Z
NS-1	²⁵² Cf	A	0	250	0	I	1,130	0	0
NS-2		B	0	0	0	I	1,130	0	0
NS-3		C	0	250	350	I	1,130	0	0

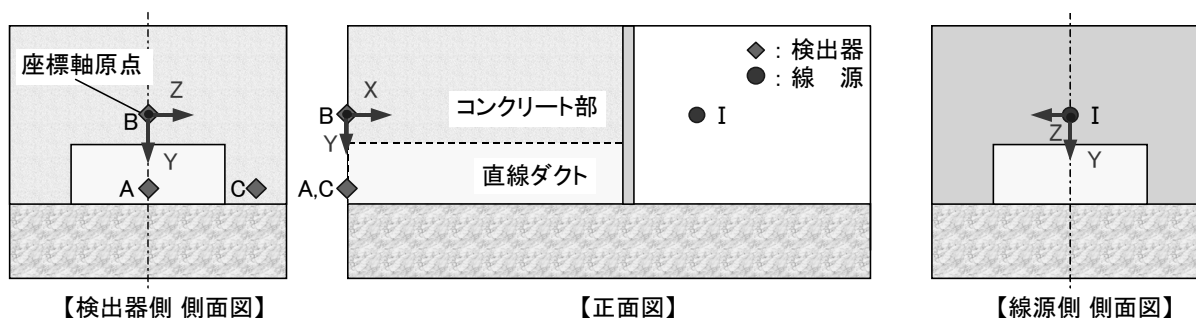


図 2.2-4 直線ダクトを用いた試験における検出器および線源の設置位置

試験 ケース	線源	検出器位置 (mm)				線源位置 (mm)			
		記号	X	Y	Z	記号	X	Y	Z
ND-1	^{252}Cf	A	0	700	0	I	1,130	0	0
ND-2		B	0	0	0	I	1,130	0	0
ND-3		C	0	700	350	I	1,130	0	0
ND-4		A	0	700	0	I	1,130	0	0
ND-5		D	0	500	0	II	1,130	-150	0
ND-6		E	0	950	350	II	1,130	-150	0
ND-7		F	0	600	200	III	1,330	0	0
ND-8		G	0	900	200	III	1,330	0	0
ND-9		H	0	900	350	IV	1,530	0	0
ND-10		E	0	950	350	IV	1,530	0	0
ND-11		A	0	700	0	V	930	0	0
ND-12		A	0	700	0	VI	730	0	0
G-1	^{137}Cs	A	0	700	0	V	930	0	0
G-2		I	300	900	0	V	930	0	0
G-3		A	0	700	0	VI	730	0	0
G-4		I	300	900	0	VI	730	0	0
G-5	^{60}Co	A	0	700	0	V	930	0	0

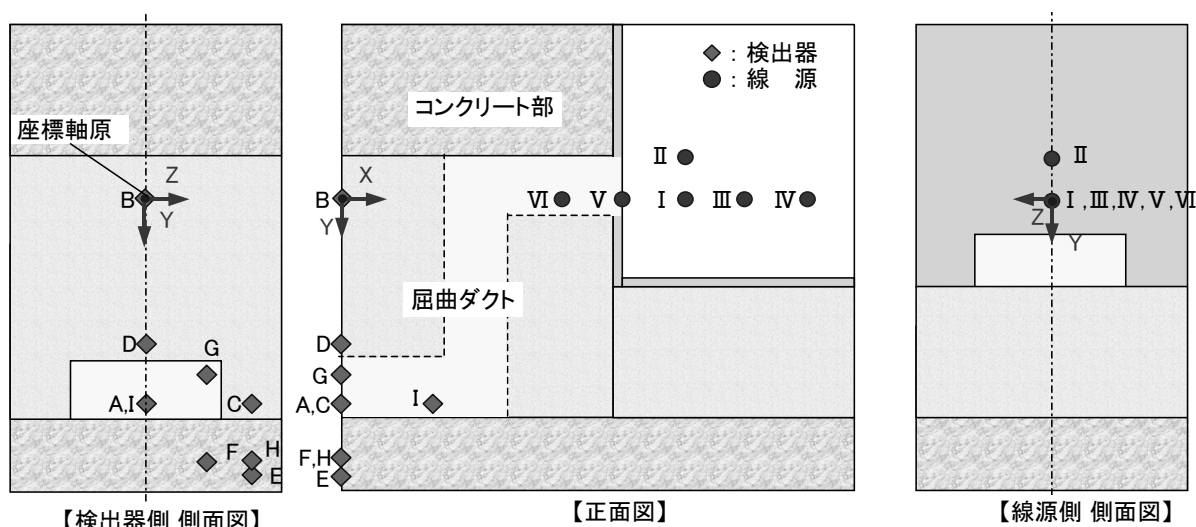


図 2.2-5 2回屈曲ダクトを用いた試験における検出器および線源の設置位置

(2) 測定方法

試験では、線源を設置しないバックグラウンド(B.G.)状態での影響を評価するため、線源を設置した状態と線源を設置しない状態で実施した。なお、線源が弱いため、測定時間を 2000 分程度 (B.G. 状態の測定時間は 4000 分程度) とした。

各ケースでの試験結果の算出にあたっては、線源がある状態での測定値から、線源がない B.G. 状態での測定値を差し引いて、計数率、線量当量率を算出した。

2.3 試験結果

(1) 計数値の誤差評価

放射性崩壊や放射線の相互作用の確率は、ランダムで独立な事象であるために、計数値はポアソン分布に従うことが知られている。測定時間に比べて放射性物質の半減期が非常に長く、計数値があまり小さくないとき（計数値 > 10 程度）には、計数値の確率分布は、式(2.3-1)で示すような連続関数である正規分布(ガウス分布)関数で近似可能である。

$$p(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\bar{x}}} \exp\left[-\frac{(x-\bar{x})^2}{2\bar{x}}\right] \quad (2.3-1)$$

ここで、

- $p(x)$: 計数値「 x 」となる確率
- x : 計数値
- \bar{x} : 計数値の平均値

であり、

$$\sum_{x=0}^{\infty} p(x) = 1$$

と規格化されている。また、確率分布は \bar{x} の左右に対称である。

ここで、標準偏差（計数値 x がとり得る値の広がり の 尺度）は、

$$\sigma = \sqrt{\bar{x}} \quad (2.3-2)$$

となる。

式(2.3-1)に式(2.3-2)を代入すると、

$$p(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\sigma}} \exp\left[-\frac{(x-\bar{x})^2}{2\sigma^2}\right] \quad (2.3-3)$$

となる。

次に、ある量の測定が 1 回しかない場合のその不確かさの程度を求める方法を示す。まず、1 回の測定値「 x 」がポアソン分布あるいはガウス分布によって予想される理論分布関数に従う集団から抽出されたという仮定が成り立つ場合には、得られたデータに適切な理論分布を当てはめなければならない。ただ 1 回だけの測定値「 x 」だけが、理論分布について判明している唯一の情報源であるため「 $\bar{x} = x$ 」と仮定す

る。こうして得られた想定値「 \bar{x} 」を用いることで確率分布関数 $p(x)$ が定義でき、直ちに標準偏差 σ も得られる。この場合、真の平均値「 \bar{x} 」が「 $\bar{x} \pm \sigma$ 」の範囲に収まる確率は 68.3% であり、また、「 $\bar{x} \pm 3\sigma$ 」の範囲に収まる確率は約 99.7% である。1 回の測定における不確かさ(誤差)として、普通用いられるのは(測定値: x) \pm (標準偏差: σ) である。真の値が含まれる確率を増やすためには、標準偏差 σ の 3 倍をとることが有効である⁸⁾。

