

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、原子炉建屋の大部分、原子炉補助建屋の大部分、固体廃棄物貯蔵庫、焼却炉建屋の一部、雑固体処理建屋の一部、蒸気発生器保管庫、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

1.1 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およ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

(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。

1 について

- 一 設計基準対象施設である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、遮蔽、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、発電所周辺の一般公衆、従事者等の安全管理を確実に行うためのもので、放射線管理関係設備、放射線監視設備及び放射線防護設備からなる。

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、敷地周辺の一般公衆、従事者等の放射線被ばくを実用可能な限り低くすることとし、次の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける。

(1) 従事者等の出入管理、個人被ばく管理及び汚染管理ができる設計とする。

また、物品の搬出に対しても線量率管理及び汚染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、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) 中央制御室及び緊急時対策所 (EL. 32m) 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及び緊急時対策所 (EL. 32m) までのデータの伝送系は、有線及び無線により多様性を有し、指示値は中央制御室及び緊急時対策所 (EL. 32m) 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。

8.1.1.4 主要設備

(1) 放射線管理関係設備

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

a. 出入管理設備

原子炉建屋、原子炉補助建屋等の管理区域への人の入退域を管理するために出入管理設備を設ける。この設備には、チェッカールーム、放射線管理室等がある。

焼却炉建家内及び雑固体処理建屋内管理区域への立入りは、専用の出入管理室（1号、2号及び3号炉共用）を通る設計とし、ここで出入管理を行う。

b. 個人管理関係設備（1号、2号及び3号炉共用）

放射線業務従事者等の外部被ばくによる線量管理のために、蛍光ガラス線量計及び警報付ポケット線量計等を備える。また、内部被ばくによる線量管理のため、体内の放射能を測定するホールボディカウンタを設ける。

c. 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、汚染管理設備を設ける。この設備には更衣室、シャワー室、手洗い場、モニタリングエリア、汚染衣類の洗たく室、機器除染室及び退出モニタ等の機器がある。

また、焼却炉建家内管理区域の汚染管理設備（1号、2号及び3号炉共用）には、雑固体処理建屋と共用の更衣室、シャワー室及び退出モニタを備える。

ただし、燃料及び大型機器の搬出に際しては、原子炉建屋、原子炉補助建屋等の機器搬入口に臨時のモニタリングエリアを設けて汚染管理に必要な各種サーベイメータ等を備える。

d. 試料分析関係設備

1次冷却設備、放射性廃棄物廃棄施設等からの試料及び環境試料の一般化学分析、放射化学分析、放射能測定等を行うために、次のようなものを設ける。

(a) 原子炉系試料採取室

各種系統からの試料を採取するために、原子炉系試料採取室を設ける。

(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に、放射化学室を設ける。

また、この室には放射能測定器を校正するための非密封放射性同位元素の貯蔵庫を備える。

(c) 一般化学室

管理区域外の液体及び気体試料の分析を行うために、一般化学室を設ける。

(d) 放射能測定室

各種系統及び作業環境試料中の放射性物質の濃度を測定するために、放射能測定室を設ける。

また、焼却炉建家内には、雑固体処理建屋と共用の放射能測定室（1号、2号及び3号炉共用）を設け、放射性試料の放射能を測定する。

(e) 環境放射能測定室（1，2，3号炉共用，既設）

海水，海底土，海洋生物，陸土，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に、環境放射能測定室を設けている。

(f) 校正線源室

サーベイメータ等の放射線量（率）計の校正，校正用密封線源の保管，放射線測定器の点検等を行うために，校正線源室を設ける。

(2) 放射線監視設備

放射線監視設備は，プロセスモニタリング設備，エリアモニタリング設備，周辺モニタリング設備及び放射線サーベイ設備から構成する。

また，事故時に必要な放射線監視設備は，非常用電源に接続するとともに，事故時の圧力，温度等の環境条件によってその機能を損なうことのないように設計する。更に，格納容器エリアモニタについては，多重性を有するとともにその系を構成するチャンネル間の独立性を有する設計とする。

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的外部放射線に係る線量当量率を連続的に測定するために，エリアモニタを設ける。

この設備は，中央制御室で指示又は記録を行い，放射線レベルが設定値以上になると，現場及び中央制御室に警報を発する。焼却炉建家内のエリアモニタは，焼却炉建家内制御室で指示又は記録を行い，放射線レベルが設定値以上になると，現場及び中央制御室に警報を発する。

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

(b) 放射化学室

- 向か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室の換気並びに除熱を十分に行えるようにする。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。また、よう素用フィルタには、温度感知設備を設ける。
 - (5) 中央制御室換気空調設備は、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素用フィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員等を放射線被ばくから防護するように設計する。
 - (6) 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。また、中央制御室換気空調設備のうち単一設計とする中央制御室非常用給気系統のフィルタユニット及びダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。
 - (7) 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。

8.2.4 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、制御棒クラスタ駆動装置冷却装置、原子炉容器冷却装置、格納容器減圧装置等で構成する。

格納容器換気空調設備の系統構成を第 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、従事者等が原子炉格納容器内に立ち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。

また、格納容器空調装置は、アニュラス部の換気にも使用する。

(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粒子用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、格納容器排気筒へ導く。

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50℃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。

c. 格納容器空気浄化装置

原子炉運転中、従事者等が原子炉格納容器内に立ち入る場合、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、粒子用フィルタ及びよう素用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. 制御棒クラスタ駆動装置冷却装置

