

29 条

工場等周辺における直接線等からの防護

<目 次>

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性

(1) 位置, 構造及び設備

(2) 安全設計方針

(3) 適合性説明

1.2 気象等

1.3 設備等

2. 工場等周辺における直接線等からの防護

(別添資料)

工場等周辺における直接線等からの防護について

(使用済燃料乾式貯蔵施設)

1. 基本方針

1.1 要求事項に対する適合性

(1) 位置、構造及び設備

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

(i) 本発電用原子炉施設は、「(1)耐震構造」、「(2)耐津波構造」に加え、以下の基本方針のもとに安全設計を行う。

a. 設計基準対象施設

(x) 発電所周辺における直接線等からの防護

設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイライン線による敷地周辺の空間線量率が、十分に低減（発電所内の使用済燃料乾式貯蔵施設を除く他の施設からのガンマ線と使用済燃料乾式貯蔵施設からの中性子及びガンマ線とを合算し、実効線量で1年間当たり50マイクロシーベルト以下となるように）できる設計とする。

イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法

(1) 放射線防護に関する基本方針・具体的方法

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び「労働安全衛生法」を遵守し、本発電所に起因する放射線被ばくから発電所周辺の一般公衆並びに放射線業務従事者及び一時立入者（以下「放射線業務従事者等」という。）を防護するため十分な放射線防護対策を講じる。

さらに、発電所周辺の一般公衆に対する線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（以下「線量目標値に関する指針」という。）に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。

具体的方法については、以下のとおりとする。

- (i) 本発電所に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、遮蔽設備、換気空調設備、放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し、運用する。
- (ii) 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、管理区域を設定して立ち入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空气中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視する。
- (iii) 放射線業務従事者に対しては、線量を測定評価し線量の低減に努める。
- (iv) 管理区域の外側には、周辺監視区域を設定して、人の立ち入りを制限する。
- (v) 気体及び液体廃棄物の放出については、放出管理目標値を定め、これを超えないように努める。

なお、発電用原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接線及

びスカイシャイン線による敷地境界外の空間放射線量率が十分に低減できるものとする。

ハ 周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果

「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスの γ 線、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

(2) 線量の評価結果

敷地境界外における1号炉、2号炉及び3号炉からの気体廃棄物中の希ガスの γ 線に起因する実効線量、液体廃棄物中（よう素を除く。）に含まれる放射性物質に起因する実効線量及びよう素に起因する実効線量は、それぞれ年間約 $4.7\mu\text{Sv}$ 、年間約 $2.8\mu\text{Sv}$ 及び年間約 $3.5\mu\text{Sv}$ となり、合計は年間約 $11.0\mu\text{Sv}$ である。

この値は、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 $50\mu\text{Sv}$ を下回る。

なお、発電用原子炉施設の設計及び管理によって、通常運転時において原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量が、人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 $50\mu\text{Sv}$ を下回るようにする。

(2) 安全設計方針

1.1 安全設計の方針

1.1.1 安全設計の基本方針

1.1.1.1 放射線被ばく

平常運転時、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等に対し、「原子炉等規制法」に基づき定められている線量限度を超える放射線被ばくを与えないように設計する。さらに、設計にあたっては発電所周辺の一般公衆に対し、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に定められている線量目標値を超える放射線被ばくを与えないように努める。

(3) 適合性説明

(工場等周辺における直接線等からの防護)

第二十九条 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。

設計基準対象施設である使用済燃料乾式貯蔵施設は、既設を含めた原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り小さい値となるように設計する。具体的には、年間50マイクロシ

シーベルトを超えない設計とする。

1.2 気象等

該当なし

1.3 設備等

8.3 遮蔽設備

8.3.1 概要

遮蔽設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、発電所周辺の一般公衆、従事者等の被ばく線量を低減するもので、次のものから構成される。

- (1) 原子炉1次遮へい
- (2) 原子炉2次遮へい
- (3) 外部遮へい
- (4) 補助遮へい
- (5) 燃料取扱遮へい
- (6) 中央制御室遮へい
- (7) 一時的遮へい
- (8) 緊急時対策所遮へい

8.3.2 設計方針

(1) 発電所周辺の一般公衆が受ける被ばく線量については、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量限度等を定める告示」という。）に定められた周辺監視区域外の値より十分小さくなるようにするとともに、通常運転時における直接線量及びスカイシャイン線量については、人の居住の可能性のある敷地境界外において、発電所内の使用済燃料乾式貯蔵施設を除く他の施設からのガンマ線と使用済燃料乾式貯蔵施設からの中性子及びガンマ線とを合算し、実効線量で年間50マイクロシーベルトを超えないような遮蔽設計とする。

(2) 燃料取替え時、補修時等を含む通常運転時において、従事者等が受ける被ばく線量が、「線量限度等を定める告示」に定められた限度を超えないようにするのはもちろん、不必要な放射線被ばくを防止するような遮蔽設計とする。

遮蔽設計に関しては、関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、従事者等の放射線被ばく線量が十分安全に管理できるように、放射線量率が下記の遮蔽設計基準（1）を満足するように設計する。

遮蔽設計基準（1）

区分		外部放射線に係る 設計基準線量率	代表箇所
管理区域外	第Ⅰ区分	≤ 0.00625 mSv/h	
管理区域内* ¹	第Ⅱ区分	≤ 0.01 mSv/h	一般通路等
	第Ⅲ区分	≤ 0.15 mSv/h	操作用通路等
	第Ⅳ区分	> 0.15 mSv/h	機器室等

*1 「線量限度等を定める告示」に基づき、1.3mSv/3月を超えるか又は超えるおそれのある区域を管理区域に設定する。

機器の配置に当たっては、高放射性物質を内蔵する機器は原則として独立した区画内に配置し、操作又は監視頻度の高い制御盤等は管理区域内の低放射線区域又は管理区域外に配置する。

なお、雑固体処理建屋及び使用済燃料乾式貯蔵建屋については、下記の遮蔽設計基準（2）を満足するように設計する。

遮蔽設計基準（2）

区分		外部放射線に係る 設計基準線量率	代表箇所
管理区域外	第Ⅰ区分	≤ 1.3 mSv/3月	
管理区域内	第Ⅱ区分	≤ 0.01 mSv/h	一般通路等
	第Ⅲ区分	≤ 0.15 mSv/h	操作用通路等
	第Ⅳ区分	> 0.15 mSv/h	機器室等

これら区分概略を、第8.3.1図～第8.3.10図に示す。

- (3) 発電所周辺の一般公衆の受ける被ばく線量が、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「原子炉立地審査指針」を十分満足する遮蔽設計とする。

また、事故時に中央制御室内の従事者等に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、運転員が中央制御室内にとどまり事故対策に必要な各種の操作を行うことができるような遮蔽設計とする。

8.3.4 主要設備

8.3.4.1 原子炉1次遮へい

原子炉1次遮へいは、原子炉容器を直接取り囲む厚さ約2.8mの鉄筋コンクリート造の構造物で、通常運転時の原子炉からの放射線を減衰させる。

原子炉1次遮へいは、原子炉容器からの熱伝達及びコンクリート内部で吸収される放射線による過熱脱水を防止するため、原子炉容器冷却ファンにより空気で冷却する。

8.3.4.2 2次遮へい

2次遮へいは、原子炉格納容器内の1次冷却系機器配管を取り囲む構造物で、内部コンクリート及び原子炉格納容器で構成する。

1次冷却系機器配管を取り囲む構造物のうち、主要なものは厚さ約1.1mの鉄筋コンクリート造の蒸気発生器側壁と円筒部厚さ約45mm、ドーム部厚さ約23mmの原子炉格納容器鋼板である。

2次遮へいは、1次遮へいと外部遮へいとの組合せにより、通常運転時に原子炉格納施設外側での外部放射線に係る線量当量率を第I区分に減衰させる。

8.3.4.3 外部遮へい

外部遮へいは、円筒部厚さ約1.4m～約1.1m、ドーム部厚さ約1.0～約0.3mの鉄筋コンクリート造で、原子炉1次遮へいと原子炉2次遮へいとの組合せにより、通常運転時に原子炉格納施設外側での放射線量率を第I区分に減衰させる。

また、外部遮へい及び原子炉格納容器鋼板は、その組合せにより、発電所周辺の一般公衆が受ける被ばく線量が、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「原子炉立地審査指針」を十分満足する厚さである。

8.3.4.4 補助遮へい

補助遮へいは、原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の放射性廃棄物廃棄施設、化学体積制御設備、試料採取設備等の放射性物質を内蔵する機器及び配管、並びに使用済燃料乾式貯蔵建屋に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器を取り囲む構造物である。

補助遮へいは、建屋内の通路の線量当量率を第II区分に減衰させるとともに、原則として隣接した機器室からの線量当量率を第III区分に減衰させ、隣接設備の停止あるいは除染を行わずに、各機器室における補修を可能にする。

ただし、バルブエリアにおいては、隣接した機器室からの線量当量率が1mSv/h以下になるように遮へいする。

8.3.4.5 燃料取扱遮へい

燃料取扱遮へいは、燃料取替え時に原子炉キャビティ、チャンネル及び使用済燃料ピットに張る水等からなり、燃料取替え時、燃料移送時、使用済燃料貯蔵時及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料貯蔵時に放射線業務従事者等が安全に作業できるようにする。

燃料取替え時の原子炉キャビティに張る水は、ほう酸水で、燃料集合体の頂部までの水深は約11m、また、使用済燃料ピットに張る水もほう

酸水で、燃料集合体の頂部までの水深は約 8 m である。

さらに、原子炉キャビティ、チャンネル及び使用済燃料ピットにおいて燃料集合体を取り扱う場合でも、燃料集合体の頂部までの水深を 3 m 以上確保する。

8.3.4.6 中央制御室遮へい

(1) 通常運転時等

中央制御室遮へいは、原子炉補助建屋内に設置し、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。また、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気空調設備等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回る遮蔽とする。

