

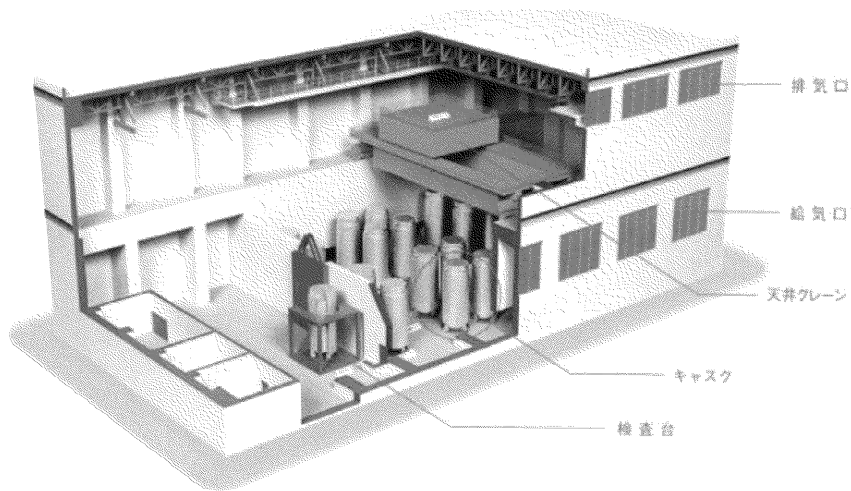
新規制基準施行前後における燃料取扱設備に対する要求事項の比較

添付資料

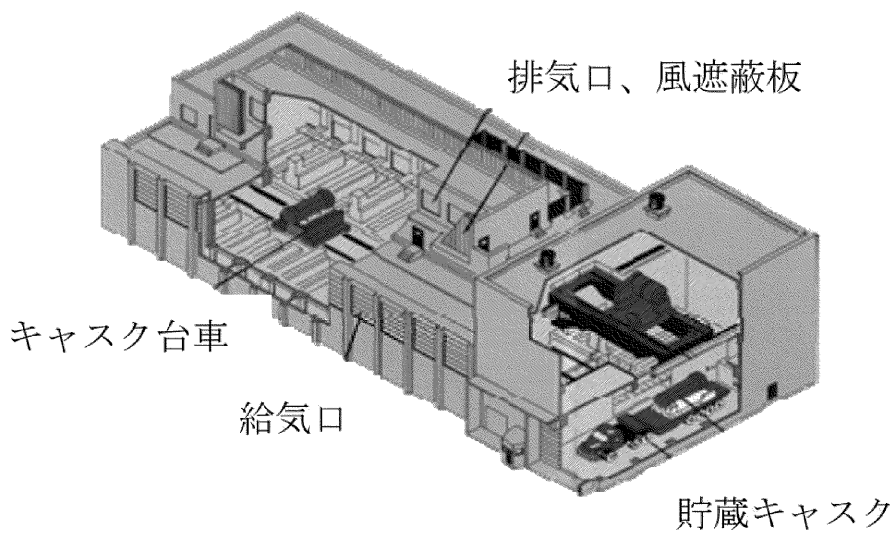
安全審査指針	新規制基準施行前		新規制基準施行後				差異
	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令		設置許可基準規則 16条 第1項		実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 第26条 第1項		
49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備	省令	解釈	規則	解釈	規則	解釈	
一 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。	(燃料取扱設備) 第26条 燃料を取り扱う設備は、次の各号により施設しなければならない。	第26条に規定する「燃料を取り扱う設備」とは、新燃料、再使用燃料又は使用済燃料の装荷、取出又は保管等を行うために使用する設備をいう	第十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。		第二十六条 通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）を取り扱う設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。	第26条（燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備） 1 第1項に規定する「燃料体又は使用済燃料を取り扱う設備」とは、新燃料、再使用燃料又は使用済燃料の装荷、取出又は保管等を行うために使用する設備をいう。	
(一) 安全機能を有する構造物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること。 (二) 貯蔵設備は、適切な格納系及び空気浄化系を有すること。 (三) 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有すること。 (四) 取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。	一 通常運転時において使用する燃料を取り扱う能力を有するものであること。	2 第1号に規定する「通常運転時において使用する燃料を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いは、関連する機器間を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる能力があること。	一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。	1 第1項第1号に規定する「燃料体等を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取り扱いにおいて、関連する機器間を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる能力があること。	一 燃料体等を取り扱う能力を有するものであること。	2 第1項第1号に規定する「燃料体等を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いは、関連する機器間を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる能力があること。	なし
	二 崩壊熱により燃料が溶融しないものであること。	4 第3号に規定する「燃料が溶融しない」とは、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。	二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。		二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。	4 第1項第3号に規定する「燃料体等が溶融しないものであること」とは、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。	なし
	四 取扱いに燃料が破損するおそれがないこと。	第4号に規定する「燃料が破損するおそれがないこと」とは、以下によること。 ・燃料交換機にあっては、掴み機構のワイヤーを二重化すること。ただし、昭和52年以前に施設し、又は施設に着手した原子炉施設においては、構成する機械器具の機能、構造及び動作原理を考慮し、同等の機能維持が確認されること。 ・燃料交換機にあっては、燃料取扱中に過荷重となった場合は上昇阻止される措置がなされていること。この場合において、取扱いの荷重監視等による運転管理による対応も含まれる。 ・原子炉建屋天井クレーンにあっては、吊り上げられた使用済燃料運搬用容器が燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できない措置を行うこと。ただし、措置には、運用管理での対応も含むものとする。この運用管理にあっては、運搬用容器が燃料上に行かないことを確実にするものであること。また、フックのワイヤー外れ止めを設けること。	五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。		四 取扱中に燃料体等が破損しないこと。	5 第1項第4号に規定する「燃料体等が破損しないこと」とは、以下によること。 ・燃料交換機にあっては、掴み機構のワイヤーを二重化すること。 ・燃料交換機にあっては、燃料取扱中に過荷重となった場合は上昇阻止される措置がなされていること。この場合において、取扱いの荷重監視等による運転管理による対応も含まれる。 ・原子炉建屋天井クレーンにあっては、吊り上げられた使用済燃料運搬用容器等重量物が燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できない措置を行うこと。ただし、措置には、運用管理での対応も含むものとする。この運用管理にあっては、運搬用容器等重量物が燃料上に行かないことを確実にするものであること。また、フックのワイヤー外れ止めを設けること。なお、ここで「使用済燃料運搬用容器等」の等には、燃料交換機又は原子炉建屋天井クレーンを用いて取扱うものであって、その落下によって燃料を破損させるおそれがあるものを含む。 ・燃料交換機、原子炉建屋天井クレーン等にあっては、適切な落下防止対策等を施すことにより、その落下により燃料を破損するおそれがないとしてもよい。	なし
	五 燃料を封入する容器は取扱中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。	6 第5号に規定する「容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（通商産業省令第77号 昭和53年12月28日）第13条第1項第3号に規定されている「容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、き裂、破損等が生じるおそれがないものであること」。 なお、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則第3条等の規定に基づく核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等（平成2年11月28日 科学技術庁告示第5号）」を満たすものを、「燃料を封入する容器」として用いてもよい。 第5号に規定する「容器」は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（通商産業省令第77号 昭和53年12月28日）」を準用し、理論的又は適切な試験・実験により所定の機能が満足されていること。			五 燃料体等を封入する容器は、取扱中における衝撃、熱その他の容器に加わる負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。	6 第1項第5号に規定する「容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）第8条第1項第3号に規定されている「容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、き裂、破損等が生じるおそれがないものであること」。 なお、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則第3条等の規定に基づく核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等」（以下「科技庁告示第5号」という。）を満たすものを、「燃料体等を封入する容器」として用いてもよい。 7 第1項第5号に規定する「容器」は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を準用し、理論的若しくは適切な試験又は実験により所定の機能が満足されていること。	なし
	七 燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料を保持しているものであること。	8 第7号に規定する「燃料取扱中に燃料を取り扱うための動力源が無くなった場合でも燃料を保持する機構」とは、動力源である電源又は空気が喪失した場合でも燃料を保持できる性能を有すること。			七 燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造を有する機器を設けることにより燃料体等の落下を防止できること。	8 第1項第7号に規定する「燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造」とは、動力源である電源又は空気が喪失した場合でも燃料を保持できる性能を有すること。	なし
二 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。							
(一) 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。	六 前号の容器は、内部に燃料を入れた場合に、その表面の生体実効線量率が200ミリレム毎時以下で、かつ、その表面から1メートルの距離において生体実効線量率10ミリレム毎時以下であること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。		四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。		六 前号の容器は、内部に燃料体等を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から1メートルの距離における線量当量率がそれぞれ原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。		なし
(二) 貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。 (三) 貯蔵設備の冷却水保有量が著しく減少することを防止し、適切な漏えい検知を行うことができること。 (四) 貯蔵設備は、燃料集合体の取扱中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。							
50 核燃料の臨界防止 燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、幾何学的な安全配置又はその他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも、臨界を防止できる設計であること。	第26条 二 燃料が臨界に達するおそれがない構造であること。	3 第2号に規定する「燃料が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。	16条 第1項 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。		第26条 第1項 二 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。	3 第1項第2号に規定する「燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。	なし

(参考)

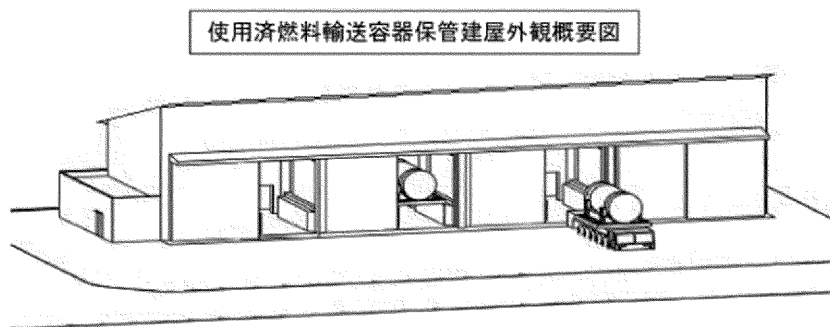
○日本原電(株)東海第二



○東京電力HD(株)福島第一 (旧キャスク保管庫)



○関西電力(株) (キャスク保管庫)



## 輸送時（特別の試験条件）の 遮蔽評価の概要

## 1. はじめに

輸送時（特別の試験条件）において、除熱解析で算出した中性子遮蔽材の温度が基準値（180℃）を上回ることから、遮蔽評価は“保守的に中性子遮蔽材の質量減損率が50%の条件”で評価し、問題がないことを確認している。本書は、輸送時（特別の試験条件）の遮蔽評価の概要をまとめたものである。

## 2. 輸送時（特別の試験条件）の遮蔽評価

輸送時（特別の試験条件）の遮蔽評価において、中性子遮蔽材は通常輸送時からの質量減損率を50%と設定している。評価結果は876.6 $\mu$ Sv/h（MSF-24P型）、810.7 $\mu$ Sv/h（MSF-21P型）となり、基準である表面から1m離れた位置の最大線量率が10mSv/h以下を満足している。なお、質量減損率50%の考え方を3章に示す。

## 3. 遮蔽評価における中性子遮蔽材質量減損率の考え方

輸送時（特別の試験条件）の遮蔽評価では、中性子遮蔽材耐火試験（800℃30分で中性子遮蔽材を加熱した試験）で確認した質量減損率を十分上回る値として、質量減損率50%を設定している。

中性子遮蔽材耐火試験の試験供試体を図1に示す。試験は、中央に貫通孔がある供試体と無い供試体の2種類で実施している。試験方法としては、試験供試体を800℃の炉で30分間加熱した後、炉から取り出して自然冷却している。

耐火試験前後の質量及び質量減損率を表1に示す。貫通孔あり及び無しで質量減損率は共に約2割である。したがって、質量減損率50%は十分保守側の設定である。

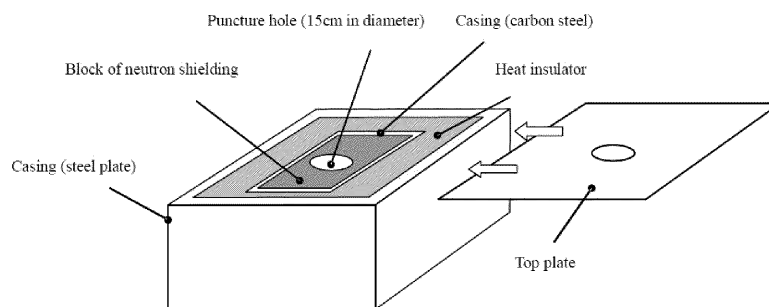


図1 試験供試体（貫通孔ありの例）

表1 耐火試験前後の中性子遮蔽材の質量及び質量減損率

試験供試体の種類	中性子遮蔽材の重量 [kg]		質量減損率 [%] 【(①-②) / ① × 100】
	①耐火試験前	②耐火試験後	
貫通孔無し	21.0	17.8	約 16 <sup>(注)</sup>
貫通孔あり	16.4	13.1	約 21 <sup>(注)</sup>

(注) 計算値を切り上げた値

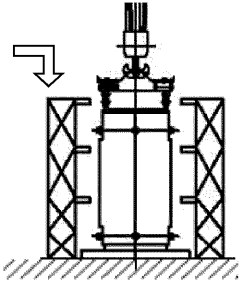
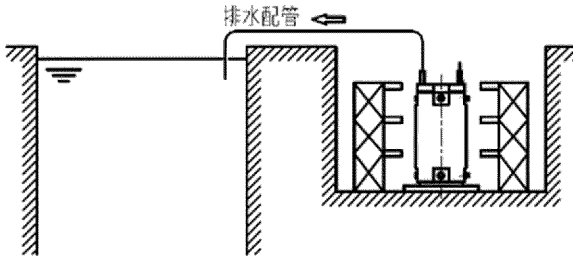
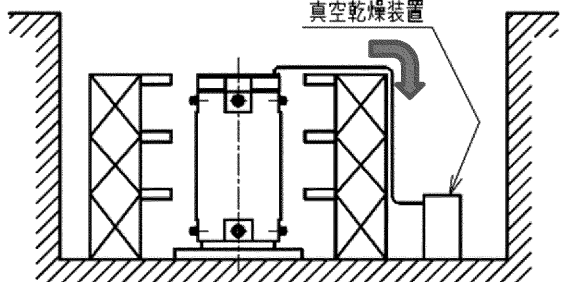
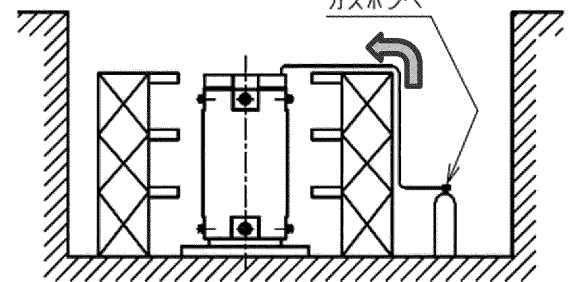
以上

## 乾式キャスクの真空乾燥について

1. 真空乾燥の工程について

乾式キャスクはキャスクピットにて使用済燃料を収納した後、内部水の排水及び乾燥を行い、不活性ガスを充填する。作業工程の概要を以下に示す。

第1表 真空乾燥作業工程概略手順（例）（1／2）

	概略図	作業工程
1		容器吊上げ・移動・吊降し 一次蓋ボルト締付け
2		キャスク内部水の排水
3		真空乾燥（1回目） <b>【8時間※】</b>
4		不活性ガス充填（1回目） 静置 <b>【16時間※】</b>

第1表 真空乾燥作業工程概略手順（2／2）

	概略図	作業工程
5		真空乾燥（2回目） 【8時間※】
6		不活性ガス充填（2回目）
7	—	輸送荷姿へ仕立て

※日本原子力学会標準「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010」（AESJ-SC-F002：2010） 付属書Qを参考としている。

## 2. 真空乾燥時の燃料被覆管温度上昇について

### (1) 概要

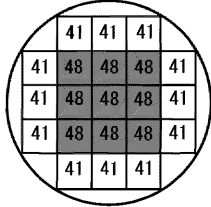
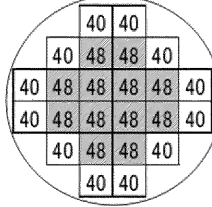
真空乾燥工程では、乾式キャスク内部における気体の濃度の低下にともない熱伝導率が低下し、使用済燃料の崩壊熱をバスケット及び胴へ伝達しにくい状態となることから、第1表の工程における燃料被覆管の温度を評価した。

### (2) 評価条件

伝熱形態及び設計崩壊熱量適用による評価の保守性は、別添4の除熱機能評価と同様であり、解析条件の概要を第2表に示す。一方、評価条件は、第3表に示すとおり、各工程に応じてキャスク内部のガスの条件を変更している。



第2表 解析条件の概要 (別添4 抜粋)

		タイプ1 (MSF-21P型)		タイプ2 (MSF-24P型)		
		中央部	外周部	中央部	外周部	
収納物仕様	燃料集合体1体の仕様	燃料タイプ	17×17型 (A型)		17×17型 (A型)	
		初期ウラン濃縮度 (wt%)	[ ]			
		ウラン重量 (kg)	[ ]			
		最高燃焼度 (GWd/t) (燃料集合体平均)	48	41	48	40
		SFPでの冷却期間 (年)	15		15	
	バーナブルポイズン	最高燃焼度 (GWd/t)	—		—	
		SFPでの冷却期間 (年)	—		—	
キャスク1基あたり	平均燃焼度 (GWd/t)	44		44		
配置※						

※数値は燃焼度 (GWd/t) を示す。

第3表 各工程におけるキャスク内部のガス

工程		キャスク内部のガス
①	真空乾燥 (1回目)	水蒸気
②	不活性ガス充填 (1回目)	水蒸気及び不活性ガス
③	真空乾燥 (2回目)	水蒸気
④	不活性ガス充填 (2回目)	不活性ガス

