

第4表 大気拡散条件

項目	評価条件	設定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針 <sup>(注1)</sup> を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用	4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	玄海原子力発電所における1年間の気象資料 (地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ)	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約10m)の気象データを使用 風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用	4.2(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
	現行 2011.1~2011.12		
実効放出継続時間	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源高さ	地上放出	保守的に地上放出を設定	4.4(4)b. 放出源高さは、地上放出を仮定する。放出エネルギーは、保守的な結果となるように考慮しないと仮定する。
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を降順に並び換え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定	4.2(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	4.2(2)a. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。

(注1) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(原子力安全委員会)

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由	審 査 ガ イ ド で の 記 載
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	<p>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建屋として選定</p> <p>また、建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建屋として設定</p>	<p>4.2(2)b巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</p>
放射性物質濃度の評価点	原子炉格納容器から緊急時対策棟への最近接点	<p>放射性物質の大気への放出開始後1時間（事故後24時間から25時間まで）は加圧用ポンベにより室内を加圧するため、直接流入はなく、その後（事故後25時間以降）は、給気口を介して外気を取入れて加圧すると設定</p> <p>事故後25時間以降は給気口から外気を取入れることを前提とする。</p> <p>原子炉格納容器から緊急時対策棟への最近接面を選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、緊急時対策棟表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、最近接点を設定</p>	<p>4.2(2)b. 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。</p>


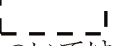
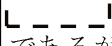
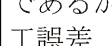
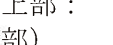
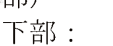
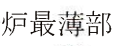
項目	評価条件	設定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	3号炉、4号炉ともに 1方位	建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下のi)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定 i) 放出点が評価点の風上にあること ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
被ばく線量の重ね合わせ	現行 3号炉、4号炉の同時事故発生を考慮	同時に事故が発生し放射性物質が放出したものととして、相対濃度及び相対線量を各時刻の風向に応じて3号炉、4号炉の合算した値の小さい方から97%相当を使用	4.2(3)h. 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。
	今回 3号炉、4号炉それぞれ個別に評価	相対濃度及び相対線量を3号炉及び4号炉それぞれの小さい方から97%相当を使用	
建屋投影面積	2,000m <sup>2</sup>	保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表として原子炉格納容器の垂直な投影面積を設定	4.2(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	—


第5表 相対濃度及び相対線量

評価対象	相対濃度 $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )			相対線量 D/Q (Gy/Bq)		
	現行	今回		現行	今回	
	3号炉及び 4号炉*1	3号炉	4号炉	3号炉及び 4号炉*1	3号炉	4号炉
緊急時対策所 (緊急時対策棟内)	約 $2.0 \times 10^{-1}$	約 $5.5 \times 10^{-5}$	約 $5.7 \times 10^{-5}$	約 $1.5 \times 10^{-18}$	約 $5.8 \times 10^{-19}$	約 $5.8 \times 10^{-19}$

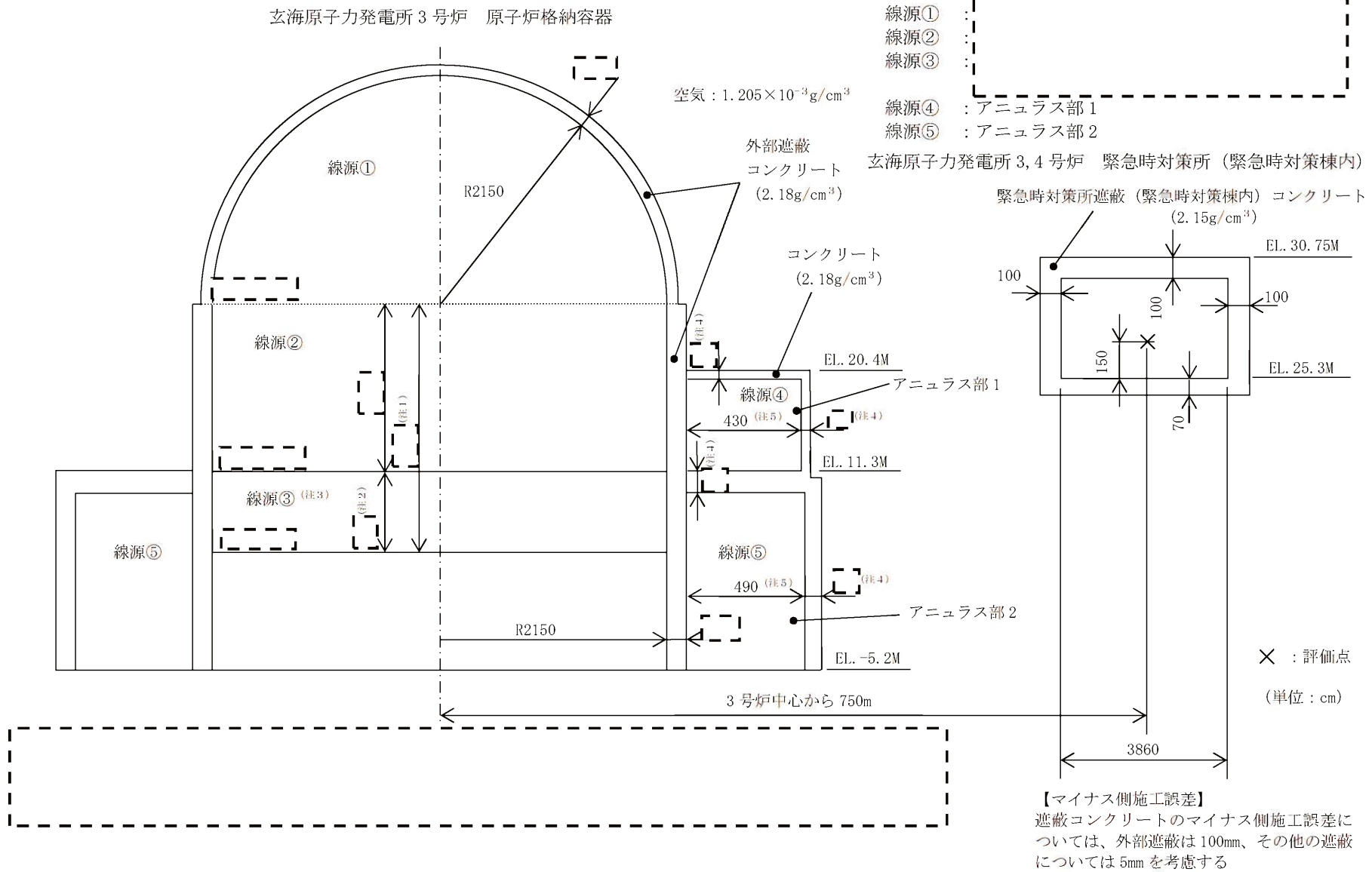
\*1：玄海原子力発電所3号炉及び4号炉同時被災時の $\chi/Q$ 、D/Qの重ね合わせ結果