8.3.4.7 一時的遮へい

一時的遮へいは、放射性物質を内蔵する機器及び設備の補修時あるいは事故時の保守等のために一時的に使用するもので、コンクリートブロック、鉛、鉄板等でできた可搬式遮へい構造物であり、必要に応じて設置する。

工場等周辺における
直接線等からの防護について
(使用済燃料乾式貯蔵施設)

目 次

1. 遮蔽設計
2. 評価条件
3. 評価結果

添付1：工場等周辺における直接線等からの防護について（使用済燃料乾式貯蔵施設）補足説明資料

1. 遮蔽設計

使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮蔽設計については、管理区域境界（外壁）において $1.3\text{mSv}/3\text{月}$ を超えないように設計する必要がある、周辺での作業等者の滞在時間（3月で500時間）を考慮し管理区域外の設計基準線量率を $2.6\mu\text{Sv/h}$ 以下とすることとしている。さらに、工場等周辺（以下、敷地境界外という）における直接線及びスカイシャイン線量が、使用済燃料乾式貯蔵建屋からの寄与を加えても発電所として年間 $50\mu\text{Sv}$ を超えないよう設計することとしている。

以下に、使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮蔽機能について評価条件、方法及び結果を示す。

2. 評価条件

2.1 使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮蔽厚^{※1}

(1) 貯蔵エリア

壁厚：
天井厚：

(2) 取扱エリア

壁厚：
天井厚：

※1：遮蔽計算に用いる遮蔽厚は、公称値からマイナス側許容誤差（5mm）を引いた値とする。

2.2 線源

使用済燃料乾式貯蔵容器の線源は、第2-1表のとおりとする。使用済燃料貯蔵容器の線源強度は、管理区域境界や敷地境界外における線量が保守的な評価結果となるように、コンクリートの透過率を考慮してエネルギースペクトルを保守側に設定するとともに、容器表面から1mの位置における線量率が $100\mu\text{Sv/h}$ となるように規格化している。また、使用済燃料乾式貯蔵容器からの放射線の線質を全て中性子または全てガンマ線とした条件においてそれぞれ線量評価し、保守的な評価結果を求める。

第2-1表 線源条件

線源	基数	線源強度	スペクトル
使用済燃料乾式貯蔵容器	貯蔵エリア：48基 取扱エリア：2基	容器表面1mの線量率が $100\mu\text{Sv/h}$ となるように規格化	包絡スペクトル ^(注)

(注)「使用済燃料中間貯蔵施設の直接・スカイシャイン線量の評価手法について〔金属キャスク方式〕（平成12年3月）」

2.3 評価モデル

ガンマ線と中性子線の両方について線量評価を行い、最終的な評価値としては、両者のうちより保守的な線量評価を採用する。

管理区域境界におけるガンマ線評価及び敷地境界外における直接ガンマ線評価では、使用済燃料乾式貯蔵容器を円筒形の線源で模擬して評価する。貯蔵エリアにおける線量評価では、キャスクの配置を考慮し 48 基のキャスクを考慮する。取扱エリアにおける線量評価では、キャスク 1 基の線量率を算出し、結果を 2 倍することでキャスク 2 基分の線量率を計算する。(第 2-1 図及び第 2-2 図参照)

敷地境界外におけるスカイシャインガンマ線評価では、容器の最大高さに 48 基分の線源強度の点線源があるものとして評価する。(第 2-3 図参照)

管理区域境界における中性子線評価では、使用済燃料乾式貯蔵容器を球形の線源で模擬して評価する。キャスク 1 基の線量率を算出し、貯蔵エリアにおける線量評価では 48 倍、取扱エリアにおける線量評価では 2 倍し、それぞれ 48 基及び 2 基分の線量率を計算する。(第 2-4 図及び第 2-5 図参照)

敷地境界外における直接・スカイシャイン中性子線評価では、容器の最大高さに 48 基分の線源強度の点線源があるものとして評価する。(第 2-6 図参照)

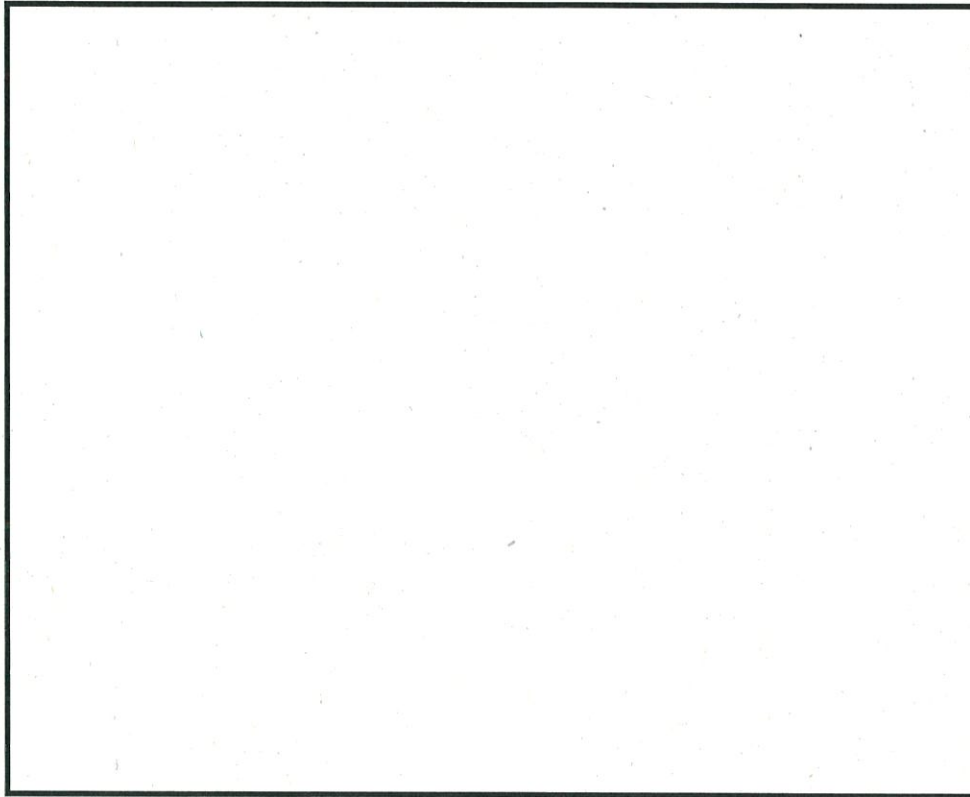
2.4 評価地点

2.4.1 管理区域境界線量評価地点

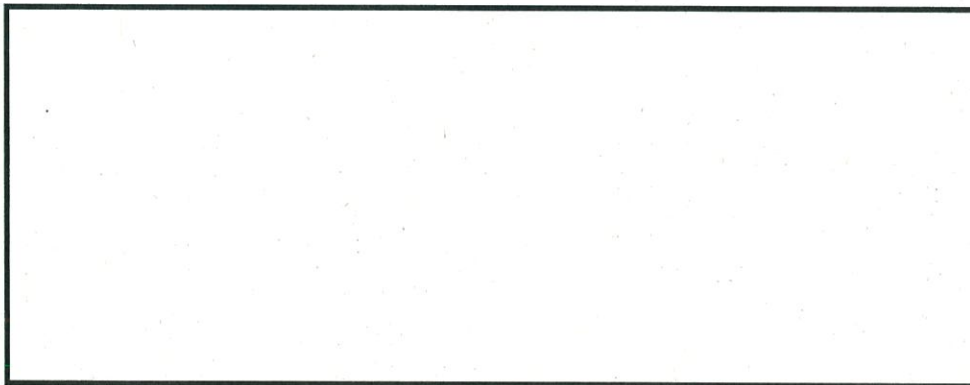
評価地点は、貯蔵エリアの管理区域境界と、取扱エリアの管理区域境界とする。それぞれの代表点を第 2-7 図に示す。

2.4.2 敷地境界外線量評価地点

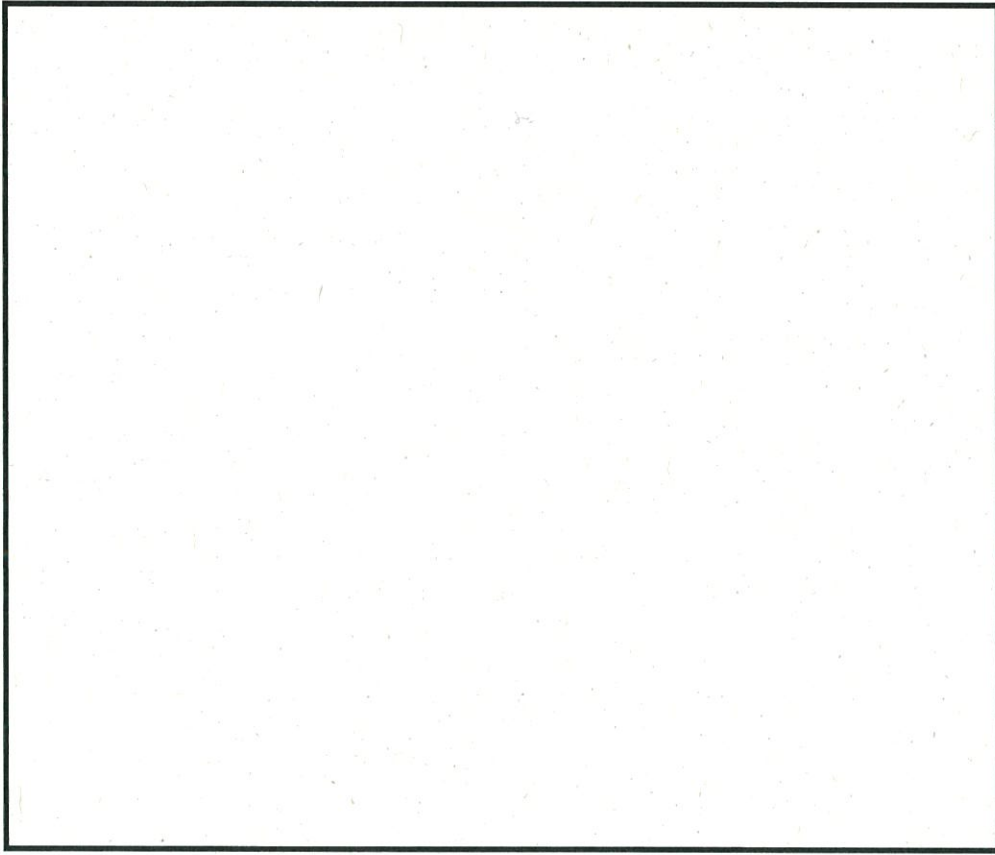
評価地点は、3号原子炉を中心として 16 方位に分割したうちの陸側 9 方位の敷地境界地点のうち、既設建屋からの寄与を含めた直接線及びスカイシャイン線量が最大となる地点とする。(第 2-8 図参照)