制御棒クラスタ駆動装置から発生する熱を除去するために、制御棒クラスタ駆動装置冷却ユニット及び制御棒クラスタ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. 原子炉容器冷却装置

原子炉容器冷却装置は、原子炉容器から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. 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弁を開き、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを通して補助建屋排気筒に導くことにより、原子炉格納容器圧力を下げる。

(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、放射線管理室空調装置、廃棄物処理室空調装置等で構成する。

補助建屋換気空調設備の系統構成を第8.2.2図～第8.2.4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

原子炉補助建屋内、原子炉周辺補機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、原子炉周辺補機棟内等の平均温度を 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

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、補助建屋排気筒へ導くため補助建屋排気ファンを設ける。排気系統には粒子用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。

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り替える。

また、燃料取扱棟の排気系統は、燃料取扱事故時にアニュラス空気再循環設備に自動的に切り替える。

(c) 補助建屋非管理区域排気系統

非管理区域からの排気を大気へ排出するために非管理区域排気ファンを設ける。

b. 放射線管理室空調装置

放射線管理室空調装置は、放射線管理室給気系統及び放射線管理室排気系統で構成する。

(a) 放射線管理室給気系統

放射線管理室、原子炉系試料採取室等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放射線管理室給気ユニットと放射線管理室給気ファンを設ける。

(b) 放射線管理室排気系統

放射線管理室、原子炉系試料採取室等からの排気中の微粒子又は放射性物質を除去低減するために、粒子用フィルタを内蔵した放射線管理室排気フィルタユニットA並びに粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵した放射線管理室排気フィルタユニットBと放射線管理室排気ファンを設ける。

また、復水器真空ポンプの排気は、放射能レベルが設定値に達した場合、放射線管理室排気系統に導く。

c. 廃棄物処理室空調装置

廃棄物処理室空調装置は、廃棄物処理室給気系統及び廃棄物処理室排気系統で構成する。

(a) 廃棄物処理室給気系統

廃棄物処理室内の換気及び暖房のために、廃棄物処理室給気ユニット及び廃棄物処理室給気ファンを設ける。

(b) 廃棄物処理室排気系統

廃棄物処理室内の排気を集合して、廃棄物処理室排気ファンにより、補助建屋排気筒から排出する。排気系統には、粒子用フィルタを内蔵した廃棄物処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。

d. 空調用冷水設備

中央制御室空調ユニット、放射線管理室給気ユニット等の冷却コイルに冷水を供給するために空調用冷凍機、空調用冷水ポンプ等を設ける。

(3) 中央制御室換気空調設備

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、中央制御室再循環ファン、中央制御室非常用給気フィルタユニット、中央制御室非常用給気ファン等から構成する中央制御室換気空調設備により行う。

中央制御室換気空調設備には、通常のラインの他、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵した中央制御室非常用給気フィルタユニット並びに中央制御室非常用給気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、中央制御室非常用給気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給気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災物に対し、中央制御室換気空調設備の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り換えることが可能な設計とする。

中央制御室換気空調設備の設備仕様の概略を第 8.2.3 表に示す。

(4) 排気筒

排気筒は、格納容器排気筒と補助建屋排気筒に区分し、外周コンクリート壁に沿わせて設け、格納容器排気筒には格納容器排気系統、アニュラス空気再循環設備及び安全補機室空気浄化設備からの排気を、また、補助建屋排気筒には補助建屋排気系統、放射線管理室排気系統、廃棄物処理室排気系統及び格納容器減圧装置からの排気を導き、地上高さ約 73 m の排気口から大気に排出する。

排気中の放射能レベルは、格納容器排気筒モニタ及び補助建屋排気筒モニタで連続監視する。

格納容器排気筒及び補助建屋排気筒の設備仕様を第 8.2.5 表に示す。

(5) 焼却炉建家換気空調設備（1号，2号及び3号炉共用）

焼却炉建家換気空調設備は，給気系統及び排気系統で構成する。焼却炉建家換気空調設備の系統構成を第 8.2.6 図に，主要設備の仕様を第 8.2.6 表に示す。

a. 焼却炉建家給気系統

焼却炉建家に外気を供給するために，焼却炉建家給気ファン及び焼却炉建家給気フィルタユニットを設ける。

焼却炉建家給気フィルタユニットは，ラフフィルタを備え，取り入れた空気のろ過を行う。

b. 焼却炉建家排気系統

焼却炉建家の排気は，ラフフィルタ及び粒子用フィルタからなる焼却炉建家排気フィルタユニットを経て，焼却炉建家排気ファンにより建家上部の排気口から排出する。

(6) 雑固体処理建屋換気空調設備（1号，2号及び3号炉共用）

雑固体処理建屋換気空調設備は，給気系統及び排気系統で構成する。雑固体処理建屋換気空調設備の系統構成を第 8.2.6 図に，主要設備の仕様を第 8.2.7 表に示す。

a. 雑固体処理建屋給気系統

雑固体処理建屋に外気を供給するために，雑固体処理建屋給気ファン及び雑固体処理建屋給気フィルタユニットを設ける。

雑固体処理建屋給気フィルタユニットは，ラフフィルタを備え，取り入れた空気のろ過を行う。

b. 雑固体処理建屋排気系統

雑固体処理建屋の排気は，ラフフィルタ及び粒子用フィルタからなる雑固体処理建屋排気フィルタユニットを経て，雑固体処理建屋排気ファンにより，焼却炉建家排気口から排出する。

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に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 補助遮蔽