[ ] : 商業機密に係る事項のため公開できません

### (3) 評価結果

評価結果を第4表に示す。燃料被覆管の最高温度は55GWd/t燃料及び48GWd/t燃料ともに約230℃まで上昇するが、55GWd/t燃料の制限温度である250℃以下、及び48GWd/t燃料の制限温度である275℃以下を満足するため燃料被覆管の構造健全性に影響しない。

なお、真空乾燥工程では使用済燃料の崩壊熱をバスケット及び胴へ伝達しにくい状態となることから、キャスクを構成する各部の温度は通常貯蔵時と同等程度であり、構造健全性に影響しない。

第4表 各工程における燃料被覆管最高温度

工程		評価結果 (°C)		制限温度 (°C)
		タイプ1* (MSF-21P型)	タイプ2 (MSF-24P型)	
①	真空乾燥 (1回目)	約190	約190	275以下
②	不活性ガス充填 (1回目)	約190	約190	
③	真空乾燥 (2回目)	約220	約230	
④	不活性ガス充填 (2回目)	約220	約230	

※55GWd/t型を収納した場合、最高温度は工程③における約230℃であり、制限温度である250℃以下を満足する。

## 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シャ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  $50 \mu\text{Sv}$  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へい設備、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等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 $\gamma$ 線に起因する実効線量、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）に起因する実効線量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

敷地等境界外における1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉からの気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線に起因する実効線量、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）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 $2.5\mu\text{Sv}$ 、年間約 $2.8\mu\text{Sv}$ 及び年間約 $2.5\mu\text{Sv}$ となり、合計は年間約 $7.8\mu\text{Sv}$ 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等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、設計に当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。

通常運転時において、使用済燃料乾式貯蔵施設を含む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

る限り小さい値になるように施設を設計する。具体的には、年間  $50 \mu\text{Sv}$  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 遮へい設備

#### 8.3.1 概要

遮へい設備は、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及び放射線業務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」に定められた周辺監視区域外の線量限度より十分小さくなるようにするとともに、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区域において、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  $50 \mu\text{Sv}$  を超えないような遮へい設計とする。
- (4) 遮へい設計に際しては、放射線業務従事者等が立入場所において不必要な放射線被ばくを受けないように、関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、放射線業務従事者等の放射線被ばくが十分安全に管理できるように、外部放射線に係る線量率が下記の遮へい設計基準 (1) を満足するように設計する。

なお、雑固体溶融処理建屋、4 - 固体廃棄物貯蔵庫及び使用済燃料乾式貯蔵建屋については、下記の遮へい設計基準 (2) を満足するように設計する。

遮へい設計基準 (1)

区 分	外部放射線に係る設計基準	代表箇所	
管理区域外	第Ⅰ区分	$\leq 0.00625\text{mSv/h}$	非管理区域
管理区域内*1	第Ⅱ区分	$\leq 0.01\text{mSv/h}$	一般通路等
	第Ⅲ区分	$\leq 0.15\text{mSv/h}$	操作用通路等
	第Ⅳ区分	$> 0.15\text{mSv/h}$	機器室等

\*1：「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」に基づき、 $1.3\text{mSv}/3\text{月}$ 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。

遮へい設計基準 (2)

区 分	外部放射線に係る設計基準	代表箇所	
管理区域外	第Ⅰ区分	$\leq 1.3\text{mSv}/3\text{月}$	非管理区域
管理区域内	第Ⅱ区分	$\leq 0.01\text{mSv/h}$	一般通路等
	第Ⅲ区分	$\leq 0.15\text{mSv/h}$	操作用通路等
	第Ⅳ区分	$> 0.15\text{mSv/h}$	機器室等

通常運転時の区分概略を、第8.3.1図～第8.3.9図に示す。

### 8.3.3 主要設備

#### (1) 原子炉1次遮へい

原子炉1次遮へいは、原子炉容器を直接とり囲む最小厚さ約2.8mの鉄筋コンクリートの構造物で、通常運転時の発電用原子炉からの放射線を減衰させるとともに、原子炉停止時に1次冷却設備の補修が可能な程度に、発電用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、原子炉容器室冷却設備により空気で冷却する。

#### (2) 原子炉2次遮へい

原子炉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とり囲む内部コンクリート壁であり、主要なものは厚さ約1.1mの鉄筋コンクリート構造の蒸気発生器側壁である。



原子炉 2 次遮へいは、原子炉 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容器外側での放射線量率を第 I 区分に減衰させる。

(3) 外部遮へい

外部遮へいは、円筒部厚さ約 1.3m、ドーム部厚さ約 1.1mのプレストレストコンクリート造原子炉格納容器で、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容器外側での放射線量率を第 I 区分に減衰させる。また、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。

(4) 補助遮へい

補助遮へいは、原子炉周辺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、廃棄物処理建屋及び雑固体溶融処理建屋内の放射性廃棄物廃棄施設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、建屋内の通路を第 II 区分にするとともに、原則として隣接した機器室からの放射線量率を第 III 区分にし、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放射線量率が 1 mSv/h 以下になるように遮へいする。

(5) 燃料取扱遮へい

燃料取扱遮へいは、燃料取替時に原子炉キャビティに張る水及びチャンネル壁、使用済燃料ピットに張る水等からなり、3号炉では燃料取替時、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、4号炉では燃料取替時、燃料移送時及び使用済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 12m、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 8m である。更に、原子炉キャビティ又は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、燃料集合体頂部までの水深を 3m 以上確保する。

(6) 中央制御室遮へい

a. 通常運転時等


中央制御室遮へい（3号及び4号炉共用）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放射線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、中央制御室空調装置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 を下回る遮へいとする。

(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。



: 防護上の観点から公開できません。

第 8.3.9 図 使用済燃料乾式貯蔵建屋遮へい設計区分概略図

## 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)

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. 遮へい設計

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. 遮へい設計

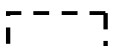
使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮へい設計については、工場等周辺（以下、敷地等境界外という）における直接線量及びスカイシャイン線量が、既設建屋に使用済燃料乾式貯蔵建屋からの寄与を加えても発電所として年間  $50 \mu\text{Sv}$  を超えないよう設計することとしている。


以下に、使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮へい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へい厚<sup>※1</sup>

#### (1) 貯蔵エリア

壁厚： (コンクリート<sup>※2</sup>)

天井厚： (コンクリート<sup>※2</sup>)

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

※2：コンクリート密度： $2.15\text{g/cm}^3$

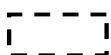
### 2.2 線源

兼用キャスクである使用済燃料乾式貯蔵容器（以下「乾式キャスク」という。）の線源は、第2-1表のとおりとする。乾式キャスクの線源強度は、敷地等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、乾式キャスク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
乾式キャスク	貯蔵エリア：40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 <sup>(注)</sup>

(注) 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〕」(H12.3) 参照

：防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。

## 2.3 評価モデル

ガンマ線と中性子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。

敷地等境界外における直接線評価では乾式キャスク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乾式キャスクの配置を考慮し40基の乾式キャスクを考慮する。(第2-1図参照)

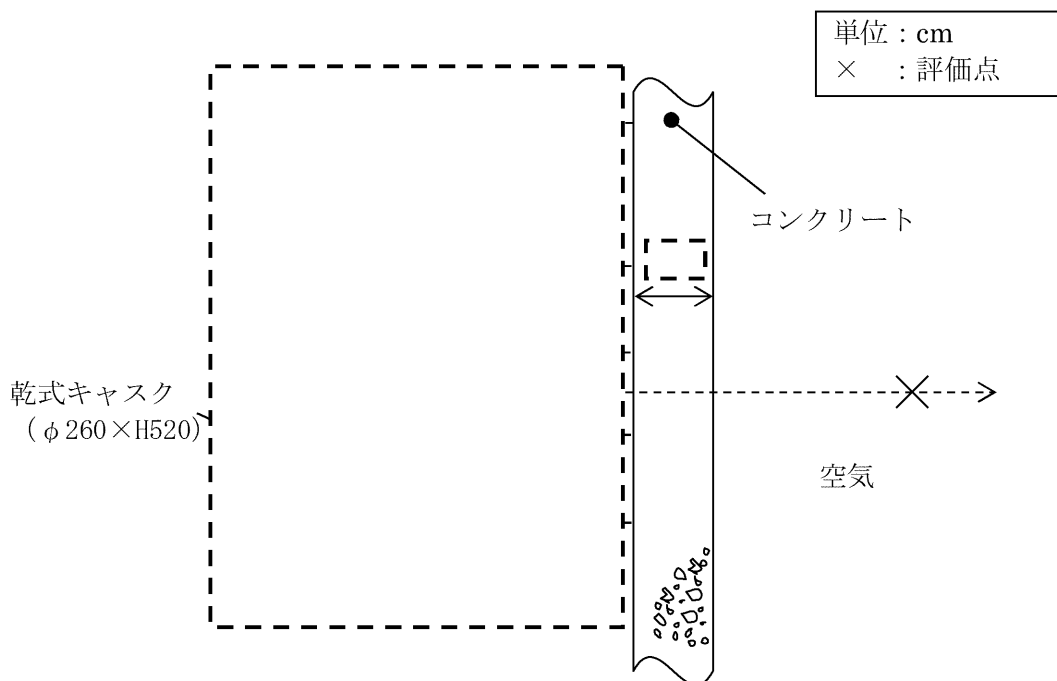
敷地等境界外におけるスカイシャイン線評価では、容器の最大高さに40基分の線源強度の点線源があるものとして評価する。(第2-2図参照)

敷地等境界外における直接線・スカイシャイン線中性子評価では、容器の最大高さに40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)

## 2.4 評価地点

### 2.4.1 敷地等境界外線量評価地点

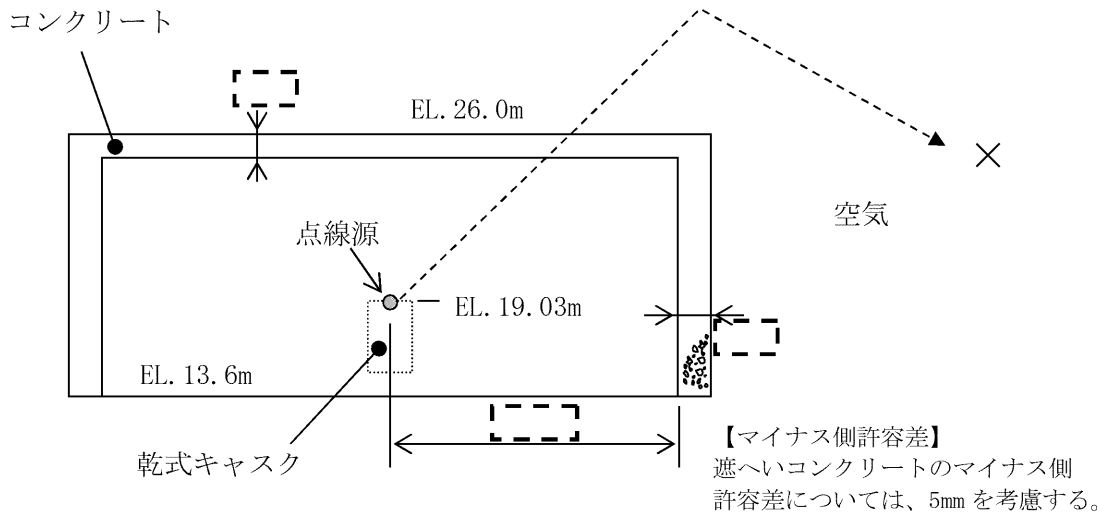
評価地点は、既設建屋を含めた線量合計が最大となる地点(A)及び使用済燃料乾式貯蔵施設から最短距離となる地点(B)とする。(第2-4図参照)。



第2-1図 ガンマ線の直接線評価モデル (QAD-CGGP2R コード)

--- : 防護上の観点又は機密に係る事項  
であるため、公開できません。

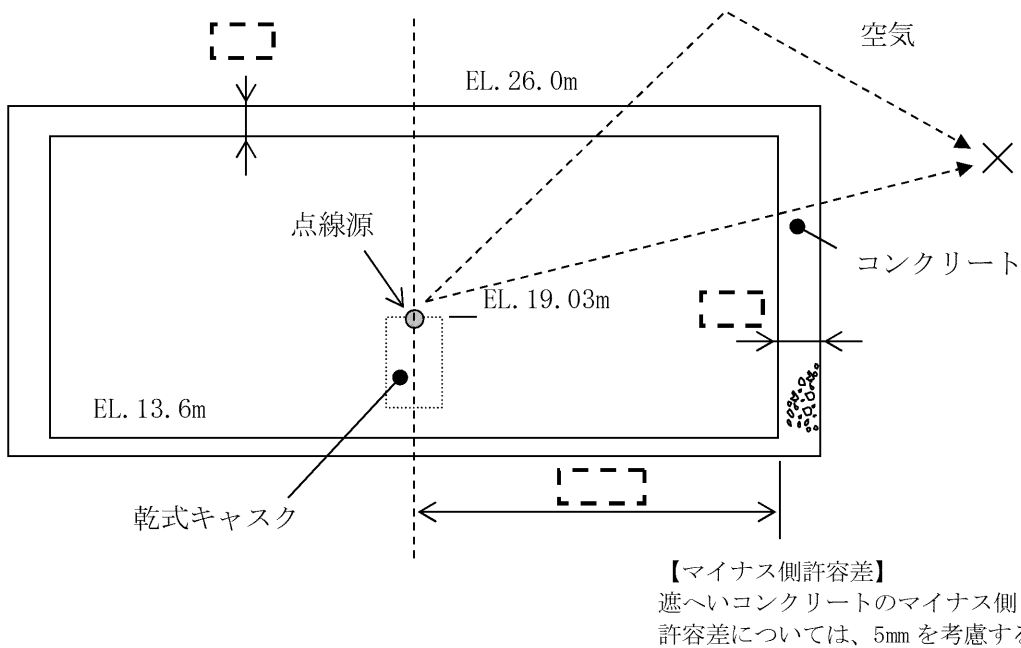
単位：cm  
×：評価点



※：乾式キャスクの最大高さに40基分の線源強度の点線源を設定

第2-2図 ガンマ線のスカイシャイン線評価モデル (SCATTERING コード)

単位：cm  
×：評価点

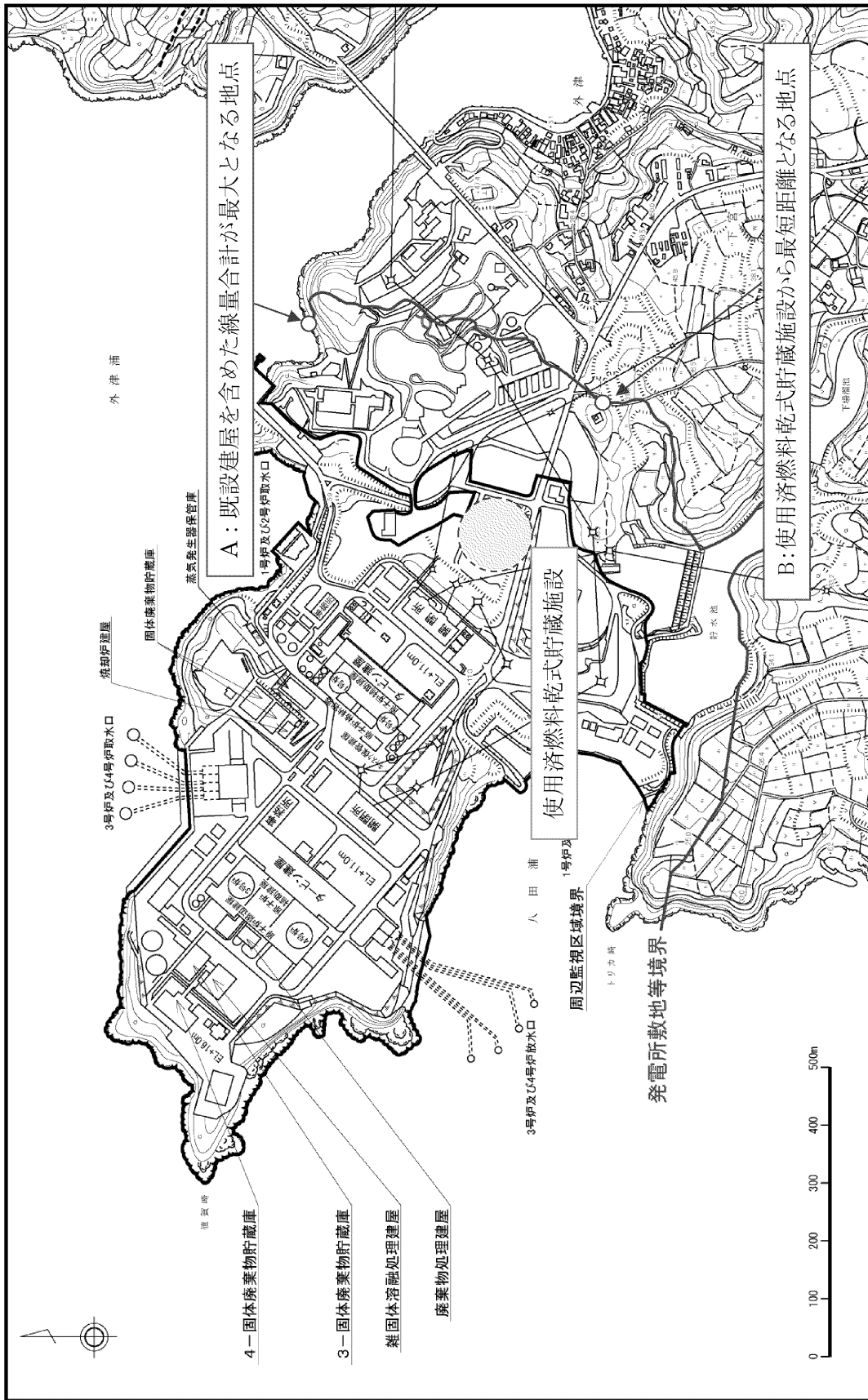


※：乾式キャスクの最大高さに40基分の線源強度の点線源を設定

第2-3図 中性子の直接・スカイシャイン線評価モデル (DORT コード)