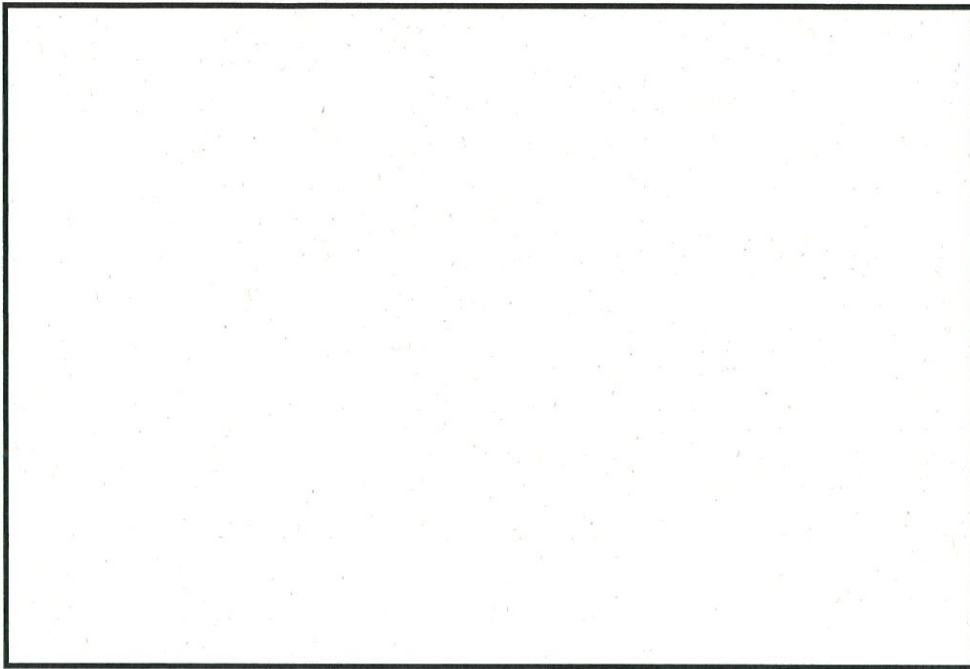
第2-1図 貯蔵エリア周辺の管理区域境界および敷地境界外における直接ガンマ線評価モデル