補助遮蔽は、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。

補助遮蔽は、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1 mSv/h以下になるように遮蔽する。

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8m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3m以上確保する。

8.3.4.6 中央制御室遮へい

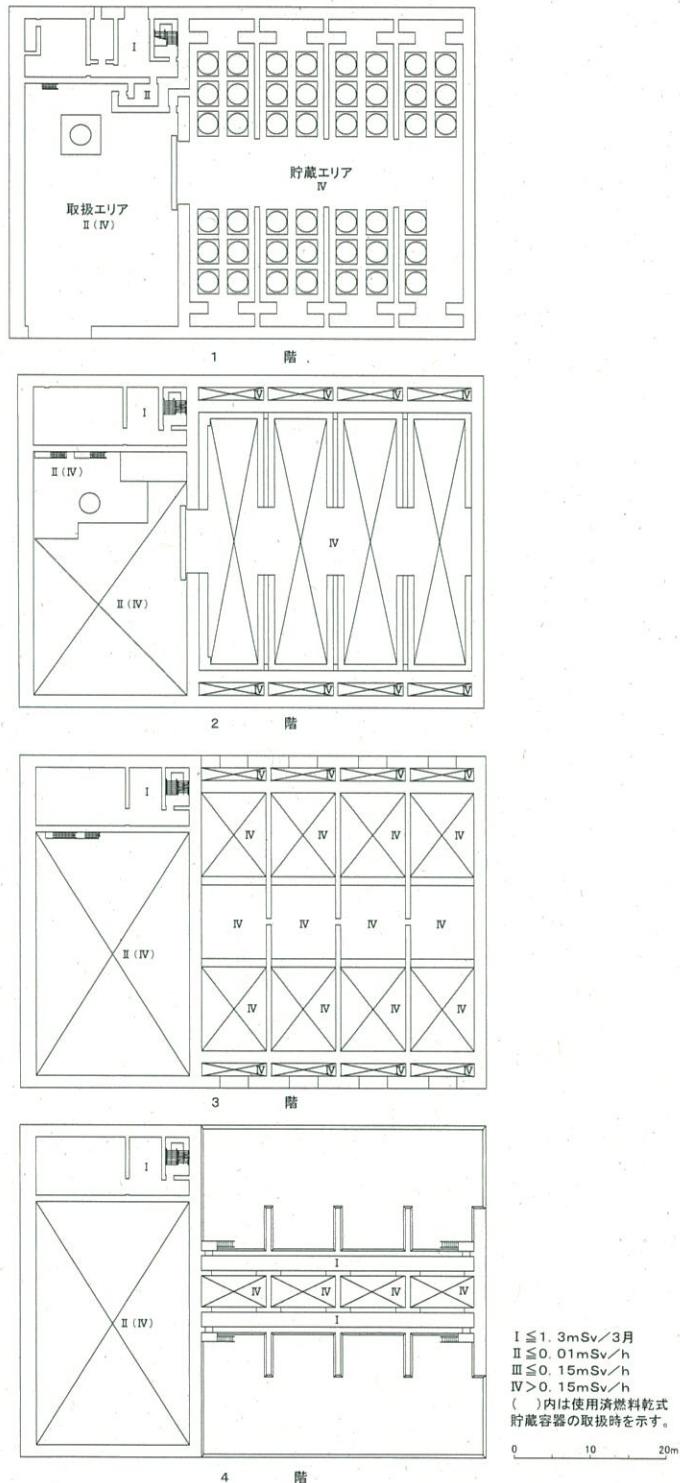
(1) 通常運転時等

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に施設する。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。



第8.3.10図 使用済燃料乾式貯蔵建屋遮蔽設計区分図

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 遮蔽

使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮蔽設計については、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、各区分毎に設計基準線量率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 遮蔽設計基準

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	取扱エリア※
	第III区分	≤ 0.15 mSv/h	
	第IV区分	> 0.15 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、使用済燃料乾式貯蔵容器取扱時は区分IVとする。

貯蔵エリアは使用済燃料乾式貯蔵容器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（100cm以上で計画）および遮蔽扉（80cm以上で計画）を設け、第II区分の設計基準線量率である0.01mSv/h以下を満足させることで設計する。