：防護上の観点又は機密に係る事項  
であるため、公開できません。





第2-4図 線量評価地点

### 3. 評価結果

#### 3.1 敷地等境界外

前記条件を用いて、乾式キャスクからのガンマ線は QAD-CGGP2R コード（直接線）および SCATTERING コード（スカイシャイン線）、中性子は DORT コードにより評価した。

評価結果を第 3-1 表に示す。また、既設建屋を含めた敷地等境界外における年間線量を第 3-2 表に示す。なお、敷地等境界における直接線量及びスカイシャイン線量のうち、1 及び 2 - 固体廃棄物貯蔵庫による線量が大きいため、使用済燃料乾式貯蔵施設から最短距離となる地点（B）における既設建屋を含めた線量が最大となることはない。（第 3-3 表参照）

第 3-1 表 敷地等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( $\mu$ Sv)		
			全てガンマ線とした場合 <sup>※1</sup>		全て中性子とした場合 <sup>※2</sup>
A	約 3	約 450	直接線： $2.0 \times 10^{-1}$	$2.0 \times 10^{-1}$	$6.3 \times 10^{-2}$
			スカイシャイン線： $2.7 \times 10^{-3}$		
B	約 34	約 260	直接線： $1.1 \times 10^0$	$1.1 \times 10^0$	$4.2 \times 10^{-1}$
			スカイシャイン線： $2.0 \times 10^{-2}$		

※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。

※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3-2表 評価地点Aにおける直接線量及びスカイシャイン線量

建屋名			評価結果 ( $\mu\text{Sv}/\text{y}$ ) <sup>※3</sup>
既設建屋	原子炉格納容器 <sup>※1</sup>	3、4号炉	$6.4 \times 10^{-3}$
	原子炉補助建屋 <sup>※1</sup>	1、2号炉	$3.8 \times 10^{-1}$
		3、4号炉	$1.1 \times 10^{-2}$
	1-固体廃棄物貯蔵庫 <sup>※1</sup>		$1.1 \times 10^1$
	2-固体廃棄物貯蔵庫 <sup>※1</sup>		$4.0 \times 10^0$
	3-固体廃棄物貯蔵庫 <sup>※1</sup>		$5.8 \times 10^{-3}$
	4-固体廃棄物貯蔵庫 <sup>※1</sup>		$2.7 \times 10^{-3}$
	雑固体溶融処理建屋 <sup>※1</sup>		$5.1 \times 10^{-3}$
	蒸気発生器保管庫 <sup>※1</sup>		$2.8 \times 10^{-1}$
使用済燃料乾式貯蔵施設 <sup>※1</sup>			$2.0 \times 10^{-1}$
合計 <sup>※2</sup>			約 16
判断基準			50

※1：有効数字2桁で四捨五入した値

※2：有効数字2桁で切り上げた値

※3：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

第3-3表 1及び2-固体廃棄物貯蔵庫からの線量

	既設建屋を含めた線量 合計が最大となる地点 (A) <sup>※1、※2</sup>	使用済燃料乾式貯蔵施設 から最短距離となる地点 (B) <sup>※1、※2、※3</sup>
1-固体廃棄物貯蔵庫	約 11	約 8
2-固体廃棄物貯蔵庫	約 4	約 3
合計	約 15	約 11

※1：単位 ( $\mu\text{Sv}/\text{y}$ )

※2：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

※3：既設建屋からの線量合計が最大となる地点から、距離概算した値

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へい厚を満足することで、敷地等境界外における直接線量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. 評価コードの概要
2. 使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮へい設計で使用するスペクトルの保守性について
3. 敷地等境界外における線量の実効線量への換算について
4. ストリーミングの影響について
5. 乾式キャスク線源配置の感度について

## 1. 評価コードの概要

ガンマ線の直接線の評価には QAD-CGGP2R コード、スカイシャイン線の評価には SCATTERING コード、中性子の評価には DORT コードを用いている。

これら評価コードの概要を第 1-1～1-3 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 1-1 表 QAD-CGGP2R コードの概要

項目	コード名 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	遮へい計算（使用済燃料乾式貯蔵建屋内の乾式キャスクからの直接線計算）
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、線源及び遮へい体を直方体、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乾式キャスクからの直接線計算について、QAD-CGGP2Rコードを使用して実施している。</p> <p><b>【検証 (Verification)】</b>            本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。           <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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、遮へい体条件である。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 コードは直接線量計算に適用可能である。</li> </ul> </p> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b>            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。           <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 上記妥当性確認では、実験孔からのガンマ線を遮へい体に入射させ、遮へい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。</li> <li>・ 今回の使用済燃料乾式貯蔵施設内の乾式キャスクからの直接線量計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、ガンマ線の補助遮へいの遮へい体透過後の線量率を計算する。</li> <li>・ 今回の直接線量計算は、上記妥当性確認内容と合致している。</li> </ul>           また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」（JEAC4615-2008）では、乾式キャスク保管建屋等の補助遮へい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、燃料移送遮へい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 1-2 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	遮へい計算（使用済燃料乾式貯蔵建屋内の乾式キャスクからのスカイシャイン線計算）
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線量の解析コードであり、ガンマ線が空气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乾式キャスクからのスカイシャイン線計算について、SCATTERING コードを使用して実施している。</p> <p><b>【検証 (Verification)】</b>          本解析コードの検証の内容は、以下のとおりである。          ・ 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、遮へい体条件である。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線量計算に適用可能である。</p> <p><b>【妥当性確認 (Validation)】</b>          本解析コードの妥当性確認の内容は次のとおりである。          ・ 米国Radiation Research Associates (RRA) が1977年に米国カンザス州立大学において<sup>60</sup>Co線源を用いたスカイシャイン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乾式キャスクからのスカイシャイン線量計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、遮へいが側壁より薄い天井を透過した後のスカイシャイン線の線量率を計算する。          ・ 今回のスカイシャイン線量計算は、上記妥当性確認内容と合致している。</p> <p>また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」(JEAC4615-2008)では、乾式キャスク保管建屋等の補助遮へい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、燃料移送遮へい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 1-3 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	遮へい計算 (使用済燃料乾式貯蔵建屋内の乾式キャスクからの中性子計算)
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へい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乾式キャスクからの中性子計算について、DORTコードを使用して実施している。</p> <p><b>【検証(Verification)】</b> 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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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、遮へい体条件である。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。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b> 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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 今回の使用済燃料乾式貯蔵施設内の乾式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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ また、「原子力発電所放射線遮へい設計規程」(JEAC4615-2008)では、乾式キャスク保管建屋等の補助遮へい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。</li> <li>・ 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", <a href="https://www-nds.iaea.org/fendl20/transx-patches.htm">https://www-nds.iaea.org/fendl20/transx-patches.htm</a>)) 適用により、計算コード入力用に処理して用いている。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <p>上記妥当性確認では、放射線エネルギーが乾式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>



## 2. 使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮へい設計で使用するスペクトルの保守性について

### 2.1 基本的考え方

使用済燃料乾式貯蔵施設では、専用の乾式キャスクを使用し、鉄筋コンクリート造の貯蔵建屋内で貯蔵することから、それぞれの乾式キャスク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へい設計で使用する乾式キャスク表面のエネルギースペクトルは、乾式キャスクの設計から得られた乾式キャスク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。

### 2.2 設定した線源スペクトル

本評価では、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）」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

乾式キャスク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設計された乾式キャスクの表面のエネルギースペクトルに対して、コンクリート中の減衰割合が小さくなるように仮想的なエネルギースペクトルを設定

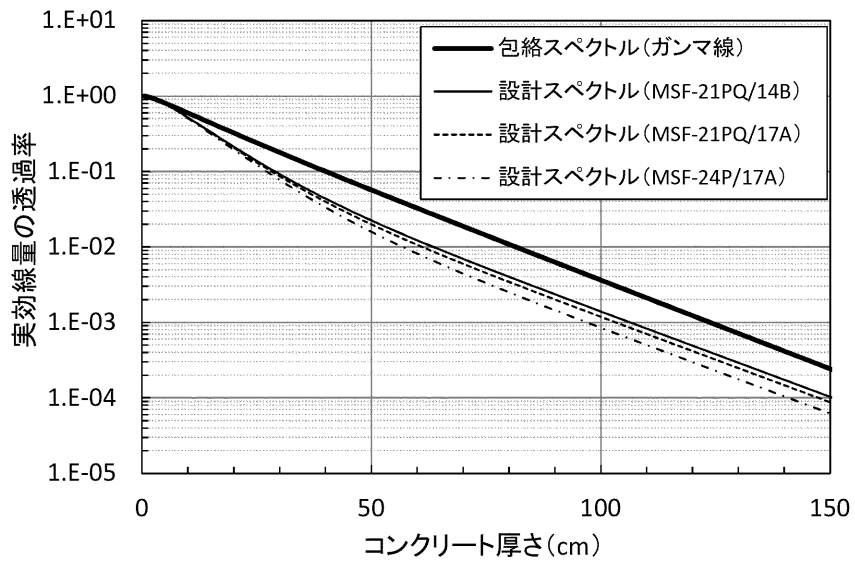
#### ○中性子の包絡スペクトル

使用済燃料の主な中性子源である  $^{239}\text{Pu}$  核分裂、 $^{244}\text{Cm}$  自発核分裂、 $^{242}\text{Cm}(\alpha, n)$  反応のうち、コンクリート中の減衰割合が小さくなる  $^{242}\text{Cm}(\alpha, n)$  反応のスペクトルを設定

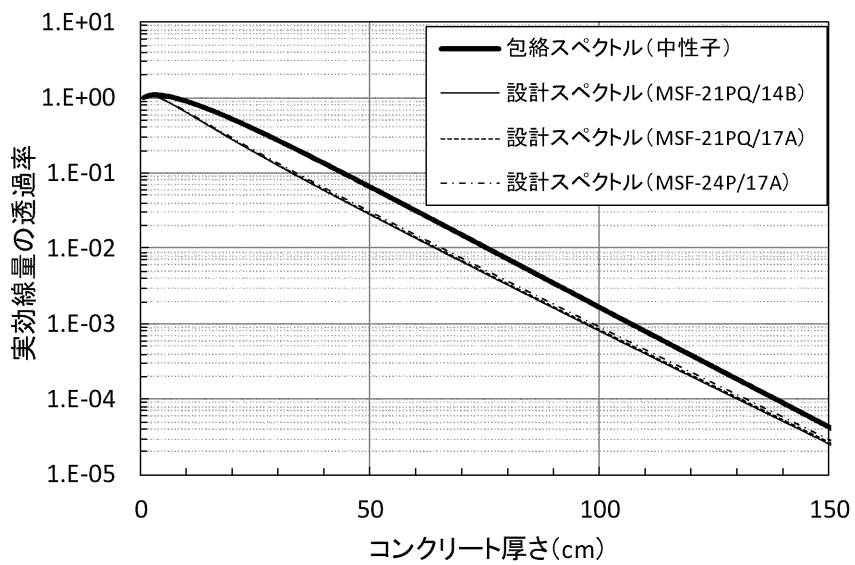
### 2.3 線源スペクトルの保守性

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2-1図（ガンマ線）及び第2-2図（中性子）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2-1図 コンクリート中での実効線量の減衰率（ガンマ線）



第2-2図 コンクリート中での実効線量の減衰率（中性子）

3. 敷地等境界外における線量の実効線量への換算について

敷地等境界外のガンマ線評価については、空気カーマを評価し、敷地等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。

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

<sup>a</sup> データなし。

## 4. ストリーミングの影響について

### 4.1 概要

使用済燃料乾式貯蔵施設の設置に伴う、玄海原子力発電所敷地等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。

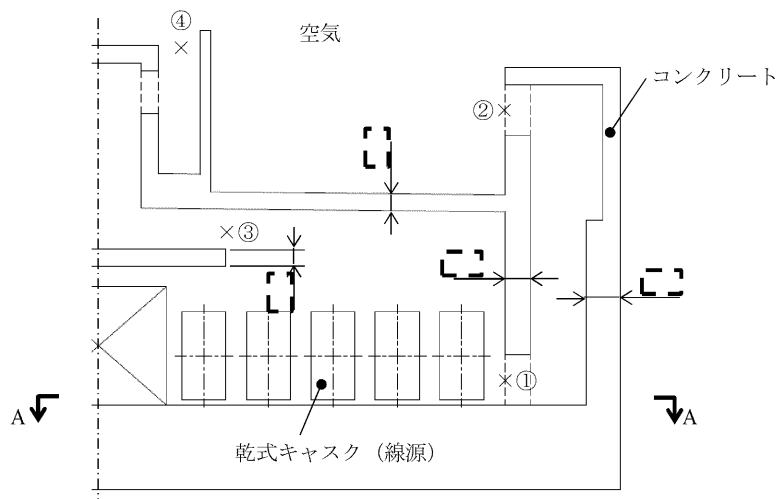
使用済燃料乾式貯蔵建屋については、給排気口からのストリーミングを低減する設計とし、建屋による遮へいにより玄海原子力発電所の敷地等境界外における線量が年間  $50 \mu\text{Sv}$  以下を満足しているが、ここでは使用済燃料乾式貯蔵建屋の給排気口からのストリーミングによる影響について説明する。

なお、給排気口は線源の上方に設置されているため、天井方向の計算と同列であるものとして、ストリーミングによる減衰率と天井による遮へいの減衰率を比較した。

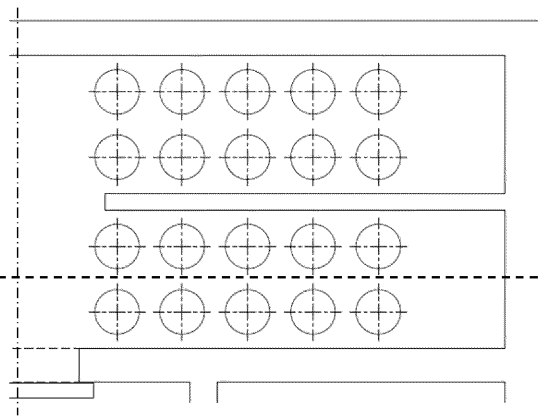
### 4.2 評価方法

使用済燃料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 4-1 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 4-1 表及び第 4-2 表に示す。



第 4-2 図線量分布図の断面位置



A-A 断面

×：評価点

単位：cm

なお、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。

第 4-1 図 給排気口からのストリーミングの影響評価モデル

[- - -]：防護上の観点から公開できません。

第 4-1 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 1 m 点で 100 $\mu$ 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	$\phi$ 260 cm $\times$ H520 cm	等方線源 キャスク同士の相互遮 へいは無視する
評価モデル	図 4-1 参照	影響評価として使用済 燃料乾式貯蔵建屋の給 排気口の部分をピック アップして解析
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 4-2 表 MCNP5 コードの概要 (1 / 2)

コード名 項目	MCNP5
開発機関	米国ロスアラモス国立研究所 (LANL)
開発時期	2010 年 (初版開発時期 2003 年)
使用した 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量計算)
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 FSX LIB-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 4-2 表 MCNP5 コードの概要 (2 / 2)

コード名 項目	MCNP5
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ガンマ線及び中性子線量計算について、MCNPコードを使用して実施している。</p> <p><b>【検証(Verification)】</b>                      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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b>                      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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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乾式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。</li> <li>・ 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, 「<sup>252</sup>Cf 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul>

### 4.3 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 4-3 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<sup>(注)</sup> (第 2-1 図及び第 2-2 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 4-2 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 4-2 図がどの断面位置の線量分布を示しているかを、第 4-1 図に破線で示す。



第4-3表 給排気口からのストリーミングの影響評価結果（中性子）（1 / 2）

評価点	線量率 ( $\mu\text{Sv/h}$ ) ( ) 内は統計誤差 <sup>(注)</sup>	減衰率
①	$3.7 \times 10^2$ (0.22 %)	$9.0 \times 10^{-4}$
②	$3.3 \times 10^{-1}$ (0.83 %)	
③	$1.9 \times 10^2$ (0.37 %)	$5.3 \times 10^{-4}$
④	$1.0 \times 10^{-1}$ (8.1 %)	
(参 考) 深層透過の減衰率 遮蔽厚さ [ ]		$1.7 \times 10^{-3}$

(注) 開口部の最大線量率となるメッシュの値

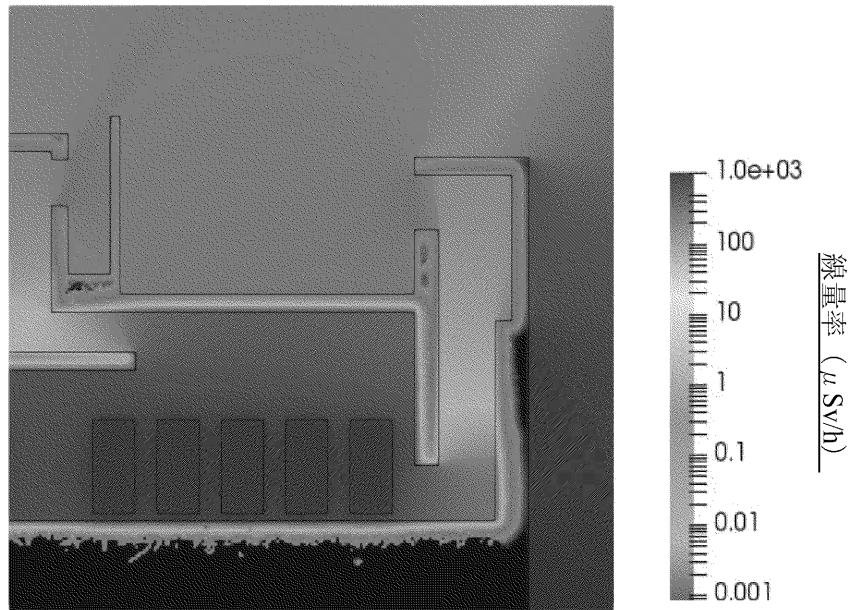
第4-3表 給排気口からのストリーミングの影響評価結果（ガンマ線）（2 / 2）