第6表 直接線及びスカイシャイン線の評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	
線源強度	以下の事項を除き、中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る大気中への放出量評価条件と同様* *緊急時対策所（緊急時対策棟内）の評価では、原子炉建屋内へ放射性物質を閉じ込めた方が保守的となるため、原子炉格納容器破損による線源強度の減少効果を見逃して中央制御室（重大事故等時）と同様とした。			
	原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された放射性物質が均一に分布 (原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視)	事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質はすべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定して設定	4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。
	アニュラス内線源強度分布	アニュラス内に放出された核分裂生成物が均一に分布	アニュラス部が外部遮蔽壁の外側に存在するため、アニュラス部に漏えいした放射性物質によるガンマ線を考慮 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた放射性物質は、アニュラス部に均一に分布するものと仮定して設定	同上
計算モデル	外部遮蔽厚さ	ドーム部：  円筒部：  施工誤差については、-100mmを考慮する	原子炉格納容器（外部遮蔽）の厚さはドーム部  、円筒部  であるが、線量計算では施工誤差（-100mm）を考慮	4.4(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
	アニュラス壁厚さ	アニュラス上部：  アニュラス下部：  （3号炉最薄部）  （4号炉最薄部） 施工誤差については、-5mmを考慮する	設計値に施工誤差（-5mm）を考慮	同上
	緊急時対策所遮蔽（緊急時対策棟内）厚さ	外壁：1,000mm（最薄部） 天井：1,000mm 床：700mm 施工誤差については、-5mmを考慮する	設計値に施工誤差（-5mm）を考慮	同上

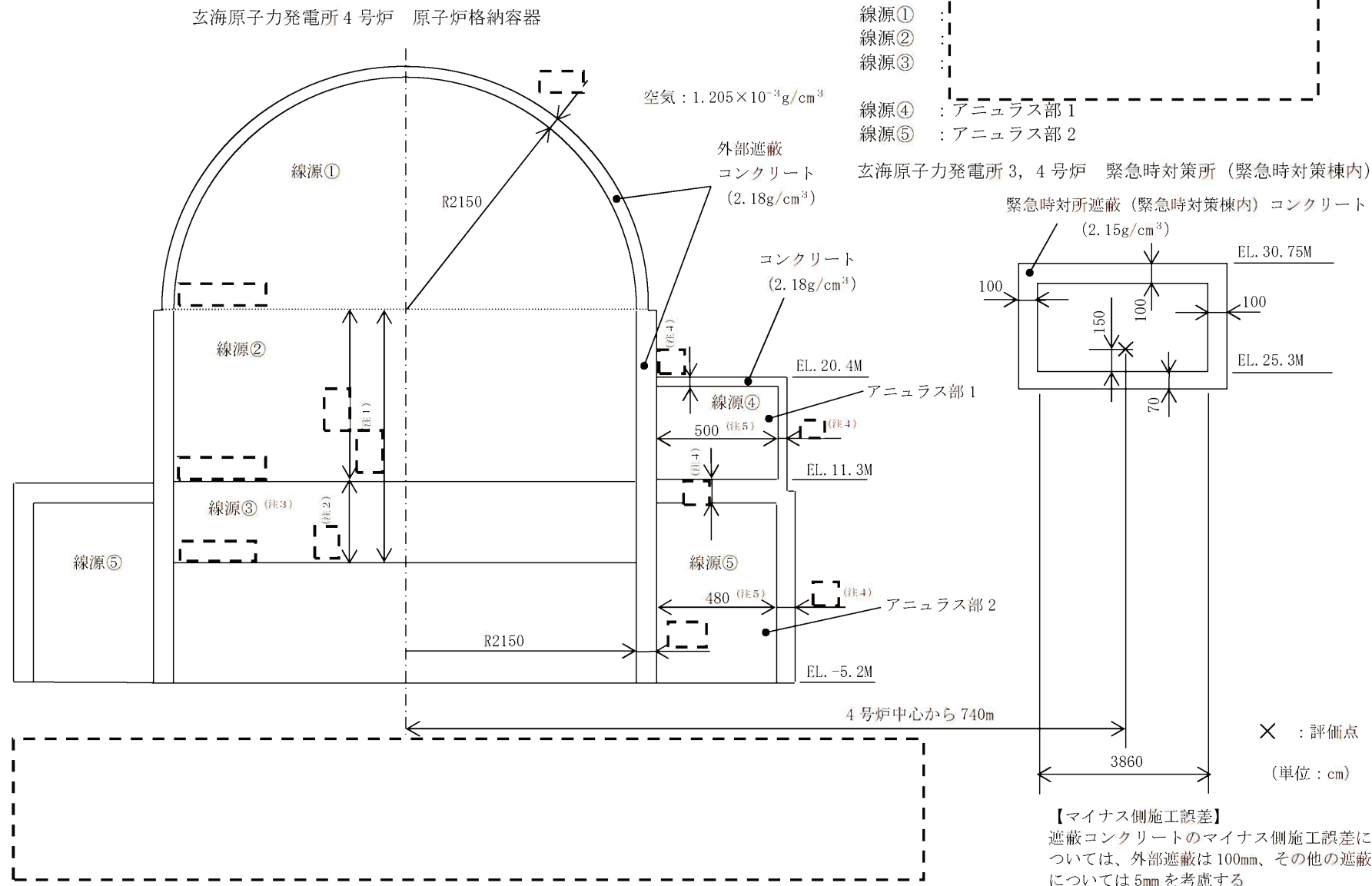
：防護上の観点から公開できません。

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QADコード (QAD-CGGP2R Ver. 1.04) スカイシャイン線量評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver. 90m)	<p>QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮へい解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。</p> <p>計算に必要な主な条件は、線源条件、遮へい体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。</p> <p>QAD及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある。</p>	4.1② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。



第1図(1/2) 直接線量の計算モデル

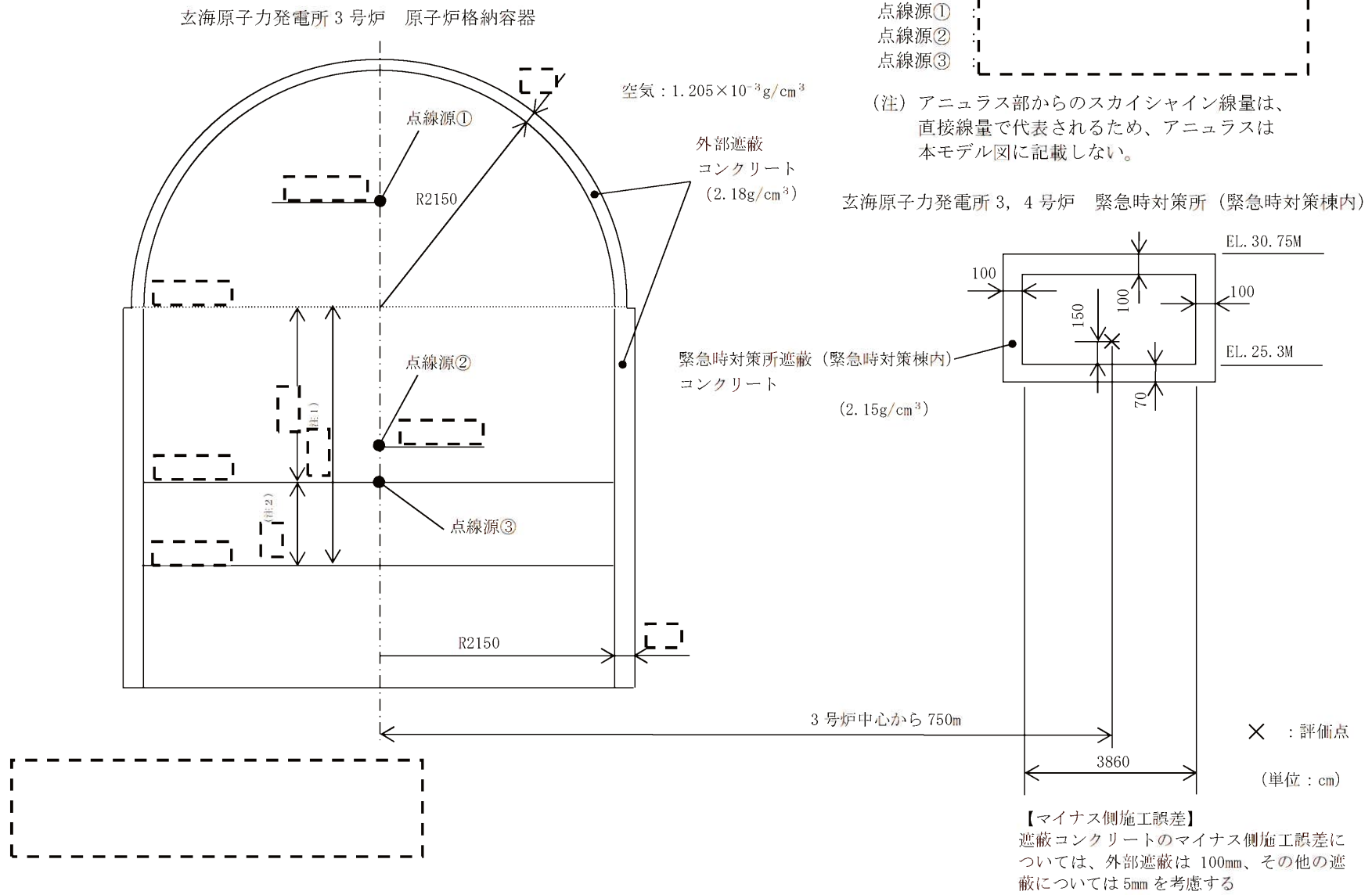
--- : 防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。



