

使用済燃料乾式貯蔵容器の設計及び評価で引用している文献の記載内容について

《長期健全性》

番号	安全審査資料		参考文献		参考文献としての妥当性 (以下の観点から、適用することが妥当であると 考えている。)
	記載箇所	記載内容	文献名 (国際規格/研究機関論文等)	文献概要	
1 1	6. 使用済燃料乾式貯蔵容器の 長期健全性について 6.2 適合性について	<16 条-別紙-30、31 ページ> (6) 中性子遮蔽材 【照射影響、熱的影響、化学的影響】 中性子遮蔽材（レジン）は、中性子照射量が 10^{15} n/cm ² までは、顕著な質量減損は見られないことが示されており ^{11)、12)} 、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、設計貯蔵期間中の中性子照射量は 1.6×10^{14} n/cm ² であることから照射脆化の影響はない。 【熱的影響、化学的影響】 中性子遮蔽材は、設計貯蔵期間中の熱的（化学的）影響により質量減損（2%程度）が発生 ¹¹⁾ するため、遮蔽評価上、保守的に 2.5 %の質量減損を考慮する。	(財)原子力発電技術機構, 「平成 14 年度 リサイクル 燃料資源貯蔵技術調査等（金 属キャスク貯蔵技術確証試 験） 報告書」, (2003).	閉鎖系環境でのエポキシ系レジンの加熱試験及び照射試験により、エポキシ系レジンの質量減損量には照射の影響は認められなかった。また、質量減損量は温度及び加熱時間を基に劣化パラメータを用いた整理による以下の式で評価ができる。 $\Delta w = 5.69 \times 10^{-4} \times E_p - 19.2$ Δw : 中性子遮蔽材の質量減損率 (%) E_p : 劣化パラメータ $T \times (77.6 + \ln(t))$ T : 中性子遮蔽材温度 (K) t : 中性子遮蔽材加熱時間 (h)	○本文献での試験は、乾式キャスクの中性子遮蔽材と同じエポキシ系レジンをを用い、乾式キャスクと同じ閉鎖系条件で行われている。また、本文献結果に示される質量減損の式に含まれる劣化パラメータの範囲（約 38000）は、乾式キャスクの設計貯蔵期間における劣化パラメータ（24P : 37140、21P : 37049）を包絡しており、参考文献として妥当である。 ○評価式による計算結果は以下の通りとなる。 24P : $5.69 \times 10^{-4} \times \{(136+273.15) \times (77.6+\ln(24 \times 365.25 \times 60))\} - 19.2 \approx 2.0 \%$ 21P : $5.69 \times 10^{-4} \times \{(135+273.15) \times (77.6+\ln(24 \times 365.25 \times 60))\} - 19.2 \approx 1.9 \%$ これを踏まえ、レジンに保守的に 2.5%減損することとして遮蔽評価を実施している。
1 2	6. 使用済燃料乾式貯蔵容器の 長期健全性について 6.2 適合性について		“Verification Tests of Neutron Shielding Materials and Shielding Assessment”, Proceedings of the 15th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, (2007).	閉鎖系環境でのエポキシ系レジンの照射材（中性子照射量 10^{15} n/cm ² ）及び未照射材の加熱試験の結果、照射材と未照射材で質量減損率に有意な差は認められなかった。以上のことから、照射による劣化は有意ではなく、熱的劣化が支配的である。	○本文献での試験は、乾式キャスクの中性子遮蔽材と同じエポキシ系レジンをを用い、乾式キャスクと同じ閉鎖系条件で行われている。中性子照射量は、乾式キャスクの貯蔵中と同等であり、参考文献として妥当である。
1 3	6. 使用済燃料乾式貯蔵容器の 長期健全性について 6.2 適合性について	<16 条-別紙-30 ページ> (7) 金属ガスケット 【照射影響】 金属ガスケットに使用するアルミニウム及びニッケル基合金は、中性子照射量がそれぞれ 10^{19} n/cm ² 又は 10^{21} n/cm ² までは、顕著な機械的特性変化は見られない ^{13)、14)} ことが示されており、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、設計貯蔵期間中の中性子照射量は 2.0×10^{14} n/cm ² であることから照射脆化の影響はない。	“Reactor Irradiation Effects on Al 1100”, Proc. Jpn. Congr. Mater. Res., Vol. 24, (1981).	金属ガスケットに使用するアルミニウムの照射材を用いた引張試験の結果、中性子照射量が 10^{19} n/cm ² 以下では未照射材に対する機械的特性（引張強さ及び伸び）の有意な差はみられない。	○金属ガスケットに使用されているアルミニウムに対する、中性子照射による機械的特性への影響を示した文献である。本文献には、乾式キャスクの設計貯蔵期間中の中性子照射量（ 10^{15} n/cm ² ）を上回る中性子照射量（ 10^{19} n/cm ² ）と機械的特性の関係が示されており、機械的特性への影響が無い中性子照射量の範囲を示すための参考文献として妥当である。
1 4	6. 使用済燃料乾式貯蔵容器の 長期健全性について 6.2 適合性について		“Cladding and Structural Materials Semi-Annual Progress Report”, HEDL-TME 75-77, (1975).	金属ガスケットに使用するニッケル基合金の照射材を用いた引張試験の結果、中性子照射量が 10^{21} n/cm ² 以下では未照射材に対する機械的特性（引張強さ及び降伏応力）の有意な差はみられない。	○金属ガスケットに使用されているニッケル基合金に対する、中性子照射による機械的特性への影響を示した文献である。本文献には、乾式キャスクの設計貯蔵期間中の中性子線量（ 10^{15} n/cm ² ）を上回る中性子照射量（ 10^{21} n/cm ² ）と機械的特性の関係が示されており機械的特性への影響が無い中性子照射量の範囲を示すための参考文献として妥当である。

使用済燃料乾式貯蔵容器の設計及び評価で引用している文献の記載内容について

番号	安全審査資料		参考文献		参考文献としての妥当性 (以下の観点から、適用することが妥当であると 考えている。)
	記載箇所	記載内容	文献名 (国際規格/研究機関論文等)	文献概要	
1 5	6. 使用済燃料乾式貯蔵容器の 長期健全性について 6.2 適合性について	<16 条-別紙-30 ページ> (7) 金属ガスケット 【熱的影響】 また、高温時の健全性についてラーソン・ミラー・パラメータ (LMP) で評価すると、150 °Cでは 100 年以上閉じ込め機能を維持できる ¹⁵⁾ 。	「使用済燃料貯蔵キャスクの長期密封性能評価手法の開発」, 日本原子力学会誌, Vol. 38, No. 6, (1996).	・金属ガスケット (外被材: アルミニウム、内被材及びコイルスプリング: ニッケル基合金) の応力緩和による漏えい率の影響について、金属ガスケットの漏えい率と LMP の関係が示されており、金属ガスケットの LMP が約 11.0×10^3 を超えなければ貯蔵初期の漏えい率が維持される。 ・ LMP は以下の式のとおり示され、 $LMP=11.0 \times 10^3$ 、温度 150°C (273.15+150K) とすると、時間 t は約 190 年となる。 $LMP=T (20 \times \log(t))$ T: 温度 (K) t: 時間 (h)	○本文献での試験は、乾式キャスクで使用する金属ガスケットと同じ材料で行われている。また、試験に用いた金属ガスケット断面の外径 (φ5.5mm) は、乾式キャスクの一次蓋のカバープレート用金属ガスケットの断面外径 (φ5.6mm) と同等である一方、一次蓋及び二次蓋のガスケット断面外径 (φ10mm) よりも小さい。したがって、乾式キャスクの設計貯蔵期間中の環境に比べて、バルブカバー用金属ガスケットに対しては同等の条件下で得られた結果であり、一次蓋及び二次蓋用金属ガスケットに対してはより厳しい条件下で得られた結果である。さらに、乾式キャスクの設計貯蔵期間を上回る金属ガスケットの LMP と漏えい量の関係が示されており、参考文献として妥当である。
1 6	6. 使用済燃料乾式貯蔵容器の 長期健全性について 6.2 適合性について	<16 条-別紙-30 ページ> (7) 金属ガスケット 【熱的影響】 さらに、設計貯蔵期間中の温度条件において長期密封性能試験 (19 年以上) が実施され、閉じ込め機能が維持されることが確認されている ¹⁶⁾ 。	(一財)電力中央研究所, 「平成 21 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等 報告書」, (2010).	金属ガスケット (外被材: アルミニウム、コイルスプリング: ニッケル基合金) の性能について、ガスケット部の温度を約 160°Cで一定とし、定期的に密封性能を測定した結果、試験開始から 19 年以上が経過しても密封部の漏えい率の変化はなく、良好な密封性能を保持していることが確認された。	○本文献での試験は、乾式キャスクで使用する金属ガスケットと同じ材料で行われている。また、金属ガスケット断面の外径 (φ6.1mm) は、乾式キャスクの一次蓋及び二次蓋のガスケット断面外径 (φ10mm) よりも小さい。さらに、試験におけるガスケット部の温度 (約 130°C~140°C) は、乾式キャスクの設計貯蔵期間中の熱解析結果で得られた金属ガスケット部温度 (約 110°C) より高い。したがって、一次蓋及び二次蓋用金属ガスケットにおいて、乾式キャスクの設計貯蔵期間中の環境より厳しい条件下で得られた結果であり、参考文献として妥当である。
1 7	6. 使用済燃料乾式貯蔵容器の 長期健全性について 6.2 適合性について	<16 条-別紙-31 ページ> (7) 金属ガスケット 【化学的影響】 大気と接触する二次蓋金属ガスケットの外側については、約 3 年間の塩水噴霧試験を実施し、実機の使用環境より厳しい塩水噴霧環境においても漏えい率に変化のないことが確認されている ¹⁷⁾ 。	小崎明朗, 「使用済燃料貯蔵中の耐久性に関する海外動向他」, (株) 日本原子力情報センター主催セミナー「使用済燃料貯蔵技術の現状と課題」, (1998).	金属ガスケット (外被材: アルミニウム、コイルスプリング: ニッケル基合金) の性能について、実機より厳しい環境である塩水噴霧環境において 3 年間漏えい率に変化がないことを確認している。	○本文献での試験は、乾式キャスクで使用する金属ガスケットと同じ材料相当で行われている。また、乾式キャスクの設計貯蔵期間中の環境より厳しい塩水噴霧環境下で得られた結果であり、参考文献として妥当である。
1 8	6. 使用済燃料乾式貯蔵容器の 長期健全性について 6.2 適合性について	<16 条-別紙-31 ページ> (8) 伝熱フィン 【照射影響】 伝熱フィンに使用する銅は、中性子照射量が 10^{16} n/cm ² までは、顕著な機械的特性変化は見られない ¹⁸⁾ ことが示されており、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、設計貯蔵期間中の中性子照射量は 1.6×10^{14} n/cm ² であることから照射脆化の影響はない。	“Low-Load Microhardness Changes in 14-MeV Neutron Irradiated Copper Alloys”, ASTM STP888, (1986).	銅の照射材を用いた硬さ試験の結果、中性子照射量が 10^{16} n/m ² 以下では未照射材に対する機械的特性 (ピッカース硬さ) の有意な差はみられない。	○本文献は、伝熱フィンに使用している銅への中性子照射による機械的特性への影響を示した文献である。本文献は、乾式キャスクの設計貯蔵期間中の中性子線量 (10^{15} n/cm ²) を上回る中性子線量 (10^{16} n/cm ²) とピッカース硬さの関係が示されており、機械的特性への影響が無い中性子照射量の範囲を示すための参考文献として妥当である。

使用済燃料乾式貯蔵容器の設計及び評価で引用している文献の記載内容について

番号	安全審査資料		参考文献		参考文献としての妥当性 (以下の観点から、適用することが妥当であると 考えている。)
	記載箇所	記載内容	文献名 (国際規格/研究機関論文等)	文献概要	
1 9	6. 使用済燃料乾式貯蔵容器の 長期健全性について 6.2 適合性について	<16 条-別紙-31 ページ> (8) 伝熱フィン 【熱的影響】 銅は、設計貯蔵期間中の温度条件において、設計用強度・物性値が規定 ¹⁹⁾ されており、その温度範囲で使用するため、低温脆性を含め、熱による経年変化を考慮する必要はない。	(一財)日本規格協会、「圧力 容器の設計 (JIS B 8267 : 2015)」, (2015).	-40℃~200℃の温度範囲において、設計用強度と物性値が規定されてい る。	○本文献は、銅の設計用強度及び物性値の規格 値。この温度範囲 (-40℃~200℃) は乾式キ ャスクの設計貯蔵期間中の温度範囲を包絡し ており、参考文献として妥当である。
2 0	6. 使用済燃料乾式貯蔵容器の 長期健全性について 6.2 適合性について	<16 条-別紙-31 ページ> (8) 伝熱フィン 【化学的影響】 銅の電極電位は炭素鋼に比べて高く、イオン化傾向の低い金属である ²⁰⁾ ことから、銅は腐食することはなく、炭素鋼が選択的に腐食される。	(公社)腐食防食協会編、「材 料環境学入門」, 丸善 (株), (1993).	銅の電極電位は炭素鋼 (鉄) に比べて高く、イオン化傾向の低い金属で ある。	○本文献は、金属の熱力学的貴卑を示す基礎デー タであり、参考文献として妥当である。
2 1	6. 使用済燃料乾式貯蔵容器の 長期健全性について 6.2 適合性について	<16 条-別紙-32 ページ> (8) 伝熱フィン 【化学的影響】 伝熱フィンと胴及び外筒の接合部において異種金属接触による腐食促 進の可能性があるが、密閉静止した淡水環境における銅が接続した鋼の腐 食試験において鋼単独の場合の腐食速度と同程度になることが確認され ている ²¹⁾ 。	能登谷武紀, 密閉系淡水にお ける鋼-銅系のガルバニック 腐食, 伸銅技術研究会誌 33 巻, (1994).	密閉した水道水において銅を接続した鋼の腐食試験の結果、鋼の腐食速 度は 1 週間以内に約 2 桁減少した。銅を接続した鋼の腐食速度は、比液 量、表面積比、溶液の電気伝導率などに依存するが、腐食反応に伴う溶 存酸素の消費により、鋼の腐食速度は短時間に大幅に減少する。	○本文献には、乾式キャスクの伝熱フィン及び胴 又は外筒と同じ材料である銅及び炭素鋼を用 いた腐食試験の結果が示されている。本試験 は、貯蔵期間中の伝熱フィンと同じ淡水条件 (中性子遮蔽材により生じる水分に相当)・密閉 環境であるため、参考文献として妥当である。
2 2	6. 使用済燃料乾式貯蔵容器の 長期健全性について 6.2 適合性について	<16 条-別紙-32、33 ページ> (9) 使用済燃料被覆管 【照射影響】 燃料被覆管に使用するジルコニウム合金は、設計貯蔵期間中の中性子照 射量が 1.6×10^{15} n/cm ² であり、炉内の中性子照射量 ($10^{21} \sim 10^{22}$ n/cm ²) に対して十分低いことから、照射の影響は無視し得る ²²⁾ 。 【熱的影響】 熱による経年変化としては、クリープひずみの進行による燃料被覆管の 破損、照射硬化の回復による燃料被覆管強度の低下、燃料被覆管中の水素 化物再配向による燃料被覆管の脆化、及び応力腐食割れについて評価する 必要がある ²³⁾ 。 クリープひずみの進行については、予測式に基づく累積クリープひずみ が 1 % 以下となるよう制限することで防止できる ²²⁾ ことが示されてお り、燃料被覆管中の水素化物再配向に係る制限以内では、クリープひずみ が 1% を超えることはない。 照射硬化の回復については、国内軽水炉で照射された PWR 照射済被覆管 を用いた照射硬化回復試験の結果では、硬化の回復のしきい値は 55 GwD/t 燃料では 270℃ 近傍 ²²⁾ であり、また、48GwD/t 燃料では 300 °C 近傍 ²²⁾ で あり、しきい値以下であれば照射硬化の回復の可能性は小さいため、使用 済燃料被覆管の温度を制限することにより防止する。 燃料被覆管中の水素化物再配向については、国内の軽水炉で照射された PWR 燃料の燃料被覆管を用いた水素化物再配向試験及び機械的特性試験の 結果、被覆管の周方向機械的特性が低下しない燃料被覆管の温度が 55 GwD/t 燃料では 250 °C 以下、周方向応力が 90 MPa 以下 ²³⁾ と求められてお り、また、48 GwD/t 燃料では 275 °C 以下、周方向応力が 100MPa 以下 ²²⁾ と 求められており、燃料被覆管温度と周方向応力を制限することによって、 機械的特性の劣化を防止する。 応力腐食割れについては、燃料棒ペレットの温度上昇による腐食性核分 裂生成ガスの放出はなく、また、原子炉運転中に燃料棒ペレットから放出 されたよう素はヨウ化セシウムとして安定に存在することから応力腐食 割れが発生する化学的雰囲気となっていない ²²⁾ 。なお、腐食性雰囲気 での応力腐食割れ試験でジルコニウム合金の応力腐食割れのしきい応力は 55GwD/t 燃料では 150MPa であり、また、48GwD/t 燃料では 200 MPa であり、 設計貯蔵期間中の応力はこれに比べて十分低い ²²⁾ 。	総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 核燃 料サイクル安全小委員会 中間貯蔵ワーキンググルー プ 輸送ワーキンググルー プ、「金属製乾式キャスクを 用いる使用済燃料中間貯蔵 施設における金属製乾式キ ャスクとその収納物の長期 健全性について」, (2009).	・照射劣化 貯蔵期間中の中性子照射量は $10^{15} \sim 10^{16}$ cm ² 程度と評価されており、炉 内照射に伴う中性子照射量 $10^{21} \sim 10^{22}$ cm ² に比べて無視できるもので あり、貯蔵中の中性子照射は機械特性に影響しないと評価する。 ・クリープ 国内で照射された照射済ジルコイ 4 被覆管を用いたクリープ試験 が実施され、1% 以上の変形能力を有することが確認されている。設計 貯蔵期間中には温度を制限することによりクリープひずみが 1% 以下 に制限でき、クリープ破損を防止することができる。 ・照射硬化 ジルコイ 4 被覆管は炉内照射により強度が増し、延性が低下する が、高温条件に長時間保持されると照射効果が徐々に回復する。約 300℃ では照射硬化の回復の可能性は小さいことが確認されている。 ・水素化物再配向 貯蔵中は燃料棒の内圧が外圧より高いため、被覆管には周方向応力 が発生している。照射被覆管を用いた水素化物再配向試験及び機械特 性試験を行い、ジルコイ 4 被覆管温度を 275℃ 以下、周方向応力を 100MPa 以下に制限することにより、機械特性の劣化を防止するこ とができる。 ・応力腐食割れ 腐食性雰囲気が整った条件におけるジルコイ 4 の SCC 発生のしき い応力は 200MPa 程度であり、設計貯蔵期間中の応力はこれに比べて 低いことから、SCC は発生しない。	○本文献は、乾式キャスクに収納する PWR39GwD/t 及び 48GwD/t を対象とし、実燃料と同じ材料を 用いた試験結果に基づく評価結果である。ま た、本文献結果に示す中性子照射量及び燃焼度 等の試験条件は、乾式キャスクの設計貯蔵期 間の環境を包絡する条件下で得られた結果で あるため、参考文献として妥当である。

使用済燃料乾式貯蔵容器の設計及び評価で引用している文献の記載内容について

番号	安全審査資料		参考文献		参考文献としての妥当性 (以下の観点から、適用することが妥当であると 考えている。)
	記載箇所	記載内容	文献名 (国際規格/研究機関論文等)	文献概要	
23	6. 使用済燃料乾式貯蔵容器の 長期健全性について 6.2 適合性について	<16 条-別紙-32、33 ページ> (9) 使用済燃料被覆管 【熱的影響】 燃料被覆管中の水素化物再配向については、国内の軽水炉で照射された PWR 燃料の燃料被覆管を用いた水素化物再配向試験及び機械的特性試験の結果、被覆管の周方向機械的特性が低下しない燃料被覆管の温度が 55 GWd/t 燃料では 250 °C以下、周方向応力が 90 MPa 以下 ²³⁾ と求められており、また、48 GWd/t 燃料では 275 °C以下、周方向応力が 100MPa 以下 ²²⁾ と求められており、燃料被覆管温度と周方向応力を制限することによって、機械的特性の劣化を防止する。	(独)原子力安全基盤機構, 「平成 20 年度 リサイクル 燃料資源貯蔵技術調査等(中 間貯蔵設備等長期健全性等 試験のうち貯蔵燃料健全性 等調査に関する試験成果報 告書)」, (2009).	・水素化物再配向 貯蔵中は燃料棒の内圧が外圧より高いため、被覆管には周方向応力が発生している。照射被覆管を用いた水素化物再配向試験及び機械特性試験を行い、MDA 及び ZIRLO 被覆管温度を 250°C以下、周方向応力を 90MPa 以下に制限することにより、機械特性の劣化を防止することができる。	○本文献は、乾式キャスクに収納する PWR55GWd/t を対象とし、実燃料と同じ材料を用いた試験結果に基づく評価結果である。また、本文献結果に示す中性子照射量及び燃焼度等の試験条件は、乾式キャスクの設計貯蔵期間中の環境を包絡する条件下で得られた結果であるため、参考文献として妥当である。

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉

使用済燃料乾式貯蔵施設の設置変更
許可に係る詳細な確認範囲について

使用済燃料乾式貯蔵施設の設置変更許可に係る詳細な確認範囲を明確にするため、既設建屋（燃料取扱棟）において、使用済燃料乾式貯蔵容器（以下、「乾式キャスク」という。）へ使用済燃料集合体を装荷する作業から、乾式キャスクを使用済燃料乾式貯蔵建屋（以下、「乾式貯蔵建屋」という。）内に貯蔵し、貯蔵後に構外輸送するまでの全体プロセスを整理した結果を表1に示す。このうち、既設建屋における使用済燃料ピットクレーン（以下、「SFPクレーン」という。）および燃料取扱棟クレーン（以下、「FH/Bクレーン」という。）での新燃料（輸送容器含む）、使用済燃料、使用済燃料輸送容器および乾式キャスクの取扱いについて、下表に示す。