評価点	線量率 ( $\mu\text{Sv/h}$ ) ( ) 内は統計誤差 <sup>(注1)</sup>	減衰率
①	$2.1 \times 10^2$ (0.39 %)	$2.7 \times 10^{-4}$
②	$5.5 \times 10^{-2}$ (1.3 %)	
③	$7.4 \times 10^1$ (0.96 %)	(参 考) $6.4 \times 10^{-5}$
④	(参 考) $4.7 \times 10^{-3}$ (12 %) <sup>(注2)</sup>	
(参 考) 深層透過の減衰率 遮蔽厚さ [ ]		$3.8 \times 10^{-3}$

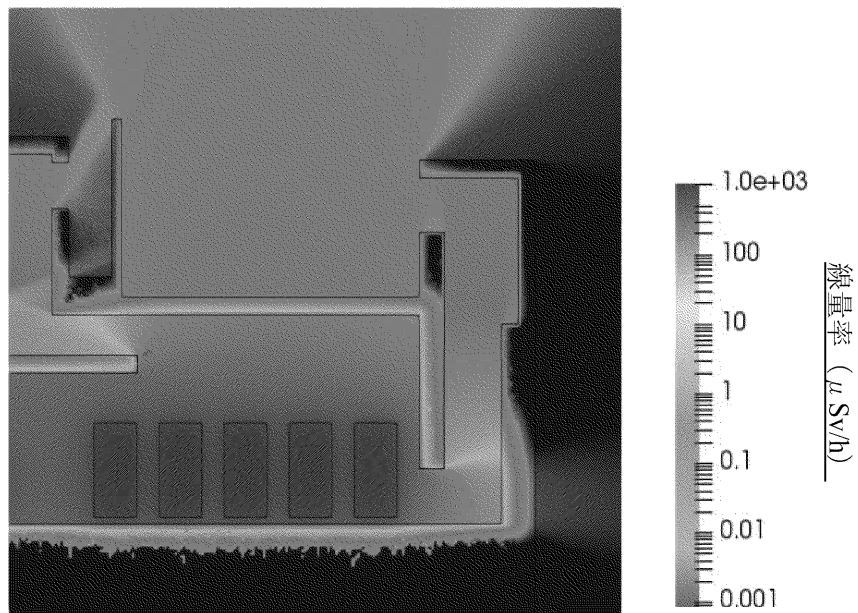
(注1) 開口部の最大線量率となるメッシュの値

(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。

[ ] : 防護上の観点から公開できません。



第 4-2 図 建屋内の線量率分布（中性子）（1 / 2）



第 4-2 図 建屋内の線量率分布（ガンマ線）（2 / 2）

#### 4.4 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。

## 5. 遮へい機能に係る線量評価の主な評価条件及び設定の考え方

使用済燃料乾式貯蔵施設の遮へい機能に係る線量を評価するに当たって、解析条件として設定する線源、遮へい及び評価点については、主に以下の項目がある。

(線源)

- ① 線源配置
- ② 線源強度
- ③ スペクトル

(遮へい)

- ④ 遮へい厚さ
- ⑤ 遮へい形状
- ⑥ 周辺環境（地形）
- ⑦ 乾式キャスクの自己遮へい効果
- ⑧ 乾式キャスクの相互遮へい効果

(評価点)

- ⑨ 評価点までの距離
- ⑩ 評価点の標高

評価条件の設定については、不確実さを考慮した条件設定として、貯蔵基数及び配置等の影響が非保守的にならないように解析条件で包絡するように適切に設定している。（第5-1表参照）

第5-1表 主な評価条件（1／3）

（線源）

	実機条件	評価条件	評価条件設定の考え方
①線源配置	<p>乾式キヤスク（φ260cm×H520cm）を以下のとおり配置</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最大40基</li> <li>・3.8mピッチ</li> </ul> <p>4区画に貯蔵</p>	<p>【直接線】 円筒線源（φ260cm×H520cm）を以下のとおり配置</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最大40基</li> <li>・3.8mピッチ</li> </ul> <p>【スカイイン線、中性子】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・40基</li> <li>・建屋中心</li> <li>・乾式キヤスク上端</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実機条件を包絡するように設定。</li> <li>・解析コードの制約上、点線源を建屋中心に設定。</li> <li>・保守的な評価結果となるよう、建屋中心及びビヤスク上端位置に点線源を設定。</li> </ul>
②線源強度	<p>乾式キヤスクの型式や収納する燃料集合体により異なる</p>	<p>乾式キヤスク表面1m離れた位置の線量が100μSv/hとなるように規格化</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「原子力発電所敷地内での輸送・貯蔵兼用乾式キヤスク」による使用済燃料の貯蔵に関する審査ガイド」に基づき設定。</li> <li>・実機は、乾式キヤスクの型式によって、表面部位ごとに線量当量率に占めるガンマ線と中性子の内訳が異なる。</li> </ul>
③スペクトル	<p>設計スペクトル</p>	<p>包絡スペクトル</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「原子力発電所敷地内での輸送・貯蔵兼用乾式キヤスク」による使用済燃料の貯蔵に関する審査ガイド」に基づき設定。</li> <li>・乾式キヤスクの型式や表面部位ごとに線量当量率に占めるガンマ線と中性子の内訳が異なり、スペクトルを一義的に決定することが困難であるため、設計スペクトルを包絡するよう線源スペクトルを設定。</li> </ul>

第5-1表 主な評価条件 (2 / 3)


(遮へい)


	実機条件	評価条件	評価条件設定の考え方
④ 遮へい厚さ	<p>壁厚: (Wall thickness) 天井厚: (Ceiling thickness) のコンクリート</p>	<p>壁厚: (Wall thickness) 天井厚: (Ceiling thickness) のコンクリート (施工誤差 - 5 mm を考慮)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>最も遮蔽厚の薄い部分で代表して設定。</li> <li>施工誤差は日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説 JASS5N に基づき設定。</li> </ul>
⑤ 遮へい形状	直方体 (長手・短手方向あり)	<p>【直接線】 評価点方向に存在する遮へい (コンクリート壁) をモデル化</p> <p>【スカイシャイン線、中性子】 建屋長手方向の距離を半径とし た円筒形</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>遮へいを透過する成分が実機条件と同様になるよう設定。</li> <li>建屋天井面を透過し散乱する成分を全て含むことができれば、実機条件より保守的な設定。</li> </ul>
⑥ 周辺環境 (地形)	考慮 (土壌等による遮へいあり)	未考慮 (土壌による遮へいなし)	<ul style="list-style-type: none"> <li>乾式貯蔵施設外の地形が変わることを考慮し、土壌による遮へい効果を考慮せず。</li> </ul>
⑦ 自己遮へい効果	考慮	同左	<ul style="list-style-type: none"> <li>自己遮へい効果を考慮した評価値として、線源強度が 1 m 地点にて 100 <math>\mu</math> Sv/h で規格化。</li> </ul>
⑧ 相互遮へい効果	考慮	未考慮	<ul style="list-style-type: none"> <li>乾式キャスクの型式、貯蔵基数、配置位置、評価点の標高・方位、放射線の種類 (ガンマ線・中性子)、放射線の経路 (直接線・スカイシャイン線) 等により、乾式キャスクの相互遮へい効果は異なる。</li> <li>配置基数、配置位置等の運用の不確かさを考慮し、キャスク相互遮へい効果を考慮せず。</li> </ul>

: 防護上の観点又は機密に係る事項  
であるため、公開できません。

第5-1表 主な評価条件 (3 / 3)

(評価点)

	実機条件	評価条件	評価条件設定の考え方
⑨評価点までの距離		450m	<ul style="list-style-type: none"> <li>保守的な結果となるよう、計測された距離を丸めて設定。</li> </ul>
⑩評価点の標高差	線源と評価点の標高(EL.+3m)が異なる。	<p>【直接線】 線源と評価点と同じ高さに配置されたものとして評価</p> <p>【スカイシャイン線、中性子】 線源と評価点の高低差(EL.+3m)を考慮</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>評価点を線源中心と同じ高さに設定。</li> <li>今回の評価において、線源と評価点の高低差を考慮したとしても、評価距離、遮へい内透過距離の相違は小さいことから評価結果に対する影響は小さい。</li> <li>実態に即した高低差を考慮し、設定。</li> </ul>

:防護上の観点から公開できません。

## 6. 乾式キャスク線源配置の感度について

使用済燃料乾式貯蔵施設からの線量評価結果は、すべてガンマ線とした場合の評価が代表評価値となるため、ここではガンマ線のスカイシャイン線評価における評価条件「線源配置」において、点線源の高さ方向や水平方向の感度について確認した。

### 6.1 点線源の高さ方向における感度解析（第 6-1 図）

スカイシャイン線評価における申請書評価の条件では、「点線源の高さ」について、乾式キャスク 40 基分の点線源を建屋中心位置に乾式キャスク上端で設定しているが、感度を確認するため、40 基分の点線源を乾式キャスク中心位置に配置した場合、乾式キャスク下端位置に配置した場合についてそれぞれ評価した。

○申請書評価：乾式キャスク上端

○感度解析①：乾式キャスク中心

○感度解析②：乾式キャスク下端

その他評価条件は、申請書評価と同様。

### 6.2 点線源の水平方向における感度解析（第 6-2 図）

スカイシャイン線評価における申請書評価の条件では、「点線源の水平方向の配置」について、乾式キャスク 40 基分の点線源を建屋中心位置に設定しているが、感度を確認するため、40 基分の点線源を貯蔵エリア内に分散配置した場合について評価した。また、貯蔵エリアでは、乾式キャスクを 4 基×10 基で配置予定であり、線量評価点の位置（方位）により影響程度が異なるため、建屋短手／長手方向について、それぞれ評価する。

○現行評価：建屋中心に点線源を40基分配置

○感度解析③：40基の点線源を分散配置（評価点：短手方向）

○感度解析④：40基の点線源を分散配置（評価点：長手方向）

評価条件について、建屋形状を矩形（申請書評価は円筒形）としているが、その他評価条件は、申請書評価と同様。

### 6.3 評価結果

高さ方向の感度解析結果を第 6-1 表に、水平方向の感度解析結果を第 6-2 表に示す。

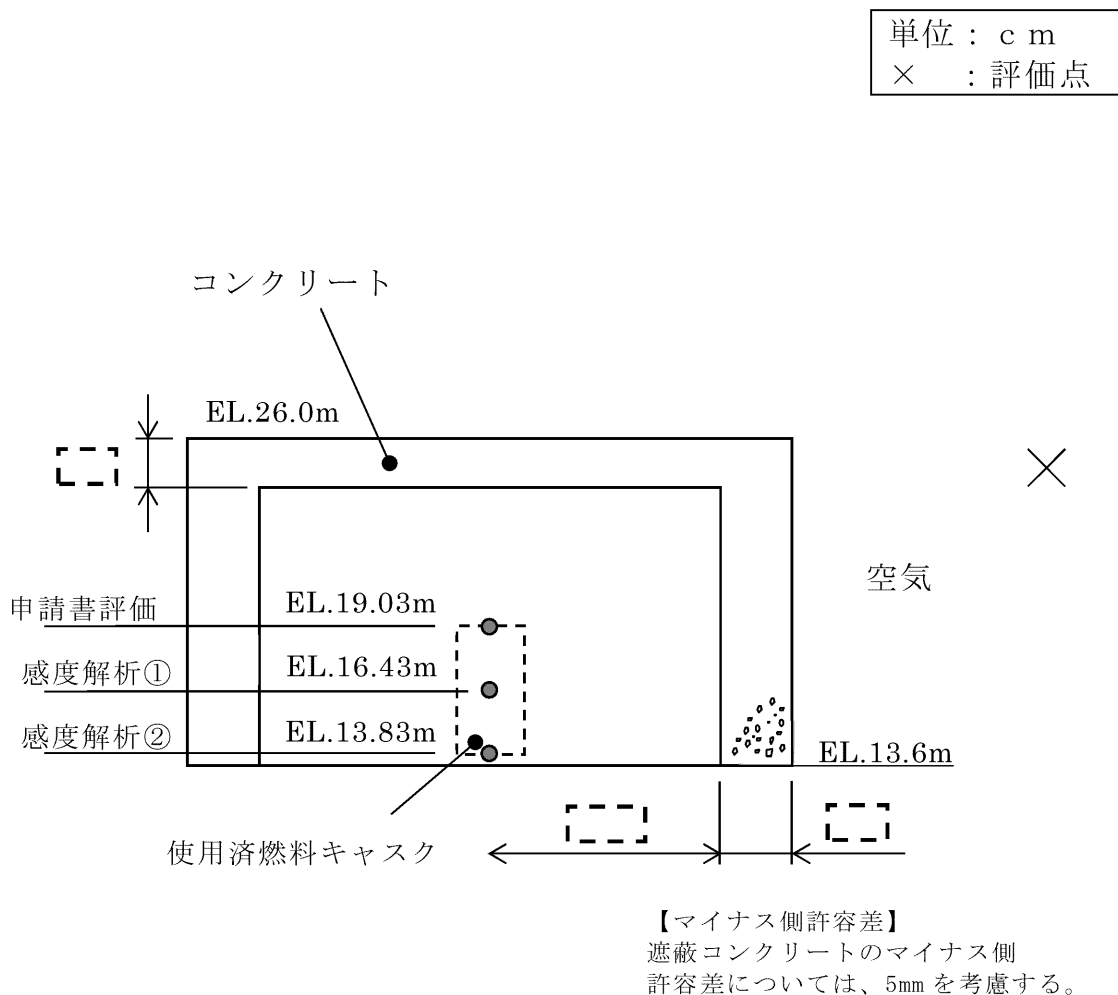
スカイシャイン線評価における点線源の高さ方向（乾式キャスク中心／下端）の感度は現行評価（乾式キャスク上端）の約 0.97 倍となり、水平方



向（実機と同じ 40 基配置）の感度は現行評価（建屋中心に 40 基）の約 0.75～0.80 倍となっている。

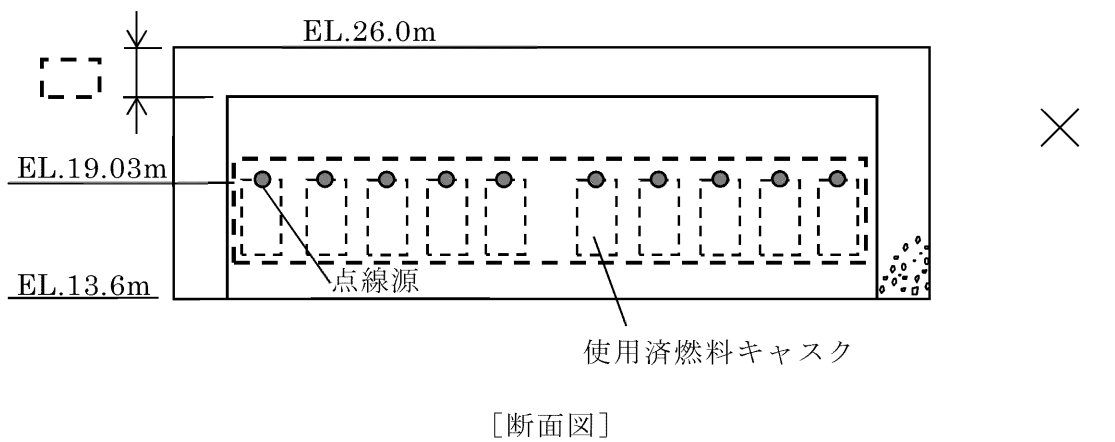
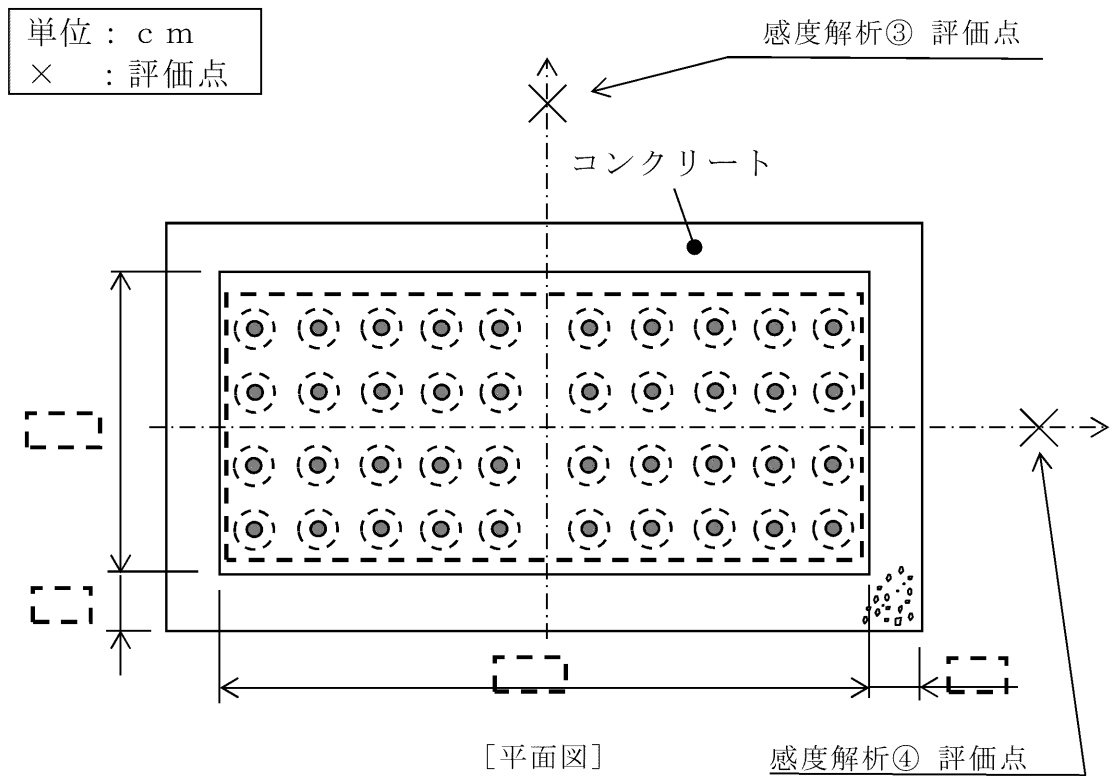
#### 6.4 まとめ