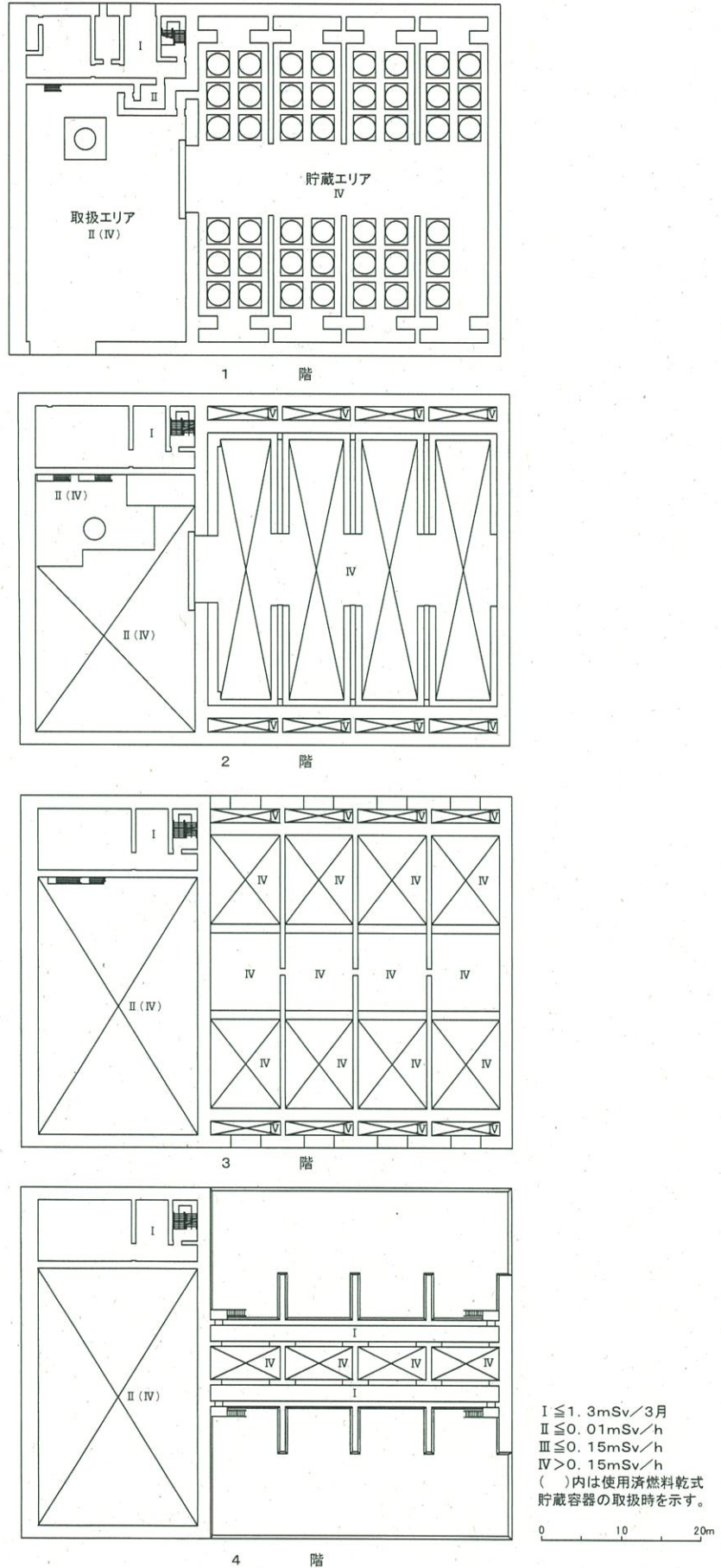
1.2 使用済燃料乾式貯蔵容器等の配置

線源からの離隔のため、取扱エリアと貯蔵エリアを設け、使用済燃料乾式貯蔵容器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。

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図 使用済燃料乾式貯蔵建屋遮蔽設計区分図

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。

- ・使用済燃料乾式貯蔵容器は、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、使用済燃料乾式貯蔵容器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

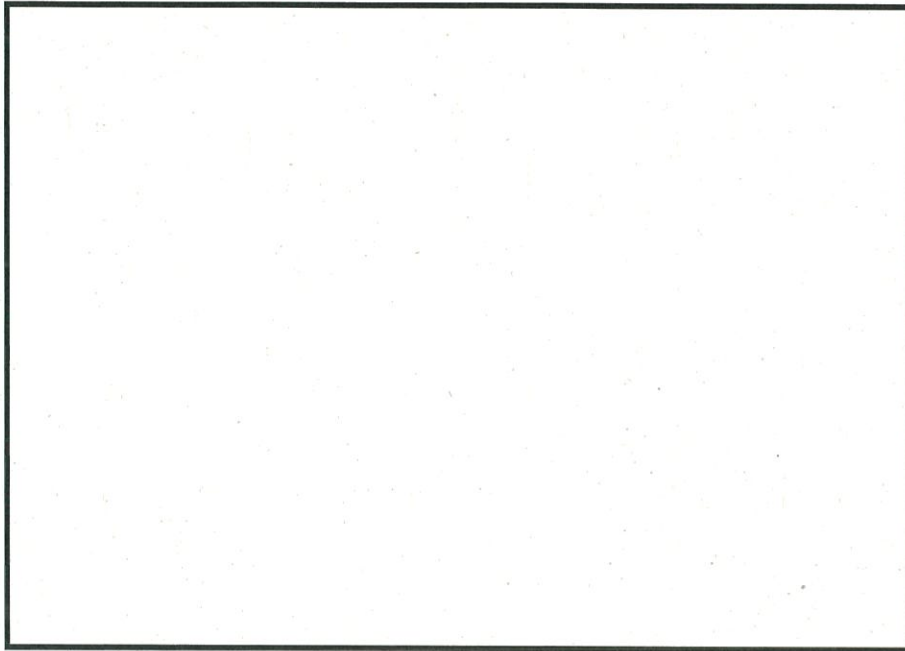
目 次

1. 遮蔽設計について
2. 開口部に関する遮蔽設計について
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蔽設計で使用するスペクトルの保守性について

1. 遮蔽設計について

1.1 遮蔽設計

遮蔽設計区分は、第1-1図に示すとおり、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。



第1-1図 使用済燃料乾式貯蔵建屋遮蔽設計区分図

1.2 評価条件

1.2.1 遮蔽厚^{※1}

(1) 貯蔵エリア～取扱エリア間の遮蔽厚 :

(2) 遮蔽扉の遮蔽厚 :

※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 (5 mm) を引いた値とする。

1.2.2 評価点

評価点は、の遮蔽壁表面 (評価点 A) および の遮蔽扉表面 (評価点 B) とする。(第1-1図参照)