(2) 中性子試験結果の算出

中性子試験については、測定した計数率から、検出感度補正係数を考慮し、線量当量率 $\{S \pm \sigma_s\}$ およびグロス計数率 $\{N \pm \sigma_N\}$ を算出した。

$$S \pm \sigma_s = \frac{\frac{[B - BG] \pm \sqrt{\sigma_B^2 + \sigma_{BG}^2}}{K}}{\varepsilon_s \pm \sigma_{\varepsilon_s}} \quad (2.3-4)$$

$$N \pm \sigma_N = \frac{[B - BG] \pm \sqrt{\sigma_B^2 + \sigma_{BG}^2}}{\varepsilon \pm \sigma_\varepsilon} \quad (2.3-5)$$

ここで、

- K : 使用する中性子検出器の応答特性
- $\{B \pm \sigma_B\}$: 線源を設置した状態での測定値
- $\{BG \pm \sigma_{BG}\}$: 線源がない状態での測定値
- $\{\varepsilon \pm \sigma_\varepsilon\}$ 、 $\{\varepsilon_s \pm \sigma_{\varepsilon_s}\}$: 検出感度補正係数

(3) ガンマ線試験結果の算出

ガンマ線試験については、線源を設置した場合とバックグラウンドのエネルギー群毎の計数率の差異を確認するため、スペクトル評価を実施した。また、検出器感度補正係数を考慮し、線量当量率を算出した。

a. スペクトル評価

$$\frac{m(E_i) \pm \sigma_m(E_i)}{\varepsilon(E_i) \pm \sigma_\varepsilon(E_i)} \quad (2.3-6)$$

ここで、

- $m(E_i)$ と $\sigma_m(E_i)$ は、次式の最小二乗解とその誤差である。

$$b = K_y \cdot m、\text{誤差 } \sigma_b$$

$$b(E_i) = B(E_i) - BG(E_i)$$

$$\sigma_b(E_i) = \sqrt{\sigma_B(E_i)^2 + \sigma_{BG}(E_i)^2}$$

- K_y : ガンマ線に対する検出器の応答特性
- $\{B(E_i) \pm \sigma_B(E_i)\}$: 線源を設置した状態での測定値
- $\{BG(E_i) \pm \sigma_{BG}(E_i)\}$: 線源がない状態で測定値
- $\{\varepsilon(E_i) \pm \sigma_\varepsilon(E_i)\}$: 検出感度補正係数

b. 線量当量率評価

線量当量率で評価する場合、以下の式で線量当量率 $\{S \pm \sigma_S\}$ を算出した。

$$\{S \pm \sigma_S\} = \frac{\left\{ \sum_{i=1}^{14} [G(E_i) \times m(E_i) \pm G(E_i) \times \sigma_m(E_i)] \right\}}{\varepsilon_S \pm \sigma_{\varepsilon_S}} \quad (2.3-7)$$

ここで、

- $m(E_i)$ と $\sigma_m(E_i)$ は、次式の最小二乗解とその誤差である。

$$b = K_y \cdot m、\text{誤差 } \sigma_b$$

$$b(E_i) = B(E_i) - BG(E_i)$$

$$\sigma_b(E_i) = \sqrt{\sigma_B(E_i)^2 + \sigma_{BG}(E_i)^2}$$

- $G(E_i)$: ガンマ線のエネルギー群毎の線量当量率換算定数で後述する表 3.1-2 で与えられた値を用いる。
- $\{B(E_i) \pm \sigma_B(E_i)\}$: 線源を設置した状態での測定値
- $\{BG(E_i) \pm \sigma_{BG}(E_i)\}$: 線源がない状態で測定値
- $\{\varepsilon_S \pm \sigma_{\varepsilon_S}\}$: 検出感度補正係数

(4) 試験結果

(a) 中性子測定結果

表 2.3-1 に、直線ダクトおよび 2 回屈曲ダクトモデルに対し、中性子線源を用いた場合の測定結果を示す。表中には、サーベイメータで測定した計数率 (cps) および線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)

に換算した値を示す。なお、線量当量率は、線源有りの状態から B.G. を差し引いた値で示している。S/N (計数率/誤差) は 30 以上あり、B.G. に対する測定値の割合は、概ね 3 以上であった。

検出器位置が同じで線源位置が異なる条件での ND-1, 11, 12 を比較すると、線源位置がダクト内にある ND-11 の線量当量率が最も大きく、次いで ND-12, 1 の順に線源が開口部から遠くなるにつれて線量当量率は小さくなっている。

試験 NS-1, 2, 3 と試験 ND-1, 2, 3 の結果より、排気口表面の線量分布を算出した。図 2.3-1 に、直線ダクトおよび 2 回屈曲ダクトにおける排気口表面の線量分布の比較を示す。2 回屈曲構造を用いることにより、開口部表面における線量率が大幅に低下してほぼ一様な分布を示しており、放射線ストリーミングの低減効果がみられている。