表 SFPクレーンおよびFH/Bクレーンの取扱い設備

	SFPクレーン	FH/Bクレーン
新燃料（輸送容器含む）	×	○
使用済燃料	○	×
使用済燃料輸送容器	×	○
乾式キャスク	×	○

○：取扱う、×：取扱わない

1. SFPクレーンでの取扱いについて

SFPクレーンでの使用済燃料の取扱いについては、燃料取扱設備として許可を受けている。ここで、SFPクレーンについては、今回取扱う使用済燃料が、既許可と同一であることから、既許可に包絡される。詳細は添付資料参照。

2. FH/Bクレーンでの取扱いについて

FH/Bクレーンについては、新燃料（輸送容器含む）を取扱うことから燃料取扱設備として許可を受けているとともに、使用済燃料輸送容器を取扱う設備としても許可を受けている。ここで、FH/Bクレーンにより今回新たな乾式キャスクを取扱うこととなるが、表2に示すと

り、FH/B クレーンの容量（吊荷重）以下であることから、当該クレーンの既設設備の改造は伴わず使用することができ、既許可に包絡される。

3. 運搬モードについて

乾式キャスクの運搬モードについては、既に許可を受けている発電所内の構内輸送に用いる使用済燃料輸送容器と同様であり、乾式キャスクについては「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」で要求される事項を満足することを核燃料輸送物設計承認申請において説明している。なお、核燃料輸送物設計承認申請では、乾式キャスクへの燃料装荷作業中において、乾式キャスクが冠水する際の未臨界性についても説明している。

以上のとおり、運搬モード（既設建屋における乾式キャスクの取扱いを含む）については、既許可または別途審査に包絡されることから、乾式貯蔵施設の設置変更許可に係る審査においては、乾式キャスクの通常貯蔵様態（乾式貯蔵建屋内での取扱モードおよび貯蔵モード）を審査頂きたいと考えている。

以 上

表 1. 乾式キャスクのモード、運用管理及び確認範囲に関する整理表 (1/2) (参考)

場所	既設建屋			乾式貯蔵建屋									
	SFP キャスクピット	除染場 ピット	トレーラ エリア	構内			取扱区域			貯蔵区域			
項目	燃料 キャスク 燃料 装荷 作業	燃料 装荷 作業	燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業	燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業	燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業	燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業	燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業	燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業	燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業	燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業	燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業	燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業	燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業 燃料 装荷 作業
状態	燃料取扱	燃料取扱	燃料取扱	燃料取扱	燃料取扱	燃料取扱	燃料取扱	燃料取扱	燃料取扱	燃料取扱	燃料取扱	燃料取扱	燃料取扱
モード													
設計													

乾式貯蔵建屋へのルート
 ※：真空乾燥作業は、収納する使用済燃料の崩壊熱による温度上昇を踏まえ、作業時間等を管理することにより、使用済燃料の温度制限範囲内で実施する。

表 1. 乾式キャスクのモード、運用管理及び確認範囲に関する整理表 (2 / 2) (参考)

場所	乾式貯蔵建屋	
	構内	貯蔵区域
項目	構外輸送 (岸壁↓輸送先)	構内輸送 (乾式貯蔵↓岸壁)
	乾式キャスク乗送	発送仕立て② (緩衝体取付・車両積 付け) 取扱区域内搬送 (天井クレーン搬送) 発送仕立て作業① (監視設備取外し・三 次蓋取付) 取扱区域内搬送 (搬送台車搬送) 貯蔵区域内搬送 (搬送台車搬送)
状態	輸送状態 (緩衝体、三次蓋取付)	通常貯蔵状態 貯蔵指定位置解除 (アンカ解除)
モード	運搬モード (外運搬)	取扱モード 貯蔵モード
設計	運搬モード (外運搬)	乾式貯蔵に係る詳細な確認範囲 貯蔵中の兼用キャスクへの波及的影響 確認範囲

↓
構外搬出ルート

表 2. 既設設備、使用済燃料輸送容器および乾式キヤスクの仕様

既設設備		使用済燃料輸送容器重量 (NFT-14P 型)	乾式キヤスク重量		備考
名称	仕様		MSF-21P 型	MSF-24P 型	
FH/B クレーン	容量 (吊荷重) 150 (t)	約 114 (t)	約 120 (t)	約 123 (t)	乾式キヤスク重量は、FH/B クレーンの容量 (吊荷重) の範囲内

乾式キャスクへの燃料装荷時想定事象と設計基準事故（燃料集合体の落下）との比較について

乾式キャスクへ使用済燃料集合体を装荷する作業時に想定される事象が、既許可の設計基準事故（燃料集合体の落下）に包絡されていることを示す。

乾式キャスクは、既設建屋において、使用済燃料ピット（以下、「SFP」という。）およびキャスクピットで使用済燃料集合体の装荷作業を行う。なお、当該作業には既設設備を用い、新たに追加、仕様変更等を伴う設備はない。

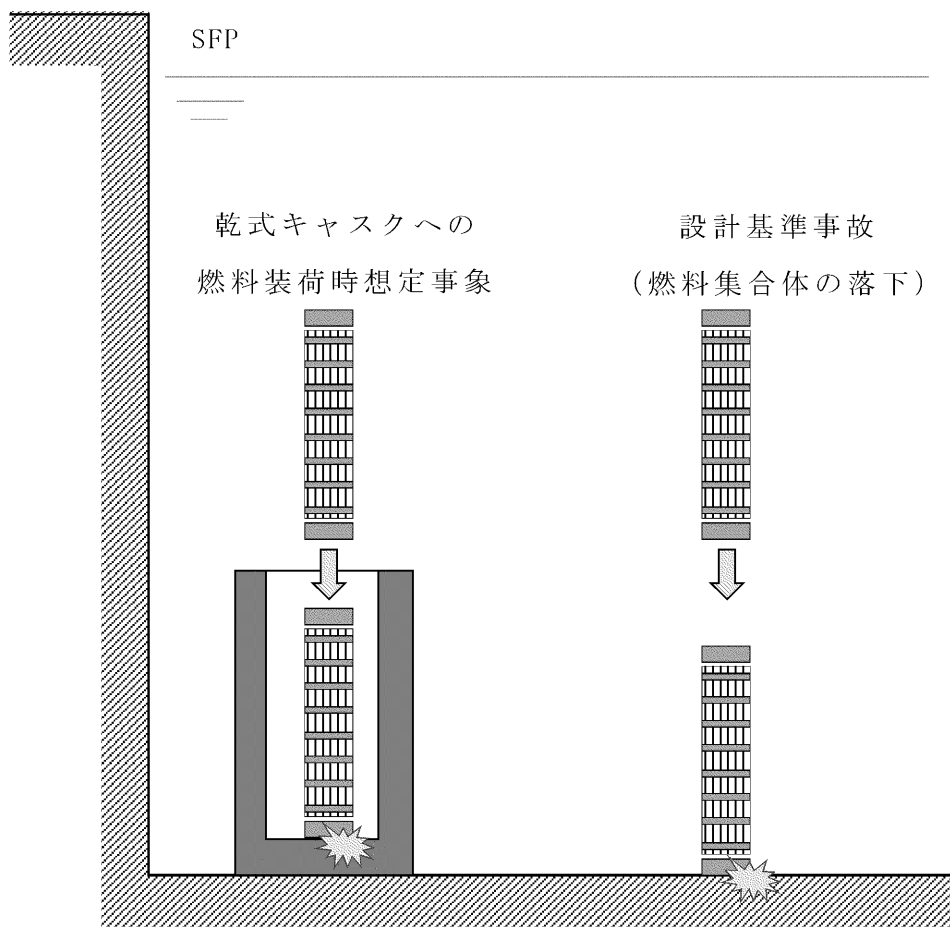
ここで、キャスクピットに据付けられた乾式キャスクに使用済燃料集合体を装荷する作業において想定される事象と、既許可において想定している事象を比較整理した結果を表 1 に示す。また、これらの事象について、SFP における燃料取扱時の高さ関係を図 1 に示す。

表 1 に示すとおり、燃料仕様、燃焼度、冷却時間（年数）および落下想定高さが、既許可の設計基準事故（燃料集合体の落下）に包絡されており、乾式キャスクを運用する上で既許可への影響はなく、新たに審査される項目はないことを確認した。

表 1 乾式キヤスクへの燃料装荷時想定事象と設計基準事故
(燃料集合体の落下) との比較

	乾式キヤスクへの燃料装荷時想定事象	設計基準事故 (燃料集合体の落下)		比較	
		3号炉 SFP	4号炉 SFP		
評価条件	型	17×17 型 48GWd/t	17×17 型 48GWd/t	燃料に係る評価条件は、設計基準事故（燃料集合体の落下）に包絡される。	
	燃料仕様	48GWd/t	48GWd/t	同上	
	冷却時間	131, 496 時間 (15 年)	100 時間	100 時間	同上
	評価場所	SFP*	SFP*	—	
	落下場所	乾式キヤスク 底部	SFP床*	SFP床*	落下高さは、設計基準事故（燃料集合体の落下）に包絡される。

※ 玄海 3/4 号炉 SFP における比較



(注) 比較のため SFP とキャスクピットの区画等は省略

図 1 SFP における燃料取扱時の高さ関係

貯蔵中の乾式キャスクの転倒防止
(エアパレット搬送時含む) について

1. 概要

使用済燃料乾式貯蔵施設（以下、「乾式貯蔵施設」という。）において、使用済燃料乾式貯蔵容器（以下、「乾式キャスク」という。）を乾式貯蔵容器搬送台車（以下、「搬送台車」という。）で搬送中に転倒しないこと及び貯蔵中の乾式キャスクに衝突しないことを示す。

2. 乾式キャスクの貯蔵架台での固定条件

乾式キャスクは、図1及び図2に示すように、貯蔵架台に設置し、4つの下部トラニオンを固定する方式とする。このため、搬送中であっても、乾式キャスクが貯蔵架台から浮き上がることはない。

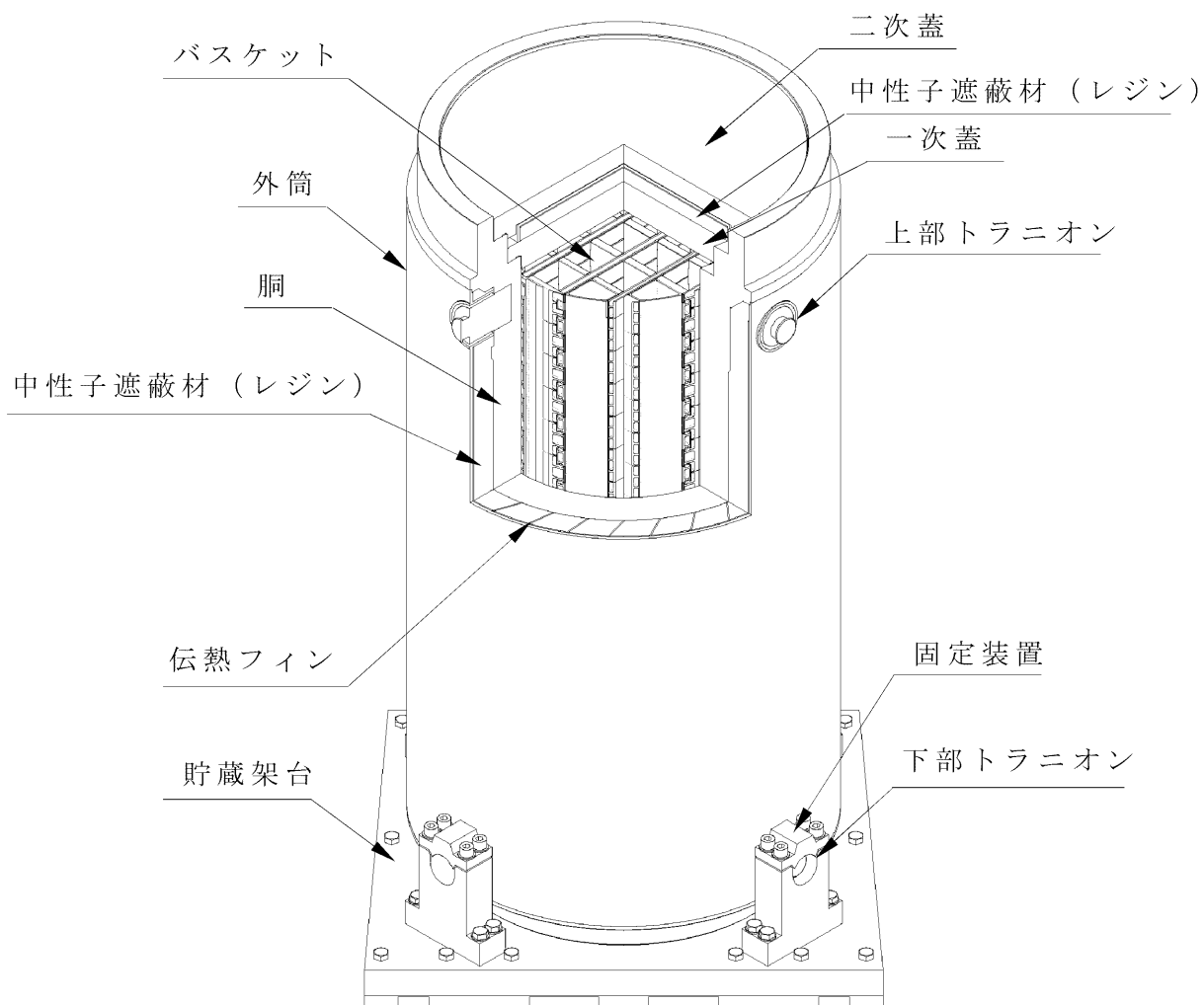


図1 貯蔵架台設置時の乾式キャスク

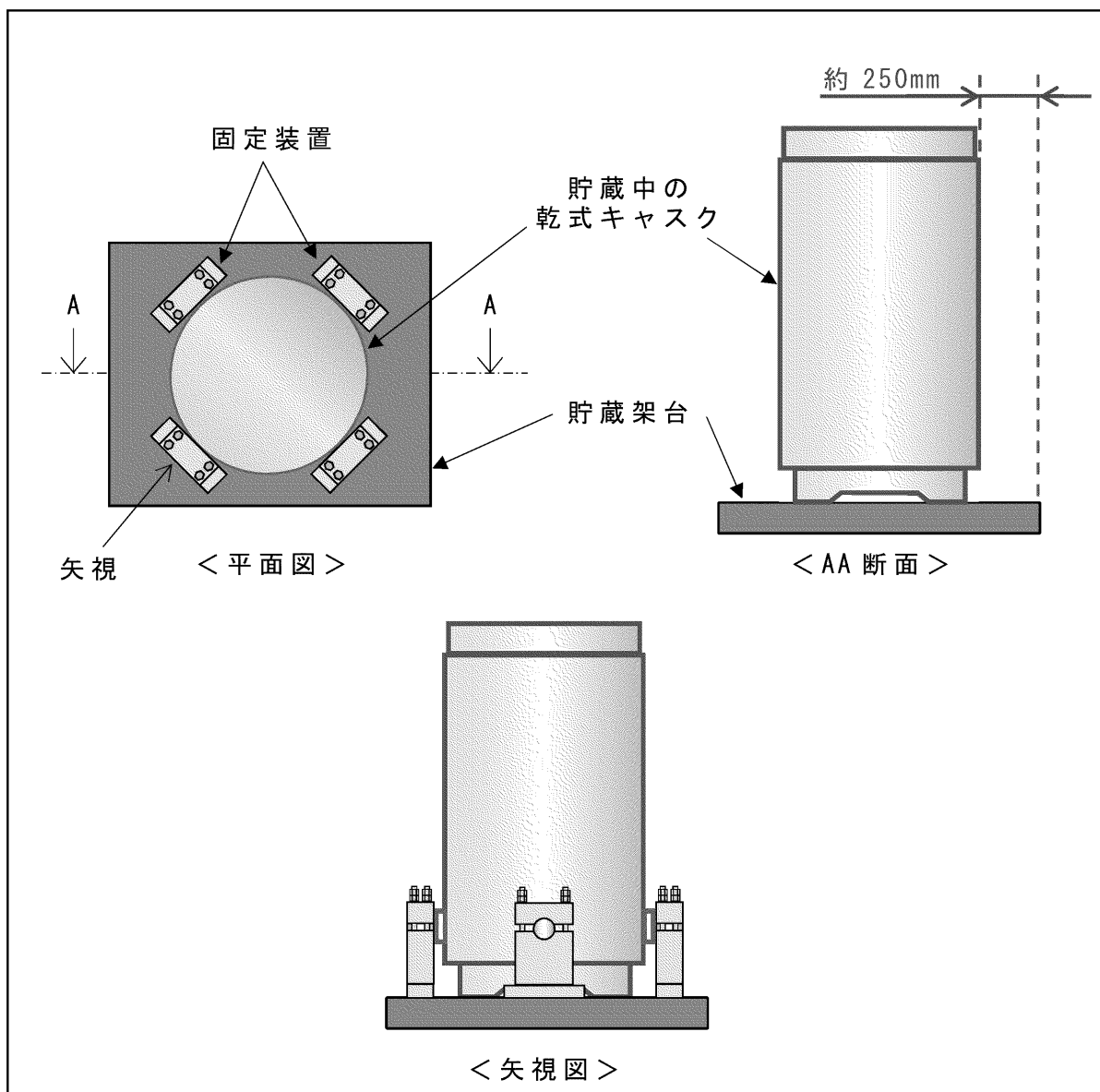


図 2 貯蔵架台により支持された乾式キャスクの状態


3. 乾式キャスクの転倒に対するクライテリア


乾式キャスクを貯蔵架台に設置せずに、乾式キャスク単体で床面に貯蔵した場合の乾式キャスクの転倒に対するクライテリアを以下に示す。なお、貯蔵状態から転倒に至るまでの各状態を図 3 及び以下の①～④に示す。


貯蔵状態

- ① 乾式キャスクの重心位置が回転中心を超えない場合、自重が自身の姿勢を復元する方向に作用するため、乾式キャスクは転倒せず、貯蔵状態に戻る状態
- ② 貯蔵中の乾式キャスクの重心が、回転中心の直上に位置する状態（クライテリア）
- ③ 乾式キャスクの重心位置が回転中心を超える場合、自重が自身を転倒させる方向に作用し、乾式キャスクが転倒する状態

ここで、乾式キャスクが転倒する場合、乾式キャスク転倒のクライテリアは、幾何学的に図3に示すとおりとなる。

・MSF-24P型：

ここで、実際の乾式キャスクの転倒に対するクライテリアは、2.に示すように乾式キャスクが貯蔵架台及び搬送台車に固定されており、乾式キャスク単体より重心が低く、回転中心と重心との水平距離が長くなるため、乾式キャスク単体の転倒に対するクライテリアより大きくなるが、保守的に乾式キャスク（MSF-24P型）単体の転倒のクライテリア（)を用い、評価する。

：商業機密に係る事項のため公開できません

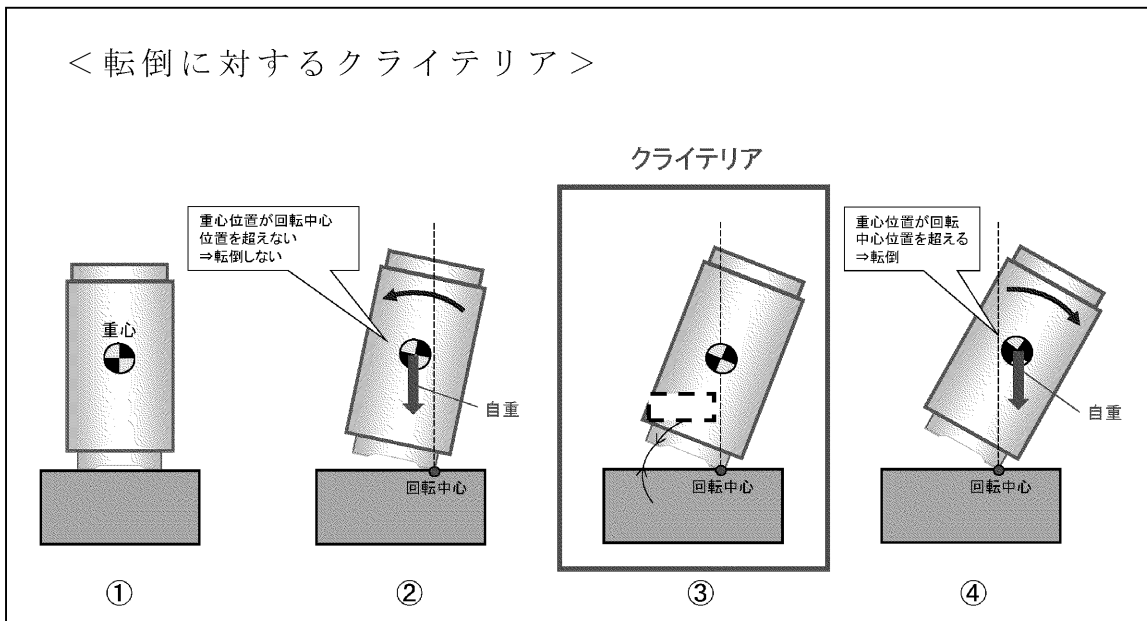


図3 乾式キャスクが貯蔵状態から転倒に至るまでの各状態

4. 乾式キャスクの転倒及び乾式キャスク同士の衝突の防止

乾式キャスク搬送中に搬送台車が仮に逸走し、搬送中の乾式キャスクの貯蔵架台と貯蔵中の乾式キャスクの貯蔵架台同士が衝突した場合を想定し、搬送中の乾式キャスクが転倒しないこと及び貯蔵中の乾式キャスクへ衝突しないことを評価する。

ここで、衝突速度を 0.0334 (m/s) ※¹ とし、搬送台車及び乾式キャスク（貯蔵架台含む）が一体で傾く場合を想定する。ただし、搬送台車及び乾式キャスク（貯蔵架台含む）が一体となった場合の重心位置及び重量においては、保守的に搬送台車を考慮しない。