1.2.3 線源

使用済燃料乾式貯蔵容器の線源は、第1-1表のとおりとする。使用済燃料貯蔵容器の線源強度は、遮蔽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、使用済燃料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。

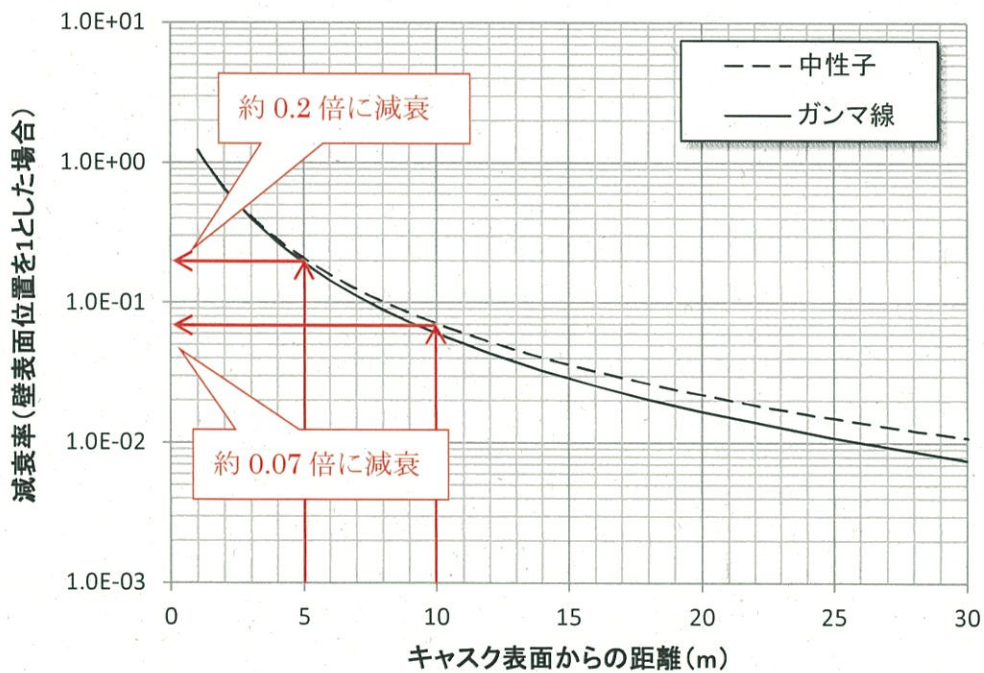
第1-1表 線源条件

線源	基数	線源強度	スペクトル
使用済燃料 乾式容器	A : 48 基 B : 4 基 (注2)	容器表面 1 m の 線量率が 100 μ Sv/h となるように規格化	包絡スペクトル (注1)

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

貯蔵エリアのキャスクの配置(第1-1図参照)から、5mの減衰率が見込めるキャスクが2基、残り46基を10mの減衰率とした場合も、合計で4基以下(2基 \times 0.2+46基 \times 0.07=3.62)となり、4基分の評価で妥当である。