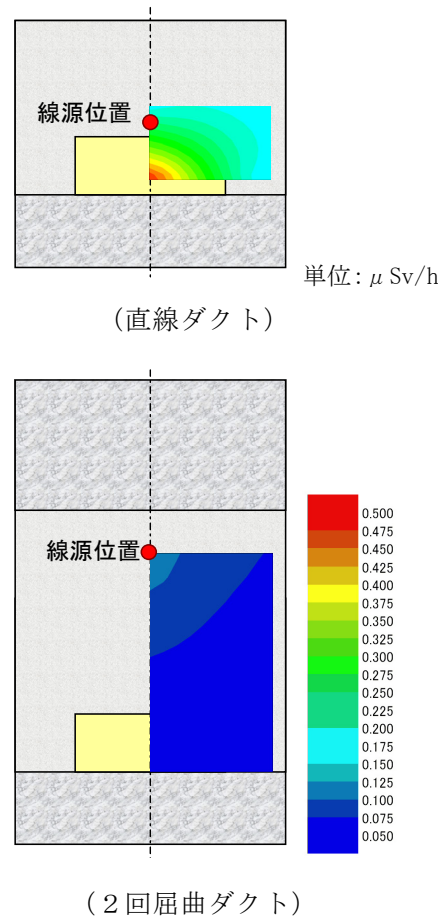


図 2.3-1 排気口表面の線量率分布

表 2.3-1 中性子試験結果

ケース	線源位置	検出器位置	計測対象	計測時間(分)	計数率(CPS) (線源有または無)		線量当量率(μ Sv/h) (B.G.を差し引いた値)	
					計数率	誤差	線量当量率	誤差
NS-1	I	A	^{252}Cf	1390	0.76597	0.00092	0.5040	0.0020
			B.G.	1434	0.01004	0.00001		
NS-2	I	B	^{252}Cf	1757	0.24705	0.00022	0.1569	0.0010
			B.G.	1410	0.01163	0.00002		
NS-3	I	C	^{252}Cf	1710	0.23751	0.00014	0.1503	0.0008
			B.G.	4010	0.01213	0.00004		
ND-1	I	A	^{252}Cf	2846	0.06578	0.00039	0.0353	0.0004
			B.G.	9759	0.01282	0.00003		
ND-2	I	B	^{252}Cf	1422	0.18987	0.00022	0.1174	0.0010
			B.G.	6915	0.01380	0.00003		
ND-3	I	C	^{252}Cf	3927	0.05753	0.00002	0.0297	0.0003
			B.G.	8519	0.01299	0.00002		
ND-4	I	A	^{252}Cf	1710	0.0584	0.0008	0.0313	0.0005
			B.G.	4010	0.0114	0.0002		
ND-5	II	D	^{252}Cf	1757	0.0604	0.0008	0.0326	0.0006
			B.G.	1410	0.0115	0.0004		
ND-6	II	E	^{252}Cf	1425	0.0379	0.0007	0.0161	0.0005
			B.G.	1445	0.0137	0.0004		
ND-7	III	F	^{252}Cf	1835	0.0368	0.0006	0.0161	0.0005
			B.G.	1430	0.0126	0.0004		
ND-8	III	G	^{252}Cf	4315	0.0403	0.0004	0.0180	0.0004
			B.G.	1430	0.0132	0.0004		
ND-9	IV	H	^{252}Cf	3887	0.0333	0.0004	0.0133	0.0004
			B.G.	1410	0.0134	0.0004		
ND-10	IV	E	^{252}Cf	1810	0.0363	0.0006	0.0152	0.0005
			B.G.	1470	0.0350	0.0004		
ND-11	V	A	^{252}Cf	1430	0.0837	0.0010	0.0524	0.0007
			B.G.	5308	0.0051	0.0001		
ND-12	VI	A	^{252}Cf	1435	0.2164	0.0016	0.1409	0.0011
			B.G.	5308	0.0051	0.0001		

(b) ガンマ線測定結果

表 2.3-2 に、2 回屈曲ダクトを用いた場合のガンマ線試験結果を示す。また、図 2.3-2 に、NaI シンチレーション検出器を用いて測定したガンマ線スペクトルの例を示す。ガンマ線試験結果については、B.G. 状態に対する測定値の割合は 1.1~1.7 の範囲であった。特に、ケース G-1 のように、線源と検出器の距離が長く、かつコンクリートを通る距離が長い場合には B.G. 状態の影響が大きい。なお、3. 章で実施する試験解析との比較においては、線量当量率を

用いることから、線量当量率を直接測定したサーベイメータの結果を用いることとした。

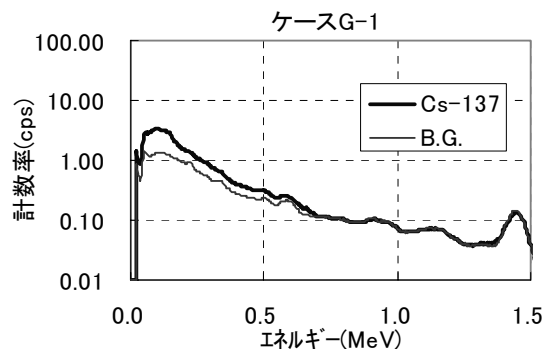
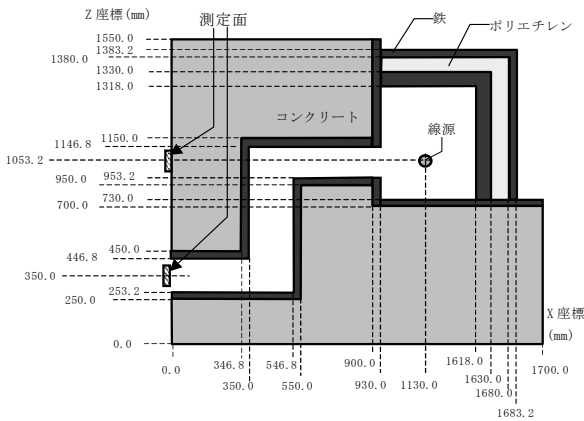


図 2.3-2 ガンマ線スペクトル測定例

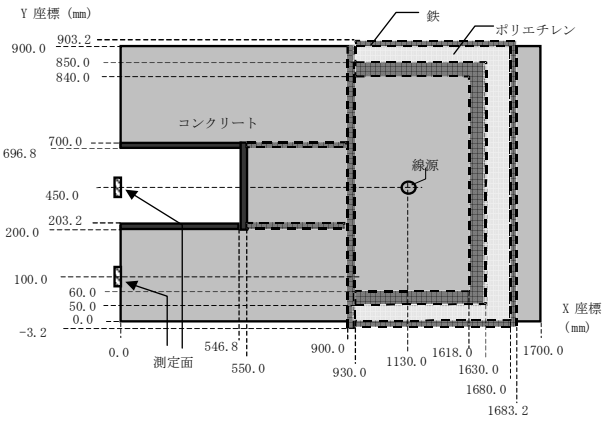
表 2.3-2 ガンマ線試験結果(線量当量率)

(単位: $\mu\text{Sv/h}$)

ケース	線源位置	検出器位置	計測対象	線源有または無		B.G.を差し引いた値	
				NaIシンチレーション検出器	サーベイメータ	NaIシンチレーション検出器	サーベイメータ
G-1	V	A	^{137}Cs	5.84×10^{-2}	9.46×10^{-2}	8.8×10^{-3}	9.7×10^{-3}
			B.G.	4.97×10^{-2}	8.49×10^{-2}		
G-2	V	I	^{137}Cs	-	1.26×10^{-1}	-	4.1×10^{-2}
			B.G.	-	8.49×10^{-2}		
G-3	VI	A	^{137}Cs	1.04×10^{-1}	1.70×10^{-1}	4.5×10^{-2}	6.4×10^{-2}
			B.G.	5.98×10^{-2}	1.06×10^{-1}		
G-4	VI	I	^{137}Cs	-	4.21×10^{-1}	-	4.1×10^{-1}
			B.G.	-	1.06×10^{-1}		
G-5	V	A	^{60}Co	6.27×10^{-2}	1.20×10^{-1}	1.3×10^{-2}	3.5×10^{-2}
			B.G.	4.97×10^{-2}	8.49×10^{-2}		

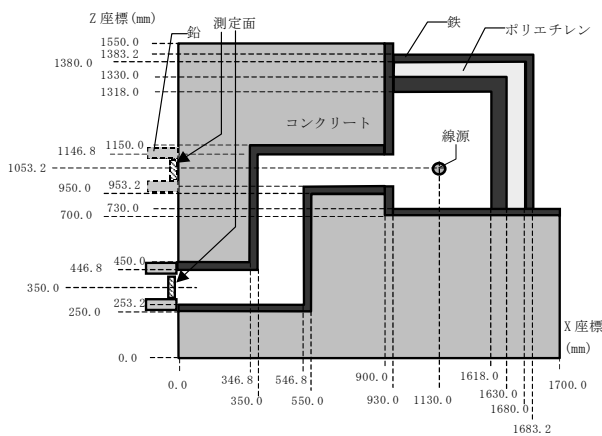


【側面図(垂直面での断面)】

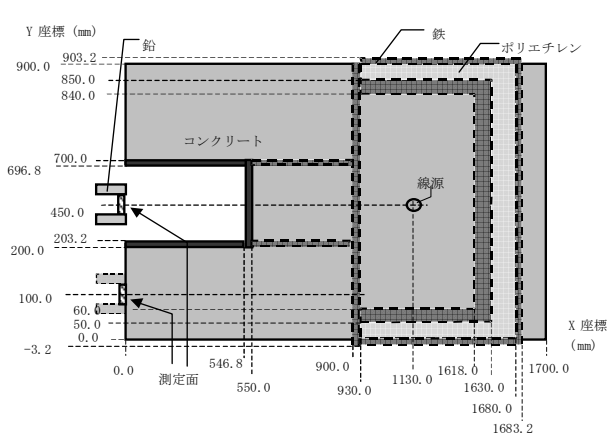


【上面図(水平面での断面)】

(中性子試験解析モデル)



【側面図(垂直面での断面)】



【上面図(水平面での断面)】

(ガンマ線試験解析モデル)