※1：搬送台車の最大走行速度（2m／分）

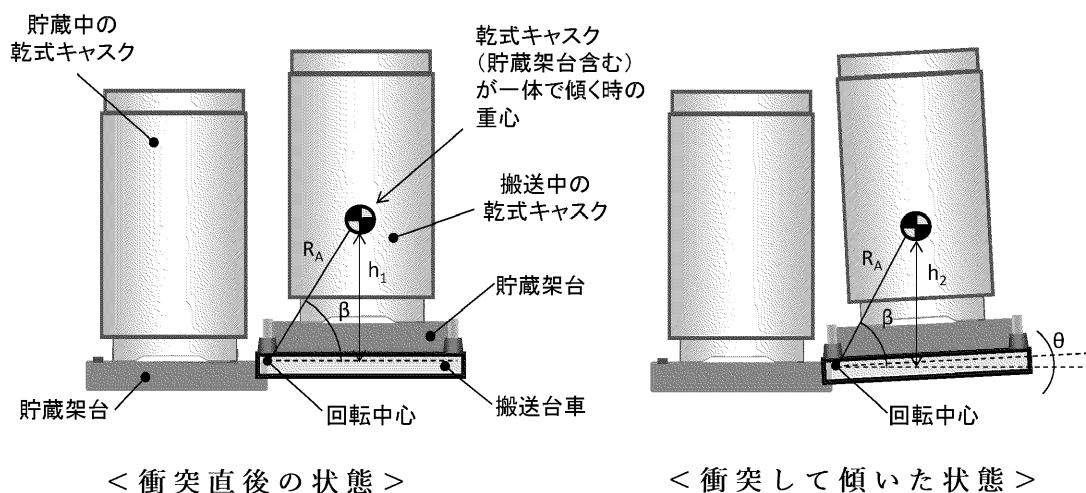
このとき、衝突速度での運動エネルギーが、全て転倒エネルギー（乾式キャスク（貯蔵架台含む）の位置エネルギー）に使われたと仮定し、次式から傾き角を求めると、約 $\boxed{\quad}$ となり、乾式キャスク単体の転倒のクライテリア（約 $\boxed{\quad}$ ）より十分小さいため、搬送中の乾式キャスクは転倒しない。

$\boxed{\quad}$ ：商業機密に係る事項のため公開できません

$$\frac{1}{2}m(v)^2 = mgh_2 - mgh_1 \quad , \quad \theta = \sin^{-1}\left(\frac{h_2}{R_A}\right) - \beta \approx 0.01$$

ここで、計算式中の記号は以下のとおりである。

- m : 乾式キャスク（貯蔵架台含む）の重量 (kg)
- v : 衝突速度 (m/s)
- g : 重力加速度 (m/s²)
- h₁ : 衝突直後の状態における、回転中心を基準高さとした乾式キャスク（貯蔵架台含む）の重心高さ (m)
- h₂ : 衝突して傾いた状態における、回転中心を基準高さとした乾式キャスク（貯蔵架台含む）の重心高さ (m)
- θ : 乾式キャスク（貯蔵架台含む）の傾き角 (°)
- R_A : 回転中心から乾式キャスク（貯蔵架台含む）の重心までの距離 (m)
- β : 回転中心を通る水平面及び直線 R_A で構成される角度 (°)



また、図 4 の平面図及び断面図に示すように、搬送中に搬送台車及び乾式キャスク（貯蔵架台含む）が傾いても、搬送中の乾式キャスクの端部と貯蔵架台端部までの水平距離は約 250mm^{※2} となり、乾式キャスクの端部が貯蔵架台の端部より外側に出ることはなく、貯蔵中の乾

式キャスクとの水平距離が約 500mm 確保されることから、貯蔵中の乾式キャスクは搬送中の乾式キャスクと衝突しない。

※ 2 : 貯蔵架台が乾式キャスクと一体となって傾くため、厳密には貯蔵架台端部の位置も変化するが、傾き角が非常に軽微のため、ここでは貯蔵架台の位置が変化していないと仮定する。

以上より、乾式キャスク搬送中に搬送台車が逸走し、貯蔵中の乾式キャスクの貯蔵架台と衝突しても、搬送中の乾式キャスクは転倒せず、貯蔵中の乾式キャスクにも衝突しない。

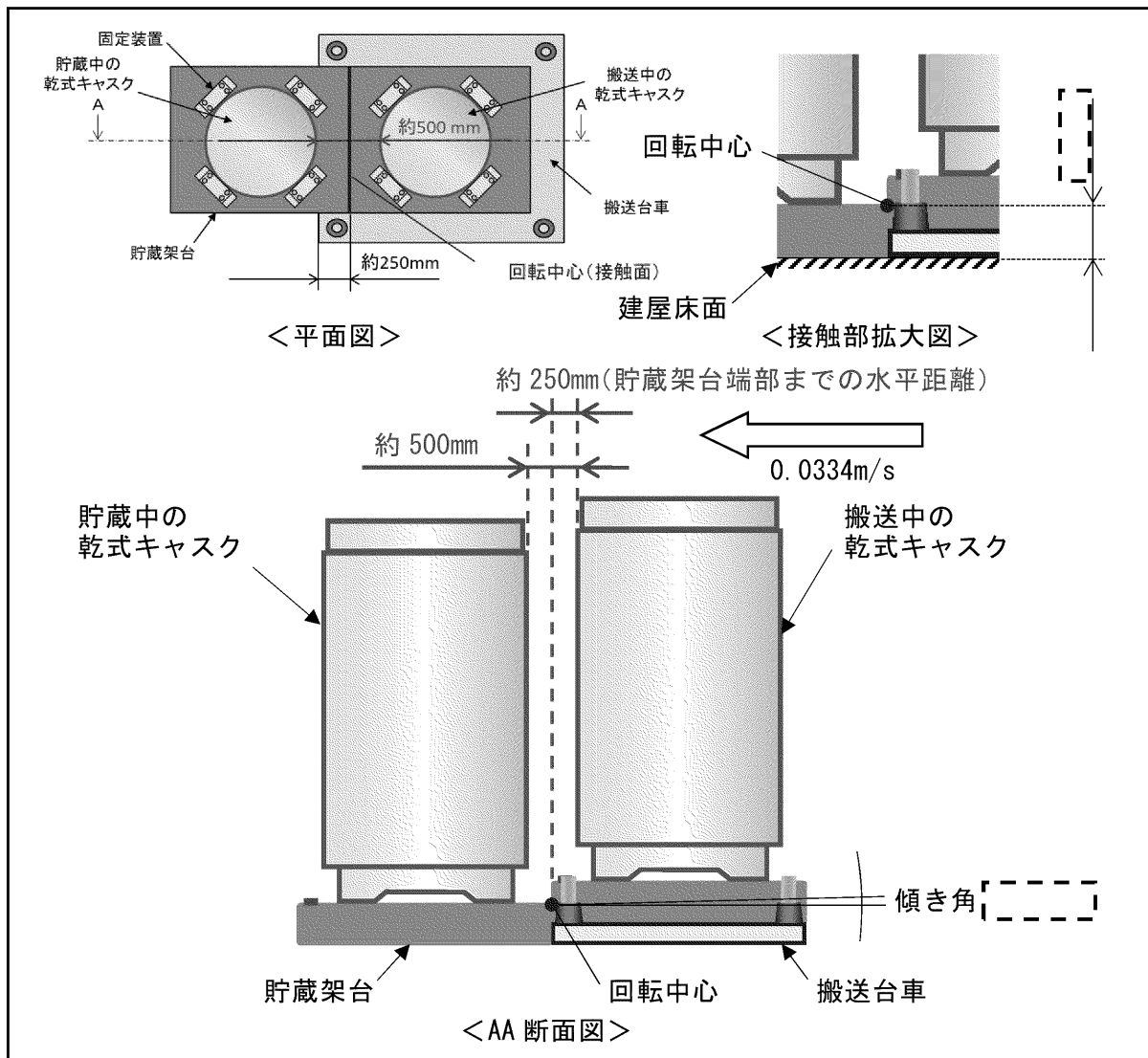


図 4 搬送台車及び乾式キャスクが一体で傾く場合の状態

〔 〕 : 商業機密に係る事項のため公開できません
16条-参考3-6

解析条件等の比較
(核燃料輸送物設計承認申請／設置変更
許可申請)

16 条における乾式キャスクの安全評価（遮蔽、臨界、除熱、閉じ込め）と核燃料輸送物設計承認申請における安全評価での解析条件の違いについて、MSF-24P 型の例を表 1～5 および図 1～4 に示す。

表 1 線源強度計算及び崩壊熱量計算における解析条件の相違

	輸送時		貯蔵時	輸送時との相違
	一般の試験条件	特別の試験条件		
解析コード	ORIGEN2.2UPJ	同左	同左	同じ
燃焼度	48,000 MWd/t (中央部) 44,000 MWd/t (外周部)	同左	同左	同じ
平均比出力	38.4 MW/t	同左	同左	同じ
照射日数	1,250 日 (中央部) 1,146 日 (外周部) 2,344 日 (BP)	同左	同左	同じ
初期濃縮度		同左	同左	同じ
冷却日数	5,479 日	同左	同左	同じ
ウラン重量		同左	同左	同じ
PF	考慮	同左	同左	同じ

※：MSF-24P 型の例で記載

「」：商業機密に係る事項のため公開できません

表 2 遮蔽評価における解析条件の相違

	輸送時		貯蔵時	輸送時との相違
	通常輸送時及び一般の試験条件	特別の試験条件		
解析コード	DOT3.5	同左	同左	同じ
解析モデル	横置き想定 ・緩衝体：考慮（ただし、一般の試験条件下では、0.3m落下時の変形を考慮） ・三次蓋：考慮 ・その他部位：考慮	横置き想定 ・緩衝体：無視 ・三次蓋：考慮 ・その他部位：考慮 ・外筒、側部レジンの1m貫通試験による貫通孔をモデル化	縦置き想定 ・緩衝体：なし ・三次蓋：なし ・その他部位：考慮	貯蔵時は、三次蓋と緩衝体がない。
寸法公差	解析モデルの各種寸法は公称寸法でモデル化するが、各構成部材の寸法公差については最小厚さを密度係数（＝最小寸法／公称寸法）で考慮	同左	同左	同じ
密度	レジン以外：最低保証密度を使用 して原子個数密度を設定 レジン：2.5%の減損を考慮 （60年間の経年変化を考慮）	レジン以外：最低保証密度を使用して原子個数密度を設定 レジン：50%の減損を考慮 （火災後の損耗を考慮）	同左（通常輸送時及び一般の試験条件）	同じ（通常輸送時及び一般の試験条件）
判定基準	<u>通常輸送時</u> 表面： ≤ 2000 ($\mu\text{Sv/h}$) 表面から1 m： ≤ 100 ($\mu\text{Sv/h}$) 一般の試験条件 表面： ≤ 2000 ($\mu\text{Sv/h}$)	表面から1 m： ≤ 10 (mSv/h)	同左（通常輸送時）	同じ（通常輸送時）

表3 臨界評価における解析条件の相違

	輸送時		貯蔵時	輸送時との相違
	取扱い時	一般/特別の試験条件		
解析コード	SCALE6.2.1	同左	同左	同じ
収納燃料	17×17型 (48GWd/t)	同左	同左	同じ
燃料材質	二酸化ウラン	同左	同左	同じ
被覆管材質	ジルコニウム	同左	同左	同じ
燃料密度	95% 理論密度	同左	同左	同じ
ペレット直径	0.819 cm	同左	同左	同じ
燃料有効長	364.8 cm	同左	同左	同じ
被覆管肉厚	0.057 cm	同左	同左	同じ
燃料棒数	264 本	同左	同左	同じ
初期濃縮度	1.26 wt%	同左	同左	同じ
燃料棒ピッチ	通常 (1.26 cm)	通常、1 スパン拡大/縮小を考慮	同左 (取扱い時)	同じ
燃料集合体の幅	通常 (21.42 cm)	通常、1 スパン拡大/縮小を考慮	同左 (取扱い時)	同じ
キヤスクの配列	無限配列	同左	同左	同じ
解析モデル	BP 無視 中性子遮蔽材無視 緩衝体及び三次蓋なし その他部位：考慮	BP 無視 中性子遮蔽材無視 緩衝体及び三次蓋無視 (なしと 同じ) その他部位：考慮	同左 (取扱い時)	同じ
寸法公差	バスケットは実効増倍率が大きくなるほうの公差を考慮	同左	同左	同じ
キヤビティ内条件	冠水状態：100%純水	乾燥状態：真空中に5リットルの水蒸気考慮 (浸漬時の水流入)	冠水状態：同左 (取扱い時) 乾燥状態：真空	貯蔵時は浸漬未考慮のため、乾燥状態を真空として評価
キヤビティ外条件	真空	同左	同左	同じ
判定基準	実効増倍率 (+3σ 考慮) <0.95	同左	同左	同じ

※：MSF-24P 型の例で記載

【 】：商業機密に係る事項のため公開できません

表 4 除熱評価における解析条件の相違 (1/2)

	輸送時		貯蔵時	輸送時との相違
	一般の試験条件 (通常時 (注1) / 一般 (注2))	特別の試験条件		
解析コード	ABAQUS	同左	同左	同じ
解析モデル	全体モデル ・緩衝体：考慮 ・三次蓋：考慮 ・その他部位：考慮	全体モデル ・緩衝体：考慮 (ただし、9m 落下時の変形考慮) ・三次蓋：考慮 ・その他部位：考慮	全体モデル ・緩衝体：なし ・三次蓋：なし ・その他部位：考慮	貯蔵時は、三次蓋、三次蓋ボルト及び緩衝体がない。
寸法公差	燃料集合体モデル ・燃料破覆管：考慮 ・燃料棒同士の隙間：He ガス	燃料集合体モデル ・燃料破覆管：考慮 ・燃料棒同士の隙間：He+FP ガス	同左 (一般)	
収納燃料の設計崩壊熱量	ノミナル寸法でモデル化 18.1 kW (17×17 型) 表 1 の保守的な条件にて計算した結果から設定	同左	同左	同じ
周囲温度	38℃ (大気温度)	火災中 (30 分間)：800℃ 火災前後：38℃ (大気温度)	50℃ (建屋内周囲温度)	貯蔵時は、建屋内の条件で解析。
自然対流	横置き状態	同左	縦置き状態	貯蔵時は、縦置き状態の条件で解析。

※：MSF-24P 型の例で記載

(注 1) 人の近づきうる表面の最高温度評価条件 (注 2) 最高温度評価条件

表 4 除熱評価における解析条件の相違 (2/2)

	輸送時		貯蔵時	輸送時との相違
	一般の試験条件 (通常時 (注1) / 一般 (注2))	特別の試験条件		
解析コード	ABAQUS	同左	同左	同じ
ふく射	大気への熱放射 基準温度：38℃	火災中：火炎とのふく射 火災前後：大気への熱放射 基準温度：800℃ (火災中 30 分間) ：38℃ (火災前後)	建屋の天井と床面へのふく射 基準温度：65℃	貯蔵時は、建屋 内の条件で解 析。
太陽熱	通常時：考慮しない 一般：考慮	考慮	同左 (通常時)	同じ
判定基準	バスケット：250℃ 燃料集合体：275℃ レジン：149℃ 金属ガスケット：130℃ 近接表面：85℃ (通常時) 要求なし (一般)	バスケット：同左 燃料集合体：－ レジン：180℃ 金属ガスケット：190℃ 近接表面：要求なし	同左 (一般)	同じ

※：MSF-24P 型の例で記載

(注1) 人の近づきうる表面の最高温度評価条件 (注2) 最高温度評価条件

表5 閉じ込め評価における解析条件の相違 (1/2)

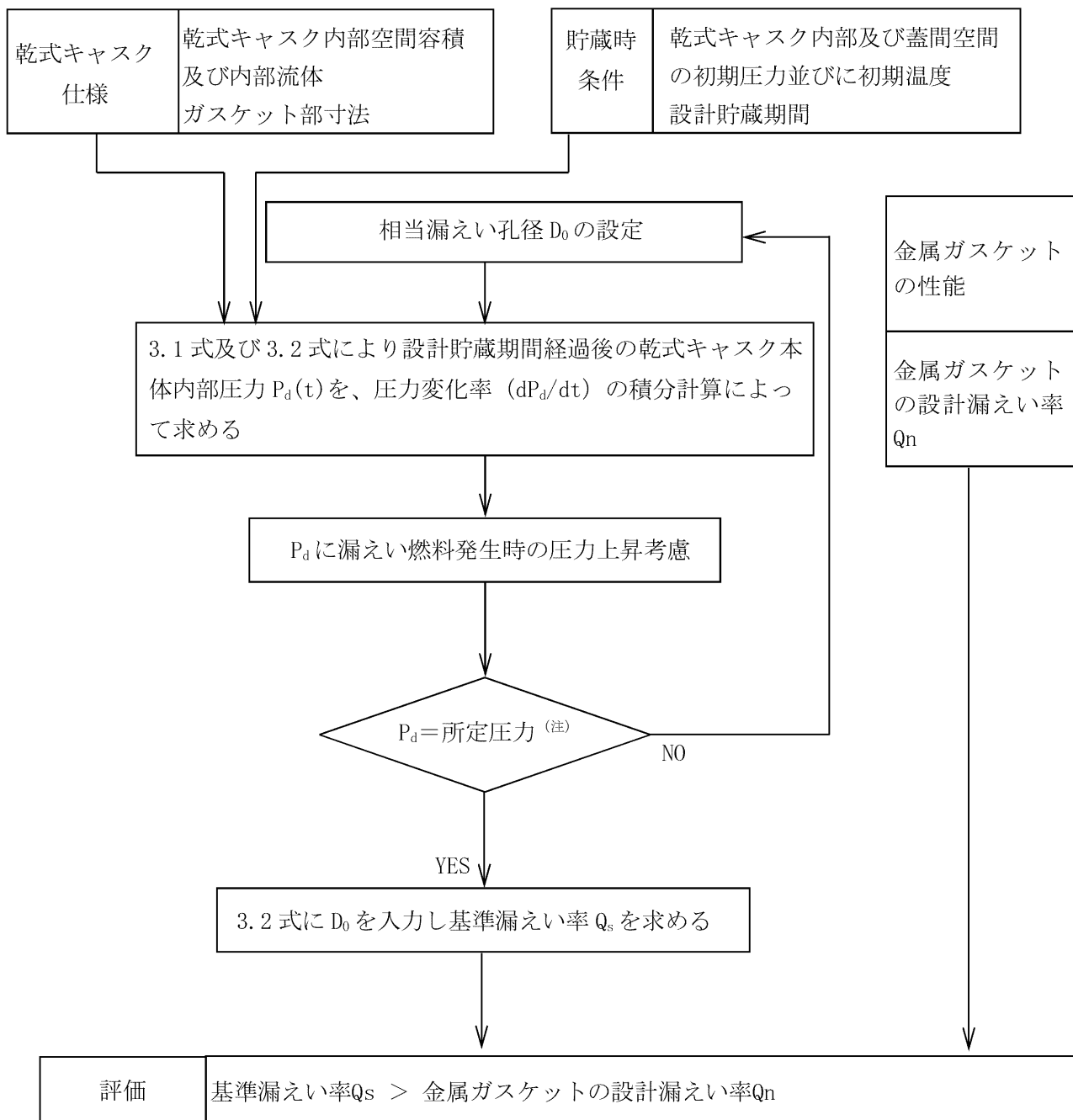
評価方法	輸送時		貯蔵時	輸送時との相違
	一般の試験条件	特別の試験条件		
評価方法	キャビティ内の核分裂性ガス (^3H , ^{85}KR) が大気に漏えいする計算を行い、放射性物質の漏えい率が判定基準以下であることを確認。(一次蓋-二次蓋間は正圧、キャビティ内は負圧であり、キャビティ内ガスが大気に漏えいすることはないが、仮に、一次蓋及び二次蓋を無視し、キャビティ内圧 (三次蓋-胴内圧) が正圧になると想定し評価を実施)	同左 (特別の試験条件におけるキャビティ内圧 (三次蓋-胴内圧) は正圧となる可能性があるため、特別の試験条件下における漏えい率の評価を実施)	一次蓋-二次蓋間に充填されたHeガスがキャビティ内に漏えいする計算を行い、キャビティ内圧が設計評価期間中に負圧 (0.097 MPa 未満) を維持できざる基準漏えい率を計算。また、使用する金属ガスケットの性能が上記漏えい率以下であることを確認。	貯蔵時の閉じ込め境界は一次蓋の金属ガスケット、輸送時の閉じ込め境界は三次蓋のゴムOリングとしている。
評価フロー	図3及び図4参照		図1及び図2参照	
評価式	クヌッセンの式 ポイル・シヤレルの式	同左	同左	同じ
閉じ込め境界	三次蓋 (ゴムOリング)	同左	一次蓋 (金属ガスケット)	評価方法の欄参照。

※：MSF-24P 型の例で記載

表 5 閉じ込め評価における解析条件の相違 (2/2)

	輸送時		貯蔵時	輸送時との相違
	一般の試験条件	特別の試験条件		
燃料破損率	0.1 %	100 %	同左 (一般の試験条件)	同じ
圧力 上流側	0.105 MPa (キャビティ内圧)	0.330 MPa (キャビティ内圧)	0.41 MPa (一次蓋-二次蓋間圧力)	評価方法の欄参照。
下流側	0.097 MPa (大気圧)	同左	0.08 MPa (キャビティ内圧)	評価方法の欄参照。
漏えい気体	He ガス 分子量：4.002602 g/mol	同左	同左	同じ
気体定数	8.3144598 J/(mol・K)	同左	同左	同じ
漏えい気体 の温度	110°C (三次蓋0リング部温度)	195°C (三次蓋0リング部温度)	-25°C (外気の最低温度)	貯蔵時の周囲温度を考慮。
判定基準	放射性物質の漏えい率 <A2 値×10 ⁻⁶ /h	放射性物質の漏えい率 <A2 値/week	金属ガスケットの設計漏えい率 <基準漏えい率	貯蔵時は基準漏えい率と金属ガスケットの性能 (設計漏えい率) を比較。(評価方法の欄参照)

※：MSF-24P 型の例で記載



(注) 所定圧力は、大気圧の変動を考慮し、 9.7×10^4 Pa とする。

図 1 基準漏えい率の計算フロー図 (貯蔵時の閉じ込め計算)