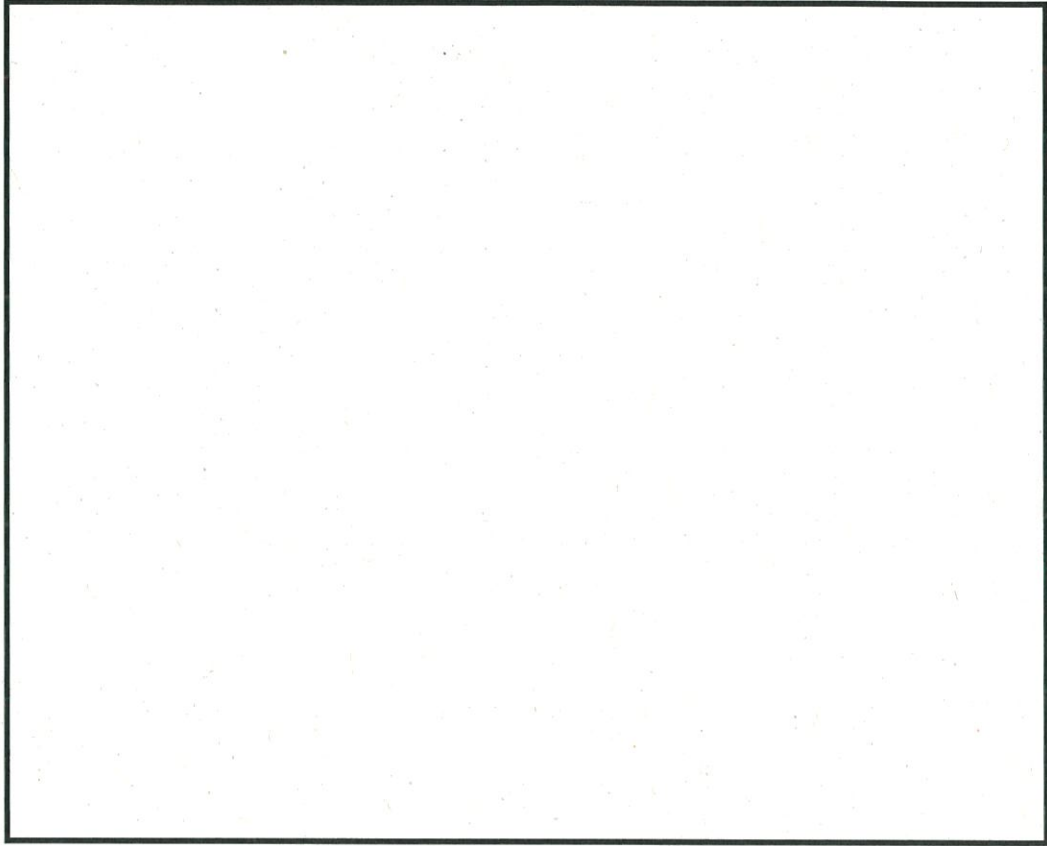
第1-2図 キャスク表面からの減衰率

1.2.4 評価モデル

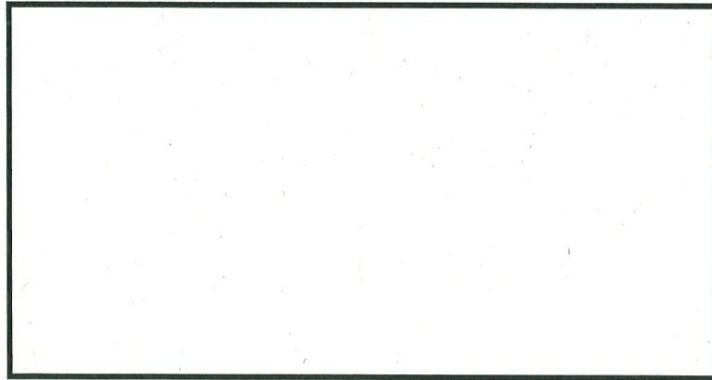
ガンマ線と中性子線の両方について線量評価を行い、最終的な評価値としては、両者のうちより保守的な線量評価を採用する。

遮蔽設計区分境界におけるガンマ線評価では、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。評価点 A における線量評価では、遮蔽厚を また 48 基のキャスクを考慮する。評価点 B における線量評価では、遮蔽厚を またキャスク 1 基の線量率を算出し、結果を 4 倍することで、評価点 B において寄与を考慮すべきキャスク 4 基分の線量率を計算する。(第 1-3 図及び第 1-4 図参照)

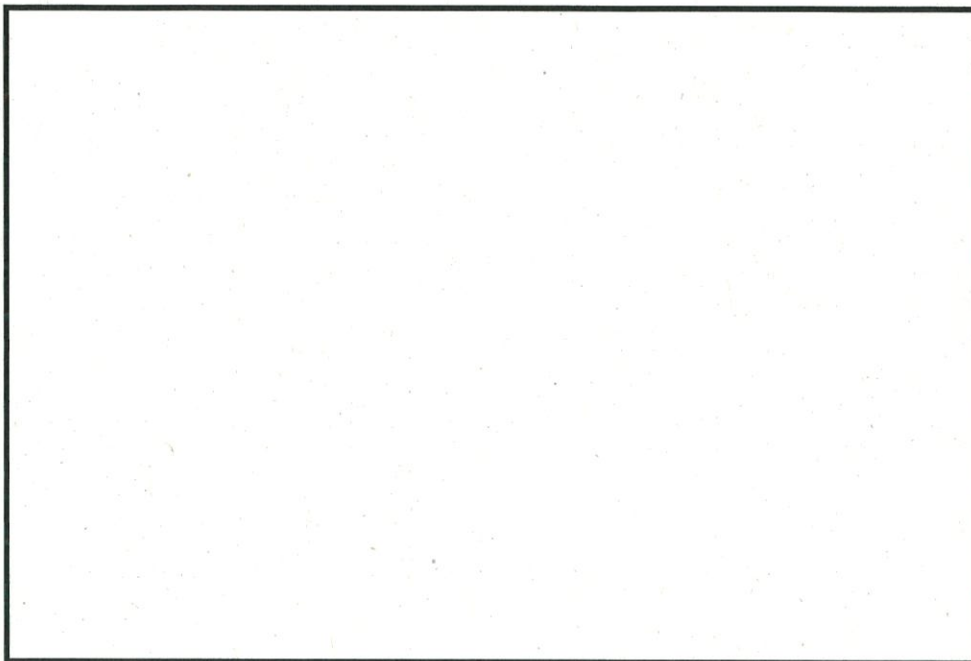
中性子線評価では、使用済燃料乾式貯蔵容器を球形の線源で模擬して評価する。キャスク 1 基の線量率を算出し、評価点 A における線量評価では 48 倍、評価点 B における線量評価では 4 倍し、それぞれ 48 基及び 4 基分の線量率を計算する。(第 1-5 図及び第 1-6 図参照)