スカイシャイン線の線源配置にあたっては、建屋中心の乾式キャスク上端に乾式キャスク 40 基分の点線源を設定しているが、点線源の高さ方向や水平方向の感度は小さく、現行の評価条件が過度な保守性を有するものではないことを確認した。



第6-1図 点線源分散モデル（高さ方向）

┌───┐: 防護上の観点又は機密に係る事項  
であるため、公開できません。



【マイナス側許容差】  
遮蔽コンクリートのマイナス側許容差については、5mmを考慮する。

【放出角の設定】



第6-2図 点線源分散モデル（水平方向）

---: 防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。

第6-1表 点線源分散（高さ方向）比較

点線源位置	現行評価： 乾式キャスク上端	感度解析①： 乾式キャスク中心	感度解析②： 乾式キャスク下端
年間線量 [ $\mu$ Sv/y]	$2.71 \times 10^{-3}$	$2.62 \times 10^{-3}$	$2.62 \times 10^{-3}$
比率	1	0.97	0.97

第6-2表 点線源分散（水平方向）比較

項目	現行評価： 建屋中心に点線源 を40基分	40基の点線源を分散配置	
		感度解析③： 短手方向	感度解析④： 長手方向
年間線量 [ $\mu$ Sv/y]	$2.71 \times 10^{-3}$	$2.02 \times 10^{-3}$	$2.16 \times 10^{-3}$
比率	1	0.75	0.80

## 30 条

放射線からの放射線業務従事者の防護

<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. 放射線からの放射線業務従事者の防護

(別添資料)

放射線からの放射線業務従事者の防護について

(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、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。

#### a. 設計基準対象施設

#### (y) 放射線からの放射線業務従事者の防護

設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減でき、放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができる設計とする。

発電用原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設け、放射線管理に必要な情報を中央制御室及びその他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に係るものに限る。）を設ける設計とする。

#### 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

#### (2) 管理区域及び周辺監視区域の設定

#### (i) 管理区域

炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の

放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「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。）に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域は、すべて管理区域とする。

実際には、部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜をも考慮して原子炉格納容器、原子炉周辺建屋の大部分、原子炉補助建屋の大部分、燃料取替用水タンク建屋、固体廃棄物貯蔵庫、廃棄物処理建屋、焼却炉建屋、雑固体熔融処理建屋の大部分、使用済燃料乾式貯蔵建屋の大部分等を管理区域とする。

なお、管理区域外において一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管理区域とする。

## (2) 安全設計方針

### 1. 安全設計

#### 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、設計に当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

(放射線からの放射線業務従事者の防護)

第三十条 設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要

がある場合には、次に掲げるものでなければならない。

- 一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。
- 2 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。
- 3 放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

##### 1 について

- 一 使用済燃料乾式貯蔵施設は、放射線業務従事者の受ける放射線量を低減できるよう、遮へい、使用済燃料乾式貯蔵容器の配置等放射線防護上の措置を講じた設計とする。

##### 2 について

使用済燃料乾式貯蔵施設には、放射線管理区域を設定し、使用済燃料乾式貯蔵施設への放射線業務従事者等の出入管理には、既設の出入管理設備を使用する設計とする。また、放射線業務従事者等の個人被ばく管理のため、個人管理関係設備（蛍光ガラス線量計、警報付きポケット線量計等）を設ける。



### 3 について

使用済燃料乾式貯蔵施設は、放射線管理区域を設定し、放射線業務従事者が立ち入る場所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータによる外部放射線に係る線量当量率及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を行うとともに、作業場所の入口付近等に線量当量率等の必要な情報を表示する。

#### 1.2 気象等

該当なし

#### 1.3 設備等

##### 8.1 放射線管理設備

##### 8.1.1 通常運転時等

##### 8.1.1.1 概要

放射線管理設備は、敷地周辺の一般公衆の放射線被ばくが十分低く保たれていることを監視するとともに、発電所従業員等を本発電所に起因する放射線被ばくから防護するために従業員等の放射線被ばくを十分に監視及び管理するためのもので、放射線管理関係設備、放射線監視設備、放射線計測器の校正設備及び放射線防護設備よりなる。

##### 8.1.1.2 設計方針

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の放射線被ばくが十分低く保たれていることを監視するため、次の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける。

- (1) 放射線業務従事者等、管理区域内に立入る者及び物品の搬出入に対して、出入管理、汚染管理及び各個人の被ばく管理ができる設計とする。
- (2) 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、異常な放射性物質の放出、発電所内外の外部放射線量率、放射性物質の濃度等を測定及び監視できる設計とする。
- (3) 万一の事故に備えて、必要な放射線計測器及び防護作業器材を備える。
- (4) 中央制御室及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に必要な情報の通報が可能である設計とする。
- (5) 放射線監視設備は、測定対象核種、測定下限濃度、測定頻度、試料採取方法等を適切に定め管理すること等で、通常運転時、発電所外へ放出される放射性物質の放射エネルギーを監視できる設計とする。

なお、放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に適合する設計とする。

- (6) 設計基準事故時に監視が必要な放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線

計測に関する審査指針」に適合する設計とする。

- (7) モニタリングステーション及びモニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）までのデータ伝送系は、有線及び無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室で監視及び、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。
- (8) 放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

#### 8.1.1.3 主要設備

- (1) 放射線管理関係設備

出入管理、汚染管理、化学分析、放射性物質の濃度の測定等のため、次の設備を設ける。

a. 出入管理設備

管理区域内への立入りは、出入管理室（3号及び4号炉共用）を通る設計とし、ここで人員の出入管理を行う。また、物品の搬出入についても出入管理室を通る設計とする。ただし、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋、廃棄物処理建屋等の機器搬入口に臨時の出入管理設備を設けて出入管理を行う。

雑固体溶融処理建屋の管理区域への立入りについては、雑固体溶融処理建屋の出入管理室（1号、2号、3号及び4号炉共用）を通る設計とし、ここで出入管理を行う。

また、放射線管理に必要な各種サーベイメータ等を備える。

b. 汚染管理設備

人の退出及び物品の搬出に伴う汚染の管理を行うために汚染管理設備（3号及び4号炉共用）を設ける。これには更衣室、シャワ室、手洗い場、退出モニタ、汚染衣類の洗たく室及び機器除染室がある。

また、雑固体溶融処理建屋の汚染管理設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）には、更衣室、シャワ室及び退出モニタを備える。

c. 試料分析関係設備

1次冷却設備、放射性廃棄物廃棄施設、その他各設備からの試料及び環境試料の一般化学分析及び放射化学分析並びに放射能測定を行うために次のようなものを設ける。

(a) 原子炉系試料採取室（3号及び4号炉共用）

各種系統からの試料をこの室で採取する。試料採取設備の詳細については、6.5 試料採取設備に述べるが、当室内にある主な設備は、サンプル冷却器、サンプル取扱設備、サンプルフード等である。

(b) 放射化学室

管理区域内の液体及び気体試料の分析を行うため放射化学室（3号及び4号炉共用）を設ける。

(c) 放射能測定室

各種系統及び作業環境の放射性物質濃度等を測定するために放射能測定室（3号及び4号炉共用）を設ける。

また、雑固体溶融処理建屋に専用の測定室（1号、2号、3号及び4号炉共用）を設け、放射性試料の放射能を測定する。

(d) 環境放射能測定室

海水、海洋生物、土壌、陸上生物等の環境試料中の放射性物質の濃度を測定するため、環境放射能測定室（1号、2号、3号及び4号炉共用）を設ける。

当室内にある主な設備は、試料放射能測定装置、化学分析装置等である。

(e) 校正線源室

サーベイメータ、エリアモニタ等の放射線測定器の校正及び校正用密封線源の保管をするために校正線源室（1号、2号、3号及び4号炉共用）を設ける。

当室内にある主な設備としては、サーベイメータ校正台、個人被ばく測定器照射台、標準照射線量計、校正用密封線

源、線源貯蔵庫、パルス発生器、シンクロスコープ等がある。

d. 個人管理関係設備（3号及び4号炉共用）

発電所従業員等の被ばく管理のために警報付きポケット線量計、蛍光ガラス線量計、ホールボディカウンタ等を備える。

(2) 放射線監視設備

b. エリアモニタリング設備

中央制御室及び管理区域内の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率を連続的に測定するため、エリアモニタを設ける。

この設備は、中央制御室で記録、指示するとともに設定値を超えた時は、現場及び中央制御室に警報を発する。検出器には、半導体又は電離箱を使用する。

エリアモニタを設ける区域は、次のとおりである。

- (a) 中央制御室（3号及び4号炉共用）
- (b) ドラム詰室（3号及び4号炉共用）
- (c) 放射化学室（3号及び4号炉共用）
- (d) 充てんポンプ室
- (e) 使用済燃料ピット付近
- (f) 原子炉系試料採取室（3号及び4号炉共用）
- (g) 原子炉格納容器内（エアロック付近）
- (h) 原子炉格納容器内（炉内核計装付近）
- (i) 廃棄物処理建屋内（3号及び4号炉共用）
- (j) 雑固体溶融処理建屋内（3号及び4号炉共用）

なお、燃料取扱い中の原子炉格納容器内（運転操作床面付近）及び保守中の機器室の付近には可搬式エリアモニタ装置を必要に応じて設ける。

さらに、設計基準事故時において十分な測定範囲を有する格納容器エリアモニタを設ける。

d. 放射線サーベイ設備（3、4号炉共用）

所内外の必要箇所、とくに管理区域内で従業員が頻繁に立入る箇所及び原子炉安全運転上必要な箇所については、外部放射線量率、空気中及び水中の放射性物質の濃度並びに表面汚染密度のうち、必要なものを定期的に測定監視する。

測定は、外部放射線量率については携帯用の各種サーベイメータにより、空気中及び水中の放射性物質濃度についてはサンプリングによる放射能測定により、また、表面汚染密度についてはサーベイメータ又はスミヤ法による放射能測定によって行う。

(3) 放射線防護設備（3、4号炉共用）

放射線防護並びに救助活動に必要な資材として、防護衣、呼吸器、防護マスク、無線機等の防護用機器を備える。また、鉛遮へいブロック等の遮へい用器材及び汚染除去器材を備える。

## 8.2 換気空調設備

### 8.2.1 換気設備

#### 8.2.1.1 概要

換気空調設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡

変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に発電所従業員等に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質を除去低減するもので、格納容器換気空調設備、補助建屋換気空調設備等で構成する。アニュラス空気浄化設備及び安全補機室空気浄化設備は、工学的安全施設の一部として、9.3 アニュラス空気浄化設備及び9.4 安全補機室空気浄化設備の節に述べているので、ここでは省略する。

#### 8.2.1.2 設計方針

- (1) 換気空調設備は、管理区域内、管理区域外の別により、また、それぞれの区域内でも機能の別により系統を分ける。
- (2) 換気は清浄区域に新鮮な空気を供給して、放射能レベルの高い区域に向って流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。
- (3) 各換気系統は、その容量が区域及び部屋の必要な換気並びに除熱を十分に行えるようにする。なお、換気回数は、原子炉格納容器は1.5回/h、原子炉補助建屋等は2回/h以上とする。
- (4) 各換気空調設備のフィルタは、点検及び交換ができるように設計する。
- (5) よう素フィルタには、温度感知設備を設ける。
- (6) 中央制御室空調装置は、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素フィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員等を過度の放射線被ばくから防護するように設計する。
- (7) 重要度が特に高い安全機能を有する換気空調設備においては、単一故障を仮定してもその安全機能を失うことのないよう



原則として多重性を備える設計とする。

- (8) 火災の延焼防止が必要な換気ダクトには防火ダンパを設置する。

#### 8.2.1.4 主要設備

##### (1) 格納容器換気空調設備

格納容器換気空調設備は、格納容器空調装置、格納容器再循環装置、格納容器空気浄化装置、制御棒駆動装置冷却装置、原子炉容器室冷却装置、蒸気発生器室冷却装置、加圧器室冷却装置、格納容器減圧装置等で構成する。系統の概略を第8.2.1図に、主要設備の仕様を第8.2.1表に示す。

##### a. 格納容器空調装置

原子炉停止中、従業員等が原子炉格納容器内に立入る場合の換気を行うために、格納容器空調装置を設ける。

格納容器空調装置は、格納容器給気系統及び格納容器排気系統で構成する。

なお、格納容器空調装置は、アニュラス部の通常換気にも使用する。

##### (a) 格納容器給気系統

原子炉格納容器内及びアニュラス部に新鮮な外気を供給するために、格納容器給気ユニット及び格納容器給気ファンを設ける。

格納容器給気ユニットには、冬季の原子炉停止時に原子炉格納容器内の平均温度を10℃以上に保つ

ために、給気を暖める蒸気加熱コイルを内蔵し、補助蒸気で加熱する。

空気供給ダクトの格納容器貫通部には、無漏えい型のバタフライ弁（隔離弁）を直列に2個設ける。原子炉運転中、この弁は全閉して原子炉格納容器内空気の外部への漏出を防ぐ。

(b) 格納容器排気系統

原子炉格納容器内及びアニュラス部の空気の排出のために、格納容器排気ファンと微粒子フィルタを内蔵した格納容器排気フィルタユニットを設ける。

排気ダクトの格納容器貫通部には、無漏えい型のバタフライ弁（隔離弁）を直列に2個設ける。原子炉運転中、この弁は全閉して、原子炉格納容器内空気の外部への漏出を防ぐ。

格納容器排気ファンを出た排気は、排気筒へ導く。

b. 格納容器再循環装置

原子炉運転中、原子炉格納容器内の機器及び配管類からの放散熱を除去し、原子炉格納容器内の平均温度を49℃以下に保つための装置であり、粗フィルタ及び冷却コイルを内蔵した格納容器再循環ユニットと格納容器再循環ファンを設ける。また、原子炉格納容器ドーム部の空気を混合し冷却するために、格納容器再循環装置を通過した冷却空気を供給するドーム部給気ファンを設ける。

c. 格納容器空気浄化装置

原子炉運転中、従業員等が原子炉格納容器内に立入る場合、原子炉格納容器内の空気を浄化し、放射性物質を除去低減させる設備であり微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した格納容器空気浄化フィルタユニットと格納容器空気浄化ファンを設ける。

d. 制御棒駆動装置冷却装置

制御棒駆動装置から発生する熱を除去するために、制御棒駆動装置冷却ユニット及び制御棒駆動装置冷却ファンを設ける。吸引した空気は粗フィルタを通し冷却コイルで冷却する。

e. 原子炉容器室冷却装置

原子炉容器室冷却装置は、原子炉容器の放散熱を除去するとともに、原子炉容器支持構造物を冷却して原子炉容器の熱がコンクリート部に伝わるのを制限する。また、炉外核計装装置も冷却する。

原子炉容器室冷却ファンは、格納容器再循環装置を通過した冷却空気を原子炉容器下部に給気する。

f. 蒸気発生器室冷却装置及び加圧器室冷却装置

蒸気発生器室冷却装置は、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ及び1次冷却材管の放散熱を、加圧器室冷却装置は、加圧器の放散熱を除去するとともに、それぞれの支持構造物を冷却して機器及び配管の熱がコンクリート部に伝わるのを制限する。

蒸気発生器室給気ファン及び加圧器室給気ファン

は、格納容器再循環装置を通過した冷却空気を蒸気発生器室、加圧器室にそれぞれ給気する。

g. 格納容器減圧装置

格納容器減圧装置は、配管、弁及び排気フィルタユニットで構成し、原子炉格納容器圧力が一定圧に上昇した際に開弁し、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを通して排気筒に導くことにより、原子炉格納容器圧力を下げる。また、本装置は1次冷却材喪失事故後の原子炉格納容器内の水素濃度の制御に使用する。

(2) 補助建屋換気空調設備

補助建屋換気空調設備は、補助建屋空調装置、燃料取扱棟空調装置、試料採取室空調装置、出入管理室空調装置、中央制御室空調装置等で構成する。

補助建屋換気空調設備系統の概略を第8.2.2(1)図から第8.2.6図に主要設備の仕様を第8.2.2表に示す。

a. 補助建屋空調装置

補助建屋空調装置は、補助建屋給気系統、補助建屋排気系統及び補助建屋非管理区域排気系統で構成する。

(a) 補助建屋給気系統

3号炉補助建屋給気系統には、原子炉補助建屋及び原子炉周辺棟内等に外気を供給するために、補助建屋給気ユニット及び補助建屋給気ファンを設ける。また、4号炉補助建屋給気系統には、原

子炉補助建屋、原子炉補助棟、原子炉周辺棟及び燃料取扱棟内等に外気を供給するために、補助建屋給気ユニット及び補助建屋給気ファンを設ける。

補助建屋給気ユニットは、冬季に原子炉補助建屋内等の平均温度を10℃以上に保つために、給気を暖める蒸気加熱コイルを内蔵し、補助蒸気で加熱する。

(b) 補助建屋排気系統

3号炉補助建屋排気系統には、非管理区域を除く、一般補機室、安全補機室等からの排気を集合して、排気筒へ導くため補助建屋排気ファンを設ける。また、4号炉補助建屋排気系統には、非管理区域を除く一般補機室、安全補機室、燃料取扱棟等からの排気を集合して排気筒へ導くため、補助建屋排気ファンを設ける。排気系統には微粒子フィルタを内蔵した補助建屋排気フィルタユニットを設け、排気中の微粒子を除去する。