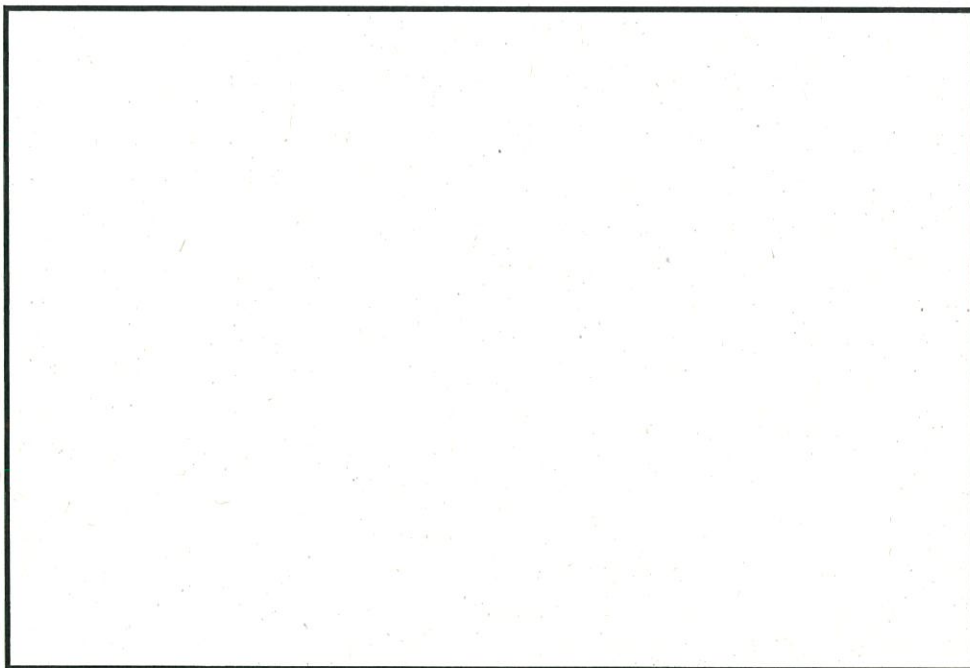
第2-2図 取扱エリア周辺の管理区域境界における直接ガンマ線評価モデル



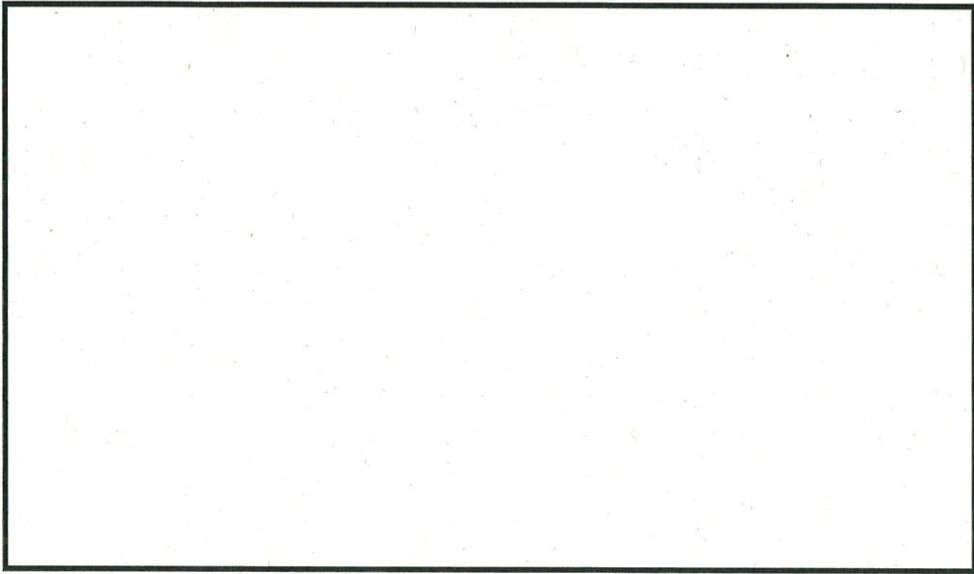
第2-3図 敷地境界外におけるスカイシャインガンマ線評価



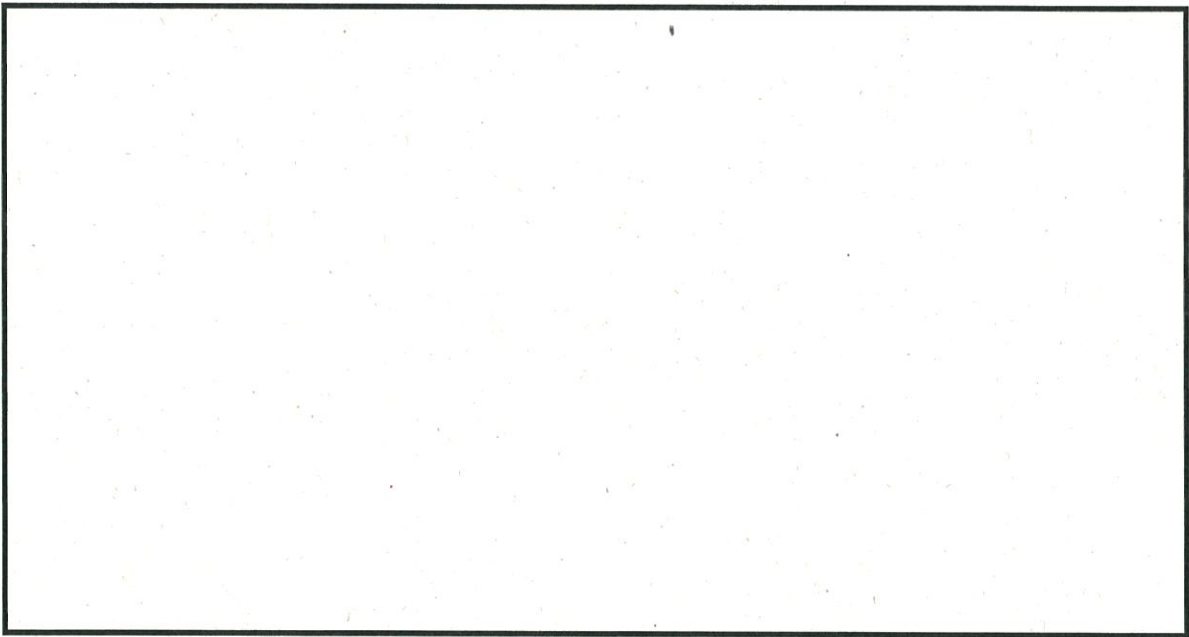
第2-4図 貯蔵エリア周辺の管理区域境界における中性子線評価



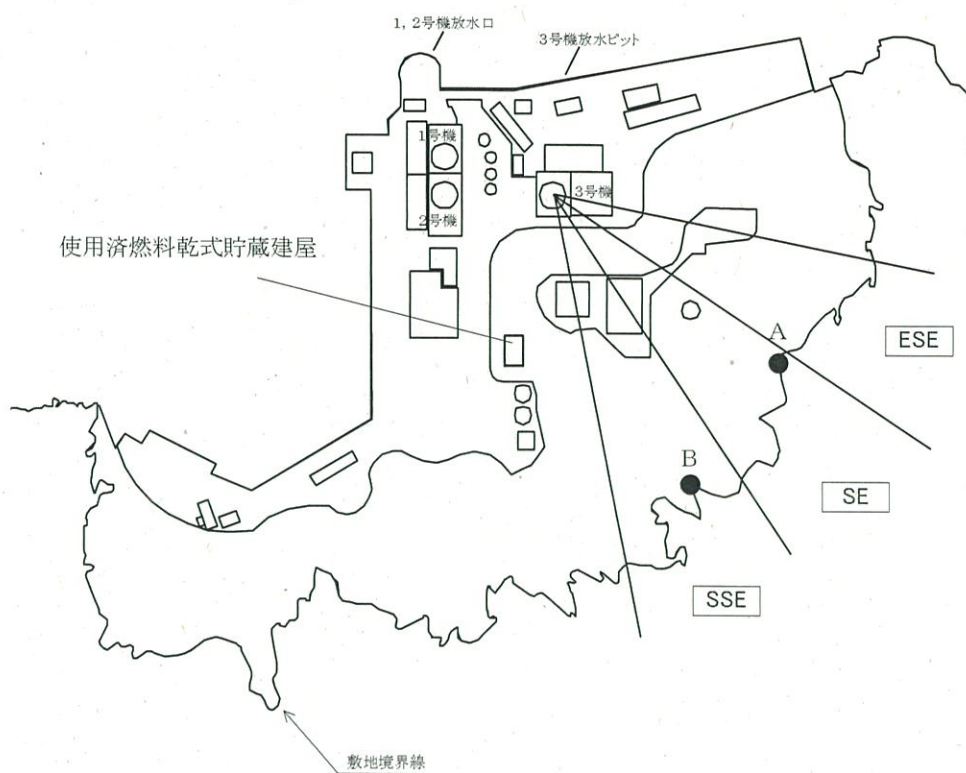
第2-5図 取扱エリア周辺の管理区域境界における中性子線評価



第2-6図 敷地境界外における直接・スカイシャイン中性子線評価



第2-7図 管理区域境界評価地点



評価地点	使用済燃料乾式貯蔵建屋からの距離(m)	標高(m)	備考
A	500	170	伊方発電所敷地境界での最大評価地点
B	420	90	伊方発電所敷地境界での評価地点のうち、使用済燃料乾式貯蔵建屋からの最短地点

第2-8図 使用済燃料乾式貯蔵建屋と評価地点

3. 評価結果

3.1 管理区域境界

前記条件を用いて、使用済燃料乾式貯蔵容器からのガンマ線はQAD-CGGP2Rコード、中性子線はANISNコードにより評価した。

評価の結果、第3-1表に示すとおり、管理区域境界における線量率は基準値である $2.6\mu\text{Sv/h}$ 以下を満足することができる結果となった。

第3-1表 管理区域境界における線量率

評価点	壁外線量率 ($\mu\text{Sv/h}$)		基準値
	全てガンマ線 とした場合	全て中性子線 とした場合	
a (貯蔵エリア)	0.044	0.17	$\leq 2.6\mu\text{Sv/h}$
b (取扱エリア)	1.7	1.2	

3.2 敷地境界外

前記条件を用いて、使用済燃料乾式貯蔵容器からのガンマ線はQAD-CGGP2Rコード（直接線）およびSCATTERINGコード（スカイシャイン線）、中性子線はDORTコードにより評価した。

評価結果を第3-2表に示す。また、既設建屋を含めた敷地境界外における年間線量は第3-3表に示すとおり、最大線量地点に変更無く、年間 $50\mu\text{Sv}$ 以下を満足できることが分かった。

第3-2表 敷地境界外における年間線量

評価地点	EL (m)	使用済燃料 乾式貯蔵建屋 からの距離 (m)	年間線量 (μSv)	
			全てガンマ線 とした場合 ^(注1)	全て中性子線 とした場合 ^(注2)
A	170	500	0.16	0.058
B	90	420	0.27	0.11

(注1) 空気カーマから実効線量への換算は保守的に $1\text{Gy}=1\text{Sv}$ とした。

(注2) フルエンスから実効線量への換算はICRP Publication 74「外部放射線に対する放射線防護に用いるための換算係数」表A.41の換算係数を使用した。

第3-3表 既設建屋を含めた敷地境界外における年間線量

評価地点	年間線量 (μSv)			線量目標
	既設建屋	使用済燃料乾式貯蔵建屋 ^(注)	合算	
A	5.1	0.16	5.2	≤ 50
B	3.9	0.27	4.2	

(注) 第3-2表のとおり線量の大きいガンマ線による線量で代表した。

なお、評価地点Aにおける各建屋からの線量寄与は第3-4表のとおり。

第3-4表 評価地点Aにおける各建屋からの線量寄与

建屋名		線量寄与	
既設建屋	原子炉格納容器	2号炉	$1.1 \times 10^0 \mu\text{Sv}/\text{y}$
		3号炉	$4.0 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}/\text{y}$
	原子炉補助建屋	1,2号炉	$8.4 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}/\text{y}$
		3号炉	$2.0 \times 10^0 \mu\text{Sv}/\text{y}$
	1-固体廃棄物貯蔵庫		$9.1 \times 10^{-4} \mu\text{Sv}/\text{y}$
	2-固体廃棄物貯蔵庫		$6.3 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}/\text{y}$
	雑固体処理建屋		$6.4 \times 10^{-5} \mu\text{Sv}/\text{y}$
	蒸気発生器保管庫		$6.4 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{y}$
使用済燃料乾式貯蔵施設		$1.6 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}/\text{y}$	
合計		$5.2 \mu\text{Sv}/\text{y}$	

以上の結果より、2. 評価条件に示した使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮蔽厚を満足することで、敷地境界外における直接線及びスカイシャイン線量が、使用済燃料乾式貯蔵建屋からの寄与を加えても発電所として年間 $50 \mu\text{Sv}$ 以下を満足することができる結果となる。

(添付1)

工場等周辺における
直接線等からの防護について
(使用済燃料乾式貯蔵施設)
補足説明資料

目 次

1. 開口部に関する遮蔽設計について
2. 評価コードの概要
3. 使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮蔽設計で使用するスペクトルの保守性について
4. 敷地境界外における線量の実効線量への換算について
5. ストリーミングの影響について

1. 開口部に関する遮蔽設計について

管理区域境界における設計基準線量率 $2.6 \mu\text{Sv/h}$ 以下を満足するため、第1-1図中のD地点の開口部、区画B-C間、および第1-2図中の給排気口については、以下の壁厚等を満足することで、局所的な最短透過距離部においても必要遮蔽厚さを確保できる。なお、給排気口については、高所設置とし、人が容易に接近しない設計とする。