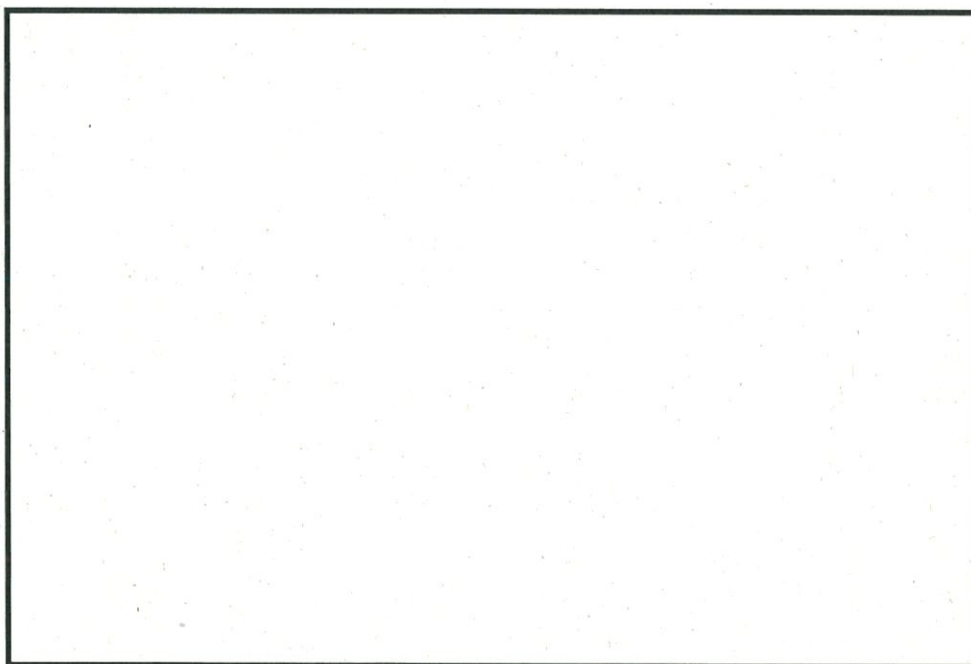
第1-3図 評価点Aにおけるガンマ線評価モデル



第1-4図 評価点Bにおけるガンマ線評価モデル



第1-5図 評価点Aにおける中性子線評価モデル



第1-6図 評価点Bにおける中性子線評価モデル

1.3 評価結果

評価点 A および評価点 B 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 II 区分の設計基準線量率である 0.01mSv/h を十分満たしている。

第 1 - 2 表 評価結果

評価点	壁外線量率 (μ 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	0.044	0.17	$\leq 0.01\text{mSv/h}$
B	3.3	2.4	(10μ Sv/h)

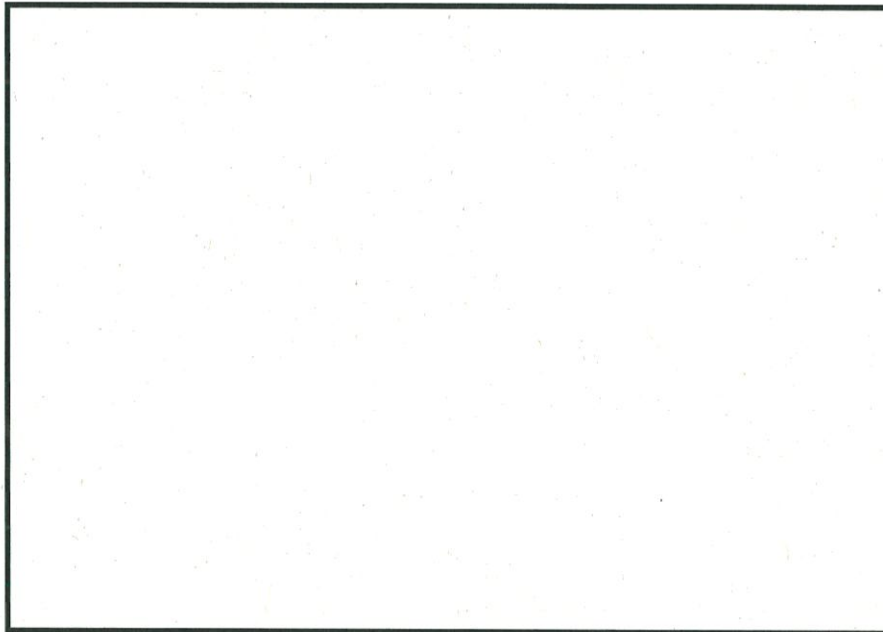
2. 開口部に関する遮蔽設計について

遮蔽設計区分について、貯蔵エリアの第Ⅳ区分、取扱エリアの第Ⅱ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蔽厚さを確保できる（第2-1図）。

- ・貯蔵エリア～取扱エリア間

壁 厚：

遮蔽扉厚：



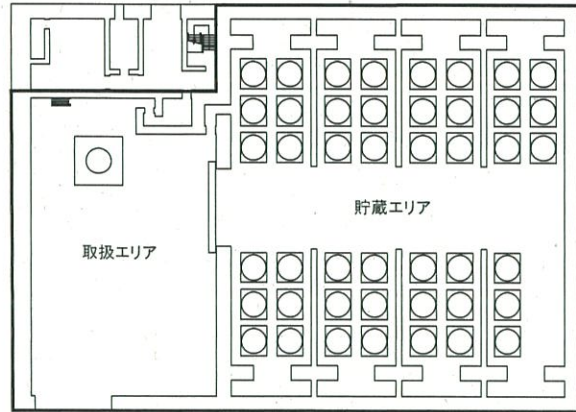
第2-1図 管理区域内の開口部に対する遮蔽設計概要図

3. 管理区域の設定について

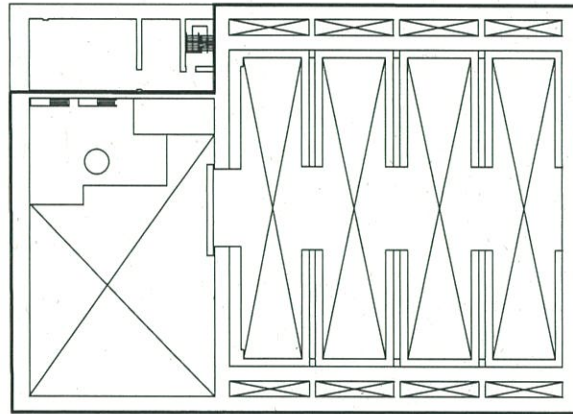
外部放射線に係る線量等が「線量限度等を定める告示」に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域は、すべて管理区域とする。