第 1 図(2/2) 直接線量の計算モデル

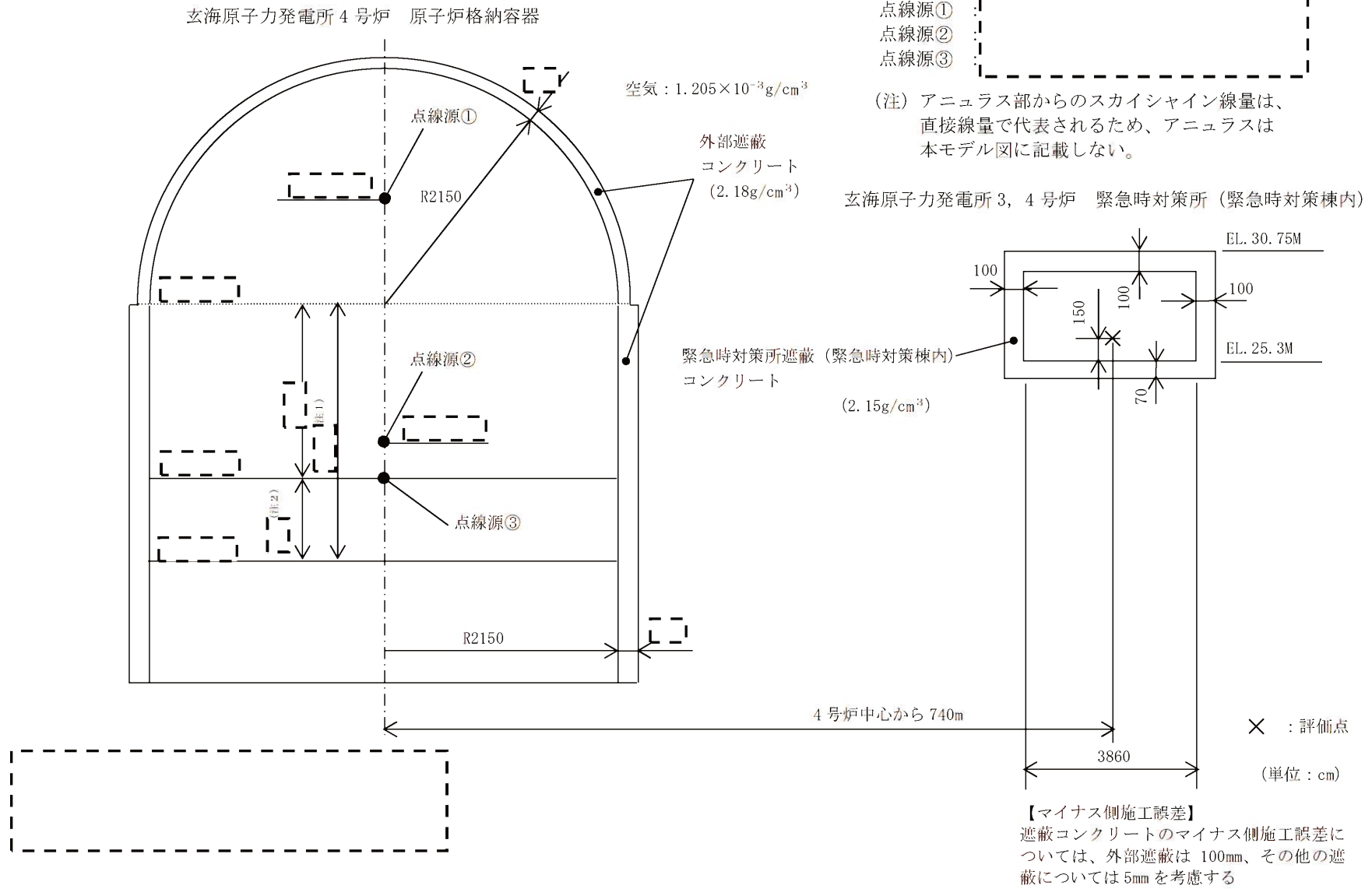
--- : 防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。





第 2 図(1/2) スカイシャイン線量の計算モデル

--- : 防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。



第2図(2/2) スカイシャイン線量の計算モデル

┌───┐ : 防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。

第7表 直接線及びスカイシャイン線の評価に用いる建屋内の積算線源強度（1／2）（7日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内積算線源強度(MeV)		
		現行	今回	
		3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
0.1	$E \leq 0.1$	$2.2 \times 10^{23}$	$2.2 \times 10^{23}$	$2.2 \times 10^{23}$
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	$2.1 \times 10^{22}$	$2.1 \times 10^{22}$	$2.1 \times 10^{22}$
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	$2.4 \times 10^{23}$	$2.4 \times 10^{23}$	$2.4 \times 10^{23}$
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	$4.2 \times 10^{23}$	$4.2 \times 10^{23}$	$4.1 \times 10^{23}$
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	$1.8 \times 10^{24}$	$1.8 \times 10^{24}$	$1.9 \times 10^{24}$
0.85	$0.7 < E \leq 1$	$1.7 \times 10^{24}$	$1.7 \times 10^{24}$	$1.8 \times 10^{24}$
1.25	$1 < E \leq 1.5$	$6.3 \times 10^{23}$	$6.3 \times 10^{23}$	$6.4 \times 10^{23}$
1.75	$1.5 < E \leq 2$	$1.5 \times 10^{23}$	$1.5 \times 10^{23}$	$1.5 \times 10^{23}$
2.25	$2 < E \leq 2.5$	$9.3 \times 10^{22}$	$9.3 \times 10^{22}$	$9.7 \times 10^{22}$
2.75	$2.5 < E \leq 3$	$7.4 \times 10^{21}$	$7.4 \times 10^{21}$	$7.9 \times 10^{21}$
3.5	$3 < E \leq 4$	$7.4 \times 10^{20}$	$7.4 \times 10^{20}$	$8.1 \times 10^{20}$
5	$4 < E \leq 6$	$1.3 \times 10^{20}$	$1.3 \times 10^{20}$	$1.5 \times 10^{20}$
7	$6 < E \leq 8$	$3.1 \times 10^{13}$	$3.1 \times 10^{13}$	$1.0 \times 10^{13}$
9.5	$8 < E$	$4.8 \times 10^{12}$	$4.8 \times 10^{12}$	$1.6 \times 10^{12}$