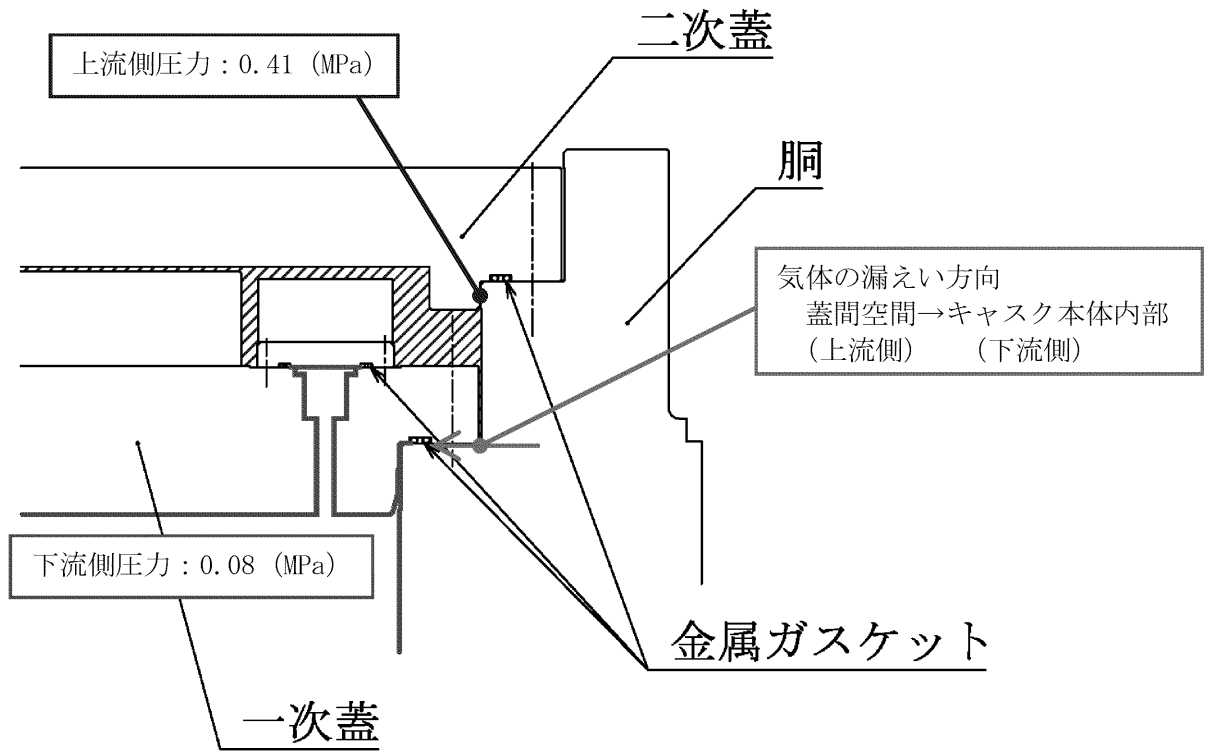


図2 閉じ込め評価に係る構造図 (貯蔵時の閉じ込め計算)

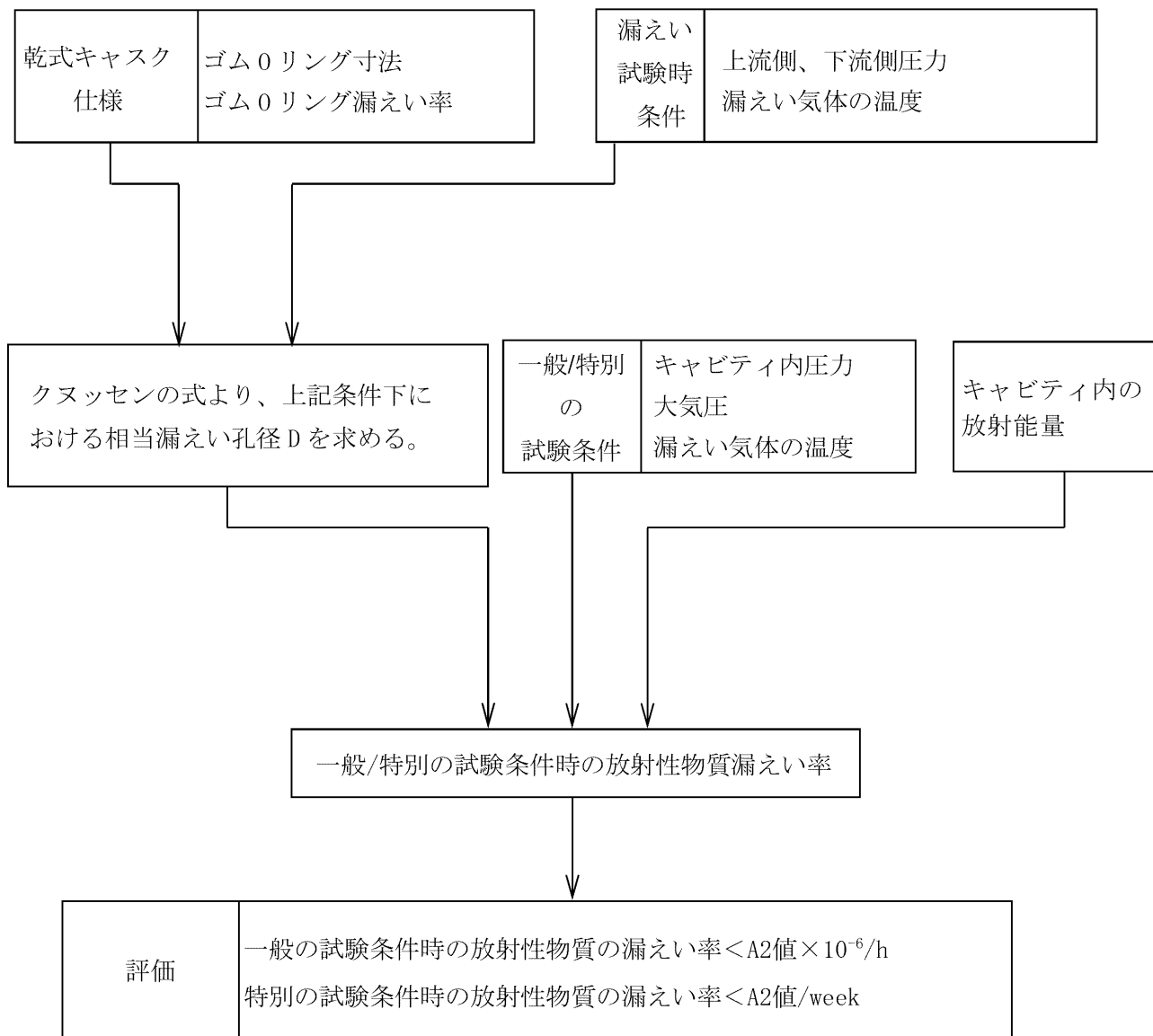


図3 放射性物質の漏えい率の計算フロー図（輸送時の閉じ込め計算）

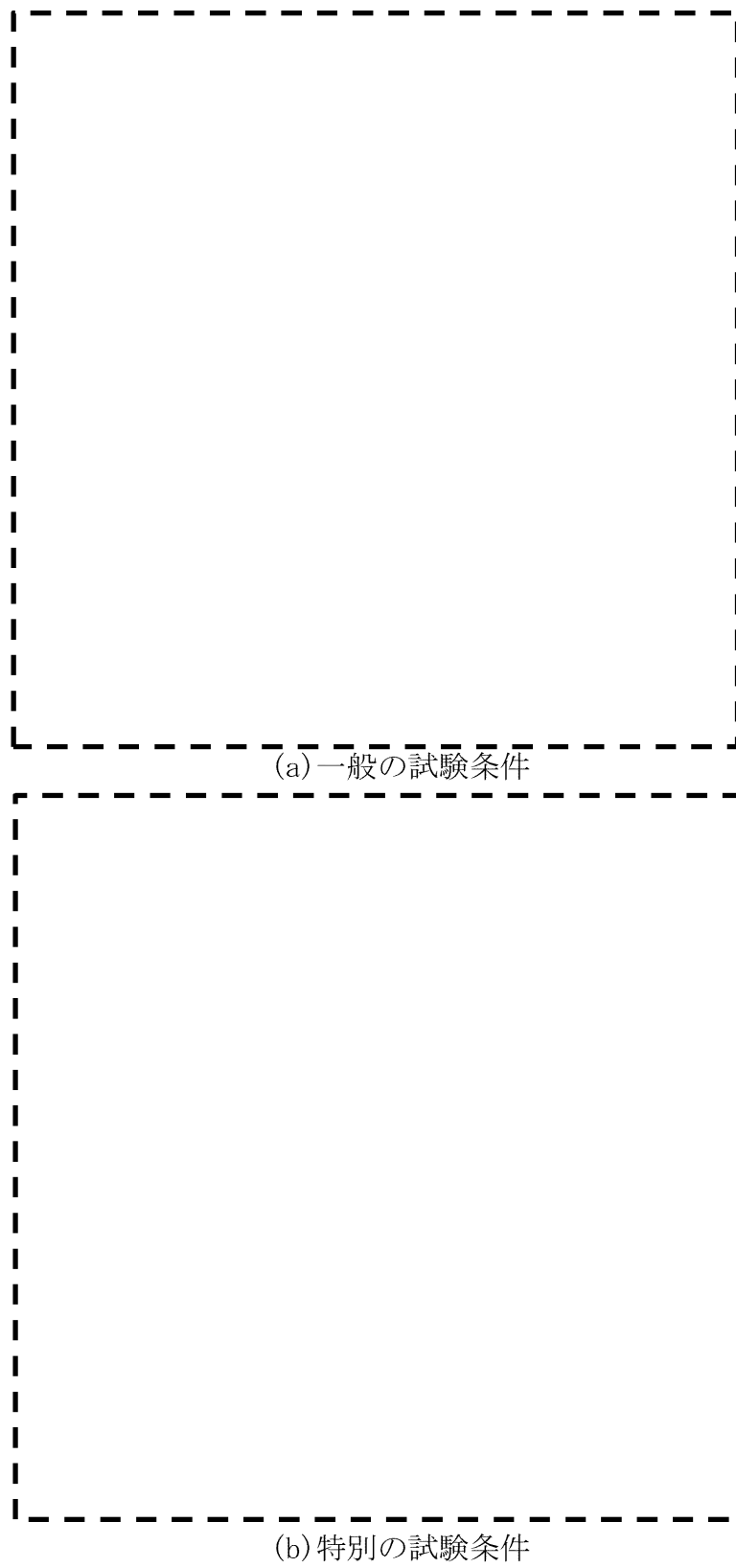


図 4 閉じ込め評価に係る構造図（輸送時の閉じ込め計算）

【 〇 】：商業機密に係る事項のため公開できません

16 条－参考 4－12

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉

設置許可基準規則 第 16 条

第 1 項の取扱いについて

1. 既許可における燃料取扱設備について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「設置許可基準規則」という）第 16 条第 1 項に定める燃料取扱設備については、「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」（以下、「技術基準規則」という）第 26 条の解釈において、「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。」と定義されている。これは、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（以下、「省令」という）でも同じ定義がなされており、従来から変更されていない。

（添付資料参照）

これを踏まえ、当社既設設備については表 1 のとおり整理している。

また、図 1 に、当社既設設備の配置概要図と取扱様態との関係性を示す。

表 1 . 燃料取扱設備の例

設備名称	燃料取扱設備として 取扱うもの	取扱様態	左記以外で取扱う もの
燃料取扱棟 クレーン	新燃料	装荷	新燃料輸送容器 使用済燃料運搬用 容器 使用済燃料乾式貯 蔵容器
新燃料 エレベータ	新燃料	装荷	—
使用済燃料ピ ットクレーン	新燃料、使用済燃料	装荷・取出	—
燃料移送装置	新燃料、使用済燃料	装荷・取出	—
燃料仮置 ラック	新燃料、使用済燃料	装荷・取 出・保管	—
燃料取替 クレーン	新燃料、使用済燃料	装荷・取出	—
使用済燃料運 搬用容器	使用済燃料	保管	—

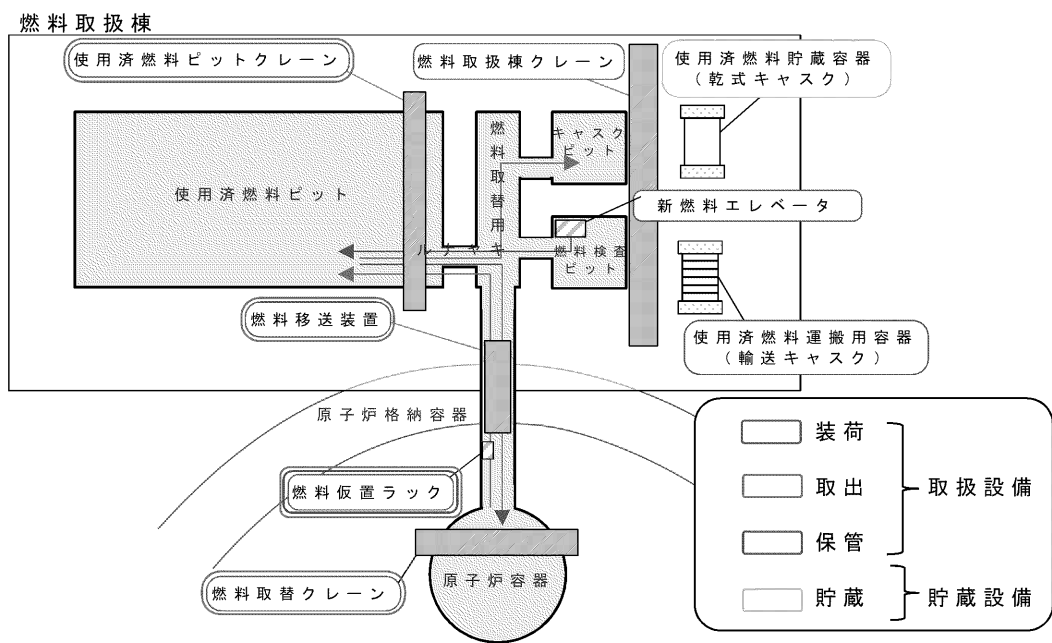


図1 当社既設設備の配置概要図と取扱様態との関係性

既許可の範囲としては、燃料取扱様態として

- ・原子炉容器への燃料の「装荷」に使用する燃料取扱棟クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーン、燃料移送装置および燃料取替クレーン
- ・原子炉容器からの燃料の「取出」に使用する使用済燃料ピットクレーン、燃料移送装置および燃料取替クレーン

について、燃料取扱設備として認可頂いている。

また、使用済燃料運搬用容器(NFT-14P型)は、使用済燃料を貯蔵するものではなく、貯蔵設備である使用済燃料ピット間の構内運搬用に専ら使用することから、貯蔵設備間の一時的な「保管」と整理し、燃料取扱設備として認可頂いている。

2. 既許可における設置許可基準規則第16条第1項でのキャスク等の取扱設備の取扱い

新規制基準施行前及び新規制基準施行後において、燃料取扱設備に対する要求事項は特段変更されておらず(添付資料参照)、既許可における当社の設計方針は以下のとおり、燃料体等(通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料)の取り扱いについて記載しており、キャスク等を取り扱う設備については記載していない。よって、従来からキャスク等の取扱設備については、設置許可基準規則第16条第1項(燃料取扱設備)としての基準適合性は求められていない。

【当社設計方針(玄海3号炉の例)】

<新規制基準施行前(発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針49.50.)>

- ・燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いを安全かつ確実に行うことができるように、次の方針により設計する。

燃料取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止するために、適切な保持装置を有するように設計する。

- ・燃料取扱設備は、燃料集合体を一体ずつ取り扱うこととし、臨界を防止する設計とする。

< 新規制基準施行後（設置許可基準規則第16条第1項） >

1 について

燃料取扱棟内の燃料体等の取扱施設（一部3号及び4号炉共用、既設）は、下記事項を考慮した設計とする。

- 一 燃料取扱設備は、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、燃料取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピットクレーン等を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる設計とする。
- 二 燃料取扱設備は、燃料体等を一体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止する設計とする。
- 三 燃料体等（新燃料を除く。）の移送は、全て水中で行い、崩壊熱により溶融しない設計とする。
- 四 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の取扱設備は、取扱い時において、十分な水遮へい深さが確保される設計とするなど、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。
- 五 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため十分な考慮を払った設計とする。

また、クレーン類は、「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」において周辺施設に分類され、一般産業施設や公衆施設と同等の安全性が要求されていることから、一般産業施設や公衆施設以上の安全性を有する燃料取扱設備に位置付けることは適切ではないと考えられる。

3. 他プラントとの比較（キャスク取扱関係）

他プラント及び当社における各種キャスクを取扱う設備について、燃料取扱設備への該非を整理した結果を以下に示す。

貯蔵専用キャスクを採用しているプラントでは、天井クレーンを燃料取扱設備に位置付けている一方、搬送台車は燃料取扱設備に位置付けていない。

輸送・貯蔵兼用キャスク又は輸送専用キャスクを採用しているプラントでは、天井クレーン及び搬送台車は燃料取扱設備に位置付けていない。

以上のとおり、各種キャスクを取り扱う設備については、「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」との燃料取扱設備の定義に該当しないことから、燃料取扱設備には基本的には位置付けていないが、貯蔵専用キャスクを取扱う天井クレーンについては、燃料取扱設備に位置付け、貯蔵専用容器として構造健全性を確認している。

なお、外運搬規則に基づき安全機能維持に係る構造健全性（頑健性）を確認している輸送・貯蔵兼用キャスク及び輸送専用キャスクを取扱う天井クレーンは、輸送・貯蔵兼用キャスク及び輸送専用キャスクの衝撃への耐性が高いことから、燃料取扱設備に位置付けないことは妥当と考える。

プラント	既設 建屋	乾式貯蔵施設				キャスク保管庫 ※2	
		(貯蔵専用)		(輸送・貯蔵 兼用)		(輸送専用)	
	天井ク レーン※1	天井ク レーン	搬送台 車	天井ク レーン	搬送 台車	天井ク レーン	搬送台 車
A	○	○					
B	○	○	×				
C	○					×	
D	○					×	×
E	○			×	×	×	×
F	○			×	×		
九州電力 (株) 玄海	○			×	×	×	×
		車両運搬規則 に基づく 耐性を有す る。 (上下 3G、前後 2G、左右 1G)			外運搬規則に基づく 9 m 落下 試験での耐性を有する。		

※1 新燃料及び各種キャスクを取扱う設備

※2 輸送専用キャスクを仕立後、構外へ搬出するまでの間、一時的に保管する等の施設

<凡例>

- ; 燃料取扱設備と位置付けしている設備
- ×
- ; 該当設備なし
- ; 申請中

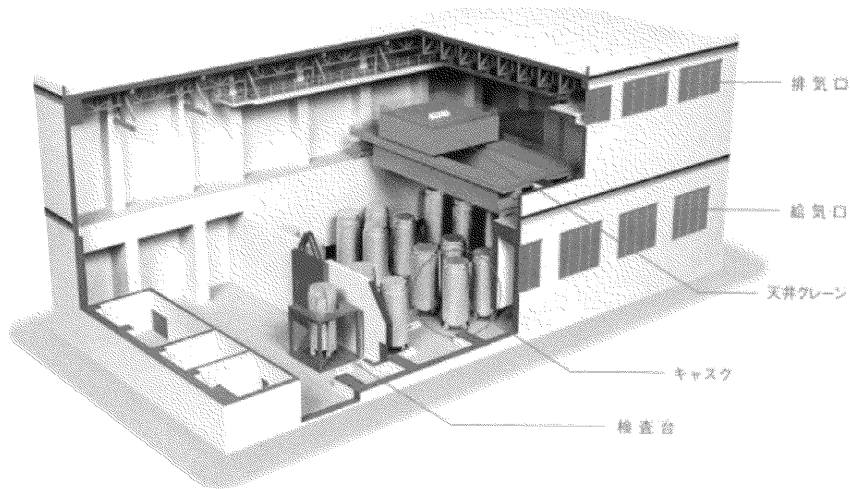
新規制基準施行前後における燃料取扱設備に対する要求事項の比較

添付資料

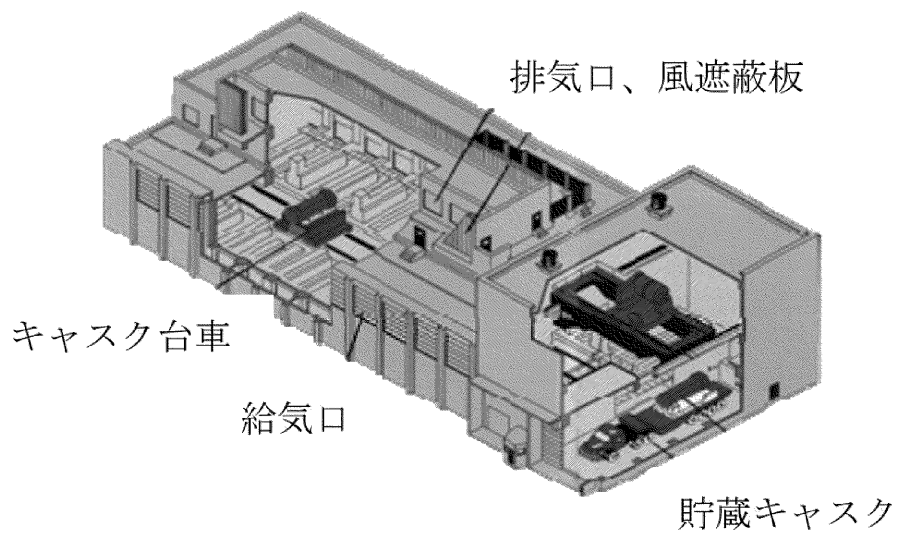
安全審査指針	新規制基準施行前		新規制基準施行後				差異
	発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令		設置許可基準規則 16条 第1項		実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 第26条 第1項		
49 燃料の貯蔵設備及び取扱設備	省令	解釈	規則	解釈	規則	解釈	
一 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。	(燃料取扱設備) 第26条 燃料を取り扱う設備は、次の各号により施設しなければならない。	第26条に規定する「燃料を取り扱う設備」とは、新燃料、再使用燃料又は使用済燃料の装荷、取出又は保管等を行うために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。 二 崩壊熱により燃料が溶融しないものであること。 四 取扱いに燃料が破損するおそれがないこと。	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に於いて、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とする。こと。 二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。こと。	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於いて、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。 二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。 四 取扱中に燃料体等が破損しないこと。	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に於いて、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。 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。 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、摺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、燃料取扱中に過剰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、取扱時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。	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」。	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」。			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。	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な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。	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な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。こと。		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。こと。		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)