なお、安全補機室の排気系統は、事故時に安全補機室空気浄化設備に自動的に切替える。

(c) 非管理区域排気系統

非管理区域からの排気を大気へ放出するために非管理区域排気ファンを設ける。

b. 燃料取扱棟空調装置（3号炉のみ設置）

燃料取扱棟空調装置は、燃料取扱棟給気系統及び燃料取扱棟排気系統で構成する。

(a) 燃料取扱棟給気系統

燃料取扱棟に新鮮な外気を供給するために、燃料取扱棟給気ユニット及び燃料取扱棟給気ファンを設ける。

燃料取扱棟給気ユニットは、冬季に室内の平均温度を10℃以上に保つために、給気を暖める蒸気加熱コイルを内蔵し、補助蒸気で加熱する。

(b) 燃料取扱棟排気系統

燃料取扱棟からの排気を排気筒に導くため、燃料取扱棟排気ファンを設ける。

排気系統には、粗フィルタ及び微粒子フィルタを内蔵した燃料取扱棟排気フィルタユニットを設け、排気中の微粒子を除去する。

c. 試料採取室空調装置（3、4号炉共用）

試料採取室空調装置は試料採取室給気系統及び試料採取室排気系統で構成する。

(a) 試料採取室給気系統

試料採取室の換気及び冷暖房のために、冷却コイル及び蒸気加熱コイルを内蔵した試料採取室給気ユニット、試料採取室給気ファン及び試料採取室加熱コイルを設ける。

(b) 試料採取室排気系統

試料採取室排気中の放射性物質を除去するために、粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した試料採取室排気フィルタユニット

及び試料採取室排気ファンを設ける。また、復水器真空ポンプの排気の放射能レベルが設定値に達した場合、試料採取室排気系に導くように設計する。

d. 出入管理室空調装置（3、4号炉共用）

出入管理室空調装置は出入管理室給気系統及び出入管理室排気系統で構成する。

(a) 出入管理室給気系統

出入管理室の換気及び冷暖房のために、冷却コイル及び蒸気加熱コイルを内蔵した出入管理室給気ユニット、出入管理室給気ファン及び出入管理室加熱コイルを設ける。

(b) 出入管理室排気系統

出入管理室からの排気を排気筒に導くため、出入管理室排気ファンを設ける。

排気系統には粗フィルタ及び微粒子フィルタを内蔵した出入管理室排気フィルタユニットを設け、排気中の微粒子を除去する。

e. 中央制御室空調装置（3号及び4号炉共用、既設）

(a) 通常運転時等

中央制御室等の換気及び冷暖房は、冷却コイルを内蔵した中央制御室空調ユニット、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット、中央制御室非常用循環ファン等から構成する中央制御室空調装置により行う。

中央制御室空調装置には、通常のラインの他、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、事故時には外部との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対し、中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることが可能な設計とする。

中央制御室空調装置は、各号炉独立に設置し、片系列単独で中央制御室遮へいとあいまって中央制御室の居住性を維持できる設計とする。また、共用により更なる多重性を持ち、単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニットを含め、安全性が向上する設計とする。

中央制御室空調装置の系統の概略を第 8.2.6 図に、また、設備仕様の概略を第 8.2.2 表に示す。

#### (4) その他の換気空調設備

##### b. 雑固体溶融処理建屋空調装置（3号及び4号炉共用）

雑固体溶融処理建屋空調装置は、雑固体溶融処理建屋給気



系統及び雑固体溶融処理建屋排気系統で構成する。

系統の概略を第8.2.8図に、設備仕様の概略を第8.2.4表に示す。

(a) 雑固体溶融処理建屋給気系統

雑固体溶融処理建屋の換気及び空調のため、雑固体溶融処理建屋給気ユニット及び雑固体溶融処理建屋給気ファンを設ける。

(b) 雑固体溶融処理建屋排気系統

雑固体溶融処理建屋からの排気を排気口に導くため、雑固体溶融処理建屋排気ファンを設ける。

排気系統には、微粒子フィルタを内蔵した雑固体溶融処理建屋排気フィルタユニットを設け、排気中の微粒子を除去する。

(5) 排気筒

3号炉排気筒は、原子炉格納容器外壁に沿わせて設け、格納容器排気系統、アニュラス空気浄化設備、補助建屋排気系統、安全補機室空気浄化設備、燃料取扱棟排気系統、試料採取室排気系統、出入管理室排気系統及び格納容器減圧装置からの排気を地上高さ約55mの排気口から大気に放出する。4号炉排気筒は原子炉格納容器外壁に沿わせて設け、格納容器排気系統、アニュラス空気浄化設備、補助建屋排気系統、安全補機室空気浄化設備及び格納容器減圧装置からの排気を地上高さ約55mの排気口から大気に放出する。廃棄物処理建屋排気系統からの排気は、

廃棄物処理建屋屋上の排気口から大気に放出する。  
また、雑固体溶融処理建屋排気系統からの排気は、  
雑固体溶融処理建屋屋上の排気口から大気に放出す  
る。排気中の放射能レベルは、排気筒ガスモニタ、  
廃棄物処理建屋排気ガスモニタ及び雑固体溶融処理  
建屋排気ガスモニタで連続監視する。

排気筒の設備仕様の概略を第 8.2.5 表に示す。

### 8.3 遮へい設備

#### 8.3.1 概 要

遮へい設備は、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及び放射線業務従事者等の  
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」に定められた周辺監視区域外の線量限度より十分小さくなるようにするとともに、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区域において、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  $50 \mu\text{Sv}$  を超えないような遮へい設計とする。

(2) 通常運転時、燃料取替時等において、放射線業務従事者等が受ける線量が、「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」に定められた線量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へいとする。

(3) 発電所周辺の一般公衆の受ける線量が、「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」を十分満足する遮へいとする。

また、事故時に中央制御室内の運転員等に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、運転員等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へいとする。

(4) 遮へい設計に際しては、放射線業務従事者等が立入場所において不必要な放射線被ばくを受けないように、関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、放射線業務従事者等の放射線被ばくが十分安全

に管理できるように、外部放射線に係る線量率が下記の遮へい設計基準（1）を満足するように設計する。

なお、雑固体溶融処理建屋、4－固体廃棄物貯蔵庫及び使用済燃料乾式貯蔵建屋については、下記の遮へい設計基準（2）を満足するように設計する。

遮へい設計基準（1）

区	分	外部放射線に係る設計基準	代表箇所
管理区域外	第Ⅰ区分	$\leq 0.00625\text{mSv/h}$	非管理区域
管理区域内* <sup>1</sup>	第Ⅱ区分	$\leq 0.01\text{mSv/h}$	一般通路等
	第Ⅲ区分	$\leq 0.15\text{mSv/h}$	操作用通路等
	第Ⅳ区分	$> 0.15\text{mSv/h}$	機器室等

\*1：「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」に基づき、 $1.3\text{mSv}/3\text{月}$ 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。

遮へい設計基準（2）

区	分	外部放射線に係る設計基準	代表箇所
管理区域外	第Ⅰ区分	$\leq 1.3\text{mSv}/3\text{月}$	非管理区域
管理区域内	第Ⅱ区分	$\leq 0.01\text{mSv/h}$	一般通路等
	第Ⅲ区分	$\leq 0.15\text{mSv/h}$	操作用通路等
	第Ⅳ区分	$> 0.15\text{mSv/h}$	機器室等

通常運転時の区分概略を、第8.3.1図～第8.3.9図に示す。

### 8.3.3 主要設備

#### (1) 原子炉 1 次遮へい

原子炉 1 次遮へいは、原子炉容器を直接とり囲む最小厚さ約 2.8m の鉄筋コンクリートの構造物で、通常運転時の発電用原子炉からの放射線を減衰させるとともに、原子炉停止時に 1 次冷却設備の補修が可能な程度に、発電用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、原子炉容器室冷却設備により空気で冷却する。

#### (2) 原子炉 2 次遮へい

原子炉 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とり囲む内部コンクリート壁であり、主要なものは厚さ約 1.1m の鉄筋コンクリート構造の蒸気発生器側壁である。

原子炉 2 次遮へいは、原子炉 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容器外側での放射線量率を第 I 区分に減衰させる。

#### (3) 外部遮へい

外部遮へいは、円筒部厚さ約 1.3m、ドーム部厚さ約 1.1m のプレストレストコンクリート造原子炉格納容器で、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容器外側での放射線量率を第 I 区分に減衰させる。また、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。

(4) 補助遮へい

補助遮へいは、原子炉周辺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、廃棄物処理建屋及び雑固体熔融処理建屋内の放射性廃棄物廃棄施設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、建屋内の通路を第Ⅱ区分にするとともに、原則として隣接した機器室からの放射線量率を第Ⅲ区分にし、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放射線量率が1 mSv/h以下になるように遮へいする。

(5) 燃料取扱遮へい

燃料取扱遮へいは、燃料取替時に原子炉キャビティに張る水及びチャンネル壁、使用済燃料ピットに張る水等からなり、3号炉では燃料取替時、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、4号炉では燃料取替時、燃料移送時及び使用済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12m、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8mである。更に、原子炉キャビティ又は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、燃料集合体頂部までの水深を3m以上確保する。

(6) 中央制御室遮へい

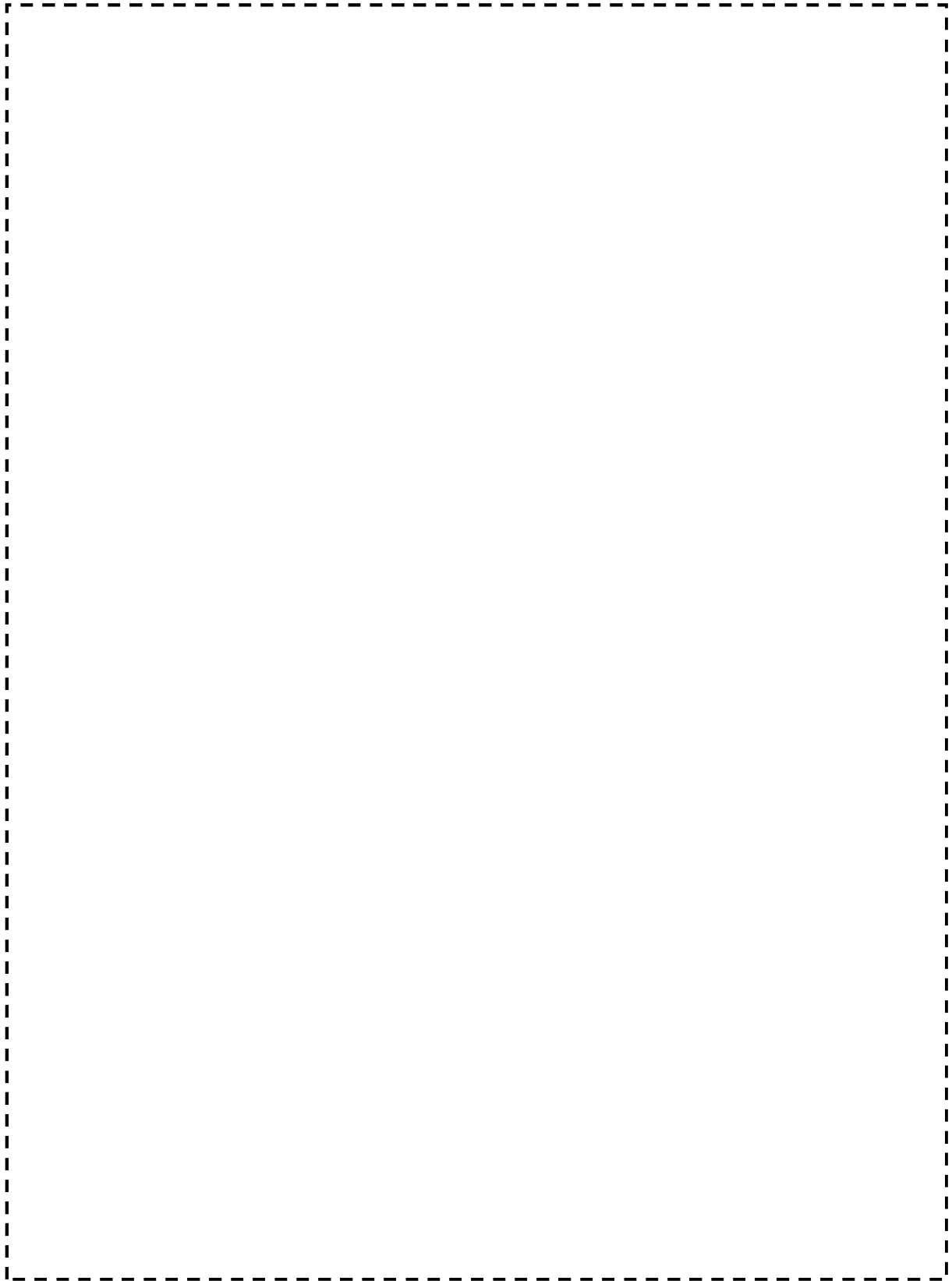
a. 通常運転時等

中央制御室遮へい（3号及び4号炉共用）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放射線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、中央制御室空調装置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を下回る遮へいとする。

(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。





第 8.3.9 図 使用済燃料乾式貯蔵建屋遮へい設計区分概略図

〔 〕: 防護上の観点から公開できません。

## 2. 放射線からの放射線業務従事者の防護

(別添資料)

放射線からの放射線業務従事者の防護について

(使用済燃料乾式貯蔵施設)

別添

放射線からの放射線業務従事者の防護について  
(使用済燃料乾式貯蔵施設)

## 目 次

1．放射線防護上の措置

2．放射線管理施設

添付 1：放射線からの放射線業務従事者の防護について（使用済燃料乾式貯蔵施設）補足説明資料

## 1. 放射線防護上の措置

### 1.1 遮へい

使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮へい設計については、関係区域への立入りの頻度、滞在時間等を考慮して管理区域を3区分に分け、各区分毎に遮へい設計基準を設けてこれらの基準に適合するよう維持管理する。具体的な基準は第1-1表に示すとおりである。また、この設計区分に基づく管理区域内の概略を第1-1図に示す。

第1-1表 遮へい設計基準

区分		外部放射線に係る設計基準	代表箇所
管理区域外	第Ⅰ区分	$\leq 1.3 \text{ mSv/3月}$	
管理区域内	第Ⅱ区分	$\leq 0.01 \text{ mSv/h}$	取扱エリア※
	第Ⅲ区分	$\leq 0.15 \text{ mSv/h}$	
	第Ⅳ区分	$> 0.15 \text{ mSv/h}$	貯蔵エリア 取扱エリア※

※通常時は線源がないため区分Ⅱ、兼用キャスクである使用済燃料乾式貯蔵容器（以下「乾式キャスク」という。）取扱時は区分Ⅳとする。

貯蔵エリアは乾式キャスクを貯蔵することで線量率が上昇する可能性があるが、当該エリアに隣接しているユーティリティエリア及び屋外は、管理区域外であり第Ⅰ区分とするため、遮蔽壁（ $\square$  cm 以上で計画）を、隣接している取扱エリアは、立ち入り頻度等を考慮して第Ⅱ区分とするため、遮蔽壁（ $\square$  cm 以上で計画）および遮蔽扉（ $\square$  cm 以上で計画）をそれぞれ設け、第Ⅰ区分及び第Ⅱ区分の遮へい設計基準である  $1.3\text{mSv/3}$  か月及び  $0.01\text{mSv/h}$  以下をそれぞれ満足するように設計する。

また、取扱エリアは乾式キャスクを取扱う際に一時的に線量率が上昇する可能性があるが、当該エリアに隣接しているユーティリティ及び屋外は、管理区域外であり第Ⅰ区分とするため、遮蔽壁（ $\square$  cm 以上で計画）を設け、第Ⅰ区分の遮へい設計基準である  $1.3\text{mSv/3}$  か月以下を満足するように設計する。

### 1.2 乾式キャスク等の配置

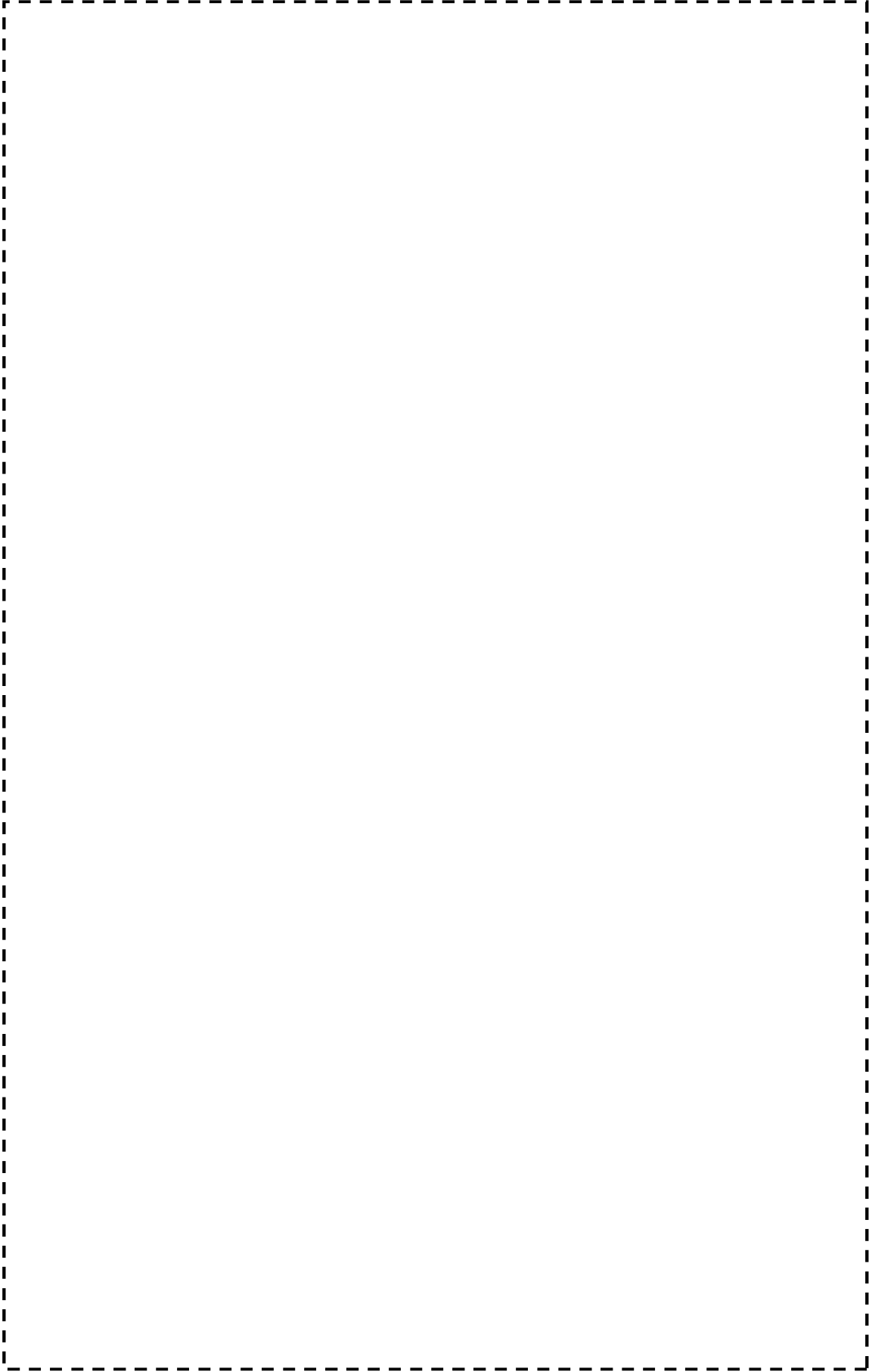
線源からの離隔のため、取扱エリアと貯蔵エリアを設け、乾式キャスクは全て貯蔵エリアに貯蔵する設計とする。また、制御盤等は管理区域外に配置する設計とする。