図 3.1-1 解析モデル

3. 試験解析

3.1 解析方法

(1) 解析コードおよび解析モデル

解析コードは連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-4B を使用し、線源および検出器は点として、計測面を通過したエネルギー群毎の粒子数をカウントした。

図 3.1-1 に、中性子およびガンマ線の解析モデルを示す。なお、中性子解析においては、床での散乱の影響を考慮するため、図 3.1-2 に示すような厚さ 50cm のコンクリートを試験体周囲 50cm の範囲に設けた。

コンクリートの物性値については、表 2.1-1 に示した試験体製作時に採取したコンクリートサンプルの成分分析値を使用した。また、コンクリートの比重については、試験体に使用した鉄筋の重量を加味して 2.1g/cm^3 とした。

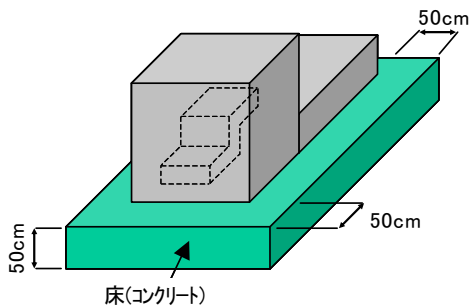


図 3.1-2 中性子解析での床面

(2) 解析条件

a. エネルギー分割および発生粒子数

MCNP-4B におけるエネルギーの範囲は、設定する核種のエネルギーと検出器の有効測定範囲より設定した。中性子のエネルギー範囲は $10^{-2} \sim 10^7\text{eV}$ とし、これらの範囲において 13 群に分割した。ガンマ線のエネルギー範囲は $0.1 \sim 3.0\text{MeV}$ とし、 $0.1 \sim 1.5\text{MeV}$ の範囲で 0.1MeV 毎に 14 群に分割した。また、発生粒子数については、中性子解析で 100 万個、ガンマ線解析で 500 万個に設定した。

b. ウェイトウインドウの採用

モンテカルロ法において、一切の近似をせず、媒質中の粒子 1 個 1 個の輸送過程を忠実にシミュレーションした場合、大型複雑系のシミュレーションに対しては計算時間が非現実的となる。このため、計算を効率的に進めるため、ウェイト値という概念を導入したウェイトウインドウ法²が定義されており、本解析においてもこの人工操作法⁹⁾を採用した。

c. 検出器の考え方

解析において、中性子検出器に入射する中性子は、ダクト内をストリーミングしてくると予測して、並行入射すると仮定した。また、解析体系における検出器の向きは、試験時の測定と同様に側面とした。

ガンマ線での NaI シンチレーション検出器の応答は、並行入射するガンマ線に対して EGS4 で計算して求めた。図 3.1-3 に、NaI 検出器の 14 群応答関数を示す。X 軸は設定したエネルギー、Y 軸は検出器に入射したガンマ線のエネルギー、縦軸は計数率を示す。

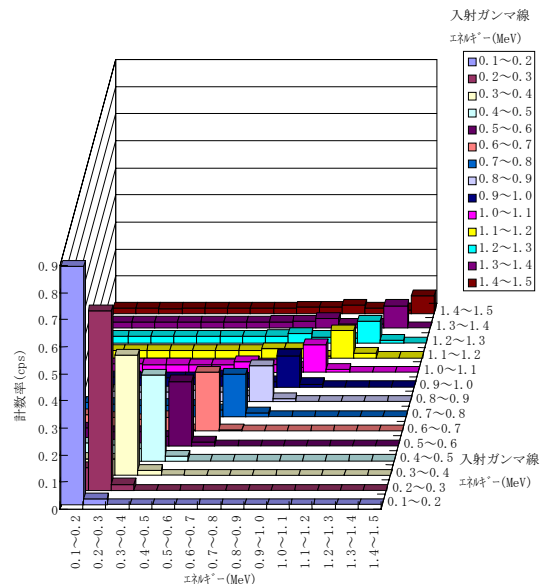


図 3.1-3 NaI 検出器の 14 群応答関数(並行入射)

² ウェイトウインドウ法：線量評価にとって重要度の大きな空間、エネルギー領域に、より多くの中性子および光子を仮想的に輸送させる手法。

(3) 解析方法

MCNP-4B では検出器に入射するエネルギー群毎の計数率を計算し、この計算値に換算定数を乗じ線量当量率を算出した。表 3.1-1 および表 3.1-2 に線量当量率変換係数¹⁰⁾を示す。なお、表 3.1-1 中の換算係数については、表下部の注記に示しているように表中の係数に 2 をかけた値を使用した。

解析結果においては、以下の記号を定義して評価した。ここで、 E_i は MCNP-4B で計算する際に用いるエネルギー群の設定値である。

エネルギー群毎の計数率および誤差：

$$n(E_i) \pm \sigma_n(E_i)$$

エネルギー群毎の線量当量率換算定数：

$$G(E_i)$$

中性子エネルギー群毎の検出器の応答：

$$K(E_i)$$

これより、中性子、ガンマ線の解析結果は、式(3.1-1)～式(3.1-4)で算出される。

- ・中性子の出力

(グロス計数率)

$$\sum_{i=1}^{13} \alpha'(E_i) \pm \sqrt{\sigma_{\alpha'}(E_1)^2 + \sigma_{\alpha'}(E_2)^2 + \dots + \sigma_{\alpha'}(E_i)^2 + \dots + \sigma_{\alpha'}(E_{13})^2} \\ = \beta' \pm \sigma_{\beta'} \quad (3.1-1)$$

ここで、

$$K(E_i) \times n(E_i) \pm K(E_i) \times \sigma_n(E_i) = \alpha'(E_i) \pm \sigma_{\alpha'}(E_i)$$

(線量当量率)

$$\sum_{i=1}^{13} \alpha(E_i) \pm \sqrt{\sigma_{\alpha}(E_1)^2 + \sigma_{\alpha}(E_2)^2 + \dots + \sigma_{\alpha}(E_i)^2 + \dots + \sigma_{\alpha}(E_{13})^2} \\ = \beta \pm \sigma_{\beta} \quad (3.1-2)$$

ここで、

$$G(E_i) \times n(E_i) \pm G(E_i) \times \sigma_n(E_i) = \alpha(E_i) \pm \sigma_{\alpha}(E_i)$$

- ・ガンマ線の出力

スペクトルおよび誤差： $n(E_i) \pm \sigma_n(E_i)$

(線量当量率)

$$\sum_{i=1}^{14} \alpha(E_i) \pm \sqrt{\sigma_{\alpha}(E_1)^2 + \sigma_{\alpha}(E_2)^2 + \dots + \sigma_{\alpha}(E_i)^2 + \dots + \sigma_{\alpha}(E_{14})^2} \\ = \alpha \pm \sigma_{\alpha} \quad (3.1-4)$$

3.2 解析結果

表 3.2-1 に、2 回屈曲構造における試験ケースに対する中性子とガンマ線の解析結果を示す。モンテカルロ計算の誤差評価については、信頼性を評価する絶対的な基準は存在しないが、MCNP コードについては信頼性のある結果の誤差範囲として 5%以下であることが推奨されている⁹⁾。中性子の解析ケース ND-6, 7, 9, 10 の場合、測定点 E, F, H が開口部の下側にあり、測定値が非常に小さく、解析結果の誤差も 5%を超えており、線量当量率の小さい領域における解析については計算精度の向上を図る必要がある。