第7表 直接線及びスカイシャイン線の評価に用いる建屋内の積算線源強度（2/2）（7日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	アニュラス内積算線源強度 (MeV)		
		現行	今回	
		3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
0.1	$E \leq 0.1$	$2.5 \times 10^{19}$	$2.5 \times 10^{19}$	$2.5 \times 10^{19}$
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	$3.0 \times 10^{17}$	$3.0 \times 10^{17}$	$3.0 \times 10^{17}$
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	$1.4 \times 10^{19}$	$1.4 \times 10^{19}$	$1.3 \times 10^{19}$
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	$3.3 \times 10^{18}$	$3.3 \times 10^{18}$	$3.3 \times 10^{18}$
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	$1.5 \times 10^{19}$	$1.5 \times 10^{19}$	$1.5 \times 10^{19}$
0.85	$0.7 < E \leq 1$	$1.2 \times 10^{19}$	$1.2 \times 10^{19}$	$1.2 \times 10^{19}$
1.25	$1 < E \leq 1.5$	$5.4 \times 10^{18}$	$5.4 \times 10^{18}$	$5.5 \times 10^{18}$
1.75	$1.5 < E \leq 2$	$2.0 \times 10^{18}$	$2.0 \times 10^{18}$	$2.1 \times 10^{18}$
2.25	$2 < E \leq 2.5$	$3.9 \times 10^{18}$	$3.9 \times 10^{18}$	$4.3 \times 10^{18}$
2.75	$2.5 < E \leq 3$	$2.6 \times 10^{17}$	$2.6 \times 10^{17}$	$2.9 \times 10^{17}$
3.5	$3 < E \leq 4$	$2.8 \times 10^{16}$	$2.8 \times 10^{16}$	$3.1 \times 10^{16}$
5	$4 < E \leq 6$	$5.2 \times 10^{15}$	$5.2 \times 10^{15}$	$5.9 \times 10^{15}$
7	$6 < E \leq 8$	$1.3 \times 10^8$	$1.3 \times 10^8$	$4.3 \times 10^7$
9.5	$8 < E$	$2.0 \times 10^7$	$2.0 \times 10^7$	$6.6 \times 10^6$

第8表 緊急時対策所（緊急時対策棟内）換気設備条件

項目	評価条件	設定理由	審査ガイドでの記載
換気設備運転	事故後25時間以降： 放射性物質をフィルタにより低減しながら建屋内に外気を取り入れる運転	事故後24時間から25時間は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内をボンベ加圧し、事故後25時間以降は、外気取入を行う。 ボンベ加圧は10時間可能であるが、プルーム通過中のボンベ加圧時間は、短い方が被ばく評価上厳しい結果となる。	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。  4.4(3)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の非常用換気空調設備は、上記(2)の非常用電源によって作動すると仮定する。
事故時におけるフィルタを通した外気取り込み	緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外のエリア内：フィルタによる低減効果は考慮せず放射性物質濃度は外気と同じとする	緊急時対策所内はボンベ加圧を行う時以外は、フィルタを通した外気取り込みを行う。	4.2.(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入）
緊急時対策所（緊急時対策棟内）バウンダリ体積（容積）	5,000m <sup>3</sup>	換気設備の処理対象となる区画の体積（約4,111m <sup>3</sup> ）を保守的に大きめに設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	緊急時対策所（緊急時対策棟内）内： 5,000m <sup>3</sup>  緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外のエリア内： 30,000 m <sup>3</sup>	各区画の体積（緊急時対策所（緊急時対策棟内）内：約4,111m <sup>3</sup> 、緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外のエリア内：約29,062m <sup>3</sup> ）を保守的に大きめに設定	同上
緊急時対策所非常用空気浄化ファン流量	24～25時間 ：0 m <sup>3</sup> /min 25～34時間 ：50 m <sup>3</sup> /min 34～168時間 ：40 m <sup>3</sup> /min	設計上期待できる値を設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
換気設備よう素フィルタ、微粒子フィルタによる除去効率	事故後25時間以降： 有機よう素：95% 無機よう素：99% エアロゾル：99% 上記フィルタを直列に2段構成とする	設計上期待できる値を設定  なお、フィルタは直列に2段構成	4.2(1)a. よう素及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由	審 査 ガ イ ド で の 記 載
緊急時対策所 (緊急時対策棟 内)の空気流入 率	0回/h	空気ポンプによる緊急 時対策所(緊急時対策 棟内)内の加圧又は換 気設備により外気を取 り入れて緊急時対策所 (緊急時対策棟内)内 は加圧されるため、フ ィルタを通らない空気 流入はないものとし る。	4.2(1)b. 新設の場合では、空気 流入率は、設計値を基に設定す る。(なお、原子炉制御室/緊 急時制御室/緊急時対策所設置 後、設定値の妥当性を空気流入 率測定試験によって確認す る。)
マスクによる除 染係数	考慮しない	居住環境上の被ばく低 減措置を優先し、評価 における着用を考慮し ないこととした。	3. プルーム通過時等に特別な防 護措置を講じる場合を除き、対 策要員は緊急時対策所内でのマ スクの着用なしとして評価する こと。
安定よう素剤	考慮しない	居住環境上の被ばく低 減措置を優先し、評価 における服用を考慮し ないこととした。	3. 交代要員体制、安定よう素剤 の服用、仮設設備等を考慮して もよい。 ただしその場合は、実施のため の体制を整備すること。
交代要員の考慮	考慮しない	居住環境上の被ばく低 減措置を優先し、評価 における交代を考慮し ないこととした。	同上

第9表 線量換算係数、呼吸率及び地表面等に沈着した放射性物質の影響評価の条件

(3号、4号炉共通)

項目	評価条件	設定理由	審査ガイドとの関係性
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub. 71, 72に基づく	ICRP Publication 71, 72に基づく	—
呼吸率	$1.2 \text{ m}^3/\text{h}$	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針 <sup>(注1)</sup> に基づく	—
地表への沈着速度	$1.2 \text{ cm}/\text{s}$	線量目標値評価指針 <sup>(注2)</sup> を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度 ( $0.3 \text{ cm}/\text{s}$ ) の4倍を設定 乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol. 2 <sup>(注3)</sup> より設定	4.2.(2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨への湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。
建屋内床への沈着速度 (緊急時対策所以外のエリア内)	$0.3 \text{ cm}/\text{s}$	建屋内における沈着であるため、湿性沈着は考慮せず、乾性沈着のみを考慮 乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol. 2 <sup>(注3)</sup> より設定	4.2.(2)d. 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨への湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

(注1) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(原子力安全委員会)

(注2) 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(原子力委員会)