$\square$ : 防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。

### 1.3 その他

作業の開始前後、また作業環境が著しく変動するおそれがある場合は、放射線管理員が作業に立ち会い、作業場所の線量当量率等の作業環境を把握するとともに、被ばく低減のための作業方法等を指導する。

なお、使用済燃料乾式貯蔵建屋は汚染のおそれのない管理区域であり、また液体状の廃棄物を持ち込むことはなく、日常的に発生する排水（液体廃棄物）はない。



第1-1-1図 使用済燃料乾式貯蔵建屋遮蔽設計区分図

〔 〕：防護上の観点から公開できません。

## 2. 放射線管理施設

### 2.1 出入管理

放射線業務従事者、一時立入者の出入管理には、既設の出入管理設備を使用する設計とする。

### 2.2 線量管理

放射線業務従事者、一時立入者の個人被ばく管理のため、蛍光ガラス線量計、警報付ポケット線量計等を備える。

### 2.3 線量当量率の測定・表示

放射線業務従事者が立ち入る場所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータによる外部放射線に係る線量当量率の測定を行い、出入口付近にそれら必要な情報を表示する。

#### (1) 定期的測定

管理区域内は、人の立ち入り頻度等を考慮して、被ばく管理上重要な項目について測定することが保安規定において定められている。使用済燃料乾式貯蔵建屋では、1週間に1回、外部放射線に係る線量当量を測定する。

また、労働安全衛生法に基づき、作業環境測定のため、一ヶ月に1回、外部放射線に係る線量当量率を測定する。

エリアモニタについては、以下の理由から設置しない。

- ・乾式キャスクは、線量当量率をあらかじめ測定しており、変動は前もって把握できること
- ・制御室等のように常時作業する場所はないこと

#### (2) 必要の都度測定

貯蔵エリア、取扱エリアにおいては、乾式キャスク取扱作業等の開始前後及び作業環境が著しく変動するおそれがある場合、線量当量率を測定する。



(添付 1)

放射線からの放射線業務従事者の防護について  
(使用済燃料乾式貯蔵施設)  
補足説明資料

## 目 次

1. 遮へい設計について
2. 開口部に関する遮へい設計について
3. 管理区域の設定について
4. 評価コードの概要
5. 使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮へい設計で使用するスペクトルの保守性について

## 1. 遮へい設計について

### 1.1 遮へい設計

遮へい設計区分は、第1-1図に示すとおり、乾式キャスク貯蔵時には貯蔵エリアが第IV区分、取扱エリアが第II区分とする。また、乾式キャスク取扱時には、取扱エリアが第IV区分とする。屋外及びユーティリティエリア等は貯蔵時及び取扱時ともに第I区分とする。



第1-1図 使用済燃料乾式貯蔵建屋遮へい設計区分図

### 1.2 評価条件

#### 1.2.1 遮へい厚<sup>※1</sup>

(1) 貯蔵エリア～取扱エリア・ユーティリティエリア・屋外間の遮へい厚：

[ ] cm

(2) 取扱エリア～ユーティリティエリア（コールドロッカ室）間の遮へい

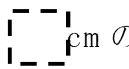
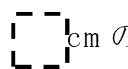
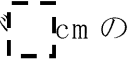
厚： [ ] cm

(3) 遮へい扉の遮蔽厚： [ ] cm

※1：各区画に面する最小の壁厚を示す。遮へい計算に用いる遮へい厚は、公称値からマイナス側許容誤差（5 mm）を引いた値とする。

[ ]：防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません

### 1.2.2 評価点

評価点は、 cm の遮へい壁表面（評価点 A、B）、 cm の遮へい壁表面（評価点 C）および  cm の遮へい扉表面（評価点 D）とする。（第 1 - 1 図参照）

### 1.2.3 線源

乾式キャスクの線源は、第 1 - 1 表のとおりとする。乾式キャスクの線源強度は、遮へい設計区分境界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 1 m 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、乾式キャスク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 1 - 1 表 線源条件

線源	基数	線源強度	スペクトル
乾式キャスク	A, B : 40 基(貯蔵エリア) C : 2 基(取扱エリア) D : 4 基(貯蔵エリア) <sup>(注 2)</sup>	容器表面 1 m 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 <sup>(注 1)</sup>

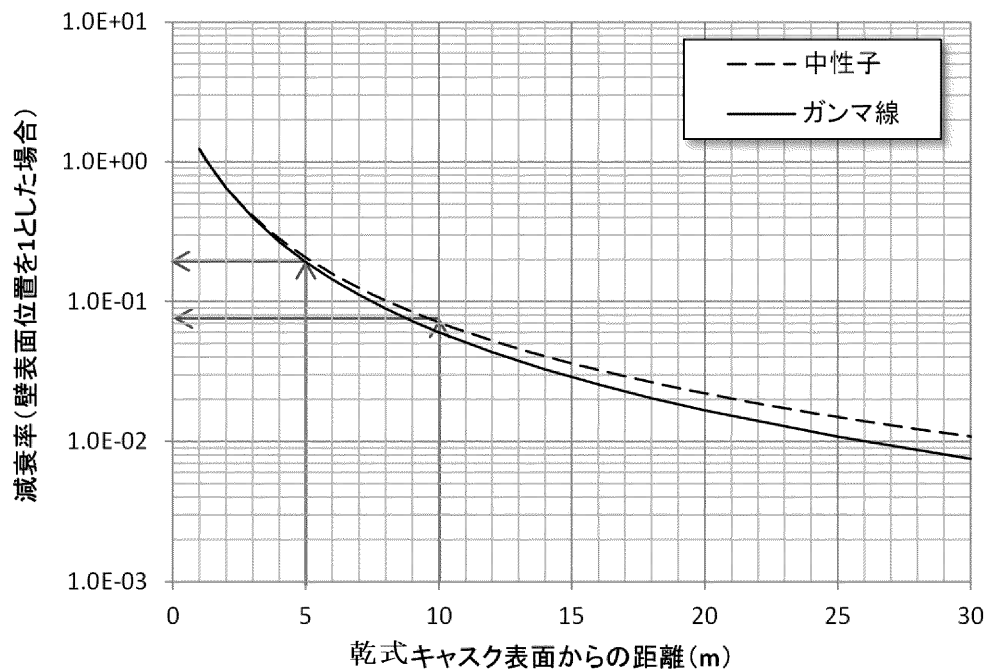
(注 1) 「使用済燃料中間貯蔵施設の直接・スカイシャイン線量の評価手法について〔金属キャスク方式〕（平成 12 年 3 月）」

(注 2) 評価点 D は、貯蔵エリアの乾式キャスクのうち、遮へい扉近傍の 4 基分を考慮する（第 1 - 1 図参照）。乾式キャスク表面からの距離を考慮すると、線量の減衰率は 5 m で約 0.2 倍、10 m で約 0.07 倍となる（第 1 - 2 図参照）。

貯蔵エリアの乾式キャスクの配置（第 1 - 1 図参照）から、5 m の減衰率が見込める乾式キャスクが 2 基、残り 38 基を 10 m の減衰率とした場合

: 防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません

も、合計で4基以下 ( $2 \text{ 基} \times 0.2 + 38 \text{ 基} \times 0.07 = 3.06$ ) となり、4基分の評価で妥当である。



第1-2図 乾式キャスク表面からの減衰率

#### 1.2.4 評価モデル

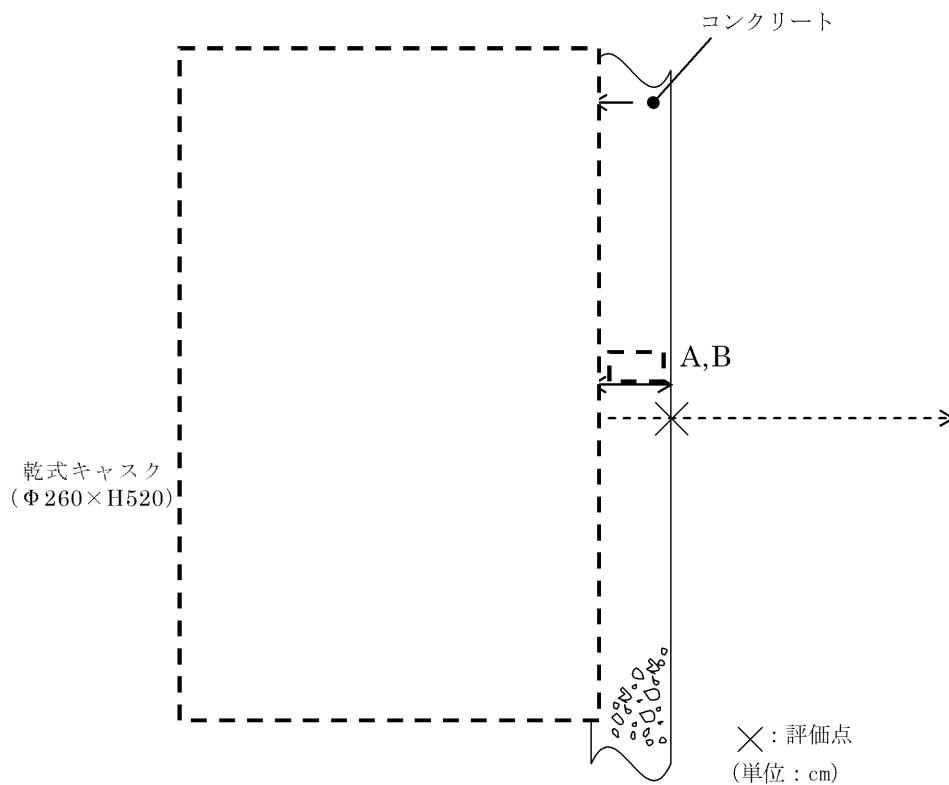
ガンマ線と中性子の両方について線量評価を行い、最終的な評価値としては、両者のうちより保守的な線量評価を採用する。

遮へい設計区分境界におけるガンマ線評価では、乾式キャスクを円筒形の線源で模擬して評価する。評価点 A 及び B における線量評価では、遮へい厚を [ ] cm、また 40 基の乾式キャスクを考慮する。評価点 C における線量評価では、遮へい厚を [ ] cm、また乾式キャスク 1 基の線量率を算出し、結果を 2 倍することで、評価点 C において寄与を考慮すべき乾式キャスク 2 基分の線量率を計算する。評価点 D における線量評価では、遮へい厚を [ ] cm、また乾式キャスク 1 基の線量率を算出し、結果を 4 倍することで、評価点 D において寄与を考慮すべき乾式キャスク 4 基分の線量率を計算する。

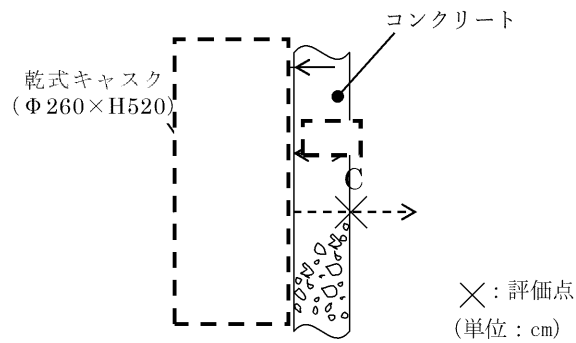
(第 1 - 3 ~ 5 図参照)

中性子評価では、乾式キャスクを球形の線源で模擬して評価する。乾式キャスク 1 基の線量率を算出し、評価点 A 及び B における線量評価では 40 倍、評価点 C における線量評価では 2 倍、評価点 D における線量評価では 4 倍し、それぞれ 40 基、2 基及び 4 基分の線量率を計算する。(第 1 - 6 ~ 8 図参照)

[ ]: 防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません

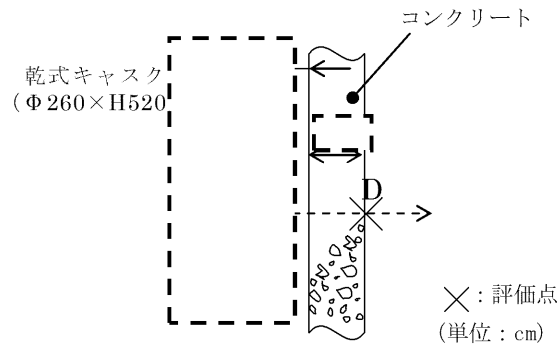


第 1 - 3 図 評価点 A 及び B におけるガンマ線評価モデル (QAD-CGGP2R コード)

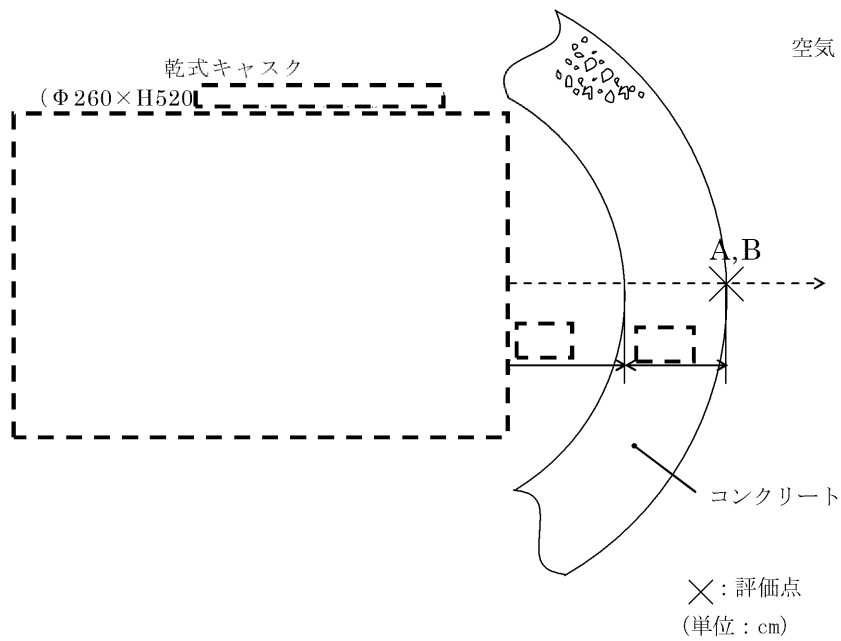


第 1 - 4 図 評価点 C におけるガンマ線評価モデル (QAD-CGGP2R コード)

[ ]: 防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません



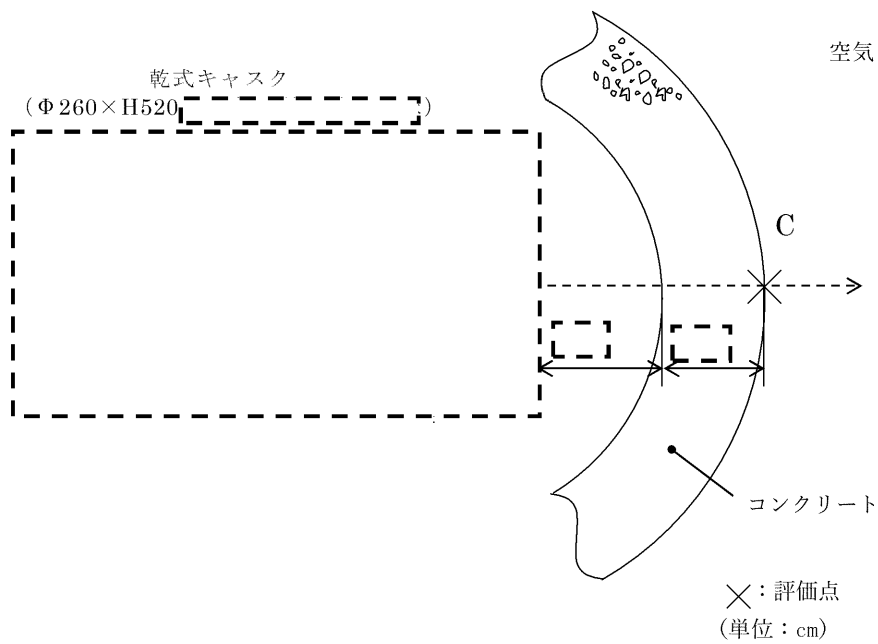
第 1 - 5 図 評価点 D におけるガンマ線評価モデル (QAD-CGGP2R コード)