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。

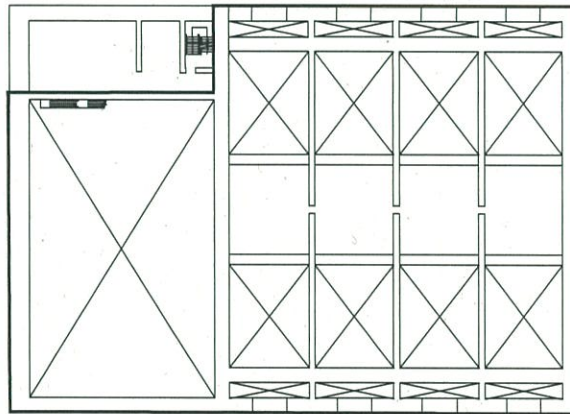
また、運用段階で、一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管理区域を設定する。



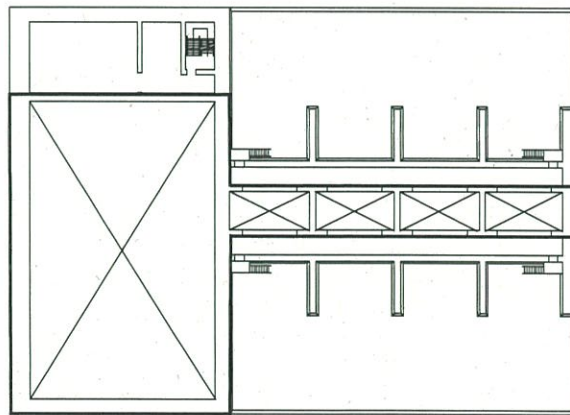
1 階



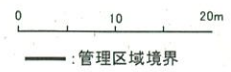
2 階



3 階



4 階



第3-1図 使用済燃料乾式貯蔵建屋管理区域図

4. 評価コードの概要

今回の変更申請においては、ガンマ線の評価にはQAD-CGGP2Rコード、中性子線の評価には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

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>

5. 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

5.1 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。

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〕」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

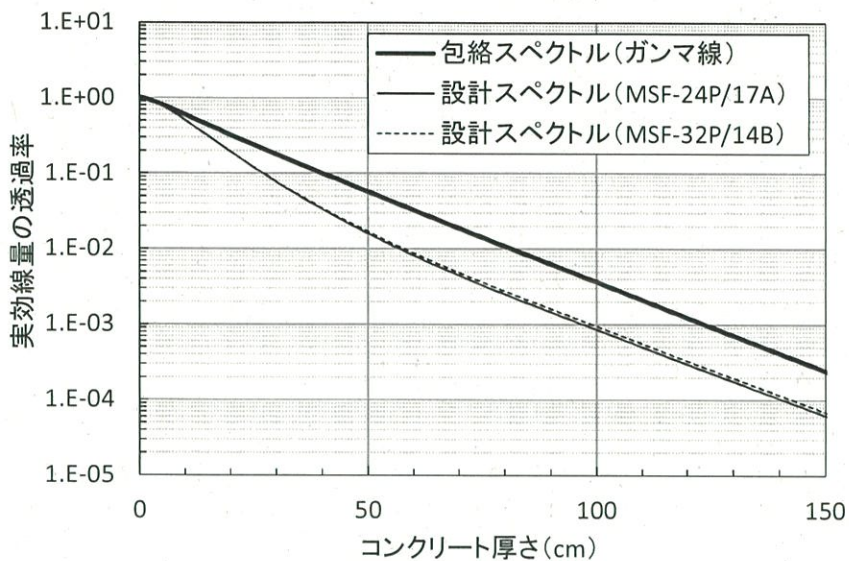
・中性子の包絡スペクトル

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

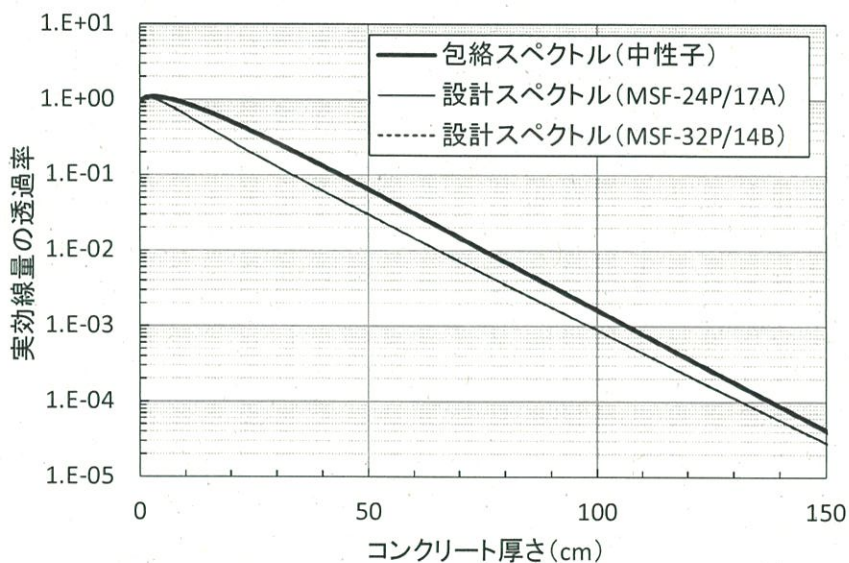
5.3 線源スペクトルの保守性

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