(注3) 米国NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由	審 査 ガ イ ド と の 関 係 性
緊急時対策所 遮蔽（緊急 時対策棟内） 厚さ	外壁：1,000mm（最薄部） 内壁：700mm（最薄部） 天井：1,000mm 床：700mm 施工誤差については、 －5mmを考慮する	設計値に施工誤差（－ 5mm）を考慮	4.2.(3)b. 原子炉制御室／緊急 時制御室／緊急時対策所内に いる運転員又は対策要員に 対しては、原子炉制御室／ 緊急時制御室／緊急時対策 所の建屋によって放射線が 遮へいされる低減効果を考 慮する。



使用済燃料貯蔵設備の大規模漏えい時  
の未臨界性評価について  
(54 条関連)

## 目 次

1. 概 要 .....	添付2-別添4-1
2. 評価方針 .....	添付2-別添4-2
3. 計算体系 .....	添付2-別添4-2
4. 計算結果 .....	添付2-別添4-3

## 1. 概 要

玄海 4 号炉の使用済燃料貯蔵設備の大規模漏えい時において使用済燃料ピットへのスプレイを実施した場合に、スプレイや蒸気条件においても貯蔵燃料体が未臨界性を維持できることを説明する。

資料中において、高燃焼度燃料の使用に伴い、算定条件や評価結果の数値が既許可の内容から変更となった箇所を赤枠で示す。

## 2. 評価方針

使用済燃料ピットで大規模漏えいが発生した場合、可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）により、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料ピット全面にスプレーを実施し、ラック及び燃料体等を冷却する。

大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価は、可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）にて、ラック及び燃料体等を冷却し、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、スプレーや蒸気条件においても臨界を防止できることを確認するため、使用済燃料ピット全体の水密度を一様に  $0.0 \sim 1.0 \text{g/cm}^3$  まで変化させた条件で実効増倍率の計算を行う。

実効増倍率の計算には、3次元モンテカルロ計算コード KENO-VI を内蔵した SCALE Ver.6.0 を使用した。その計算フローを第1図に示す。なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、別紙1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

## 3. 計算方法

### a. 計算体系

計算体系は垂直方向、水平方向ともに有限の体系とする。

垂直方向は上下部の構造物による中性子反射効果を考慮し、燃料有効長上部は低水密度状態においても、十分な中性子の反射効果が得られる厚さ（中性子反射効果が飽和する厚さ）である 300 mm の水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、1,000 mm のコンクリートとして評価する。

水平方向はピット側面の構造物による中性子反射効果を考慮し、垂直方向上部と同様に 300 mm の水反射と仮定する。

評価対象ピットは、最も貯蔵容量の大きい A ピット（768 体）とし、全てウラン新燃料のみを貯蔵した条件で評価する。

未臨界性評価の計算体系を、第2図、第3図及び第4図に示す。

### b. 計算条件

評価の計算条件は以下のとおりである。

(a) 燃料は全て新燃料として評価する。

(b) ウラン新燃料の濃縮度は、約 4.80wt% であるが、これに余裕と濃縮度公差を見込み [ ] wt% とする。なお、玄海4号炉の使用済燃料ピットは共用化により玄海1/2号炉の14×14型ウラン燃料も貯蔵されるが、反応度の最も高い17×17型ウラン燃料を評価対象とする。

(c) 燃料有効長は、公称値 3,648mm から延長し、3,660mm とする。

[ ]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

- (d) 使用済燃料ラックセルの材料であるボロン添加ステンレス鋼のボロン添加量は公差の下限値である 0.50wt%とする。
- (e) 使用済燃料ラックの厚さは中性子吸収効果を少なくするため、下限値の [ ] mm とする。
- (f) 使用済燃料ピット内の水は純水とし、溶存しているほう素は考慮しない。

以下の計算条件は公称値を使用し、正負の製作公差を未臨界性評価上厳しくなる側に不確定性として考慮するもの（以下「製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件」という。）である。なお、製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件には、ラック内での燃料体等が偏る効果を含む。

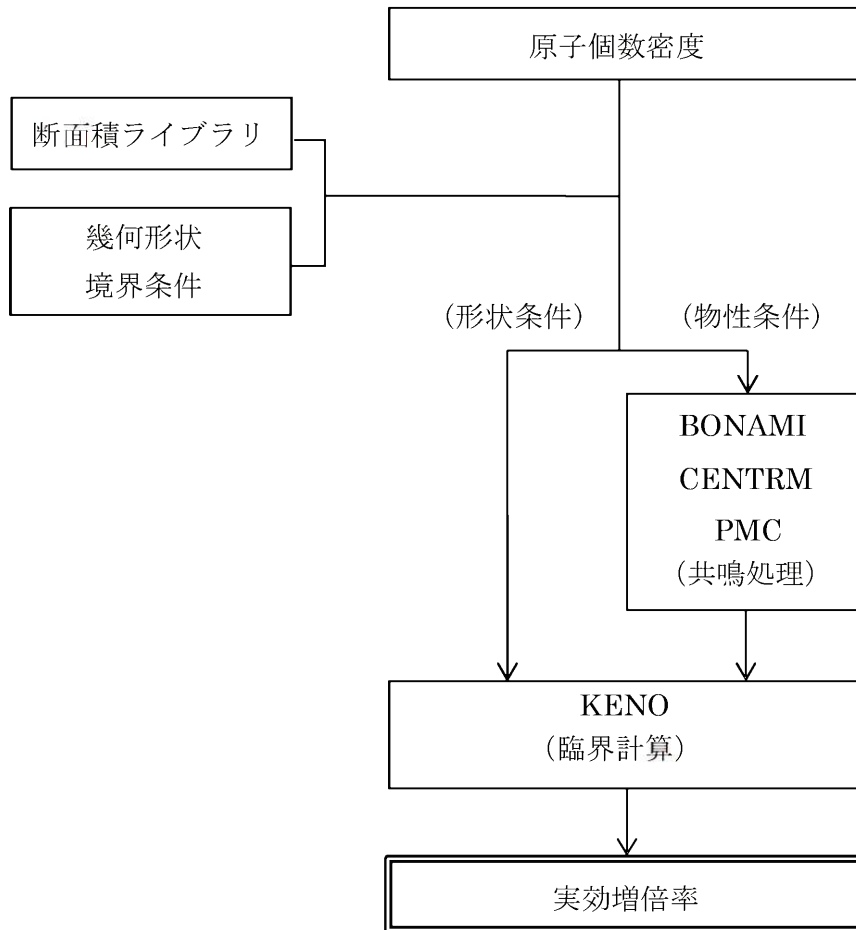
- (g) ラックの中心間距離
- (h) ラックの内径
- (i) ラック内での燃料体等が偏る効果（ラック内燃料偏心）
- (j) 燃料材の直径及び密度
- (k) 燃料被覆材の内径及び外径
- (l) 燃料要素の中心間隔（燃料体外寸）