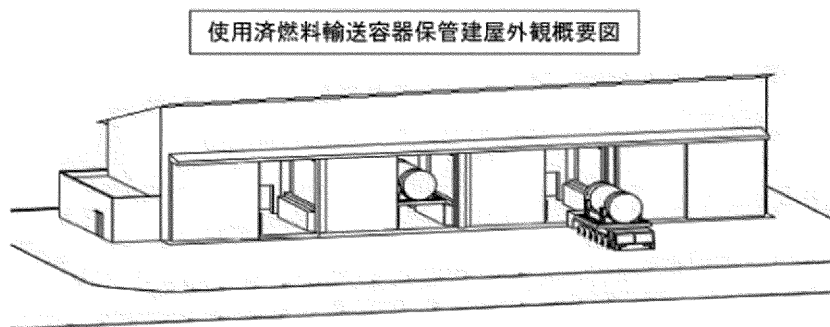
○日本原電(株)東海第二



○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 μ Sv/h（MSF-24P 型）、810.7 μ 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。

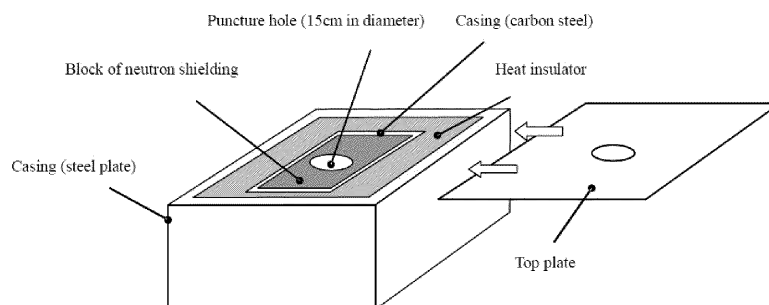


図 1 試験供試体（貫通孔ありの例）

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 ^(注)
貫通孔あり	16.4	13.1	約 21 ^(注)

(注) 計算値を切り上げた値

以上

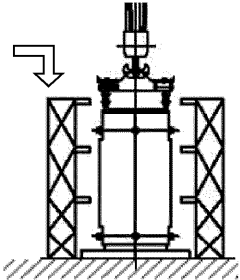
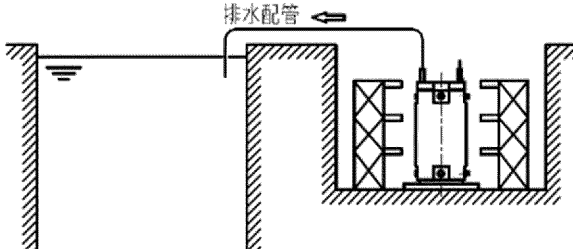
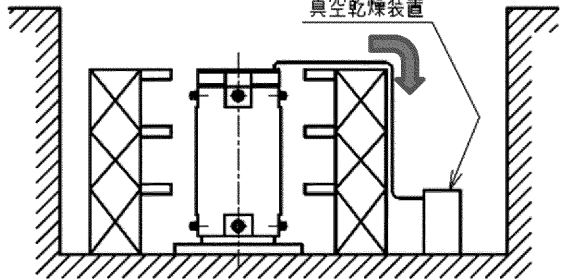
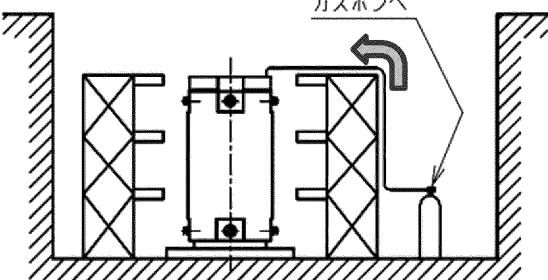
参考7

乾式キャスクの真空乾燥について

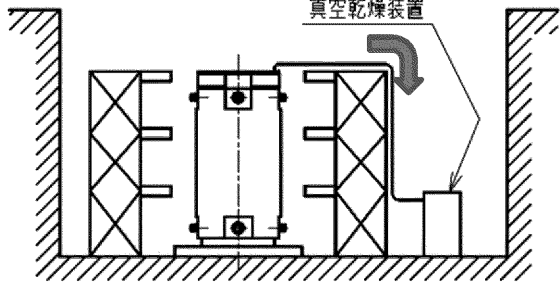
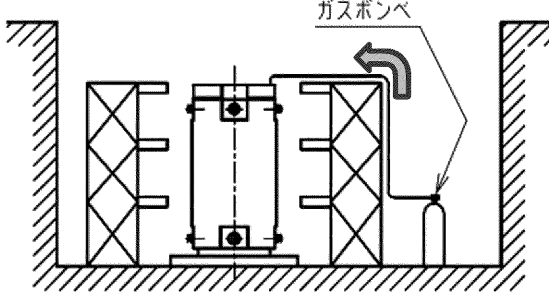
1. 真空乾燥の工程について

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） 【8時間*】
4		不活性ガス充填（1回目） 静置【16時間*】

第1表 真空乾燥作業工程概略手順（例）（2／2）

	概略図	作業工程
5		真空乾燥（2回目） 【8時間※】 〔真空乾燥完了目安： 約0.2kPa/10分 以下 （装置停止後の圧力上昇）〕
6		不活性ガス充填（2回目） （充填圧力目安：約50kPa）
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。

乾式キャスクのクラス分類について

1. 技術基準規則に基づく機器クラスについて

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（以下「技術基準規則」という。）において、設計基準対象施設に属する機器に対し、機器のクラス分類に応じた評価を要求している。乾式キャスクは当該分類の要求及び考え方にに基づき、クラス3機器と分類する。

ここで、技術基準規則第二条の定義よりクラス3機器とは、クラス1機器、クラス2機器及び原子炉格納容器等以外の設計基準対象施設に属する機器のことをいう。

乾式キャスクは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器ではないため、クラス1機器に該当しない。

また、乾式キャスクは下記に示す機器ではないため、クラス2機器にも該当しない。なお、下記の具体的系統及び機器は「設計・建設規格」の解説による。（別紙参照）

- ・設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉を安全に停止するため又は発電用原子炉施設の安全を確保するために必要な設備であって、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器。（具体的系統及び機器：工学的安全施設の直接系に属する機器、原子炉停止系に属する機器、原子炉の停止に直接必要な冷却系に属する機器）
- ・蒸気タービンを駆動させることを主たる目的とする流体（蒸気及び給水をいう。）が循環する回路に係る設備に属する機器であって、クラス1機器の下流側に位置する蒸気系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの及びクラス1機器の上流側に位置する給水系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの。（具体的系統及び機器：蒸気発生器二次側及びそこから隔離弁までの主蒸気管、主給水管及び弁）
- ・上記に掲げる機器以外の機器であって、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの。（具体的系統及び機器：原子炉格納容器バウンダリの範囲の属する管及び弁）

更に、乾式キャスクと同様の機能を持つ使用済燃料貯蔵設備の使用済燃料ピット及びよく似た構造である燃料取扱設備の使用済燃料運搬用容器もクラス3機器であるため、乾式キャスクをクラス3機器と分類することは妥当である。

技術基準規則への適合性を確認するにあたり、適切な規格等に則して評価を実施する。

JSME

日本機械学会

発電用原子力設備規格 設計・建設規格

(2012年版)

Codes for Nuclear Power Generation Facilities

— Rules on Design and Construction for Nuclear Power Plants —

〈第 I 編 軽水炉規格〉

JSME S NC1 - 2012

2012年12月



一般社団法人

日本機械学会

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 γ 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 γ 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

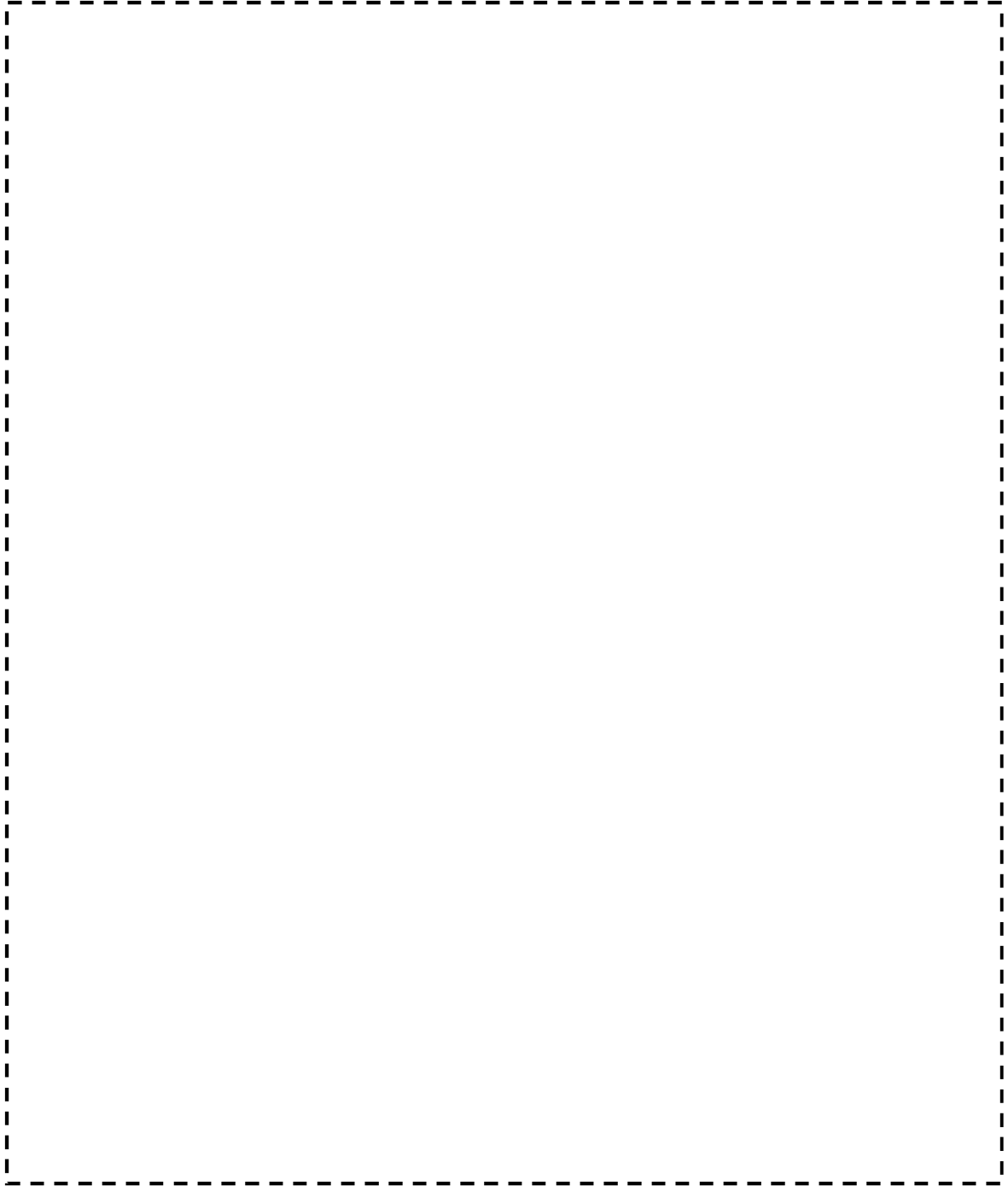
a. 通常運転時等


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

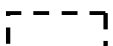
使用済燃料乾式貯蔵建屋の遮へい設計については、工場等周辺（以下、敷地等境界外という）における直接線量及びスカイシャイン線量が、既設建屋に使用済燃料乾式貯蔵建屋からの寄与を加えても発電所として年間 $50 \mu\text{Sv}$ を超えないよう設計することとしている。


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^{※1}

(1) 貯蔵エリア

壁厚： (コンクリート^{※2})

天井厚： (コンクリート^{※2})

※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： 2.15g/cm^3

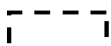
2.2 線源

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 ^(注)

(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)

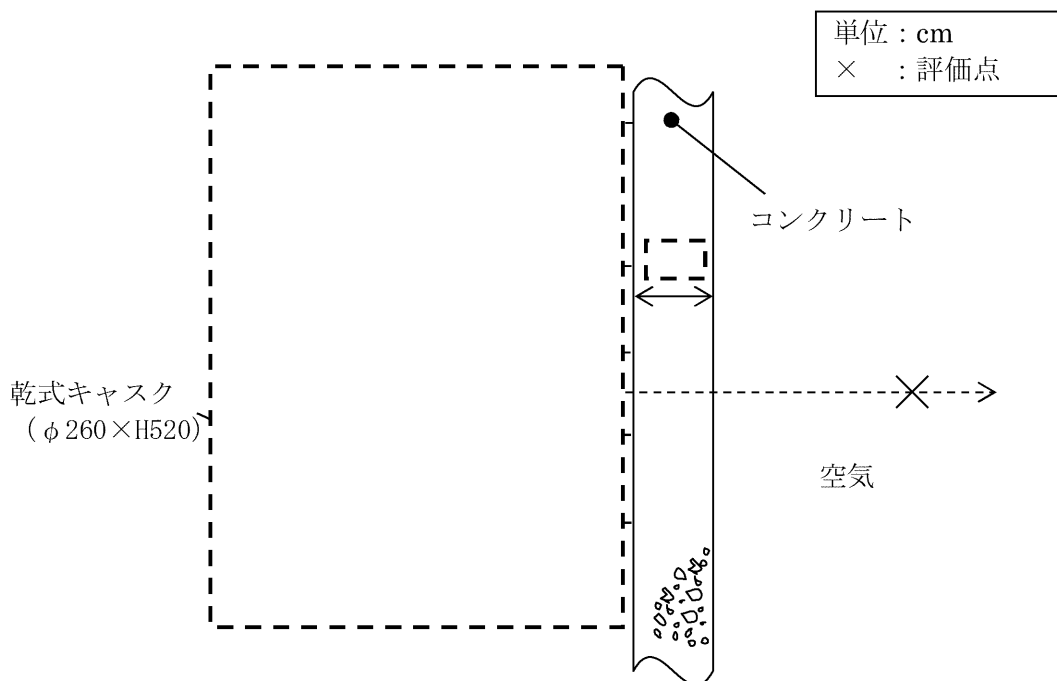
敷地等境界外におけるスカイシャイン線評価では、容器の最大高さに40基分の線源強度の点線源があるものとして評価する。(第2-2図参照)

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

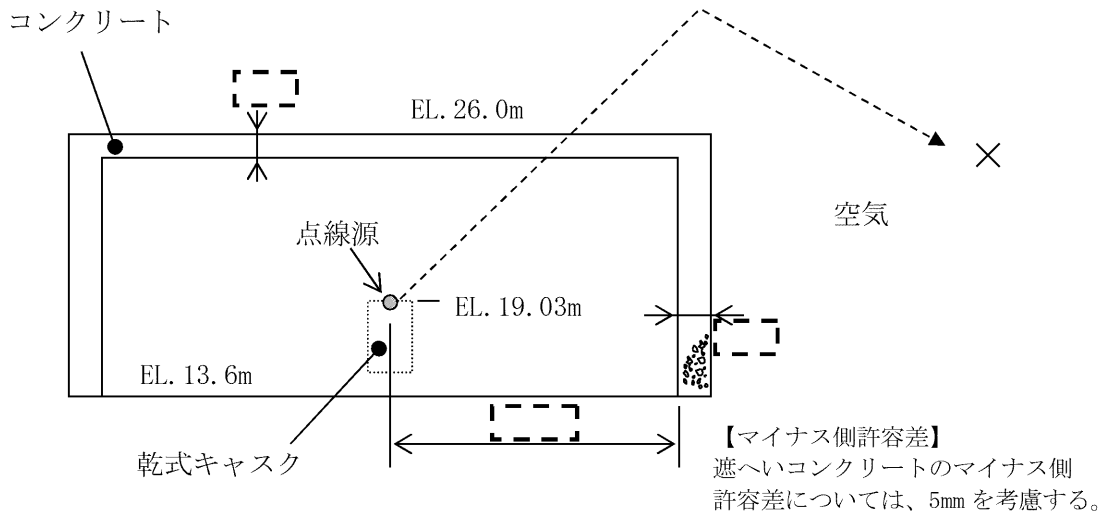
評価地点は、既設建屋を含めた線量合計が最大となる地点(A)及び使用済燃料乾式貯蔵施設から最短距離となる地点(B)とする。(第2-4図参照)。



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。

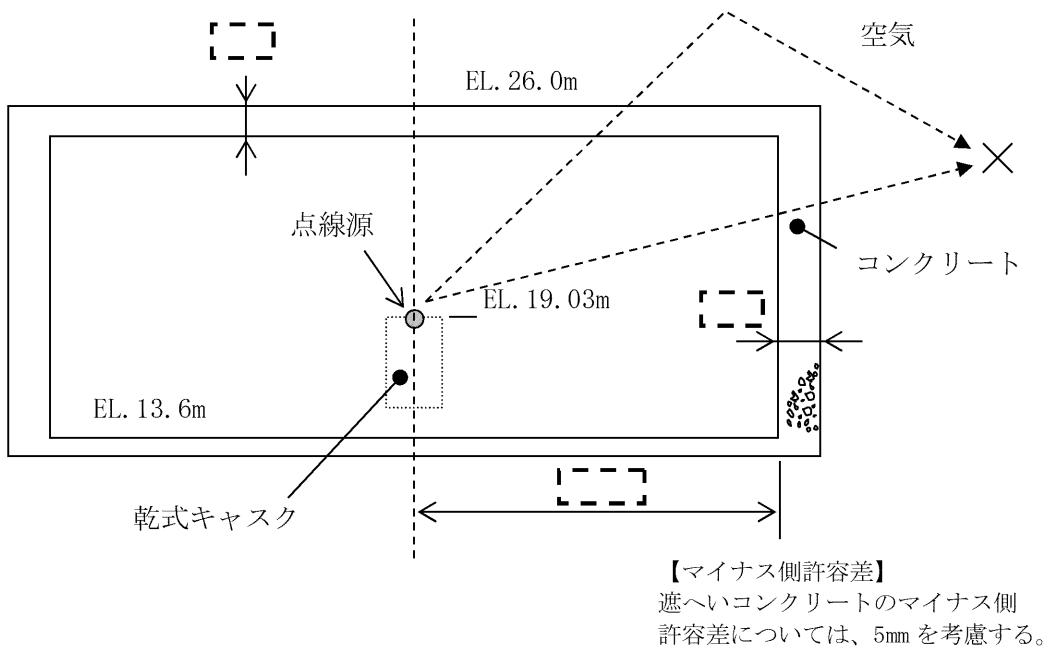
単位 : cm
 × : 評価点



※ : 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)

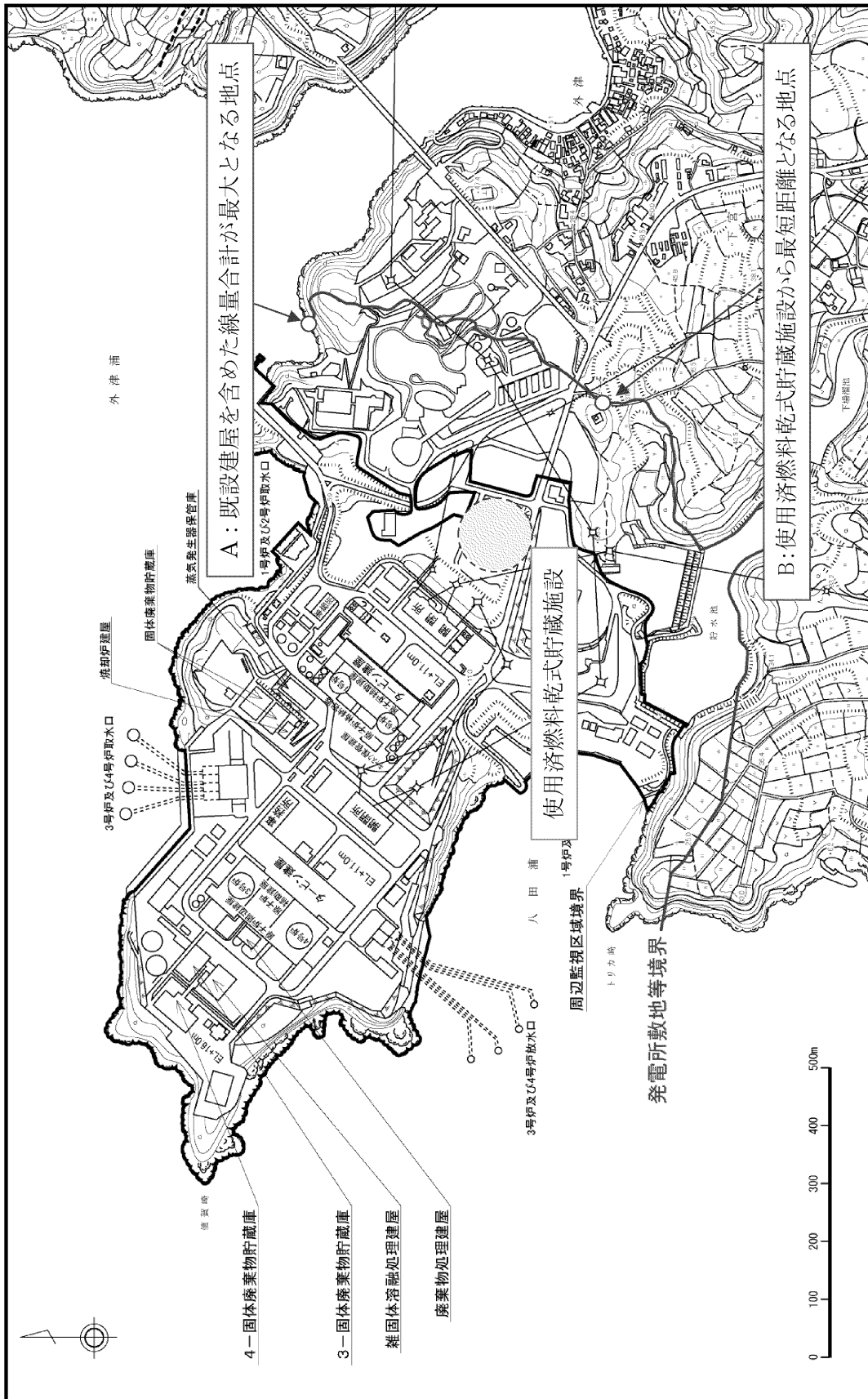
単位 : cm
 × : 評価点



※ : 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(μ Sv)		
			全てガンマ線とした場合 ^{※1}		全て中性子とした場合 ^{※2}
A	約 3	約 450	直接線： 2.0×10^{-1}	2.0×10^{-1}	6.3×10^{-2}
			スカイシャイン線： 2.7×10^{-3}		
B	約 34	約 260	直接線： 1.1×10^0	1.1×10^0	4.2×10^{-1}
			スカイシャイン線： 2.0×10^{-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 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$) ^{※3}
既設建屋	原子炉格納容器 ^{※1}	3、4号炉	6.4×10^{-3}
	原子炉補助建屋 ^{※1}	1、2号炉	3.8×10^{-1}
		3、4号炉	1.1×10^{-2}
	1-固体廃棄物貯蔵庫 ^{※1}		1.1×10^1
	2-固体廃棄物貯蔵庫 ^{※1}		4.0×10^0
	3-固体廃棄物貯蔵庫 ^{※1}		5.8×10^{-3}
	4-固体廃棄物貯蔵庫 ^{※1}		2.7×10^{-3}
	雑固体熔融処理建屋 ^{※1}		5.1×10^{-3}
	蒸気発生器保管庫 ^{※1}		2.8×10^{-1}
使用済燃料乾式貯蔵施設 ^{※1}			2.0×10^{-1}
合計 ^{※2}			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) ^{※1、※2}	使用済燃料乾式貯蔵施設 から最短距離となる地点 (B) ^{※1、※2、※3}
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. 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
6. 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>【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。 <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。 </p> <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。 <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>【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。 ・ 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>【妥当性確認 (Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は次のとおりである。 ・ 米国Radiation Research Associates (RRA) が1977年に米国カンザス州立大学において⁶⁰Co線源を用いたスカイシャイン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>【検証(Verification)】 本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ DORTコードは、中性子の放射線束分布解析を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮へい体条件である。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。 <p>【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ OKTAVIAN 施設からの中性子スカイシャイン測定値 (T. Nakamura, et al, "Neutron Skyshine from Intense 14-MeV Neutron Source Facility," Nucl. Sci. Eng., 90, 281-297 (1985)) と計算値を比較した。 ・ 実験値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 ・ 上記妥当性確認では、天井の薄い実験施設からの中性子スカイシャインの測定値と DOTコードによる計算値を比較している。 ・ DOTコードは、DORTコードのバージョンアップ前の計算コードであり、バージョン変更において解析機能に有意な差がないことを確認している。 ・ 今回の使用済燃料乾式貯蔵施設内の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。 ・ 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送計算コードとして、ANISNコード及びDORTコードの前身であるDOTコードが挙げられている。 ・ 断面積ライブラリ MATXSLIB-J33については、TRANSXコード(ver. 2.15、修正パッチ(International Atomic Energy Agency Nuclear Data Services, "TRANSX patches", https://www-nds.iaea.org/fendl20/transx-patches.htm))適用により、計算コード入力用に処理して用いている。 ・ MATXSLIB-J33については、海上技術安全研究所による実験値(大西世紀ほか、「252Cf核分裂中性子源を用いた遮へい透過実験及び二次元離散座標計算コードによる輸送容器評価用断面積セットSFCX-J33の適用性に関する研究」、海上技術安全研究所報告 第7巻 第3号 研究報告, (2007))とMATXSLIB-J33による計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 <p>上記妥当性確認では、放射線エネルギーが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