(1) 貯蔵エリア

壁厚：

天井厚：

(2) 取扱エリア

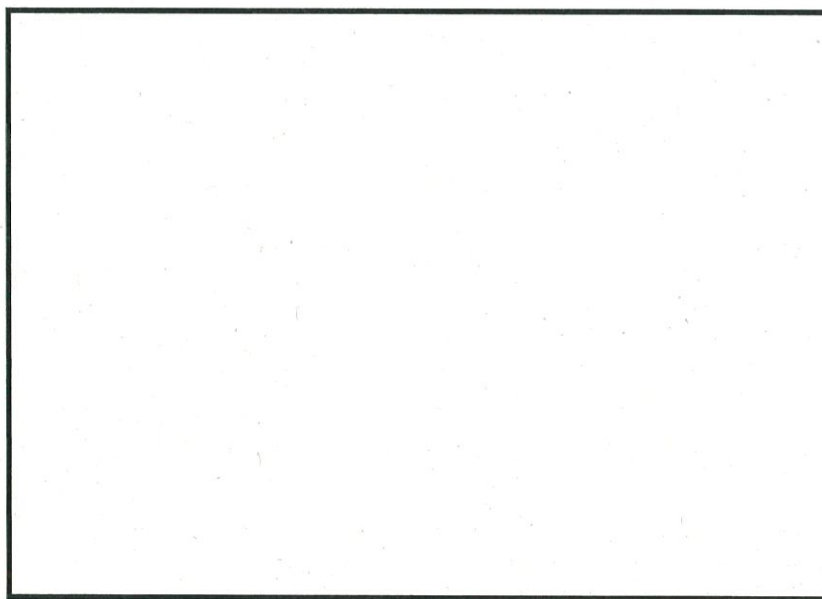
壁厚：

天井厚：

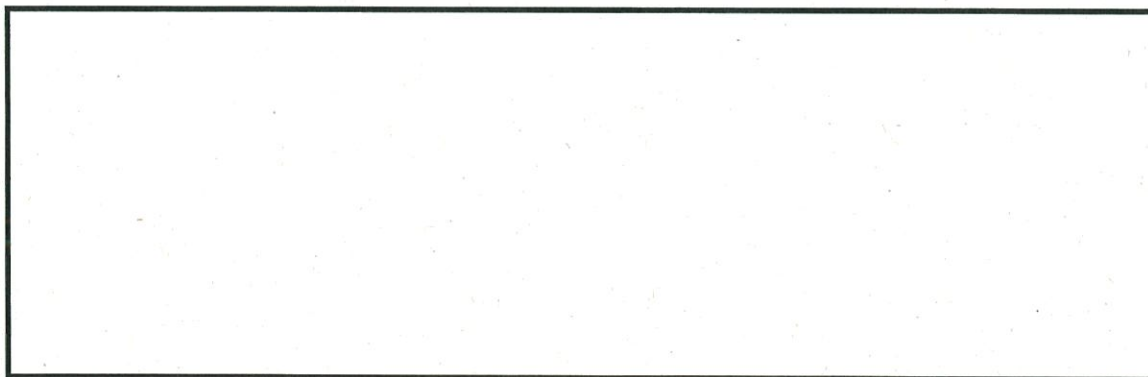
(3) その他

水平遮蔽板厚：

遮蔽扉厚：



第1-1図 管理区域境界の開口部に対する遮蔽設計概要図



第1-2図 給排気口部に対する遮蔽設計概要図

2. 評価コードの概要

今回の変更申請においては、直接ガンマ線の評価にはQAD-CGGP2Rコード、スカイシャインガンマ線の評価にはSCATTERINGコード、中性子線の評価にはANISNコードおよびDORTコードを用いている。

これら評価コードの概要を第2-1～2-4表に示す。なお、いずれも許認可での使用実績があるコードである。

第2-1表 QAD-CGGP2Rコードの概要

コード名 項目	QAD-CGGP2R
開発機関	米国ロスアラモス国立研究所及び日本原子力研究開発機構
開発時期	1967年
バージョン	Ver. 1.04
使用目的	遮蔽計算（使用済燃料乾式貯蔵建屋内のキャスクからの直接ガンマ線計算）
コードの概要	<p>本解析コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発されたガンマ線の物質透過を計算するための点減衰核積分法解析コード「QAD」をベースとし、旧日本原子力研究所がICRP1990年勧告の国内関連法令・規則への取り入れに合わせて、実効線量率等を計算できるように改良したバージョンである。</p> <p>本解析コードは、線源及び遮蔽体を直方体、円筒、球などの三次元形状で模擬した計算体系でガンマ線の実効線量率及び空気カーマ率等を点減衰核積分法により計算することができる。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>使用済燃料乾式貯蔵施設内のキャスクからの直接ガンマ線計算について、QAD-CGGP2Rコードを使用して実施している。</p> <p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ QAD-CGGP2Rコードは、線量率計算を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら計算条件が与えられれば線量率計算は可能であり、QAD-CGGP2Rコードは直接ガンマ線量計算に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JRR-4 散乱実験室でのコンクリート透過実験の実験値（「原子力第1船遮蔽効果確認実験報告書」JNS-4（日本原子力船開発事業団、1967））と計算値を比較した。 ・ 実験値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 ・ 上記妥当性確認では、実験孔からのガンマ線を遮蔽体に入射させ、遮蔽体透過後のガンマ線の線量率の実験値と QAD-CGGP2Rコードによる計算値を比較している。 ・ 今回の使用済燃料乾式貯蔵施設内のキャスクからの直接ガンマ線量計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、ガンマ線の補助遮蔽の遮蔽体透過後の線量率を計算する。 ・ 今回の直接ガンマ線量計算は、上記妥当性確認内容と合致している。 <p>また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（JEAC4615-2008）では、キャスク保管建屋等の補助遮蔽のための点減衰核積分コード/散乱線計算コードとして、SPANコード、SCATTERINGコード、QADコードが、燃料移送遮蔽のための点減衰核積分コードとしてSPAN-SLABが挙げられている。</p>

第2-2表 SCATTERINGコードの概要

コード名 項目	SCATTERING
開発機関	米国ロスアラモス国立研究所及び三菱重工業（株）
開発時期	1974年
バージョン	Ver. 90m
使用目的	遮蔽計算（使用済燃料乾式貯蔵建屋内のキャスクからのスカイシャインガンマ線計算）
コードの概要	点減衰核積分法を使用した1回散乱近似法によるスカイシャインガンマ線量の解析コードであり、ガンマ線が空気中で散乱を受けた後、観測点に到達する散乱線量（スカイシャインガンマ線量）を計算する。
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>使用済燃料乾式貯蔵施設内のキャスクからのスカイシャインガンマ線計算について、SCATTERINGコードを使用して実施している。</p> <p>【検証 (Verification)】 本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ SCATTERINGコードは、線量率計算を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら計算条件が与えられれば線量率計算は可能であり、SCATTERINGコードはスカイシャインガンマ線量計算に適用可能である。 <p>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は次のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 米国Radiation Research Associates (RRA) が1977年に米国カンザス州立大学において⁶⁰Co線源を用いたスカイシャインガンマ線のベンチマーク試験の実験値と計算値を比較した。 ・ 実験値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 ・ 上記妥当性確認では、横壁よりも天井が薄い形状で、スカイシャインガンマ線量が比較的多い体系での実験による実験値と、SCATTERINGコードによる計算値を比較している。 ・ 今回の使用済燃料乾式貯蔵施設内のキャスクからのスカイシャインガンマ線量計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、遮蔽が側壁より薄い天井を透過した後のスカイシャインガンマ線の線量率を計算する。 ・ 今回のスカイシャインガンマ線量計算は、上記妥当性確認内容と合致している。 <p>また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」(JEAC4615-2008)では、キャスク保管建屋等の補助遮蔽のための点減衰核積分コード/散乱線計算コードとして、SPANコード、SCATTERINGコード、QADコードが、燃料移送遮蔽のための点減衰核積分コードとしてSPAN-SLABが挙げられている。</p>

第2-3表 ANISNコードの概要

コード名 項目	ANISN
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1967年
バージョン	ANISN-W
使用目的	遮蔽計算 (使用済燃料乾式貯蔵建屋内のキャスクからの中性子線計算)
コードの概要	<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所にて中性子の遮蔽計算を目的として開発されたコードであり、1次元ボルツマン輸送計算式による中性子及びガンマ線の放射線束分布の算出が可能である。</p> <p>今回の評価では、JENDL-3.3をもとに作成された断面積ライブラリ MATXSLIB-J33 (日本原子力研究所にて整備されたもの) を用いている。本ライブラリは許認可での使用実績がある。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>使用済燃料乾式貯蔵施設内のキャスクからの中性子線計算について、ANISNコードを使用して実施している。</p> <p>【検証(Verification)】 本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ ANISN コードは、中性子の放射線束分布解析を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら解析条件が与えられれば中性子の放射線束分布解析は可能であり、線量換算係数を乗じることでANISNコードは中性子線量計算に適用可能である。 <p>【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ OKTAVIAN 透過実験の実測値 (Yamamoto, J., et al.: "Numerical Tables and Graphs of Leakage Neutron Spectra from Slabs of Typical Shielding Materials with D-T Neutron Source," OKTAVIAN Report A-8 3-05, Osaka Univ. (1983)) と計算値を比較した。 ・ 実測値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 ・ 上記妥当性確認では、コンクリートを通じた中性子スペクトルの実測値とANISNコードによる計算値を比較している。 ・ 今回の使用済燃料乾式貯蔵施設内のキャスクからの中性子線量計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、コンクリートの深層透過による放射線束分布を解析し、線量率を計算する。 ・ 今回の中性子線量計算は、上記妥当性確認内容と合致している。 ・ また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」(JEAC4615-2008)では、キャスク保管建屋等の補助遮蔽のための輸送計算コードとして、ANISN コード及びDOTコードが挙げられている。 ・ 断面積ライブラリ MATXSLIB-J33 については、TRANSX コード (ver.2.15、修正パッチ(International Atomic Energy Agency Nuclear Data Services, "TRANSX patches", https://www.nds.iaea.org/fendl20/transx-patches.htm.)適用)により、計算コード入力用に処理して用いている。 ・ MATXSLIB-J33 については、海上技術安全研究所による実験値 (大西世紀ほか、「²⁵²Cf 核分裂中性子源を用いた遮へい透過実験及び二次元離散座標計算コードによる輸送容器評価用断面積セット SFCX-J33 の適用性に関する研究」, 海上技術安全研究所報告 第7巻 第3号 研究報告, (2007)) と MATXSLIB-J33 による計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 <p>上記妥当性確認では、放射線エネルギーがキャスクのエネルギースペクトルと同等となっており、今回の使用目的と合致している。</p>