本計算における基本計算条件を第 1 表及び第 2 表に、不確定性評価の考え方及び評価結果について別紙 1 に示す。

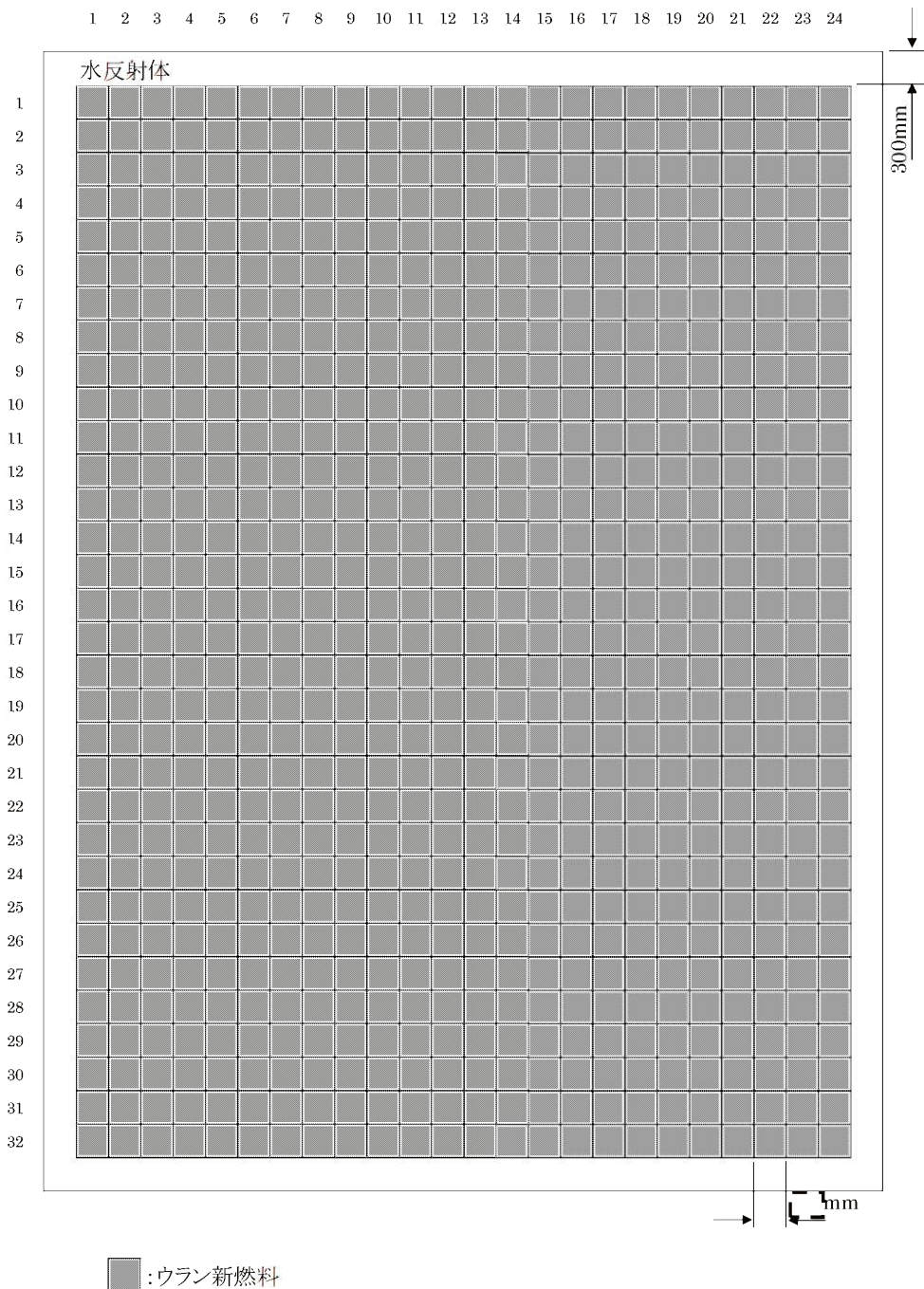
#### 4. 計算結果

使用済燃料ピットの未臨界性評価結果を第 3 表に示す。第 6 図のとおり、純水冠水状態から水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する。実効増倍率は最も厳しくなる純水冠水状態で 0.9190 となり、これに不確定性 0.0190 を考慮しても 0.939 となり、実効増倍率 0.98 以下を満足している。

[ ] : 商業機密に係る事項のため、公開できません。

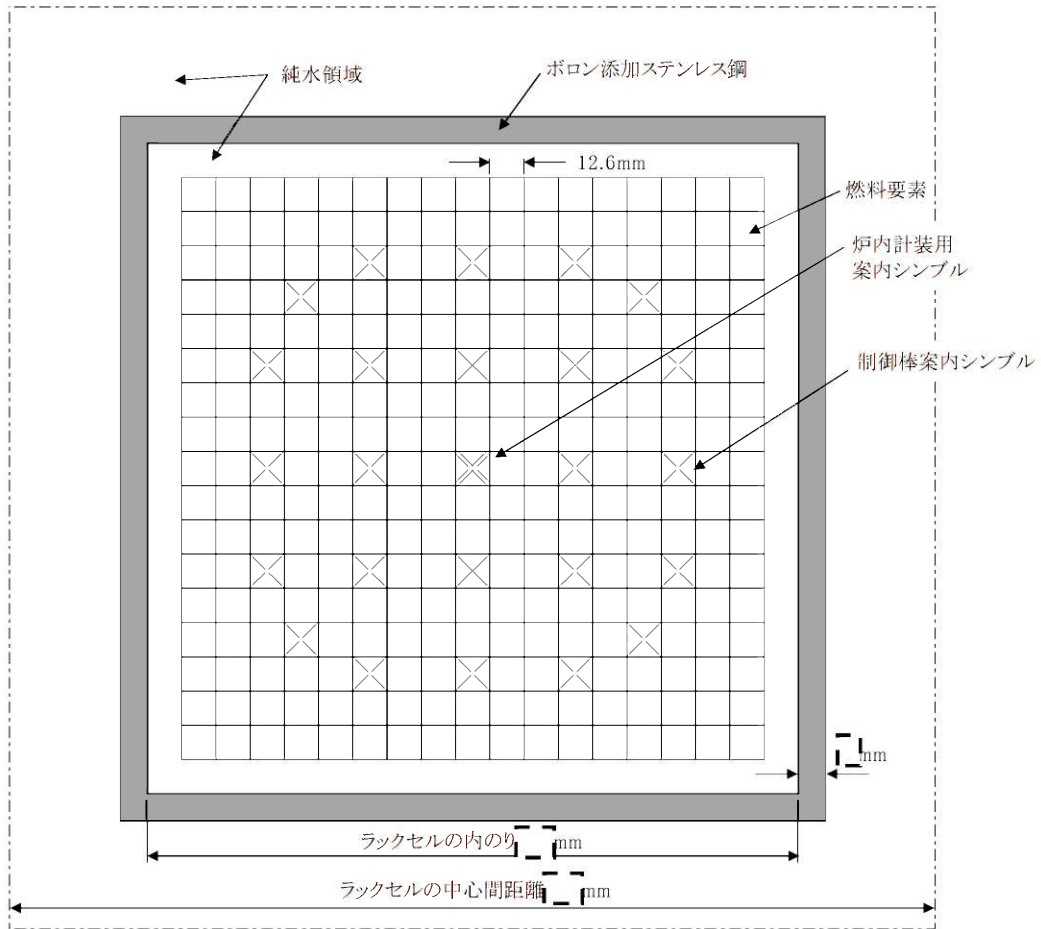


第1図 計算フロー



第2図 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価の計算体系  
(水平方向、Aピット全体)