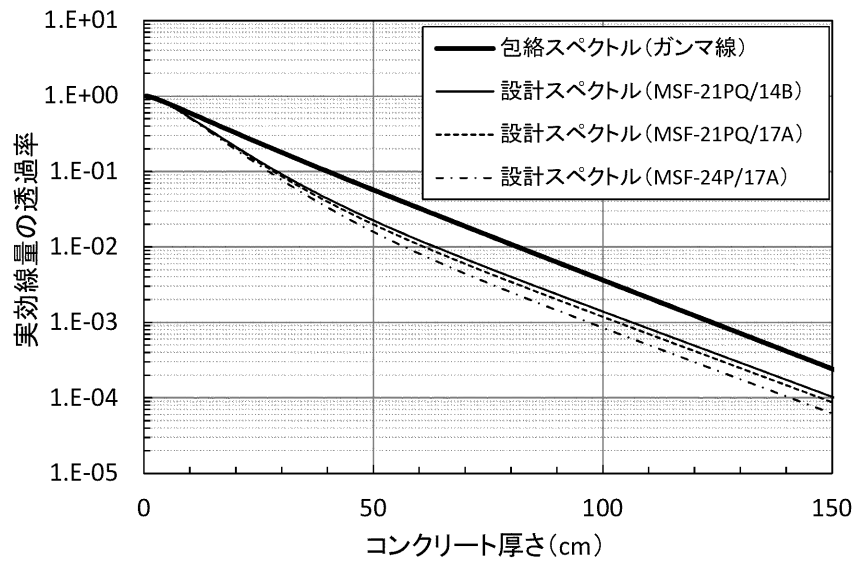
○中性子の包絡スペクトル

使用済燃料の主な中性子源である ^{239}Pu 核分裂、 ^{244}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

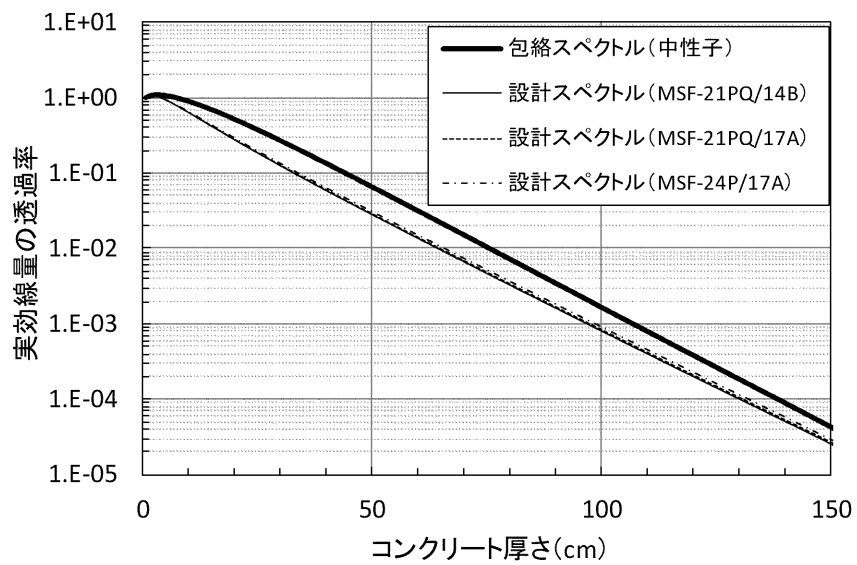
2.3 線源スペクトルの保守性

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/Φ (単位 pSv cm²)。これらのデータは図 22 と図 A.35 (付属書 1) に図示されている。

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

^a データなし。

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。

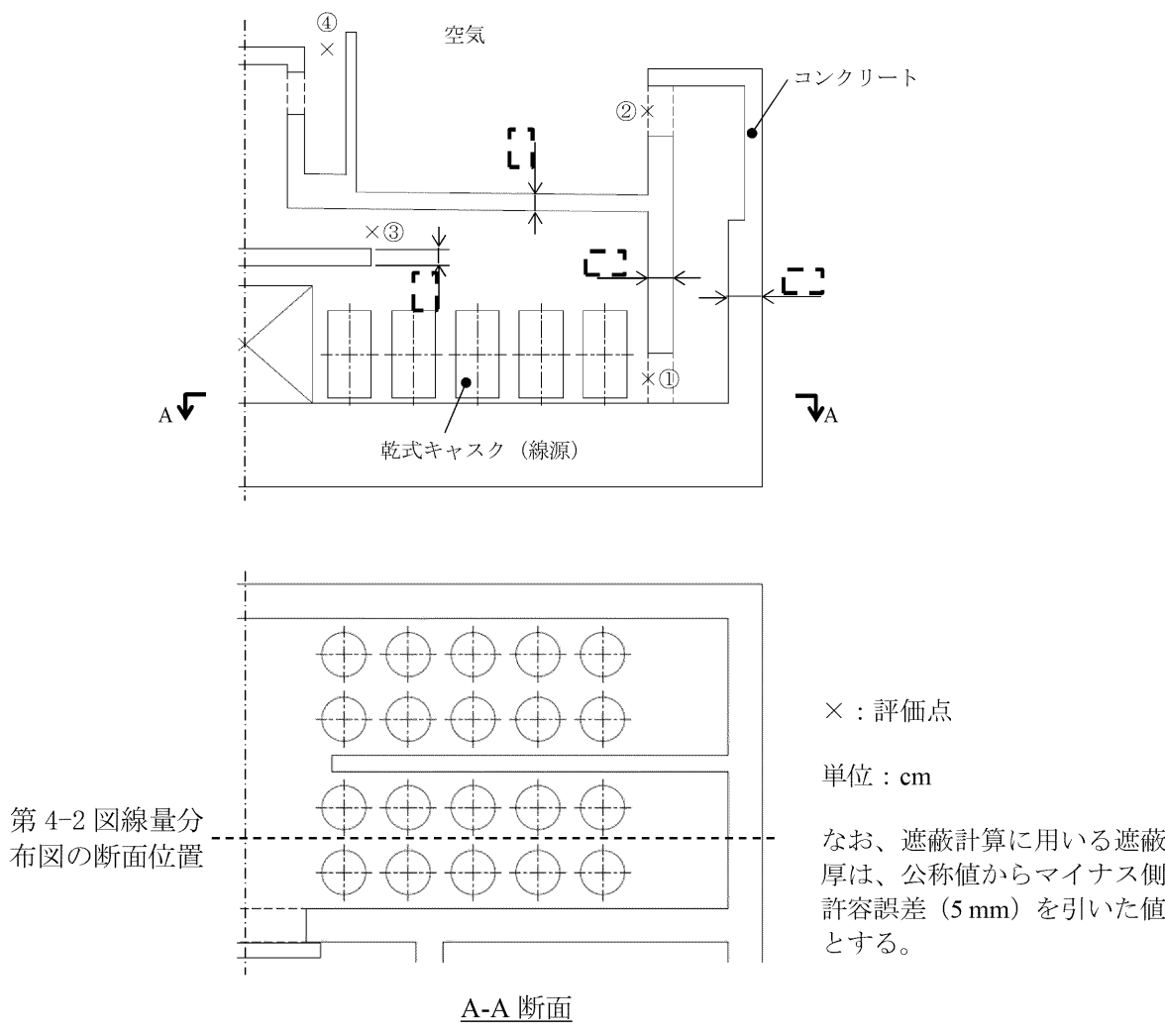
使用済燃料乾式貯蔵建屋については、給排気口からのストリーミングを低減する設計とし、建屋による遮へいにより玄海原子力発電所の敷地等境界外における線量が年間 $50 \mu\text{Sv}$ 以下を満足しているが、ここでは使用済燃料乾式貯蔵建屋の給排気口からのストリーミングによる影響について説明する。

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。また、迷路構造を含めてモデル化した場合と申請書評価の敷地等境界の年間線量について比較した。

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 4-1 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 μ Sv/h となるように規 格化	—
線源スペクトル	包絡スペクトル	—
線源形状	ϕ 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>【検証(Verification)】 本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計算機能が適正であることは、後述する妥当性確認の中で確認している。 ・ 本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。 ・ MCNP コードは、ガンマ線及び中性子の放射線束分布解析を実施するコードであり、計算に必要な主な条件は線源条件、遮蔽体条件である。これら解析条件が与えられればガンマ線及び中性子の放射線束分布解析は可能であり、線量換算係数を乗じることで MCNP コードはガンマ線及び中性子線量計算に適用可能である。 <p>【妥当性確認(Validation)】 本解析コードの妥当性確認の内容は、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 米国カンザス州立大学ガンマ線スカイシャインベンチマーク実験の実測値 (MCNP-ラインビームレスポンス接続による BWR タービンスカイシャイン線量評価手法の適用、日本原子力学会和文論文誌 Vol.4 No. 2 (2005)) 及び露国モスクワ物理工科大学 研究用原子炉 IRT 炉実験の実測値 (MCNP コードの金属キャスク貯蔵方式中間貯蔵施設線量評価への適用、日本原子力学会和文論文誌 Vol.6 No.3 (2007)) と計算値を比較した。 ・ 実験値と計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 ・ 上記妥当性確認では、コンクリートを通過あるいは散乱によりストリーミングしたガンマ線あるいは中性子の線量率の実測値と MCNP コードによる計算値を比較している。 ・ 今回の使用済燃料乾式貯蔵施設内のキャスクからのガンマ線及び中性子線量計算では、上記妥当性確認における実験体系と同様に、コンクリートの深層透過あるいはストリーミングによる放射線束分布を解析し、線量率を計算する。 ・ 今回のガンマ線及び中性子線量計算は、上記妥当性確認内容と合致している。 ・ また、原子力発電所放射線遮へい設計規程 (JEAC4615-2008) では、キャスク保管建屋等の補助遮蔽のための輸送計算コードとして、モンテカルロ法を用いた計算手法の適用が可能とされており、さらに米国では使用済燃料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。 ・ 断面積ライブラリ MCPLIB84 及び FSXLIB-J33 については、海上技術安全研究所による実験値 (大西世紀 ほか, 「²⁵²Cf 核分裂中性子源を用いた遮へい透過実験及び二次元離散座標計算コードによる輸送容器評価用断面積セット SFCX-J33 の適用性に関する研究」, 海上技術安全研究所報告 第 7 巻 第 3 号 研究報告, (2007)) と MCPLIB84 及び FSXLIB-J33 による計算値を比較した結果、概ね一致していることを確認している。 ・ 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。

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^(注) (第 2-1 図及び第 2-2 図) と比較して下回ることを確認している。なお、参考として、第 4-4 表に示すとおり、MCNP コードを用いて迷路構造を含めてモデル化した場合の敷地等境界の評価地点 A の年間線量は、申請書評価に対してガンマ線は約 0.02 倍、中性子は約 0.6 倍程度であり、申請書評価と比較して小さいことを確認している。したがって、申請書評価の保守性にストリーミングの影響が包含されていることを確認している。

また、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。

(注) 天井スラブによる減衰率について

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。

天井スラブの減衰率として、斜め透過のない減衰率を評価している ANISN 評価値を第 4-3 表に示している。

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 ^(注)	減衰率
①	3.7×10^2 (0.22 %)	9.0×10^{-4}
②	3.3×10^{-1} (0.83 %)	
③	1.9×10^2 (0.37 %)	5.3×10^{-4}
④	1.0×10^{-1} (8.1 %)	
(参 考) 深層透過の減衰率 遮蔽厚さ []		1.7×10^{-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 ^(注 1)	減衰率
①	2.1×10^2 (0.39 %)	2.7×10^{-4}
②	5.5×10^{-2} (1.3 %)	
③	7.4×10^1 (0.96 %)	(参 考) 6.4×10^{-5}
④	(参 考) 4.7×10^{-3} (12 %) ^(注 2)	
(参 考) 深層透過の減衰率 遮蔽厚さ []		3.8×10^{-3}

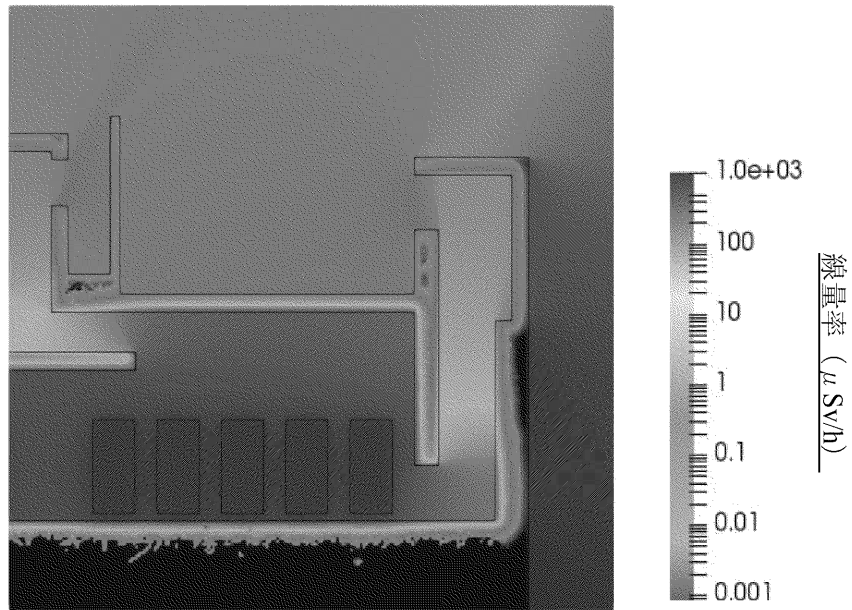
(注 1) 開口部の最大線量率となるメッシュの値

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

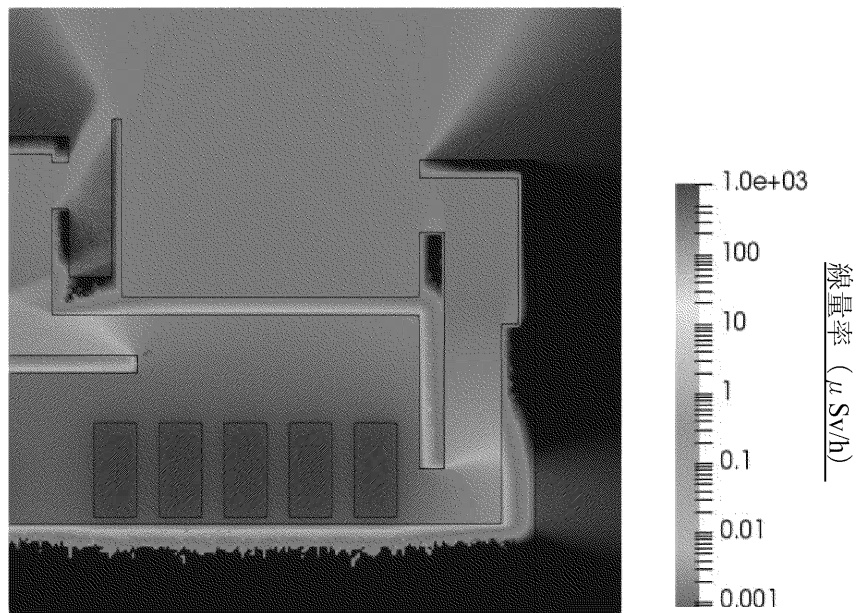
第 4-4 表 敷地等境界 評価地点 A 点における解析結果比較（参考）

評価ケース	年間線量 (μSv) () 内は統計誤差		比率
	今回評価	申請書評価	
全てガンマ線 とした評価	4.0×10^{-3} (1.3%)	2.0×10^{-1}	0.02
全て中性子 とした評価	3.6×10^{-2} (0.4%)	6.3×10^{-2}	0.57

[] : 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比較して下回ることを確認した。

また、MCNP コードを用いて迷路構造を含めてモデル化した場合の敷地等境界の評価地点Aの年間線量は、申請書評価と比較して小さいことから、申請書評価の保守性にストリーミングの影響が包含されている。

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"> ・最大40基 ・3.8mピッチ <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"> ・最大40基 ・3.8mピッチ <p>【スカイイン線、中性子】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・40基 ・建屋中心 ・乾式キヤスク上端 	<ul style="list-style-type: none"> ・実機条件を包絡するように設定。 ・解析コードの制約上、点線源を建屋中心に設定。 ・保守的な評価結果となるよう、建屋中心及びキヤスク上端位置に点線源を設定。
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"> ・「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。 ・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。
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"> ・「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。 ・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。

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: (壁のコンクリート) 天井厚: (天井のコンクリート)</p>	<p>壁厚: (壁のコンクリート) 天井厚: (天井のコンクリート) (施工誤差 - 5 mm を考慮)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 最も遮蔽厚の薄い部分で代表して設定。 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。
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"> 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。 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。
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"> 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。
⑦ 自己遮へい効果	考慮	同左	<ul style="list-style-type: none"> 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 μ Sv/h で規格化。
⑧ 相互遮へい効果	考慮	未考慮	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。

: 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"> 保守的な結果となるよう、計測された距離を丸めて設定。
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"> 評価点を線源中心と同じ高さに設定。 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。 実態に即した高低差を考慮し、設定。

: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。

○申請書評価：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

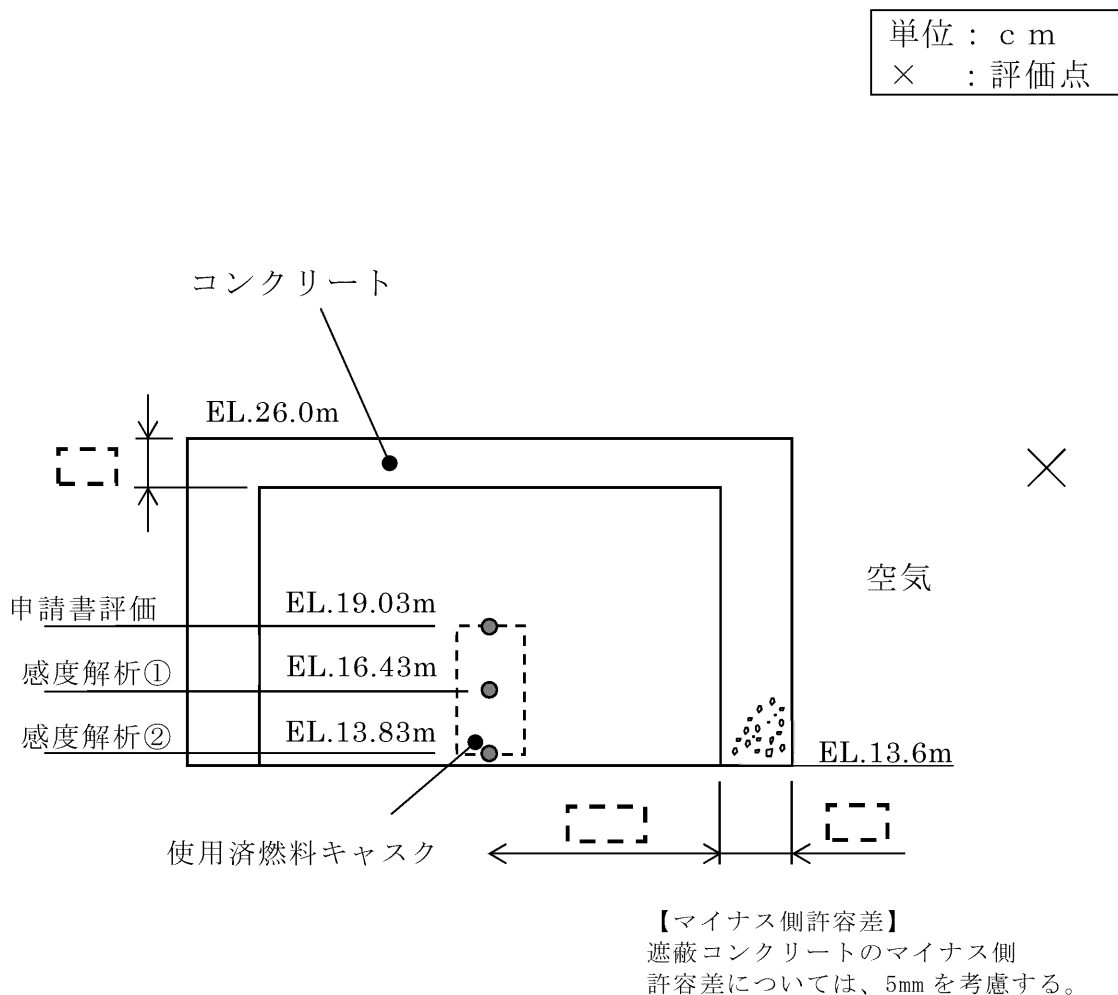
高さ方向の感度解析結果を第 6-1 表に、水平方向の感度解析結果を第 6-2 表に示す。