第2-4表 DORTコードの概要

コード名 項目	DORT
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	1987年
バージョン	Ver. 3.2
使用目的	遮蔽計算 (使用済燃料乾式貯蔵建屋内のキャスクからの中性子線計算)
コードの概要	<p>本解析コードは、米国オークリッジ国立研究所にて中性子の遮蔽計算を目的として開発されたコードであり、2次元ボルツマン輸送計算式による中性子及びガンマ線の放射線束分布の算出が可能であり、DOTコードの後継コードである。</p> <p>今回の評価では、JENDL-3.3をもとに作成された断面積ライブラリ MATXSLIB-J33 (日本原子力研究所にて整備されたもの) を用いている。本ライブラリは許認可での使用実績がある。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>使用済燃料乾式貯蔵施設内のキャスクからの中性子線計算について、DORTコードを使用して実施している。</p> <p>【検証(Verification)】 本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ DORTコードは、中性子の放射線束分布解析を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら解析条件が与えられれば中性子の放射線束分布解析は可能であり、線量換算係数を乗じることでDORTコードは中性子線量計算に適用可能である。 <p>【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ OKTAVIAN 施設からの中性子スカイシャイン測定値 (T. Nakamura, et al, "Neutron Skyshine from Intense 14-MeV Neutron Source Facility," Nucl. Sci. Eng., 90, 281-297 (1985)) と計算値を比較した。 ・ 実験値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 ・ 上記妥当性確認では、天井の薄い実験施設からの中性子スカイシャインの測定値とDOTコードによる計算値を比較している。 ・ DOTコードは、DORTコードのバージョンアップ前の計算コードであり、バージョン変更において解析機能に有意な差がないことを確認している。 ・ 今回の使用済燃料乾式貯蔵施設内のキャスクからの中性子線量計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、天井の薄い体系での中性子スカイシャインによる線量率を計算する。 ・ 今回の中性子線量計算は、上記妥当性確認内容と合致している。 ・ また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」(JEAC4615-2008)では、キャスク保管建屋等の補助遮蔽のための輸送計算コードとして、ANISNコード及びDORTコードの前身であるDOTコードが挙げられている。 ・ 断面積ライブラリ MATXSLIB-J33については、TRANSXコード(ver.2.15、修正パッチ (International Atomic Energy Agency Nuclear Data Services, "TRANSX patches", https://www.nds.iaea.org/fendl20/transx-patches.htm))適用により、計算コード入力用に処理して用いている。 ・ MATXSLIB-J33については、海上技術安全研究所による実験値 (大西世紀ほか、「252Cf核分裂中性子源を用いた遮へい透過実験及び二次元離散座標計算コードによる輸送容器評価用断面積セット SFCX-J33の適用性に関する研究」, 海上技術安全研究所報告 第7巻 第3号 研究報告, (2007)) と MATXSLIB-J33による計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 <p>上記妥当性確認では、放射線エネルギーがキャスクのエネルギースペクトルと同等となっており、今回の使用目的と合致している。</p>

3. 使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮蔽設計で使用するスペクトルの保守性について

3.1 基本的考え方

使用済燃料乾式貯蔵施設では、専用の使用済燃料乾式貯蔵容器を使用し、鉄筋コンクリート造の貯蔵建屋内で貯蔵することから、それぞれの使用済燃料乾式貯蔵容器表面のエネルギースペクトルによるコンクリートの透過率を考慮する必要がある。

このため、使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮蔽設計で使用する使用済燃料乾式貯蔵容器表面のエネルギースペクトルは、使用済燃料乾式貯蔵容器の設計から得られた使用済燃料乾式貯蔵容器表面でのエネルギースペクトル（以下、「設計スペクトル」という。）と比べて、コンクリート透過率が高くなるように設定する。

3.2 設定した線源スペクトル

本評価では、原子力安全研究協会「使用済燃料中間貯蔵施設の直接線・スカイシャイン線量の評価手法について [金属キャスク方式]」¹⁾における線量評価用の表面エネルギースペクトル（以下、「包絡スペクトル」という。）を採用した。設定結果は以下のとおりである。

- ・ガンマ線の包絡スペクトル

使用済燃料乾式貯蔵容器表面での線量当量率が、事業所外運搬に係る法令要求を満足するように、使用済燃料乾式貯蔵容器形状を仮想的に設定して得られたエネルギースペクトル

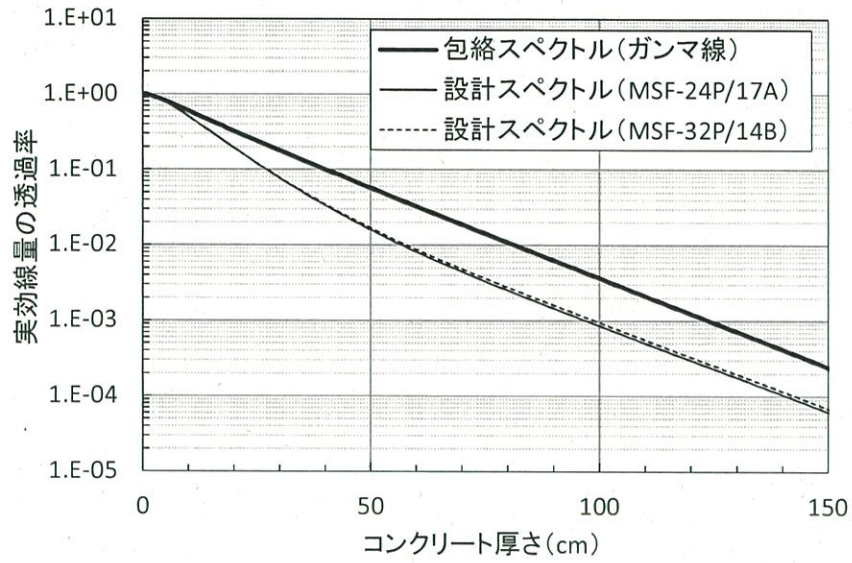
- ・中性子の包絡スペクトル

使用済燃料の中性子源として支配的な²⁴²Cm(α , n)反応のエネルギースペクトル

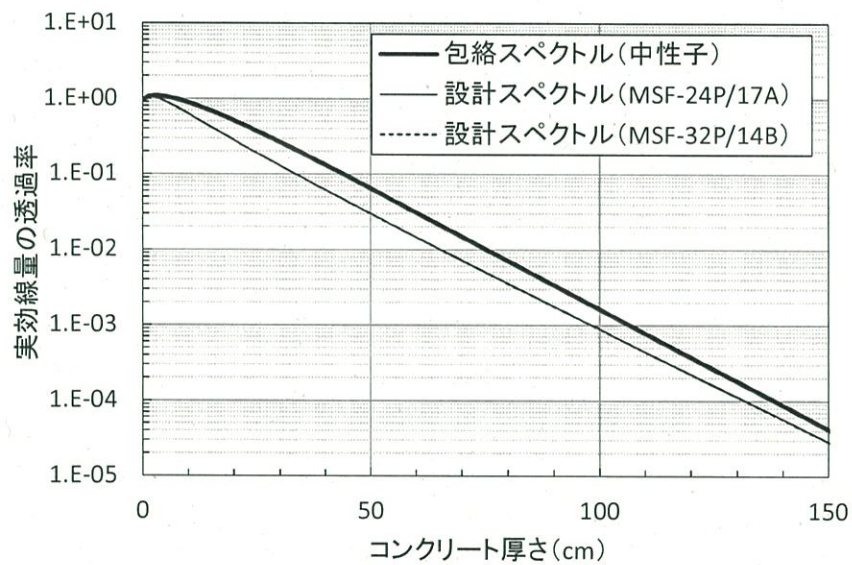
3.3 線源スペクトルの保守性

保守性の確認のため、包絡スペクトルと設計スペクトルに対するコンクリート中での実効線量率の減衰率を比較した。1次元輸送計算コードANISNで計算した結果を第3-1図（ガンマ線）及び第3-2図（中性子線）に示す。

包絡スペクトルは、設計スペクトルに比べ、コンクリートの透過性が高く、保守的であることがわかる。



第3-1図 コンクリート中での実効線量の減衰率 (ガンマ線)



第3-2図 コンクリート中での実効線量の減衰率 (中性子線)

1) 財団法人 原子力安全研究協会, 「使用済燃料中間貯蔵施設の直接線・スカイシャイン線量の評価手法について」 [金属キャスク方式], 平成12年3月

4. 敷地境界外における線量の実効線量への換算について

敷地境界外のガンマ線評価については、空気カーマを評価し、敷地境界外における公衆の照射形態を考慮して、保守側に事故時評価と同様、換算係数 1 Sv/Gy として実効線量を計算している。

敷地境界外の中性子線評価については、同様に敷地境界外における公衆の照射形態を考慮し、ICRP Publication 74「外部放射線に対する放射線防護に用いるための換算係数」に示される ROT ジオメトリーとして実効線量を計算している。

表 A.41. 成人人体形状計算モデルにいろいろなジオメトリーで入射する単一エネルギー中性子に対する、単位中性子フルエンスあたりの実効線量 E/Φ (単位 pSv cm²)。これらのデータは図 22 と図 A.35 (付属書 1) に図示されている。