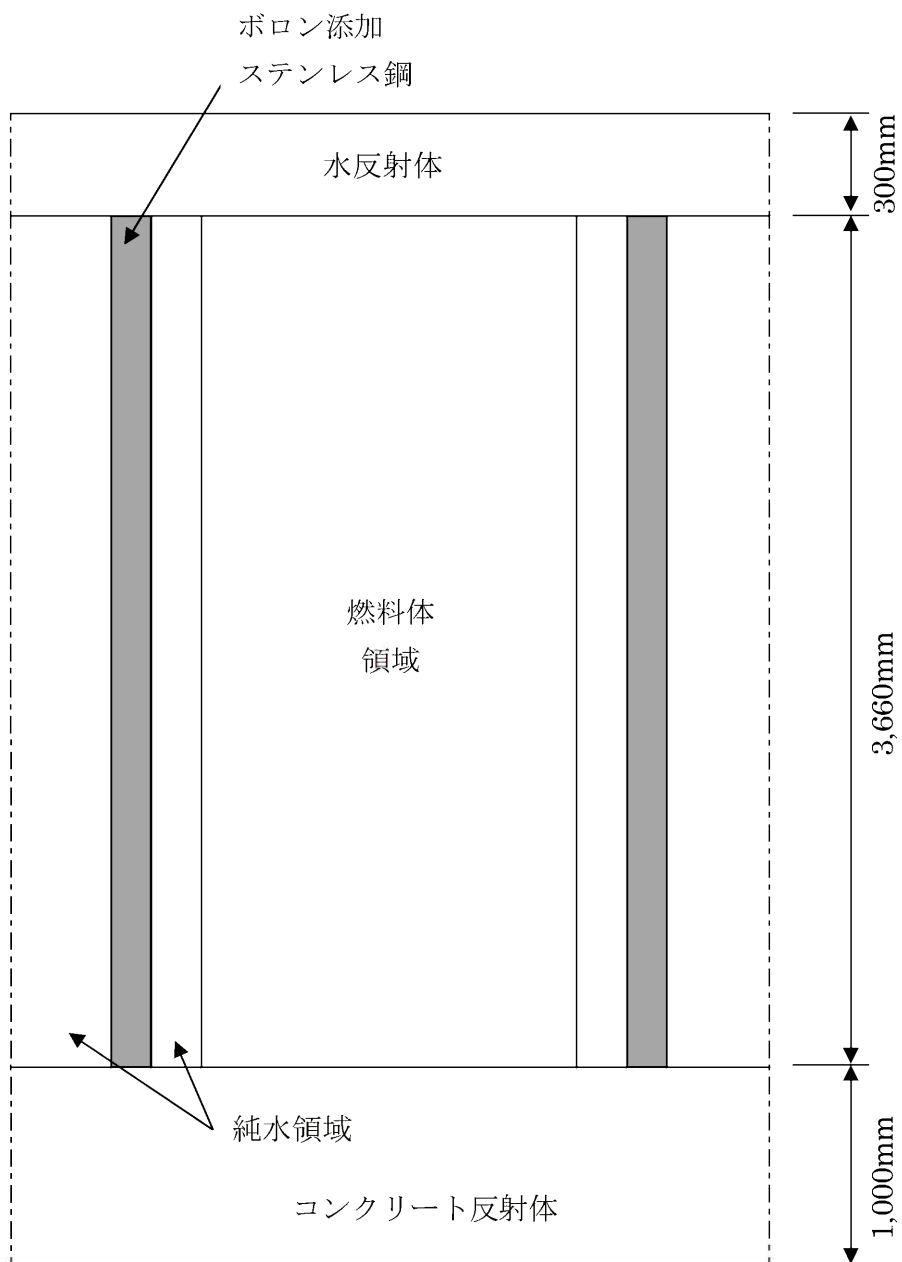
[- - - -] : 商業機密に係る事項のため、公開できません。



第3図 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価の計算体系  
(水平方向、燃料体部拡大)

[- - -]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。





第4図 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価の計算体系（垂直方向）

第 1 表 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価の基本計算条件（ウラン燃料仕様）

	計算条件	備 考
燃料体	17×17 型ウラン燃料	(注 1)
<sup>235</sup> U 濃縮度	[ ]wt%	4.80wt%に余裕と濃縮度公差を見込んだ値
燃料材密度	理論密度の 97%	(注 2)
燃料材直径	8.19mm	(注 2)
燃料被覆材	内径	8.36mm
	外径	9.50mm
燃料要素中心間隔	12.6mm	(注 2)
燃料有効長	3,660 mm	公称値 3,648mm を延長

(注 1) 玄海 4 号炉の使用済燃料ピットには、共用化により玄海 1/2 号炉の 14×14 型ウラン燃料も貯蔵されるが、反応度の最も高い 17×17 型ウラン燃料を対象とする。

(注 2) 製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件

[ ] : 商業機密に係る事項のため、公開できません。

第2表 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価の基本計算条件(ラック仕様等)

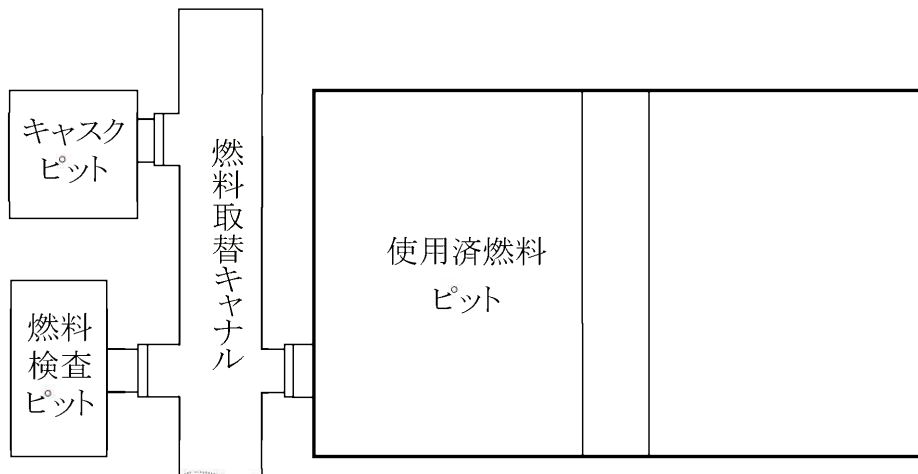
	計算条件	備考
使用済燃料ピット内の水分条件	純水	溶存しているほう素は考慮しない
水密度	0.0~1.0g/cm <sup>3</sup>	—
ラックタイプ	キャン型	—
ラックの中心間距離	[ ]mm	(注)
材 料	ボロン添加ステンレス鋼	—
厚 さ	[ ]mm	中性子吸収効果を少なくするため下限値を使用
内のり	[ ]mm×[ ]mm	(注)