表 3.1-1 中性子についての線量当量換算係数

中性子エネルギー (MeV)	換算係数 ⁹⁾ (10^{-12}Svcm^2)	中性子エネルギー (MeV)	換算係数 ⁹⁾ (10^{-12}Svcm^2)
2.5×10^{-8}	8.0	1.5×10^0	362
1.0×10^{-7}	10.4	2.0×10^0	352
1.0×10^{-6}	11.2	3.0×10^0	380
1.0×10^{-5}	9.2	4.0×10^0	409
1.0×10^{-4}	7.1	5.0×10^0	378
1.0×10^{-3}	6.2	6.0×10^0	383
1.0×10^{-2}	8.6	7.0×10^0	403
2.0×10^{-2}	14.6	8.0×10^0	417
5.0×10^{-2}	35.0	1.0×10^1	446
1.0×10^{-1}	69.0	1.4×10^1	520
2.0×10^{-1}	126	1.7×10^1	610
5.0×10^{-1}	258	2.0×10^1	650
1.0×10^0	340		

*)ここに示した換算係数は 1985 年以前の定義に基づくものである。1985 年に再定義された (ICRP, 1985) 線量当量率を求める場合にはこれらの換算係数に係数 2 をかける。

表 3.1-2 光子についての線量当量換算係数

光子エネルギー (MeV)	換算係数 ⁹⁾ (10^{-12}Svcm^2)	光子エネルギー (MeV)	換算係数 ⁹⁾ (10^{-12}Svcm^2)
1.0×10^{-2}	0.0769	5.0×10^{-1}	2.89
1.5×10^{-2}	0.846	6.0×10^{-1}	3.38
2.0×10^{-2}	1.01	8.0×10^{-1}	4.29
3.0×10^{-2}	0.785	1.0×10^0	5.11
4.0×10^{-2}	0.614	1.5×10^0	6.92
5.0×10^{-2}	0.526	2.0×10^0	8.48
6.0×10^{-2}	0.504	3.0×10^0	11.1
8.0×10^{-2}	0.632	4.0×10^0	13.3
1.0×10^{-1}	0.611	5.0×10^0	15.4
1.5×10^{-1}	0.890	6.0×10^0	17.4
2.0×10^{-1}	1.18	8.0×10^0	21.2
3.0×10^{-1}	1.81	1.0×10^1	25.2
4.0×10^{-1}	2.38		

*)ICRP-51 記載値

表 3.2-1 解析結果

(中性子解析)

ケース	線源位置	検出器位置	線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	分散誤差 (%)
ND-4	I	A	2.28×10^{-2}	1.8
ND-5	II	D	1.41×10^{-2}	4.1
ND-6	II	E	1.35×10^{-3}	8.9
ND-7	III	F	2.44×10^{-3}	10.2
ND-8	III	G	7.25×10^{-3}	2.7
ND-9	IV	H	5.93×10^{-4}	14.5
ND-10	IV	E	5.79×10^{-4}	33.7
ND-11	V	A	4.66×10^{-2}	1.1
ND-12	VI	A	1.40×10^{-1}	0.6

(網掛け部分は更なる誤差の低減が必要)

(ガンマ線解析)

ケース	線源位置	検出器位置	線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	分散誤差 (%)
G-1	V	A	1.51×10^{-2}	0.53
G-2	V	I	2.92×10^{-2}	0.40
G-3	VI	A	9.34×10^{-2}	0.28
G-4	VI	I	1.86×10^{-1}	0.24
G-5	V	A	3.81×10^{-2}	0.65

3.3 解析手法の妥当性

(1) 誤差評価

解析結果の妥当性を評価するにあたり、解析結果を試験結果で除した値（以下、C/Eと呼ぶ）を算出した。解析結果と試験結果はともに誤差をもった値であるため、C/Eを算出するにあたり、誤差の伝播を考慮する必要がある。すなわち、誤差をもった値どうしの割り算をする際の誤差を評価することが必要である。

一般的に、誤差をもつ2つの変数 x 、 y が変数である場合の場合、 x と y の誤差をそれぞれ σ_x と σ_y とし、 σ_x と σ_y が既知であれば、 x 、 y から導かれる任意の量 u に対する標準偏差は、式(3.3-1)によって計算することができる⁵⁾。

$$\sigma_u^2 = \left(\frac{\partial u}{\partial x}\right)^2 \times \sigma_x^2 + \left(\frac{\partial u}{\partial y}\right)^2 \times \sigma_y^2 \quad (3.3-1)$$

ここで、C/Eを考えると、 x と y は解析結果と測定結果に相当する。C/Eは2つの変数 x と y の除算となるため、式(3.3-2)で算出される。

$$u = \frac{x}{y} \quad (3.3-2)$$

とすると、

$$\frac{\partial u}{\partial x} = \frac{1}{y} \quad (3.3-3)$$

$$\frac{\partial u}{\partial y} = -\frac{x}{y^2} \quad (3.3-4)$$

である。式(3.3-1)に、式(3.3-3)と式(3.3-4)を代入すると、

$$\sigma_u^2 = \left(\frac{1}{y}\right)^2 \times \sigma_x^2 + \left(-\frac{x}{y^2}\right)^2 \times \sigma_y^2 \quad (3.3-5)$$

となる。

(2) 解析結果と試験値との比較

図 3.3-1 と表 3.3-1 に、2回屈曲構造における試験ケースに対する中性子(ND-4, 5, 8, 11, 12)とガンマ線(G-1~G-5)のC/Eを示す。なお、ガンマ線の試験結果は、表 2.3-2 に示したサーベイメータの値を用いるものとし、解析誤差の大きい試験ケース(ND-6, 7, 9, 10)の結果は含めていない。

2回屈曲構造における放射線ストリーミングの線量率分布について、試験値と解析値を比較した結果、C/E(解析値を試験値で除した値)の最小値は、中性子で0.37、ガンマ線で0.45となった。したがって、本解析値に係数3を乗じることにより、実験値を包絡する評価となる。

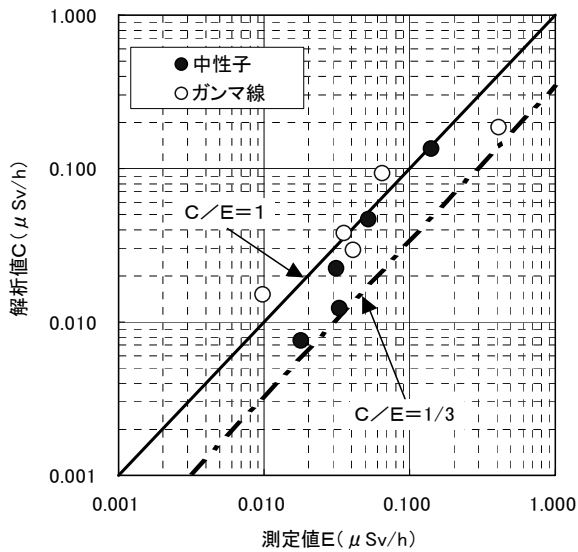


図 3.3-1 2 回屈曲構造における放射線ストリーミングの C/E

表 3.3-1 試験と解析結果の比較
(中性子)

ケース	C/E	誤差
ND-4	0.72	0.02
ND-5	0.37	0.01
ND-8	0.42	0.02
ND-11	0.89	0.02
ND-12	0.96	0.01

(ガンマ線)

ケース	C/E	誤差
G-1	1.56	0.008
G-2	0.71	0.003
G-3	1.46	0.004
G-4	0.45	0.001
G-5	1.09	0.007

4. 実機解析

3. 節で述べたストリーミング試験での解析手法を基に、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-4B を用いて、図 1-1 で示したコンクリー