エネルギー (MeV)	AP	PA	RLAT	LLAT	ROT	ISO
1.0 × 10 ⁻⁹	5.24	3.52	1.36	1.68	2.99	2.40
1.0 × 10 ⁻⁸	6.55	4.39	1.70	2.04	3.72	2.89
2.5 × 10 ⁻⁸	7.60	5.16	1.99	2.31	4.40	3.30
1.0 × 10 ⁻⁷	9.95	6.77	2.58	2.86	5.75	4.13
2.0 × 10 ⁻⁷	11.2	7.63	2.92	3.21	6.43	4.59
5.0 × 10 ⁻⁷	12.8	8.76	3.35	3.72	7.27	5.20
1.0 × 10 ⁻⁶	13.8	9.55	3.67	4.12	7.84	5.63
2.0 × 10 ⁻⁶	14.5	10.2	3.89	4.39	8.31	5.96
5.0 × 10 ⁻⁶	15.0	10.7	4.08	4.66	8.72	6.28
1.0 × 10 ⁻⁵	15.1	11.0	4.16	4.80	8.90	6.44
2.0 × 10 ⁻⁵	15.1	11.1	4.20	4.89	8.92	6.51
5.0 × 10 ⁻⁵	14.8	11.1	4.19	4.95	8.82	6.51
1.0 × 10 ⁻⁴	14.6	11.0	4.15	4.95	8.69	6.45
2.0 × 10 ⁻⁴	14.4	10.9	4.10	4.92	8.56	6.32
5.0 × 10 ⁻⁴	14.2	10.7	4.03	4.86	8.40	6.14
1.0 × 10 ⁻³	14.2	10.7	4.00	4.84	8.34	6.04
2.0 × 10 ⁻³	14.4	10.8	4.00	4.87	8.39	6.05
5.0 × 10 ⁻³	15.7	11.6	4.29	5.25	9.06	6.52
1.0 × 10 ⁻²	18.3	13.5	5.02	6.14	10.6	7.70
2.0 × 10 ⁻²	23.8	17.3	6.48	7.95	13.8	10.2
3.0 × 10 ⁻²	29.0	21.0	7.93	9.74	16.9	12.7
5.0 × 10 ⁻²	38.5	27.6	10.6	13.1	22.7	17.3
7.0 × 10 ⁻²	47.2	33.5	13.1	16.1	27.8	21.5
1.0 × 10 ⁻¹	59.8	41.3	16.4	20.1	34.8	27.2
1.5 × 10 ⁻¹	80.2	52.2	21.2	25.5	45.4	35.2
2.0 × 10 ⁻¹	99.0	61.5	25.6	30.3	54.8	42.4
3.0 × 10 ⁻¹	133	77.1	33.4	38.6	71.6	54.7
5.0 × 10 ⁻¹	188	103	46.8	53.2	99.4	75.0
7.0 × 10 ⁻¹	231	124	58.3	66.6	123	92.8
9.0 × 10 ⁻¹	267	144	69.1	79.6	144	108
1.0 × 10 ⁰	282	154	74.5	86.0	154	116
1.2 × 10 ⁰	310	175	85.8	99.8	173	130
2.0 × 10 ⁰	383	247	129	153	234	178
3.0 × 10 ⁰	432	308	171	195	283	220
4.0 × 10 ⁰	458	345	198	224	315	250
5.0 × 10 ⁰	474	366	217	244	335	272
6.0 × 10 ⁰	483	380	232	261	348	282
7.0 × 10 ⁰	490	391	244	274	358	290
8.0 × 10 ⁰	494	399	253	285	366	297
9.0 × 10 ⁰	497	406	261	294	373	303
1.0 × 10 ¹	499	412	268	302	378	309
1.2 × 10 ¹	499	422	278	315	385	322
1.4 × 10 ¹	496	429	286	324	390	333
1.5 × 10 ¹	494	431	290	328	391	338
1.6 × 10 ¹	491	433	293	331	393	342
1.8 × 10 ¹	486	435	299	335	394	345
2.0 × 10 ¹	480	436	305	338	395	343
3.0 × 10 ¹	458	437	324	na ^a	395	na ^a
5.0 × 10 ¹	437	444	358	na	404	na
7.5 × 10 ¹	429	459	397	na	422	na
1.0 × 10 ²	429	477	433	na	443	na
1.3 × 10 ²	432	495	467	na	465	na
1.5 × 10 ²	438	514	501	na	489	na
1.8 × 10 ²	445	535	542	na	517	na

^a データなし。

5. ストリーミングの影響について

5.1 概要

使用済燃料乾式貯蔵施設（以下「乾式貯蔵施設」という。）の設置に伴う、伊方発電所敷地境界外における通常貯蔵時の線量については、「原子力発電所敷地内での輸送・貯蔵兼用乾式キャスクによる使用済燃料の貯蔵に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき評価を行っている。

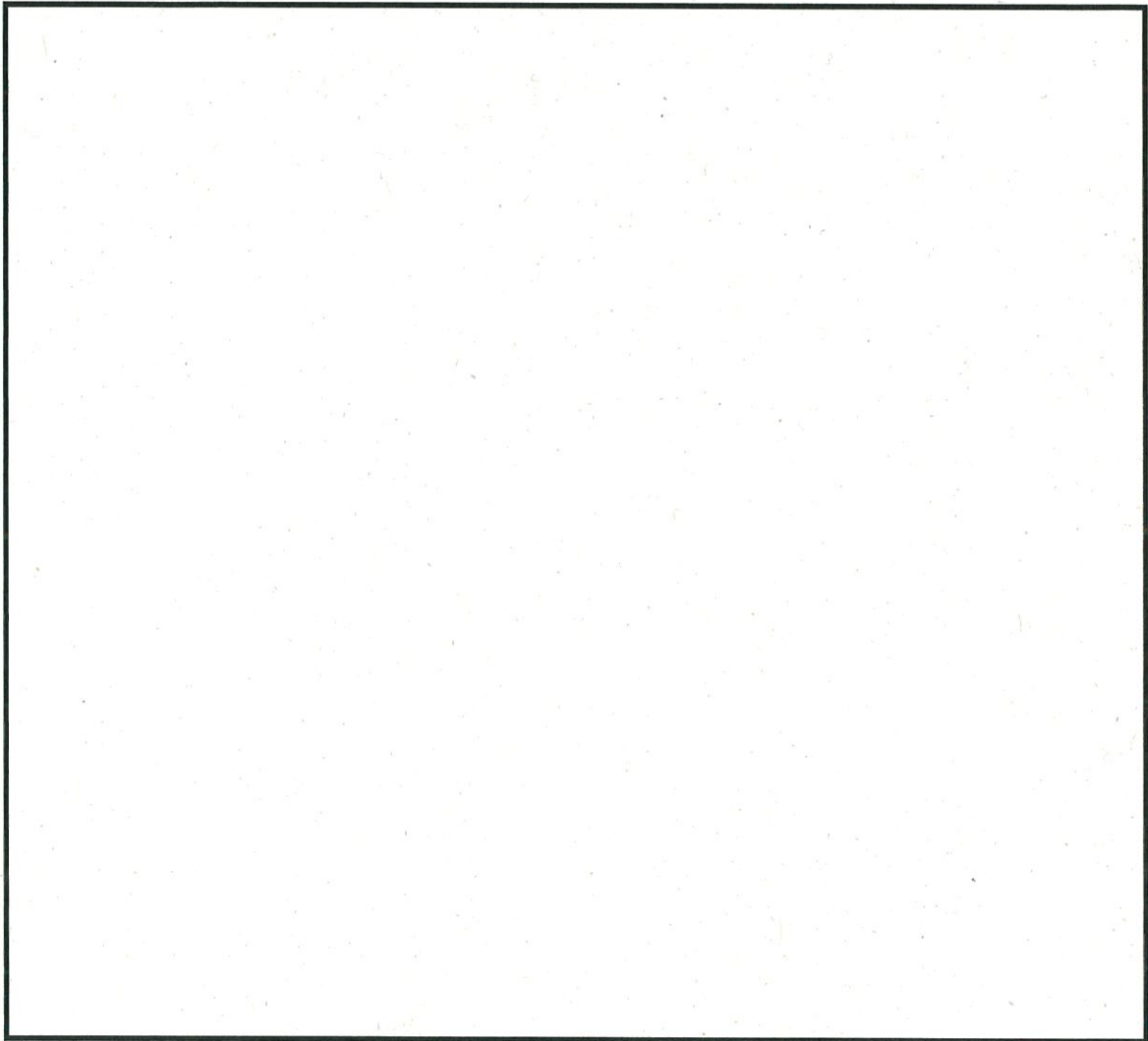
使用済燃料乾式貯蔵建屋（以下「乾式貯蔵建屋」という。）については、給排気口からのストリーミングを低減する設計とし、建屋による遮蔽により伊方発電所の敷地境界外における線量が年間 $50 \mu\text{Sv}$ 以下を満足しているが、ここでは乾式貯蔵建屋の給排気口からのストリーミングによる影響について説明する。

なお、給排気口の開口部は人高さには設置されないため、管理区域境界と比較して、よりストリーミングの影響が大きいと考えられる敷地境界外の線量評価に対して、その影響を説明する。

5.2 評価方法

乾式貯蔵建屋の給排気口の部分をピックアップし、ストリーミングの影響評価を行った。

具体的には、第5-1図に示す評価モデルにて、評価点①～④における線量率を計算し、その割合から迷路構造によるストリーミングの低減効果を評価する。評価はMCNP5コードを用い、断面積ライブラリはガンマ線評価ではMCPLIB84、中性子評価ではFSXLIB-J33をそれぞれ用いた。主な評価条件及び評価コードの概要をそれぞれ第5-1表及び第5-2表に示す。



第5-1図 給排気口からのストリーミングの影響評価モデル

第5-1表 主な評価条件

項目	評価条件	備考
計算コード	MCNP5 コード	-
断面積ライブラリ	ガンマ線：MCPLIB84 中性子：FSXLIB-J33	-
線源強度	ガンマ線、中性子それぞれ キャスク表面から 1m 点で 100 μ Sv/h となるように規 格化	-
線源スペクトル	包絡スペクトル	-
線源形状	ϕ 260cm \times H520cm	等方線源 キャスク同士の相互遮蔽 は無視する
評価モデル	第5-1 図参照	影響評価として乾式貯蔵 建屋の給排気口の部分を ピックアップして解析
モデル境界条件	反 射	-
評価点 (タリー)	Mesh Tally (トラック・レ ングス・エスティメータ) 約 15cm 幅	Mesh Tally の計算結果よ り、開口部分の平均線量 率を概略評価
分散低減	ウェイト・ウィンドウ	-

第5-2表 MCNP5 コードの概要

コード名 項目	MCNP5
開発機関	米国ロスアラモス国立研究所
開発時期	2010年 (初版開発時期 2003年)
バージョン	1.60
使用目的	遮蔽計算 (使用済燃料乾式貯蔵建屋内のキャスクからのガンマ線及び中性子線計算)
コードの 概要	<p>三次元連続エネルギーモンテカルロコードMCNP5コードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発された、中性子、光子及び電子輸送問題を解くための汎用モンテカルロコードである。</p> <p>このコードは二次曲面の論理演算によって表現された任意の三次元領域を取扱うことができ、形状モデルや断面積データを正確に取り扱うことができる。</p> <p>幾何形状の設定の自由度が大きいことや、断面積の取り扱いに連続エネルギーを採用していること等の利点がある。</p> <p>今回の評価では、ガンマ線評価ではEPDL97をもとに作成された断面積ライブラリMCPLIB84 (ロスアラモス国立研究所にて整備されたもの) を、中性子評価ではJENDL-3.3をもとに作成された断面積ライブラリFSXLIB-J33 (日本原子力研究所にて整備されたもの) を用いている。</p>