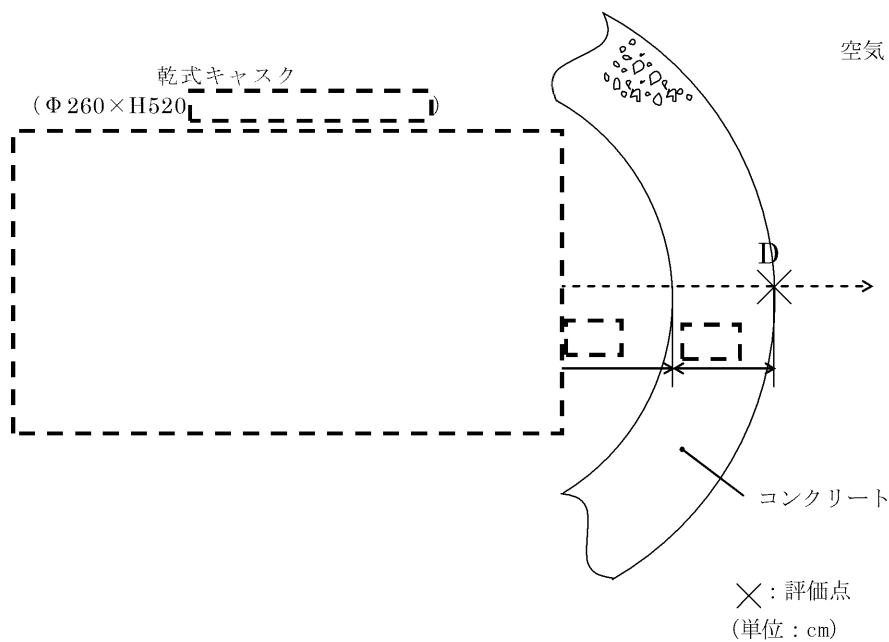
第 1 - 6 図 評価点 A 及び B における中性子評価モデル (ANISN コード)

[ ]: 防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません





第1-7図 評価点Cにおける中性子評価モデル (ANISNコード)



第1-8図 評価点Dにおける中性子評価モデル (ANISNコード)

[ ]: 商業機密に係る事項であるため、公開できません。

### 1.3 評価結果

評価点 A～D での実効線量率の評価結果を第 1－2 表に示す。評価の結果、第 I 区分及び第 II 区分の遮へい設計基準である 1.3mSv/3 月、0.01mSv/h を十分満たしている。なお、第 I 区分の遮へい設計基準については、周辺での作業者等の滞在時間（3 月で 500 時間）を考慮し管理区域外の遮へい設計基準を 2.6  $\mu$  Sv/h 以下とした。

第 1－2 表 評価結果

評価点	壁外線量率 ( $\mu$ Sv/h)		遮へい設計基準
	全てガンマ線 とした場合	全て中性子 とした場合	
A	0.042	0.14	$\leq 1.3\text{mSv}/3\text{月}$ (2.6 $\mu$ Sv/h)
B	0.042	0.14	$\leq 0.01\text{mSv}/\text{h}$ (10 $\mu$ Sv/h)
C	0.49	0.26	$\leq 1.3\text{mSv}/3\text{月}$ (2.6 $\mu$ Sv/h)
D	3.3	2.4	$\leq 0.01\text{mSv}/\text{h}$ (10 $\mu$ Sv/h)

## 2. 開口部に関する遮へい設計について

各区域の遮へい設計区分を満足するため、開口部は迷路構造とし、建屋内部の放射線源に対して、放射線作業従事者への被ばく低減を目的として、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へい厚さを確保できる（第2-1図）。

- ・ 貯蔵エリア～取扱エリア・ユーティリティエリア・屋外間

壁 厚： $\boxed{\quad}$ cm（コンクリート）

遮へい扉厚： $\boxed{\quad}$ cm（コンクリート）

- ・ 取扱エリア～ユーティリティエリア・屋外間

壁 厚： $\boxed{\quad}$ cm（コンクリート）



第2-1図 管理区域内の開口部に対する遮へい設計概要図

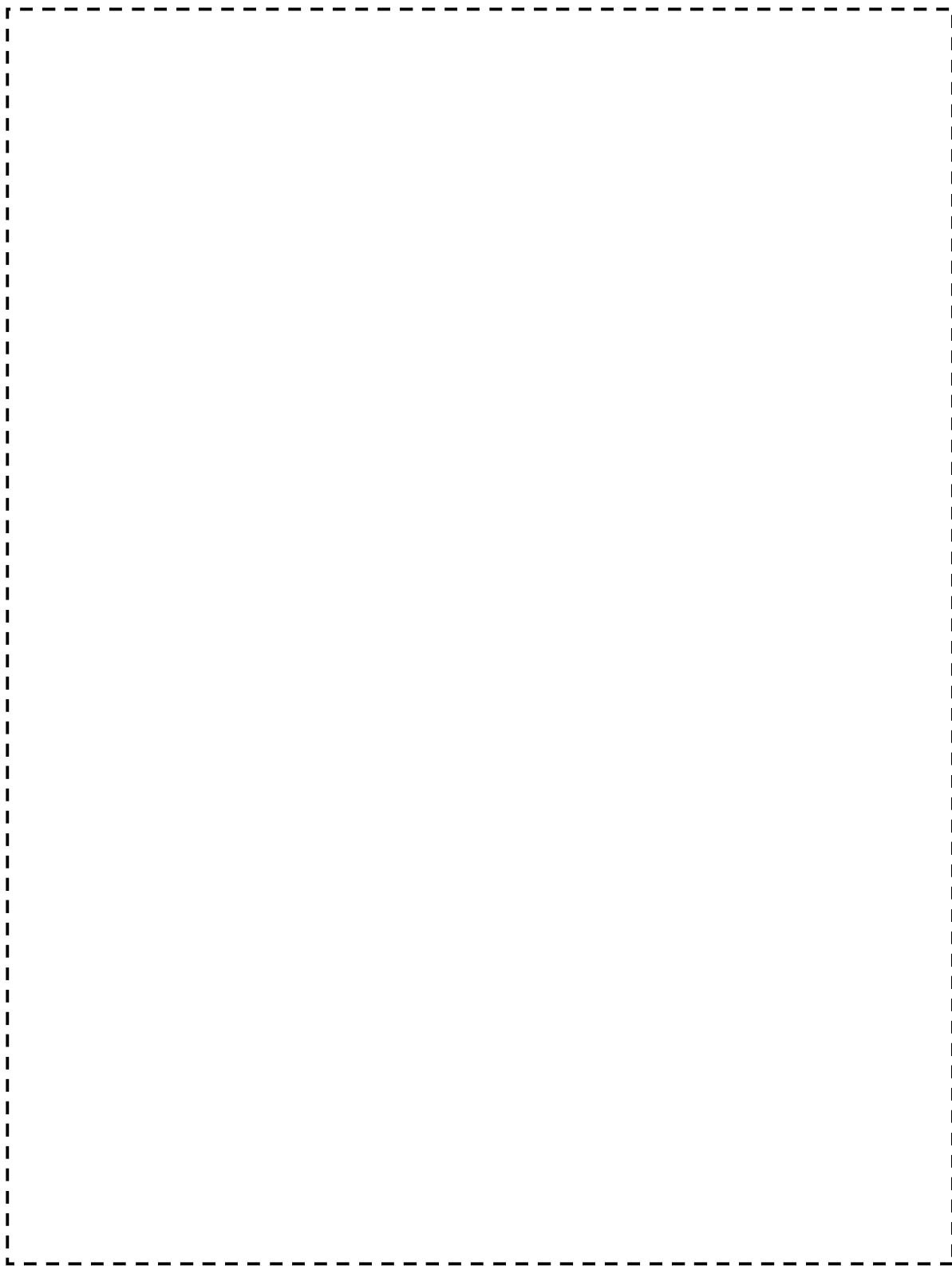
$\boxed{\quad}$ : 防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません

### 3. 管理区域の設定について

外部放射線に係る線量等が「線量限度等を定める告示」に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域は、すべて管理区域とする。

使用済燃料乾式貯蔵建屋は、容器に閉じ込め機能を有していることから、汚染のおそれのない管理区域とする。使用済燃料乾式貯蔵建屋の管理区域の範囲を第3-1図に示す。

また、運用段階で、一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管理区域を設定する。



第3-1図 使用済燃料乾式貯蔵建屋管理区域図

〔 〕：防護上の観点から公開できません。

#### 4. 評価コードの概要

ガンマ線の直接線の評価にはQAD-CGGP2Rコード、中性子の評価にはANISNコードを用いている。

これら評価コードの概要を第4-1～4-2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4-1表 QAD-CGGP2Rコードの概要

項目	コード名 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	遮へい計算（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、線源及び遮へい体を直方体、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乾式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><b>【検証（Verification）】</b> 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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul>

- ・ **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、遮へい体条件である。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。

#### 【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。

- ・ **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へい体に入射させ、遮へい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乾式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、ガンマ線の補助遮へいの遮へい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。

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へい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、燃料移送遮へい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。

第4-2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乾式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へい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乾式キャスクからの中性子計算について、ANISNコードを使用して実施している。</p> <p><b>【検証(Verification)】</b>          本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。          ・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、遮へい体条件である。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> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b>          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。          ・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-83-05, Osaka Univ. (1983)) 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乾式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、乾式キャスク保管建屋等の補助遮へいのための輸</p>



	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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” <a href="https://www-nds.iaea.org/fendl20/transx-patches.htm">https://www-nds.iaea.org/fendl20/transx-patches.htm</a>、)適用)により、計算コード入力用に処理して用いている。</li> <li>・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、「<sup>252</sup>Cf 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。</li> </ul> <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>
--	--

## 5. 使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮へい設計で使用するスペクトルの保守性について

### 5.1 基本的考え方

使用済燃料乾式貯蔵施設では、専用の乾式キャスクを使用し、鉄筋コンクリート造の貯蔵建屋内で貯蔵することから、それぞれの乾式キャスク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へい設計で使用する乾式キャスク表面のエネルギースペクトルは、乾式キャスクの設計から得られた乾式キャスク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。

### 5.2 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〕」<sup>1)</sup>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

乾式キャスク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設計された乾式キャスクの表面のエネルギースペクトルに対して、コンクリート中の減衰割合が小さくなるように仮想的なエネルギースペクトルを設定

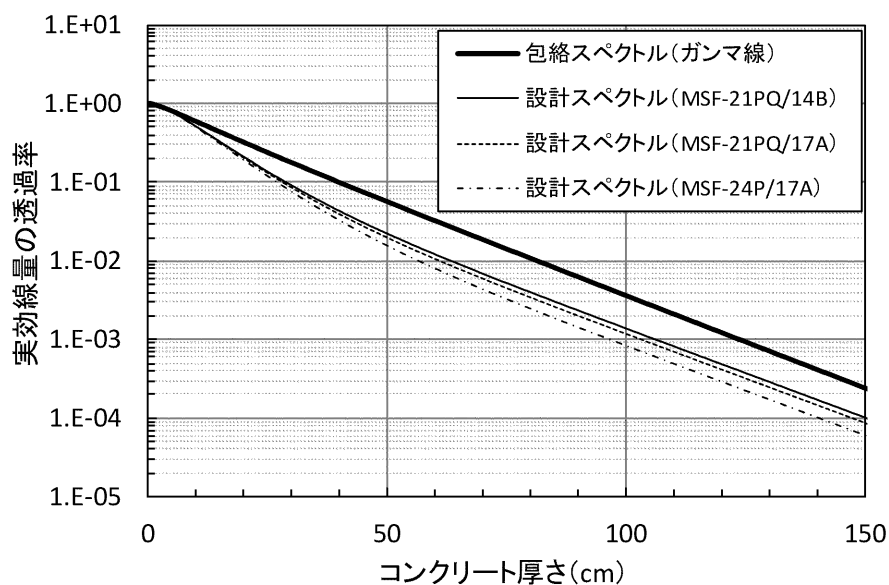
#### ・中性子の包絡スペクトル

使用済燃料の主な中性子源である<sup>239</sup>Pu核分裂、<sup>244</sup>Cm自発核分裂、<sup>242</sup>Cm( $\alpha$ , n)反応のうち、コンクリート中の減衰割合が小さくなる<sup>242</sup>Cm( $\alpha$ , n)反応のスペクトルを設定

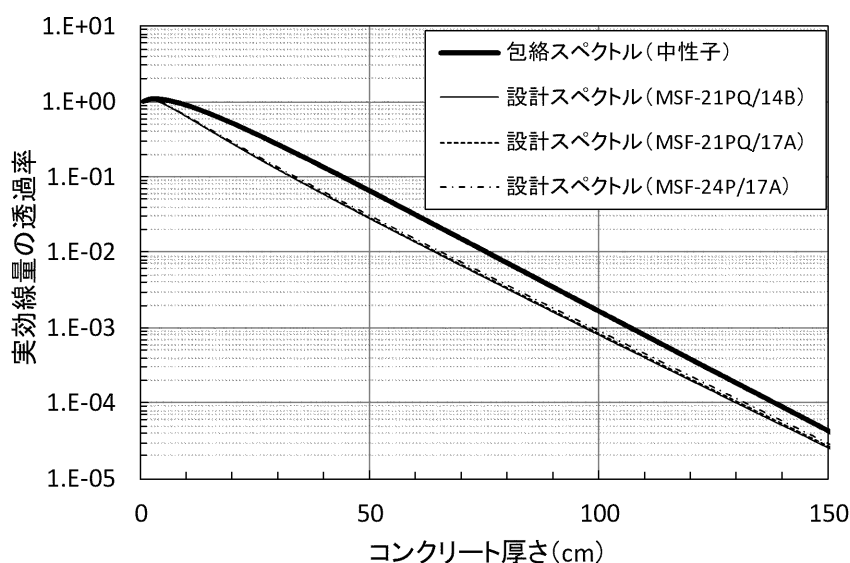
### 5.3 線源スペクトルの保守性

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5-1図（ガンマ線）及び第5-2図（中性子）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5-1図 コンクリート中での実効線量の減衰率（ガンマ線）



第5-2図 コンクリート中での実効線量の減衰率（中性子）

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

## 先行電力との乾式貯蔵施設に関する差異

先行電力との申請に関する設計方針において、差異の概要を示す。

なお、サイト固有条件や個別設計（設計方針は同じ）に基づく差異は除く。

	先行電力	九電	差異
3条	乾式貯蔵建屋は基準地震動に対して十分な支持力を有する地盤に設置する。	同左	なし
4条	乾式キャスクは基準地震動に対して耐震性を有する設計とする。 波及的影響： ・貯蔵建屋 基準地震動に対して損壊しないことで波及的影響を及ぼさない設計とする。 ・天井クレーン 基準地震動の発生確率や作業時間を考慮した確率論的考察により重畳考慮不要とする。	同左  波及的影響： ・貯蔵建屋 同左  ・天井クレーン 基準地震動に対して損壊しないことで波及的影響を及ぼさない設計とする。	なし  なし  あり
5条	基準津波の到来しない設置位置	同左	なし
6条	乾式貯蔵施設（乾式貯蔵建屋、乾式キャスク）として1項、3項を適用し設計。	乾式貯蔵建屋は、PS-3として1項、3項を適用し外部事象に対して設計。 乾式キャスクは4項、6項を適用し竜巻、外部火災に対して設計。	なし あり
7条	再稼働時方針と同じ。	同左	なし
8条	放射性物質の貯蔵等の機器等である乾式貯蔵容器を貯蔵する乾式貯蔵建屋を火災区域として設定する。  火災区域を細分化して、乾式貯蔵容器を貯蔵する貯蔵エリア、取扱エリア及びユーティリティエリアの建屋全域を火災区画として設定している。	同左  火災区域を細分化して、乾式貯蔵容器を貯蔵する貯蔵エリア及び乾式貯蔵容器を取り扱う取扱エリアを火災区画として設定する。 なお、火災区画を設定しないユーティリティエリア（コンプレッサ室含む）については、貯蔵エリア及び取扱エリアと同様に、消防法に基づき火災感知器及び消火設備を設置するため、設計の相違はない。	なし  あり
9条	200m 浸漬評価により影響を受けない。	同左	なし
11条	安全避難通路を設ける。	同左	なし

	先行電力	九電	差異
12条	キャスク：PS-2 建屋：PS-3	同左	なし
16条	<p>【兼用キャスク／収納SF】 1/2号用 (14×14 48G)</p> <p>MSF-32P (単一燃料)</p> <p>3号用 (17×17 48G) MSF-24P</p> <p>【4つの安全機能】 貯蔵状態での安全機能維持 想定事象による安全機能維持</p> <p>【長期健全性】 設計貯蔵期間 (60年) において安全 機能維持できる設計</p> <p>【監視装置】 蓋間圧力計、表面温度計、雰囲気温 度計を設けて監視できる設計。 監視頻度は3ヶ月/回</p>	<p>【兼用キャスク／収納SF】 1/2/3/4号用 (14×14 48G) (14×14 55G) (17×17 48G)</p> <p>MSF-21P (複数種燃料、燃料型の混載 無)</p> <p>3/4号用 (17×17 48G) MSF-24P</p> <p>同左</p> <p>同左</p> <p>55G 燃料健全性</p> <p>同左</p>	<p>あり</p> <p>なし</p> <p>なし</p> <p>あり</p> <p>なし</p>
29条	<p>建屋を設ける事で年間 50<math>\mu</math>Sv/y を 満足する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>管理区域境界線量評価を行う。</li> <li>敷地境界線量評価を行う。 (補足)</li> <li>開口部のストリーミング影響評価 を行う。</li> </ul>	<p>同左</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>同左 (30条に評価結果を記載。)</li> <li>敷地等境界線量評価を行う。 (補足)</li> <li>同左</li> </ul>	<p>なし</p> <p>なし</p> <p>なし</p> <p>なし</p>
30条	<p>建屋壁を境界として管理区域境界を 設ける。 建屋外及びユーティリティエリアは 非管理区域。 飛び地管理。 線量当量率の表示を行う。</p>	同左	なし