トキャスクのうち、当所の確証試験¹²⁾で使用したコンクリート充填鋼板製貯蔵容器(以下、CFS 型キャスク)を対象として解析を実施した。

4.1 目標評価基準の設定

実機コンクリートキャスクの遮へい性能評価に際し、目標評価基準は以下のように設定した。

- ・ コンクリートキャスクの給排気口付近では作業従事者の接近があり、放射線被ばくを可能な限り低減する観点から、図 4.1-1 に示すように貯蔵区域の線量当量率は周辺キャスク 4 基からの寄与を考慮する。
- ・ 貯蔵区域の線量区分は施設の遮へい設計および作業従事者の被ばく線量評価の基礎となるものである。法令¹¹⁾で定められた作業従事者の線量当量率は 50mSv/y である。本報告で設定する目標評価基準は、この法令制限値の 1/2 程度とする。
- ・ 貯蔵区域内の線量当量率の基準は、1 年を 50 週、貯蔵区域への立入頻度を週当たり 2 時間と仮定すると、 $250 \mu\text{Sv/h}$ となる。

キャスク間の距離を 1m とすると、キャスク 1 基からの寄与分は表面 1m で $60 \mu\text{Sv/h}$ と計算され、本報告ではこの値を目標基準値とする。

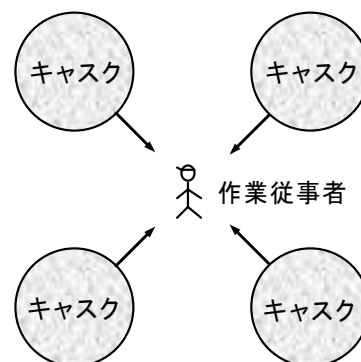


図 4.1-1 作業従事者とキャスクの位置関係

4.2 解析条件

表 4.2-1 に、コンクリートキャスクに収納する燃料集合体の仕様を示す。表 4.2-2 および表 4.2-3 に、線源条件と解析で用いた物性値を示す。キャスクに収納される燃料集合体は平均燃焼度と最高燃焼度燃料が混在するが、キャニスタ内では均質化線源として扱った。また、上部ノズル、上部プレナム、燃料有効部は、特に上部方向への線量率寄与が異なる可能性があるため、均質化せず各々線源領域として設定した。キャニスタについては燃料およびバスケットを含めた均質化線源として扱い、キャニスタの胴部および蓋部は遮へい部材とみなせるため、均質化には含めないものとした。

表 4.2-1 キャスクに収納される燃料仕様

項目		平均燃焼度	最高燃焼度
対象燃料		PWR 燃料	
濃縮度	wt%	4.7	4.7
燃焼度	MWD/t	50000	55000
比出力	MW/t	38.4	
冷却期間 (年)		10	
燃焼度分布	上部 1/12	PF=1.0	
	中央部 10/12	PF=1.15	
	下部 1/12	PF=1.0	
収納体数		21 体	
キャスク内配置		外側 12 体	内側 9 体

表 4.2-2 燃料の線源条件 (DLC23 群構造)

中性子 (単位:n/s)			
エネルギー (MeV)	燃料有効部	エネルギー (MeV)	燃料有効部
15.00	3.0E+07	3.01	1.3E+09
12.20	3.0E+07	2.46	3.2E+08
10.00	1.8E+07	2.35	1.7E+09
8.18	2.0E+08	1.83	6.6E+09
6.36	5.3E+08	1.11	4.3E+09
4.96	6.8E+08	0.55	1.3E+09
4.06	1.6E+09		
ガンマ線 (単位:photon/s)			
エネルギー (MeV)	上部ノズル	上部プレナム	燃料有効部
0.05	1.8E+12	1.1E+13	5.4E+16
0.10	1.8E+11	1.1E+12	9.9E+15
0.20	2.5E+10	1.6E+11	5.6E+15
0.30	5.0E+09	3.1E+10	2.3E+15
0.40	1.4E+09	8.6E+09	1.1E+15
0.60	7.7E+08	4.7E+09	3.9E+16
0.80	6.9E+08	4.2E+09	2.8E+16
1.00	1.3E+09	7.8E+09	4.6E+15
1.33	3.4E+13	2.1E+14	2.3E+15
1.66	1.7E+13	1.1E+14	1.2E+15
2.00			5.0E+13
2.50	2.7E+08	1.7E+09	1.2E+12
3.00	8.4E+05	5.2E+06	9.1E+10
4.00			1.1E+10
5.00			2.6E+08
6.50			2.7E+08
8.00			4.5E+07
10.00			6.8E+06

表 4.2-3 解析に用いた物性値 (原子数密度 : atoms/10⁻²⁴・cm³)

元素	上部ノズル部	上部プレナム	燃料有効部	空気	コンクリート	鉄	SUS
H				7.20E-09	5.34E-03		
C				7.58E-09			
N				3.91E-05			
O			6.74E-03	1.05E-05	4.11E-02		
Mg					6.13E-05		
Al					2.14E-04		
Si	1.29E-04	6.50E-05			1.78E-02		1.69E-03
S					2.83E-05		
Ca					2.22E-03		
Cr	1.39E-03	7.19E-04					1.83E-02
Mn	1.32E-04	6.81E-05					1.73E-03
Fe	1.55E-02	1.35E-02	1.13E-02		6.35E-04	8.41E-02	5.66E-02
Ni	6.46E-04	3.40E-04					8.51E-03
Zr			2.12E-03				
Sn			2.82E-05				
U			3.37E-03				

4.3 解析モデル

図 4.3-1 に、実機 CFS 型キャスクの形状・寸法を示す。キャニスタを含むコンクリートキャスクの給排気口の形状および位置の対称性を考慮し、解析モデルは排気口を含むキャスク全体の 1/8 分割モデル（軸方向 2 分割×周方向 4 分割：図 4.3-2 参照）を使用した。

図 4.3-3 および表 4.3-1 に、解析評価モデルの概要と評価位置を示す。また、評価範囲は、コンクリート容器表面から 1m までの範囲とし、評価点は、キャスク側面および蓋部の表面、ならびに表面から 1m 離れた位置とした。

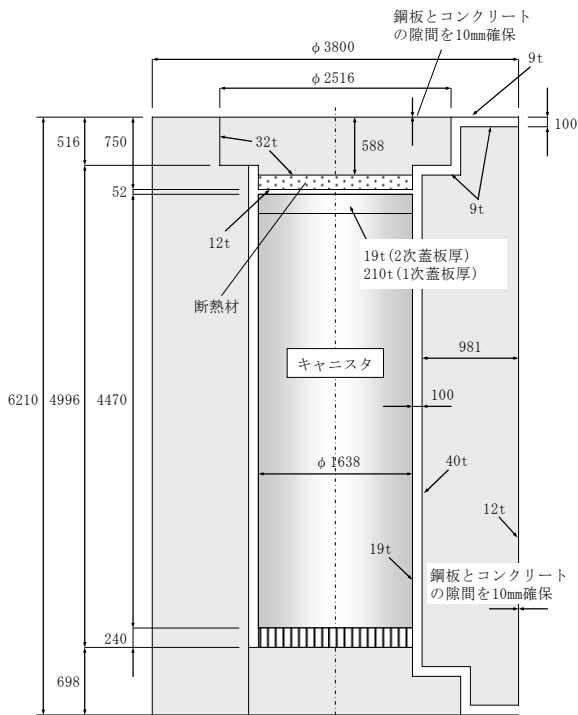


図 4.3-1 CFS 型キャスク主要寸法

表 4.3-1 解析評価位置

記号	径方向	軸方向
A	中心	表面より 1m
B	中心	表面
C	ダクト屈曲部	表面より 1m
D	ダクト屈曲部	表面
E	表面	ダクト出口面
F	表面より 1m	ダクト出口面
G	表面より 1m	燃料中心部
H	表面	燃料中心部