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）の感度は申請書評価（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）の感度は申請書評価（建屋中心に 40 基）の約 0.75～0.80 倍となっている。

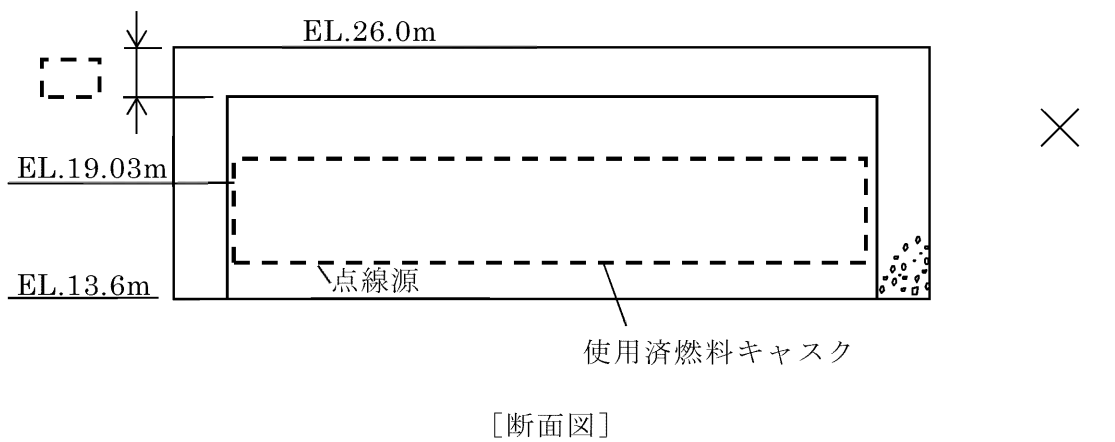
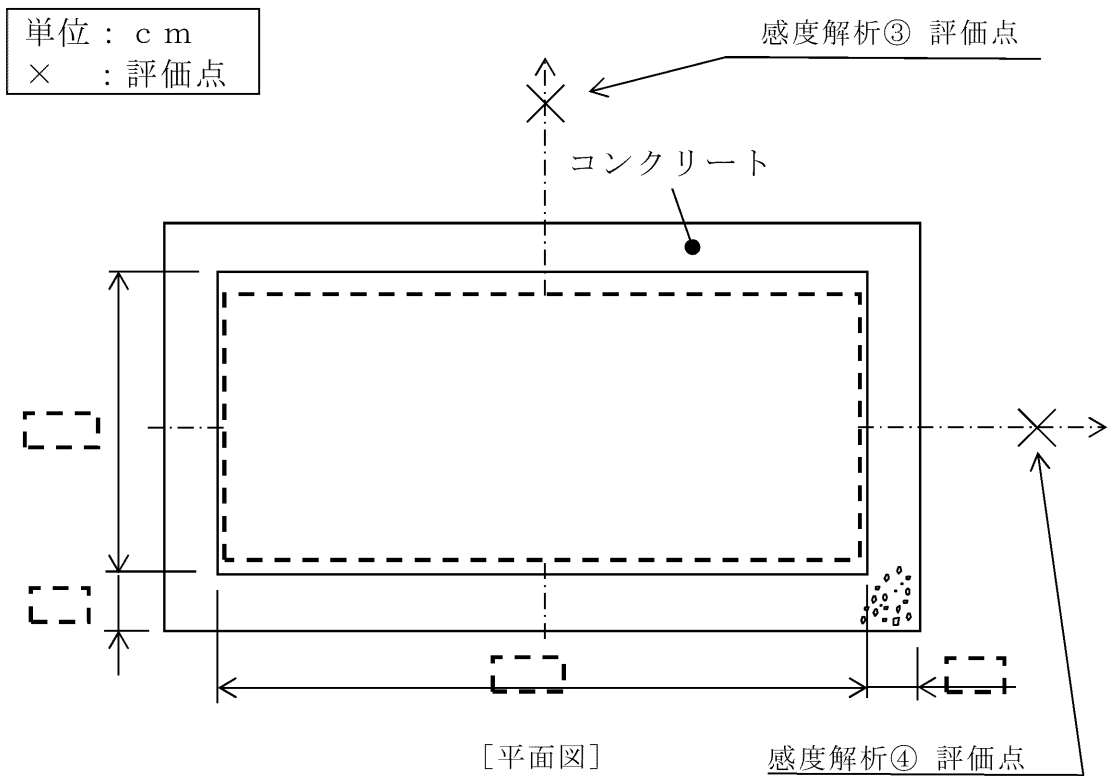
6.4 まとめ

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、申請書評価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	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
年間線量 [$\mu\text{Sv}/\text{y}$]	2.71×10^{-3}	2.62×10^{-3}	2.62×10^{-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	申請書評価： 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 [$\mu\text{Sv}/\text{y}$]	2.71×10^{-3}	2.02×10^{-3}	2.16×10^{-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* 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。

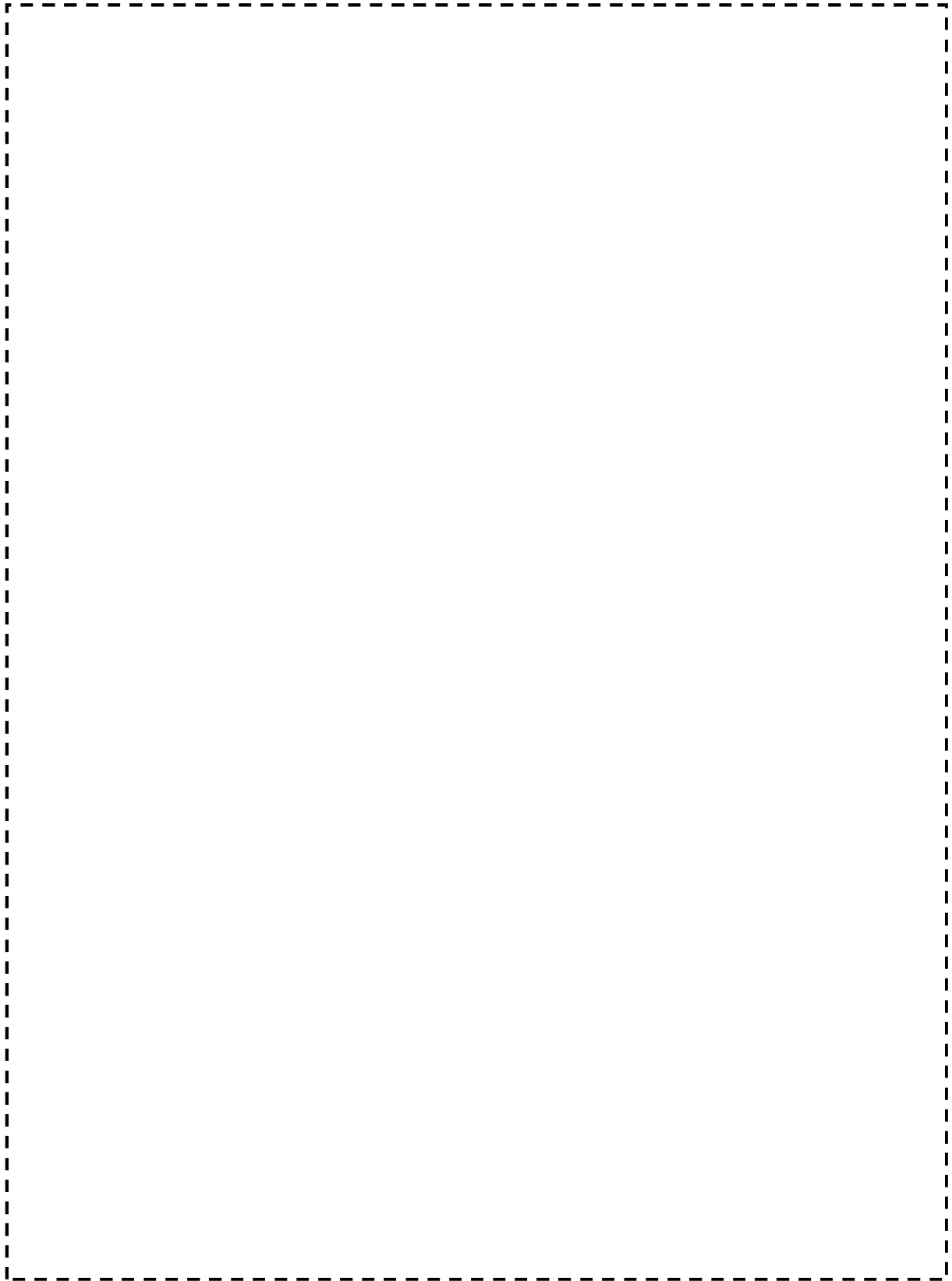
(6) 中央制御室遮へい

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。



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 1.3mSv/3 か月及び 0.01mSv/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 1.3mSv/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

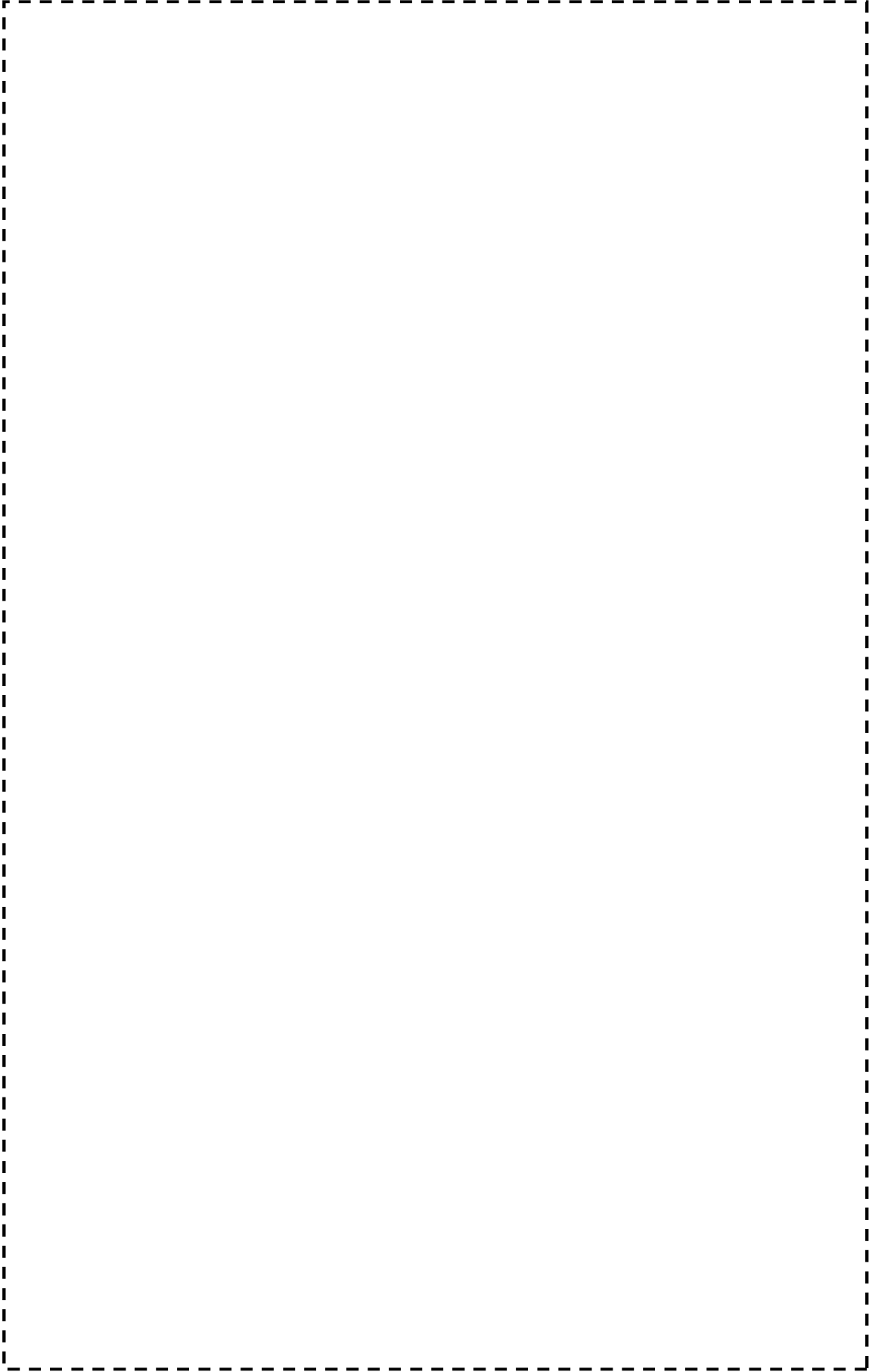
線源からの離隔のため、取扱エリアと貯蔵エリアを設け、乾式キャスクは全て貯蔵エリアに貯蔵する設計とする。また、制御盤等は管理区域外に配置する設計とする。

\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^{※1}

(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) ^(注 2)	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 ^(注 1)

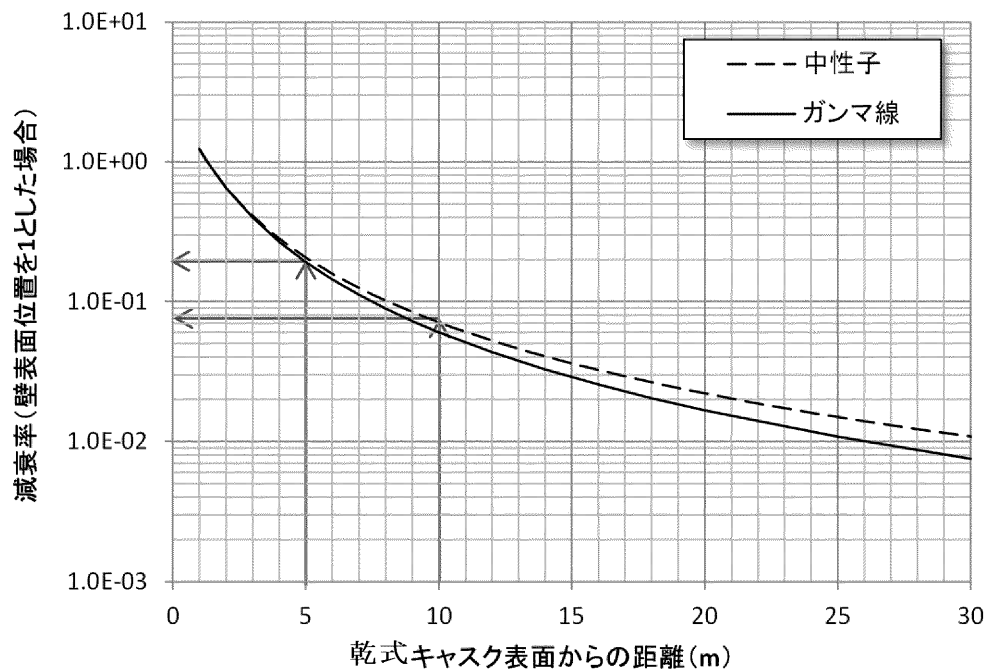
(注 1) 「使用済燃料中間貯蔵施設の直接・スカイシャイン線量の評価手法について〔金属キャスク方式〕（平成 12 年 3 月）」

(注 2) 評価点 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

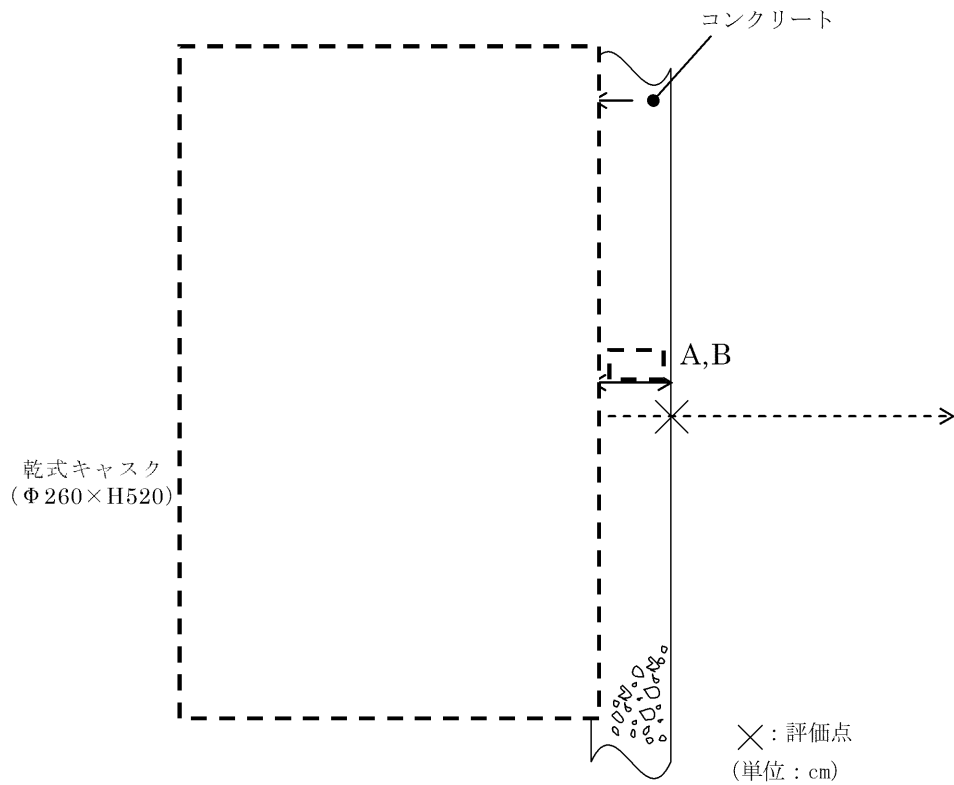
ガンマ線と中性子の両方について線量評価を行い、最終的な評価値としては、両者のうちより保守的な線量評価を採用する。

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。

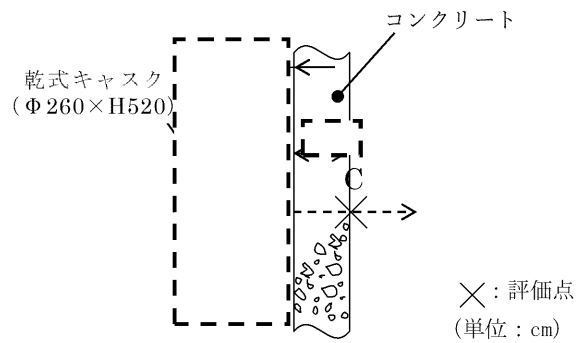
(第 1 - 3 ~ 5 図参照)

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

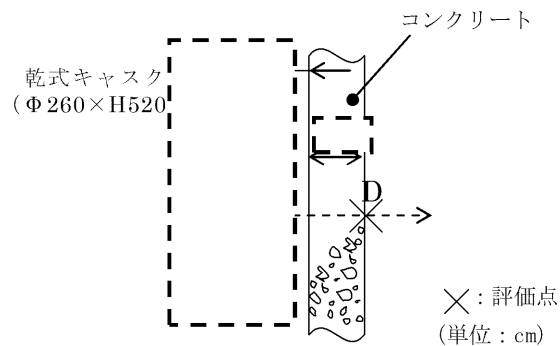


第 1 - 3 図 評価点 A 及び B におけるガンマ線評価モデル (QAD-CGGP2R コード)

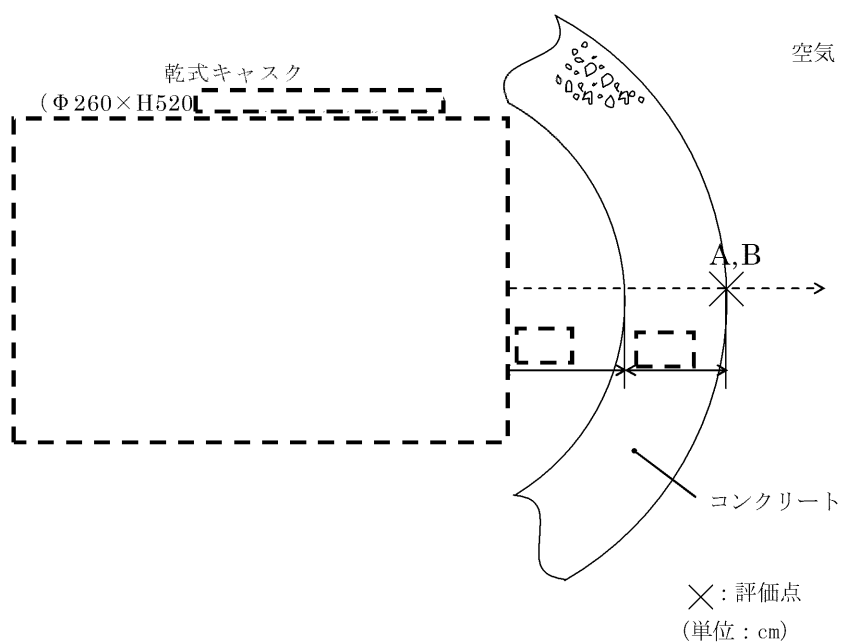


第 1 - 4 図 評価点 C におけるガンマ線評価モデル (QAD-CGGP2R コード)