第5-2表 MCNP5コードの概要 (続き)

コード名 項目	MCNP5
<p>検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)</p>	<p>使用済燃料乾式貯蔵施設内のキャスクからのガンマ線及び中性子線計算について、MCNPコードを使用して実施している。</p> <p>【検証(Verification)】 本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ MCNPコードは、ガンマ線及び中性子の放射線束分布解析を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら解析条件が与えられればガンマ線及び中性子の放射線束分布解析は可能であり、線量換算係数を乗じることでMCNPコードはガンマ線及び中性子線量計算に適用可能である。 <p>【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 米国カンザス州立大学ガンマ線スカイシャインベンチマーク実験の実測値(MCNP-ラインビームレスポンス接続によるBWRタービンスカイシャイン線量評価手法の適用、日本原子力学会和文論文誌 Vol.4 No.2 (2005))及び露国モスクワ物理工科大学 研究用原子炉 IRT 炉実験の実測値(MCNPコードの金属キャスク貯蔵方式中間貯蔵施設線量評価への適用、日本原子力学会和文論文誌 Vol.6 No.3 (2007))と計算値を比較した。 ・ 実験値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 ・ 上記妥当性確認では、コンクリートを通過あるいは散乱によりストリーミングしたガンマ線あるいは中性子の線量率の実測値とMCNPコードによる計算値を比較している。 ・ 今回の使用済燃料乾式貯蔵施設内のキャスクからのガンマ線及び中性子線量計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、コンクリートの深層透過あるいはストリーミングによる放射線束分布を解析し、線量率を計算する。 ・ 今回のガンマ線及び中性子線量計算は、上記妥当性確認内容と合致している。 ・ また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」(JEAC4615-2008)では、キャスク保管建屋等の補助遮蔽のための輸送計算コードとして、モンテカルロ法を用いた計算手法の適用が可能とされており、さらに米国では使用済燃料貯蔵施設の審査指針である「Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities」(NUREG-1567)においては遮蔽解析ツールとしてMCNPコードが記載されており、遮蔽設計、線量評価等で使用されている。 ・ 断面積ライブラリMCPLIB84及びFSXLIB-J33については、海上技術安全研究所による実験値(大西世紀ほか、「²⁵²Cf核分裂中性子源を用いた遮へい透過実験及び二次元離散座標計算コードによる輸送容器評価用断面積セットSFCX-J33の適用性に関する研究」,海上技術安全研究所報告 第7巻 第3号 研究報告, (2007))とMCPLIB84及びFSXLIB-J33による計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 <p>上記妥当性確認では、放射線のエネルギーがキャスクのエネルギースペクトルと同等となっており、今回の使用目的と合致している。</p>

5.3 評価結果

4.2 の評価条件をもとに影響評価を行った結果を第5-2表に示す。

第4-3表のとおり、給気口迷路構造による減衰率(②/①)及び排気口迷路構造による減衰率(④/③)は、天井スラブによる減衰率^(注)(第3-1図及び第3-2図)と比較して同程度以下であり、ストリーミングを低減できる設計であることを確認している。

(注) 給排気口は線源の上方に設置されているため、両者とも天井方向の計算と同列であるものとして、天井スラブの減衰率と比較した。

参考として建屋内の線量率分布を第5-2図に示す。線量率が連続的に変化していることが確認でき、ウェイト・ウィンドウの設定が妥当であると判断できる。また、第5-2図がどの断面位置の線量分布を示しているかを、第5-1図に青破線で示す。

第5-3表(1/2) 給排気口からのストリーミングの影響評価結果(中性子)

評価点	線量率 ($\mu\text{Sv/h}$) () 内は統計誤差 ^(注)	減衰率
①	3.7×10^2 (0.25 %)	1.3×10^{-3}
②	4.8×10^{-1} (0.50 %)	
③	1.6×10^2 (0.54 %)	7.0×10^{-4}
④	1.1×10^{-1} (3.1 %)	
(参考) 深層透過の減衰率 遮蔽厚さ 105cm		1.2×10^{-3}

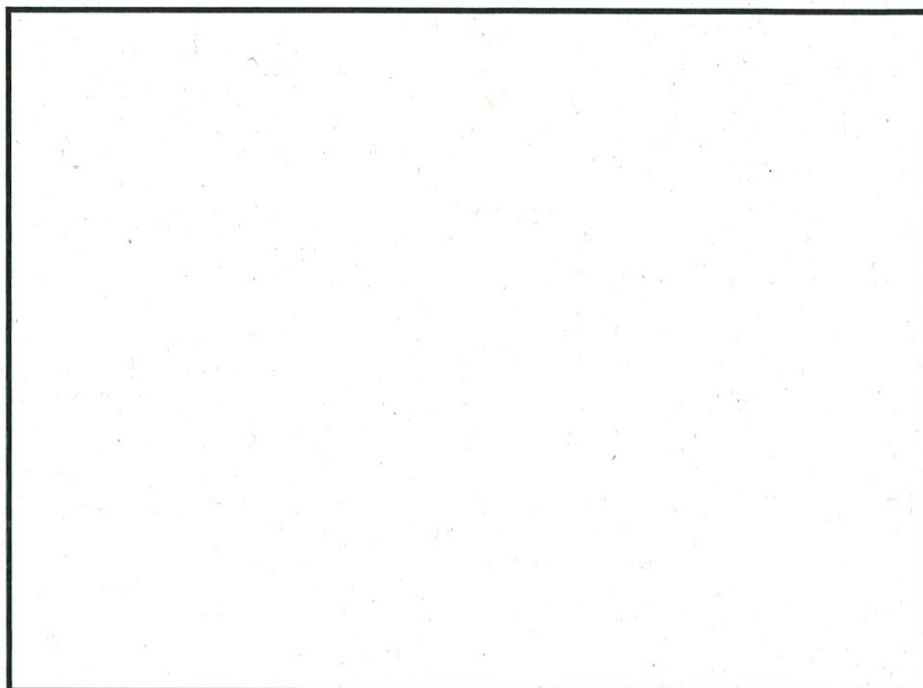
(注) 開口部の最大線量率となるメッシュの値

第5-3表(2/2) 給排気口からのストリーミングの影響評価結果(ガンマ線)

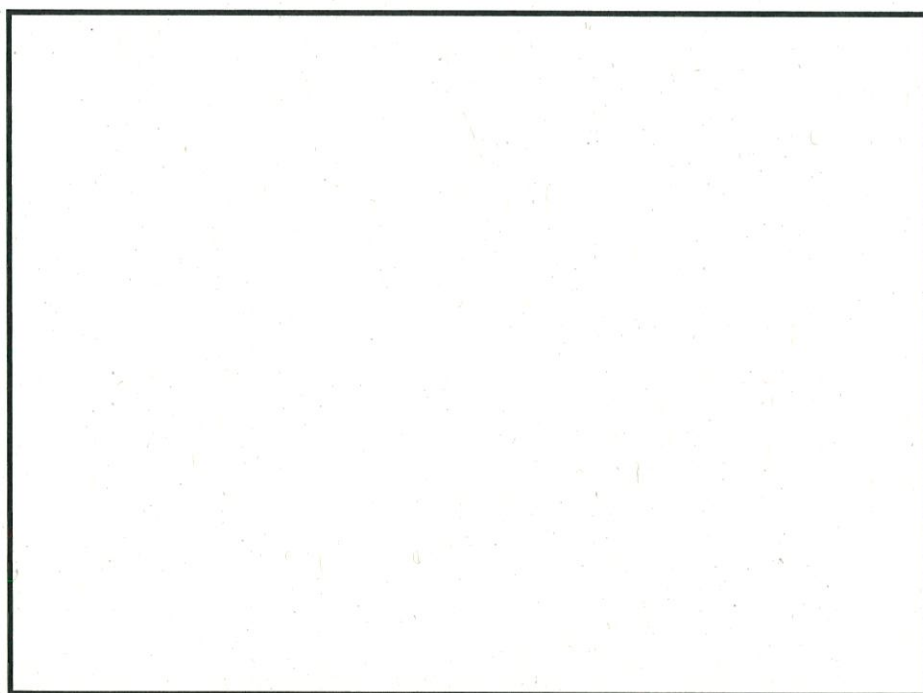
評価点	線量率 ($\mu\text{Sv/h}$) () 内は統計誤差 ^(注1)	減衰率
①	2.1×10^2 (0.64 %)	9.0×10^{-5}
②	1.9×10^{-2} (2.5 %)	
③	6.1×10^1 (1.7 %)	(参 考) 6.8×10^{-5}
④	(参 考) 4.1×10^{-3} (19 %) ^(注2)	
(参 考) 深層透過の減衰率 遮蔽厚さ 105cm		2.9×10^{-3}

(注1) 開口部の最大線量率となるメッシュの値

(注2) 統計誤差が大きいため、参考値とする。ただし、放射線が十分減衰されているため、ストリーミングを低減できる設計であることは確認できる。



第5-2図(1/2) 建屋内の線量率分布(中性子)



第5-2図(2/2) 建屋内の線量率分布(ガンマ線)

5.4 まとめ

給排気口からのストリーミングによる影響は天井による遮蔽効果と同等であることから、ストリーミングの影響は申請値の算出に使用している天井透過の評価モデルで代表できるため、評価の保守性と相まって申請評価値に包含される。