図 4.3-2 MCNP コード解析モデル

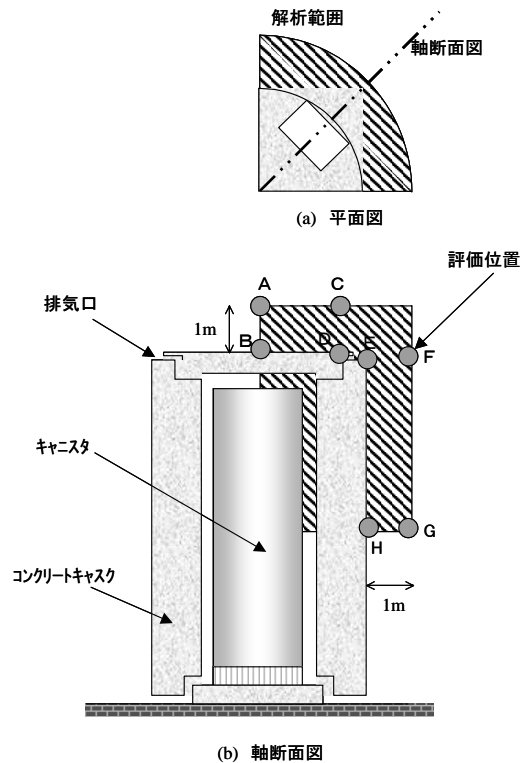


図 4.3-3 解析評価位置

4.4 解析方法

線源については、放射化ガンマ線、燃料有効部ガンマ線 (FP ガンマ線)、燃料有効部中性子の3つの線源を個別に設定し、それぞれ解析評価を行った。また、効率的に解析を行うため、分散低減法として、3章で用いたウエイトウィンドウに加え、エネルギーカットオフ³を採用した。エネルギーカットオフの設定については、MCNP4Bで標準に組み込まれているDefaultの設定値を使用し、中性子は0.01eV、ガンマ線は0.05MeVとした。また、計算はFSD (Fractional Standard Deviation) 出力が10%以下となるまで実行した。

解析結果で得られた粒子フルエンスからの線量当量率への換算については、表3.1-1および表3.1-2に示す換算係数⁶⁾を使用した。なお、表3.1-1については、表下部の注記に示しているように表中の係数に2をかけた値を使用した。

4.5 評価結果

表4.4-1に、各評価点における解析結果を示す。解析評価値に最も寄与している線源は、中性子と2次ガンマ線である。統計誤差については、合計では高い値を示している評価点があるが、キャスク表面から1m位置での評価点A, C, F, Gについては、合計線量への寄与の大きい中性子と2次ガンマ線については、誤差は5%以下となっており、この位置での評価結果の信頼性は確保されていると判断される。

図4.4-1に、キャスク蓋上部および側面におけるキャスク表面から1m位置での線量当量率分布を示す。燃料有効部中央レベルGで約29 μ Sv/hと最も大きい。また、放射線ストリーミングが問題となる排気口付近に線量の高い領

³ エネルギースペクトル計算において指定したエネルギー以下は計算を打ち切る機能

域はみられず、2回屈曲構造の排気ダクトの採用により、十分な低減効果がみられている。

さらに、3章で述べたように、放射線ストリーミングが問題となる領域における解析値に係数3を乗じても目標基準値を下回っているため、本研究で対象としたコンクリートキャスクは、十分な遮へい性能を有していると判断される。

表4.4-1 各評価点における解析結果
(キャスク表面 単位: μ Sv/h)

線源 \ 評価点	B		D	
	線量率	誤差	線量率	誤差
中性子	30.7	0.9%	40.7	5.9%
2次ガンマ	44.6	1.6%	10.2	7.5%
FP ガンマ	0.1	17.3%	1.3	6.7%
放射化ガンマ	1.7	6.6%	11.9	4.0%
合計	77.1	18.6%	64.2	12.4%
線源 \ 評価点	E		H	
	線量率	誤差	線量率	誤差
中性子	2.5	0.7%	10.9	3.4%
2次ガンマ	1.7	1.1%	18.0	2.3%
FP ガンマ	0.0	2.3%	27.0	1.7%
放射化ガンマ	0.3	0.4%	0.0	2.3%
合計	4.5	2.7%	55.9	5.0%

(キャスク表面から1m位置 単位: μ Sv/h)

線源 \ 評価点	A		C	
	線量率	誤差	線量率	誤差
中性子	11.7	0.9%	8.0	3.1%
2次ガンマ	12.7	1.8%	6.8	4.5%
FP ガンマ	0.8	2.3%	0.8	9.7%
放射化ガンマ	1.8	1.4%	3.3	2.6%
合計	27.0	3.4%	18.9	11.5%
線源 \ 評価点	F		G	
	線量率	誤差	線量率	誤差
中性子	1.0	3.4%	4.8	2.6%
2次ガンマ	1.5	3.0%	8.5	2.1%
FP ガンマ	0.8	1.2%	14.8	1.0%
放射化ガンマ	1.3	0.2%	0.6	0.3%
合計	4.6	4.7%	28.8	3.5%