[]: 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

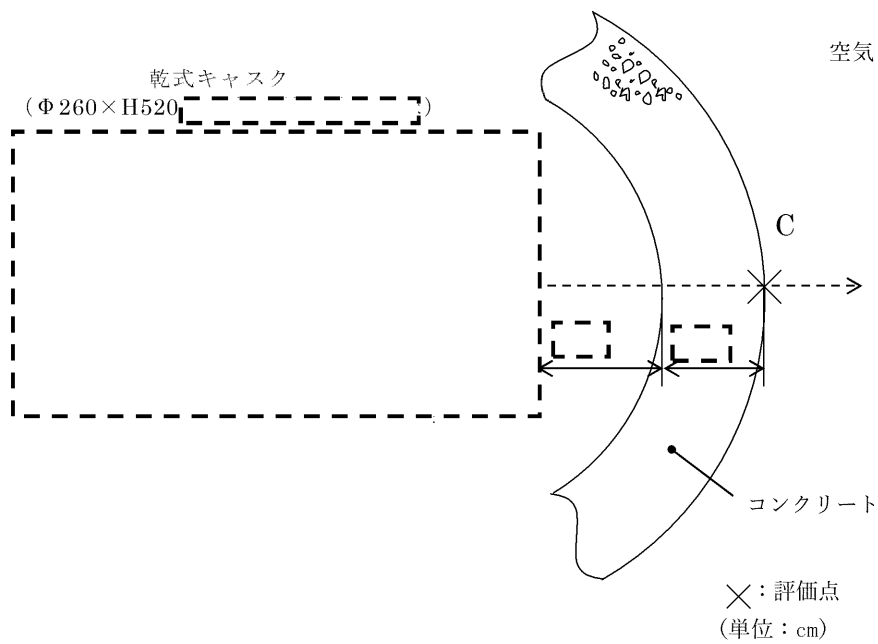


第1-5図 評価点Dにおけるガンマ線評価モデル (QAD-CGGP2R コード)

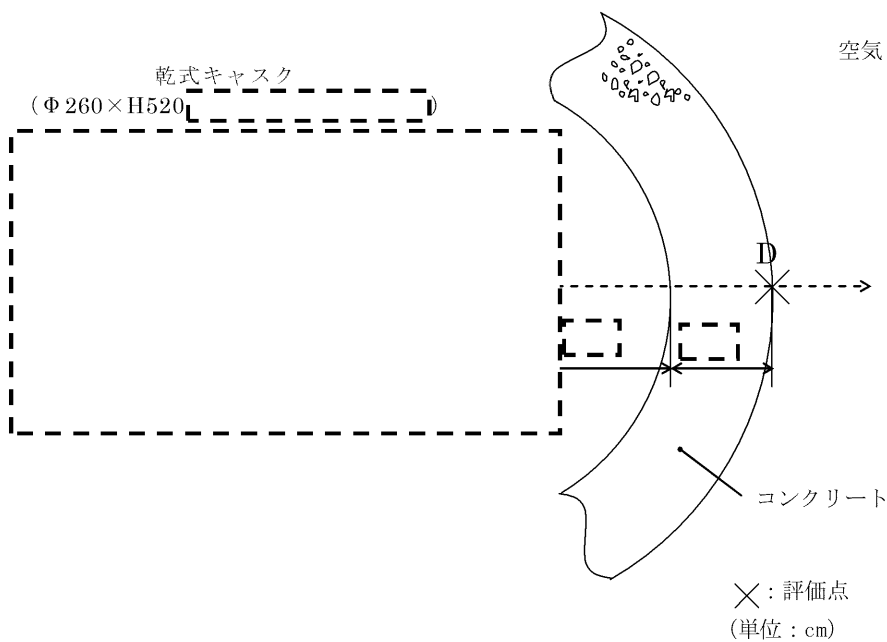


第1-6図 評価点A及びBにおける中性子評価モデル (ANISN コード)

[- -]: 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 μ Sv/h 以下とした。

第 1－2 表 評価結果

評価点	壁外線量率 (μ 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 μ Sv/h)
B	0.042	0.14	$\leq 0.01\text{mSv}/\text{h}$ (10 μ Sv/h)
C	0.49	0.26	$\leq 1.3\text{mSv}/3\text{月}$ (2.6 μ Sv/h)
D	3.3	2.4	$\leq 0.01\text{mSv}/\text{h}$ (10 μ 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

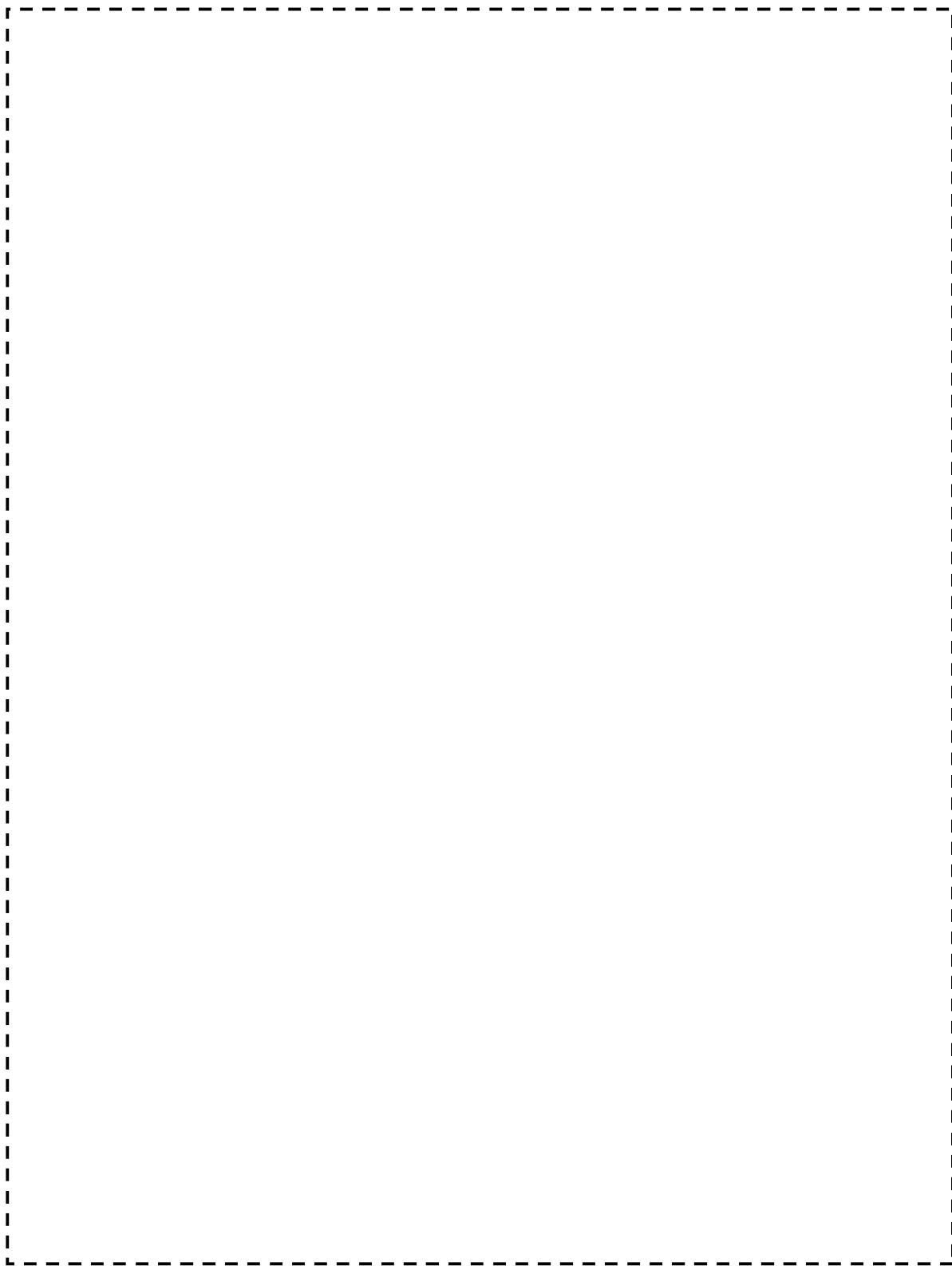
$\boxed{\quad}$: 防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません

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>【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>【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。 ・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>【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。 ・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"> ・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〕」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

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

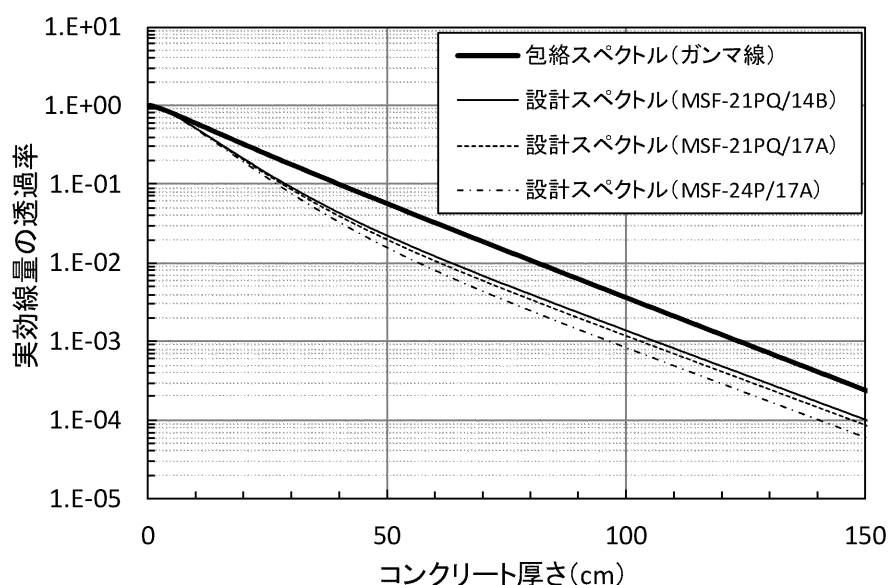
・中性子の包絡スペクトル

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

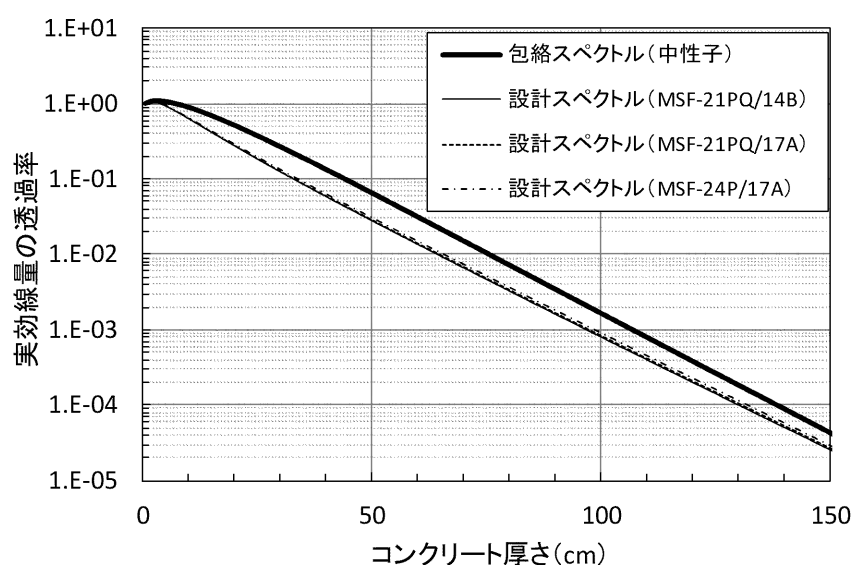
5.3 線源スペクトルの保守性

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

玄海原子力発電所「使用済燃料乾式貯蔵施設」に伴う条文の整理表

関連条文	○
関連しない条文	×

条文	条文との関連性	備考
第1条 適用範囲	×	適用する基準（法令）についての説明であり、要求事項ではないため、関連条文ではない。
第2条 定義	×	言葉の定義であり、要求事項ではないため、関連条文ではない。
第3条 設計基準対象施設の地盤	○	使用済燃料乾式貯蔵施設は、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第4条 地震による損傷の防止	○	乾式キャスクは、基準地震動による地震動に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。また、周辺施設は静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるよう設計する。
第5条 津波による損傷の防止	○	使用済燃料乾式貯蔵施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第6条 外部からの衝撃による損傷の防止	○	使用済燃料乾式貯蔵施設は、外部からの衝撃により安全機能を損なわない設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第7条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	○	使用済燃料乾式貯蔵施設を含む発電用原子炉施設への人の不法な侵入等を防止するため接近管理、出入管理及び不正アクセス行為の防止を行える設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第8条 火災による損傷の防止	○	使用済燃料乾式貯蔵施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減に必要な措置を講じるものとする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第9条 溢水による損傷の防止等	○	使用済燃料乾式貯蔵施設は、溢水が発生した場合においても安全機能を損なわない設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第10条 誤操作の防止	×	誤操作の防止に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第11条 安全避難通路等	○	使用済燃料乾式貯蔵施設内には、避難階段を設置し、それに通じる安全避難通路を設けるとともに、安全避難通路には誘導灯を設ける設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第12条 安全施設	○	使用済燃料乾式貯蔵施設は、安全機能に応じて重要度を分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。また、想定される環境条件においてその機能を発揮することができ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第13条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	×	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第14条 全交流動力電源喪失対策設備	×	全交流動力電源喪失対策設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第15条 炉心等	×	炉心等に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	○	乾式キャスクが4つの安全機能（臨界防止機能、遮蔽機能、除熱機能及び閉じ込め機能）を有する設計とし、閉じ込め機能を監視できる設計とする。また、乾式貯蔵建屋において、乾式キャスクは、自然冷却によって収納した使用済燃料の崩壊熱を外部に放出できる設計とする。
第17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ	×	原子炉冷却材圧力バウンダリに係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第18条 蒸気タービン	×	蒸気タービンに係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第19条 非常用炉心冷却設備	×	非常用炉心冷却設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第20条 一次冷却材の減少分を補給する設備	×	一次冷却材を補給する設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第21条 残留熱を除去することができる設備	×	残留熱を除去する設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第22条 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	×	最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第23条 計測制御系統施設	×	計測制御系統施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第24条 安全保護回路	×	安全保護回路に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第25条 反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第26条 原子炉制御室等	×	原子炉制御室等に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第27条 放射性廃棄物の処理施設	×	放射性廃棄物の処理施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第28条 放射性廃棄物の貯蔵施設	×	放射性廃棄物の貯蔵施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第29条 工場等周辺における直接線等からの防護	○	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ライン線による敷地周辺の空間線量率を、合理的に達成できる限り小さい値となるように施設を設計する。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第30条 放射線からの放射線業務従事者の防護	○	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、乾式キャスクの配置等放射線防護上の措置を講じた設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第31条 監視設備	×	監視設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第32条 原子炉格納施設	×	原子炉格納施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第33条 保安電源設備	×	保安電源設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。

条文	条文との関連性	備考	
第34条	緊急時対策所	×	緊急時対策所に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第35条	通信連絡設備	×	通信連絡設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第36条	補助ボイラー	×	補助ボイラーに係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第37条	重大事故等の拡大の防止等	×	重大事故等の拡大の防止等に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第38条	重大事故等対処施設的地盤	×	重大事故等対処施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第39条	地震による損傷の防止	×	重大事故等対処施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第40条	津波による損傷の防止	×	重大事故等対処施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第41条	火災による損傷の防止	×	重大事故等対処施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第42条	特定重大事故等対処施設	×	特定重大事故等対処施設に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第43条	重大事故等対処設備	×	重大事故等対処設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	×	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第45条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第46条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	×	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第47条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	×	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	×	原子炉格納容器内の冷却等のための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	×	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第51条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	×	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第52条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	×	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	×	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	×	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のため設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	×	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第56条	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	×	重大事故等の収束に必要な水の供給設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第57条	電源設備	×	電源設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第58条	計装設備	×	計装設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第59条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	×	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第60条	監視測定設備	×	監視測定設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第61条	緊急時対策所	×	緊急時対策所に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。
第62条	通信連絡を行うために必要な設備	×	通信連絡を行うために必要な設備に係る要求であり、本条文の適用を受けないことから対象外とする。

使用済燃料貯蔵量の推移

○玄海原子力発電所の使用済燃料貯蔵量の推移

玄海原子力発電所の使用済燃料貯蔵量の推移について、下記条件での算出結果を示す。

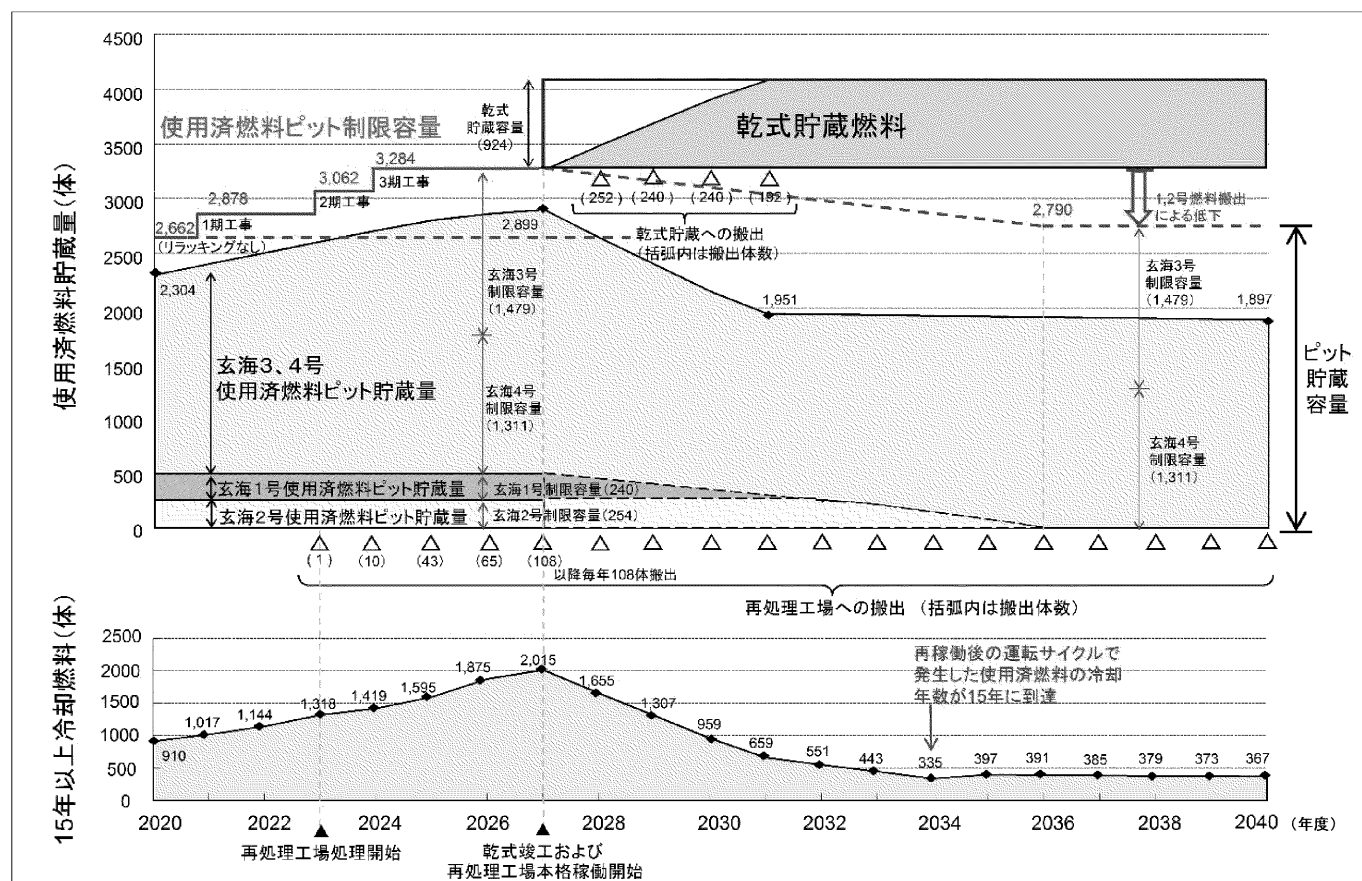
- ・玄海3,4号は運転13ヶ月、定期検査3ヶ月とし、定期検査毎に約70体の使用済燃料が発生。
- ・六ヶ所再処理工場が公表している2023年度の処理開始以降、使用済燃料取得計画の10%を当社割り当てとし、本格稼働開始後は毎年108体の搬出が可能と仮定。
- ・六ヶ所再処理工場へは15年以上冷却された燃料から優先的に搬出。
- ・2027年度の乾式貯蔵竣工後、4年間で40基の兼用キャスクに燃料を収納。
- ・最終的な兼用キャスクの内訳は21体収納型が12基、24体収納型が28基。
- ・廃止措置計画に基づき、玄海1,2号は2040年度までに使用済燃料ピット中の使用済燃料を搬出。

使用済燃料プールの貯蔵状況（2020年8月末時点）（体）

プラント	貯蔵容量	制限容量※ ¹	使用済燃料貯蔵量※ ²
玄海1号	324	240	240 (1)
玄海2号	400	254	254 (43)
玄海3号 [リラッキング後]	1,050 [1,672]	857 [1,479]	654 (275)
玄海4号	1,504	1,311	1,156 (692)

※1 制限容量：貯蔵容量から1炉心（193体）を引いた容量。ただし、玄海1,2号は廃止を決定しており、使用済燃料は増加しないことから現在の貯蔵量を制限容量とする。

※2 括弧内の数値は15年以上冷却された燃料体数（内数）



○2020年8月末時点における使用済燃料貯蔵量

使用済燃料(体)											
号機	玄海1号		玄海2号		玄海3号		玄海4号				
冷却期間 (年)	燃料		48GWd/t	55GWd/t	48GWd/t	55GWd/t	48GWd/t	MOX	48GWd/t		
	48GWd/t	55GWd/t							4号	1号	2号
0 ~ 5	0	0	0	0	89	0	81	0	0		
5 ~ 10	0	121	65	56	85	0	161	0	0		
10 ~ 15	87	31	90	0	205	0	222	0	0		
15 ~	1	0	43	0	275	0	412	112	168		
計	88	152	198	56	654	0	876	112	168		
	240		254		654		1,156				

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 $50 \mu\text{Sv/y}$ を 満足する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 管理区域境界線量評価を行う。 敷地境界線量評価を行う。 (補足) 開口部のストリーミング影響評価 を行う。 	<p>同左</p> <ul style="list-style-type: none"> 同左 (30条に評価結果を記載。) 敷地等境界線量評価を行う。 (補足) 同左 	<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