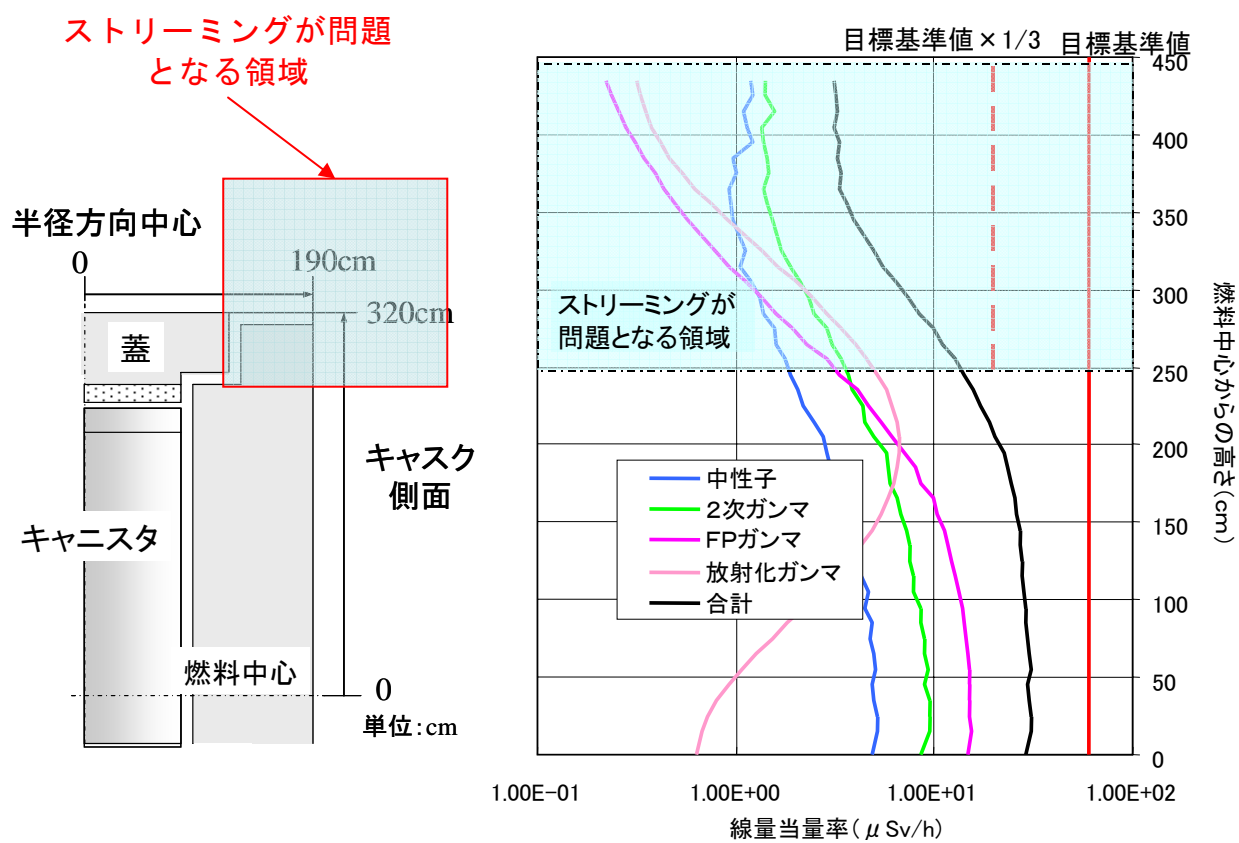
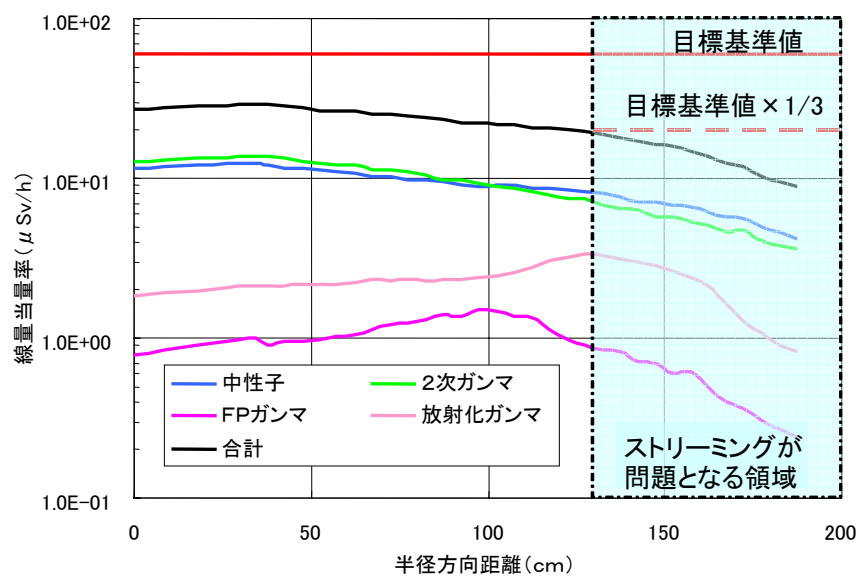


図 4.4-1 キャスク蓋上部および側面におけるキャスク表面から 1m 位置での線量当量率分布

5. 結 論

コンクリートキャスクの遮へい性能特性や遮へい性能評価に関する線量評価手法の安全裕度を明らかにするため、コンクリートキャスクの給排気口部を模擬した部分モデル試験体を用いたストリーミング試験および連続エネルギーモンテカルロコード(MCNP-4B)を用いた試験後解析を行い、解析精度の検証を行った。また、検証された遮へい解析手法を用いて、実機の給排気口からのストリーミング放射線が周辺線量率に与える影響を評価した。

得られた成果は、以下の通りである。

- (1) 給排気口の構造が2回屈曲と直線である給排気口部分モデル試験体各1体(幅90cm×高さ1.6m×コンクリート遮へい厚さ90cm、開口面幅50cm×高さ20cm)、ならびに中性子線源(^{252}Cf)とガンマ線源(^{137}Cs , ^{60}Co)を用いたストリーミング試験を実施し、2回屈曲構造による給排気口表面における放射線ストリーミングの低減効果を明らかにした。また、2回屈曲構造における放射線ストリーミングの線量率分布を詳細に測定した。
- (2) MCNP-4Bコードによる試験後解析では、分散低減手法としてウエイトウインドウ法を採用して遮へい解析を効率的に行い、解析結果の統計的誤差を一般的に信頼性が高いとされる目安値0.05以下とした。2回屈曲構造における放射線ストリーミングの線量率分布について、試験値と解析値を比較した結果、C/E(解析値を試験値で除した値)の最小値が0.37となった。したがって、本解析値に係数3を乗じることにより、実験値を包絡する評価となることが明らかとなった。
- (3) 当所の実証試験で用いた2回屈曲構造給排

気口を有する実機コンクリートキャスクを解析対象として、コンクリートキャスク周辺の線量率解析を実施した。その結果、2回屈曲構造によって給排気口からのストリーミング放射線は適切に低減されており、解析値に係数3を乗じた場合でも、十分な放射線遮へい性能を有することが明らかとなった。

謝 辞

本研究は、経済産業省 原子力安全・保安院からの受託研究として実施したものである。

本研究を実施するにあたり、多大なご助言を頂きました植木紘太郎氏に厚く御礼申し上げます。

参考文献

- 1) 原子力安全委員会、原子力政策大綱、平成17年10月11日
- 2) 有富正憲他：リサイクル燃料資源の確かな安全備蓄に向けて—使用済燃料中間貯蔵の現状と対策—, 日本原子力学会誌, p.p.637-660, Vol.48, No.9, (2006)
- 3) 日本機械学会：コンクリートキャスク, キャニスタ詰替装置およびキャニスタ輸送キャスク構造規格, JSME S FA1-2004, 2003.12.
- 4) 電力中央研究所：コンクリートキャスク貯蔵技術—経済的な中間貯蔵実用化への挑戦, 電中研レビューNo.52, 2006.2.
- 5) BAN S., et al., 60-keV Gamma-Rays Streaming in a Two-Bend Duct, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Supplement 1, p. 675-678 (March 2000)
- 6) KOSAKO T., et al., Analysis of Neutron Streaming Experiment for Torus Duct by Cf-252 Neutron Source, Journal of NUCLEAR

SCIENCE and TECHNOLOGY, Supplement 1,
p.679-682 (March 2000)

- 7) MIURA T., et al., A Simple Method of Calculating Radiation Streaming through Cylindrical Ducts in a Concrete Shield, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Supplement 1, p.660-664 (March 2000)
- 8) G.F.Knoll 著、木村逸郎、坂井英次訳、放射線計測ハンドブック、日刊工業新聞社(1982)
- 9) 桜井 淳、山本俊弘：原子力分野におけるモンテカルロ法解析の教育方法, pp.248-258, 日本原子力学会誌和文論文誌, Vol.4, No.4

(2005)

- 10) ICRP(国際放射線防護委員会)、Publ.51 Data for Use in Protection Against External Radiation(1988)
- 11) 総理府、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律施行規則、総理府令第8号、平成10年3月31日
- 12) 竹田浩文, 亘 真澄, 白井 孝治, 三枝 利有：コンクリートキャスクの実用化研究 -通常時の除熱試験-, 電中研報告, N04029, 2005年6月

電力中央研究所報告

[不許複製]

編集・発行人

財団法人 電力中央研究所
地球工学研究所



千葉県我孫子市我孫子 1646
電話 04 (7182) 1181 (代)

e-mail cerl-rr-ml@criepi.denken.or.jp

発行所

財団法人 電力中央研究所
東京都千代田区大手町 1-6-1
電話 03 (3201) 6601 (代)

印刷所

株式会社 ユウワビジネス
東京都千代田区神田須田町 1-1
電話 03 (3258) 9380

ISBN4-86216-401-3