(注)製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件

第3表 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価結果

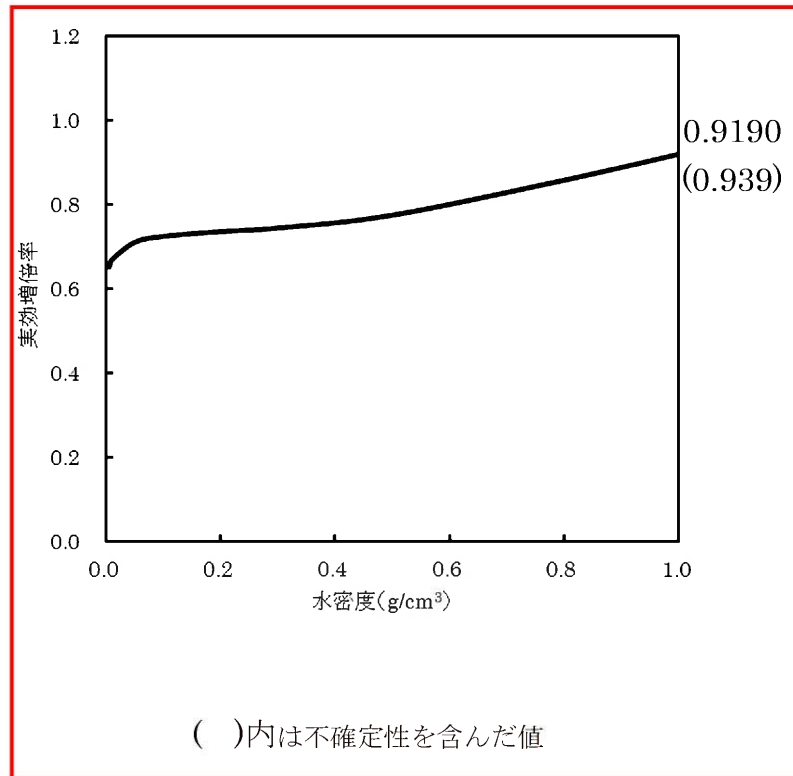
	評価結果 <sup>(注)</sup>	評価基準
実効増倍率	0.939 (0.9190)	≤0.98

(注) 不確定性を含む。( )内は不確定性を含まない値。



第5図 使用済燃料ピット配置図

[ ]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。



第6図 実効増倍率と水密度の関係

## 大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性の考え方及び評価結果

玄海 4 号炉の使用済燃料ピットで、大規模漏えい時の未臨界性評価において考慮すべき不確定性として考えられるのは、以下のとおりである。

- ① 大規模漏えいを想定した解析モデルに係る不確定性
- ② 臨界計算上の不確定性（計算コードに係る不確定性）
- ③ 製作公差に基づく不確定性（ラック内での燃料体等が偏る効果を含む）

上記のうち、「①大規模漏えいを想定した解析モデルに係る不確定性」として考える項目は、使用済燃料ピット内の水分雰囲気、ほう素濃度条件及びピットの構造物条件が挙げられる。

ピット内の水分雰囲気については、スプレーや蒸気条件の想定として、使用済燃料ピット全体の水密度を一様に  $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$  まで変化させ、ピット内の水は純水として評価し、溶存しているほう素は考慮しない。また、上下部及び側面の構造物による中性子反射効果を考慮し、燃料有効長上部は低水密度状態においても、十分な中性子反射効果が得られる厚さ（中性子反射効果が飽和する厚さ）である 300 mm の水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、1,000 mm のコンクリートとして評価する。側面も上部と同様に 300 mm の水反射と仮定する。以上より、①に係る不確定性については、使用済燃料ピットで大規模漏えいを想定した際に現実的に生じうる状態を十分に包絡できる設定としている。

一方で、「②臨界計算上の不確定性（計算コードに係る不確定性）」については、別紙 1「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示されるとおり、使用済燃料ピット仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した臨界実験に対して、ベンチマーク解析を実施し、臨界計算に考慮すべき平均誤差、及び標準偏差を適切に評価し、不確定性として考慮する。

また「③製作公差に基づく不確定性（ラック内での燃料体等が偏る効果を含む）」については、燃料製作公差、ラック製作公差及びラックセル内での燃料体等の偏りについて考慮する。

上記より、玄海 4 号炉の使用済燃料ピットで大規模漏えい時に考慮すべき不確定性は②及び③であり、不確定性の合計（e）は、上述の各項目の独立性のもと、二乗和平方根により求める。SCALE システムを用いた未臨界性評価に考慮すべき不確定性は第 1-1 表に示すとおり **0.0190** となる。

第1-1表 玄海4号炉 大規模漏えい時の未臨界性評価における不確定性評価結果  
(水密度 1.0g/cm<sup>3</sup>)

臨界計算上の不確定性評価項目				不確定性	
計算コードの不確定性	平均誤差		$\delta k$	0.0007 <sup>(注1)</sup>	
	95%信頼度×95%確率		$\epsilon_c$	0.0065 <sup>(注2)</sup>	
			不確定性	入力値 <sup>(注3)</sup>	
製作公差に基づく不確定性	計算体系を第1-1図に示す。	ラックの中心間距離公差	$\epsilon_p$	0.0137	[ ] mm
		ラックの内り公差	$\epsilon_w$	0.0072	[ ] mm
		燃料製作公差	$\epsilon_r$	0.0068	—
		—燃料材直径	$\epsilon_d$	0.0023	[ ] mm
		—燃料材密度	$\epsilon_l$	0.0032	[ ] %
		—被覆材内径	$\epsilon_{cr}$	0.0023	[ ] mm
		—被覆材外径	$\epsilon_{cd}$	0.0041	[ ] mm
		—燃料体外寸	$\epsilon_a$	0.0030	[ ] mm
	計算体系を第1-2図に示す。	ラック内燃料偏心	$\epsilon_f$	0.0023 <sup>(注4)</sup>	—
統計誤差			$\sigma$	0.0005	
不確定性合計 <sup>(注5)</sup>			$\epsilon$	0.0190	

(注1) 国際的に臨界実験データを評価収集している OECD/NEA による INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS に登録されているウラン燃料に係る臨界実験を対象に SCALE6.0 システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の平均誤差。

(注2) 上記の臨界実験を対象に SCALE6.0 システムのベンチマーク解析を実施して得られる加重平均実効増倍率の不確かさ(95%信頼度×95%確率での信頼係数を考慮)。

(注3) 正負の製作公差のうち未臨界性評価上厳しくなる側の値を入力値とした。

[ ] : 商業機密に係る事項のため、公開できません。

(注 4) [ ] ラックセル内での燃料体の偏心モデル (第 1-3、1-4、1-5 図) での [ ] での評価結果。なお、評価結果は下表のとおり。

ラックセル内での燃料体偏心による不確定性評価結果

解析モデル	不確定性評価結果
[ ]	[ ]
[ ]	[ ]
[ ]	[ ]

(注 5) 設計上の不確定性 ( $\epsilon$ ) については、以下のとおり評価する。

- ・ 計算上の不確定性のうち平均誤差 ( $\delta k$ ) は、評価値のバイアスとして別に考慮する。
  - ・ 計算上の不確定性のうち 95%信頼度×95%確率 ( $\epsilon_c$ ) は、臨界実験ベンチマーク解析による評価値の平均値からのばらつきであり、コードへの入力条件である製作等に関わる不確定性とは独立である。
  - ・ 製作等に関わる不確定性 ( $\epsilon_p$ 、 $\epsilon_f$ 、 $\epsilon_w$ 、 $\epsilon_r$ ) はそれぞれ独立である。
- これらのうち互いに独立である  $\epsilon_c$ 、 $\epsilon_p$ 、 $\epsilon_f$ 、 $\epsilon_w$ 、 $\epsilon_r$  を二乗和の平方根で処理し、これに  $\delta k$  を加える。なお、ANSI/ANS-8.17(2004)において、互いに独立な不確定性を二乗和の平方根で処理してよいことが示されている。

評価上の不確定性は、上記に基づき下式より求めた不確定性合計 ( $\epsilon$ ) を考慮する。

[ ]

[ ] : 商業機密に係る事項のため、公開できません。



第 1-1 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系

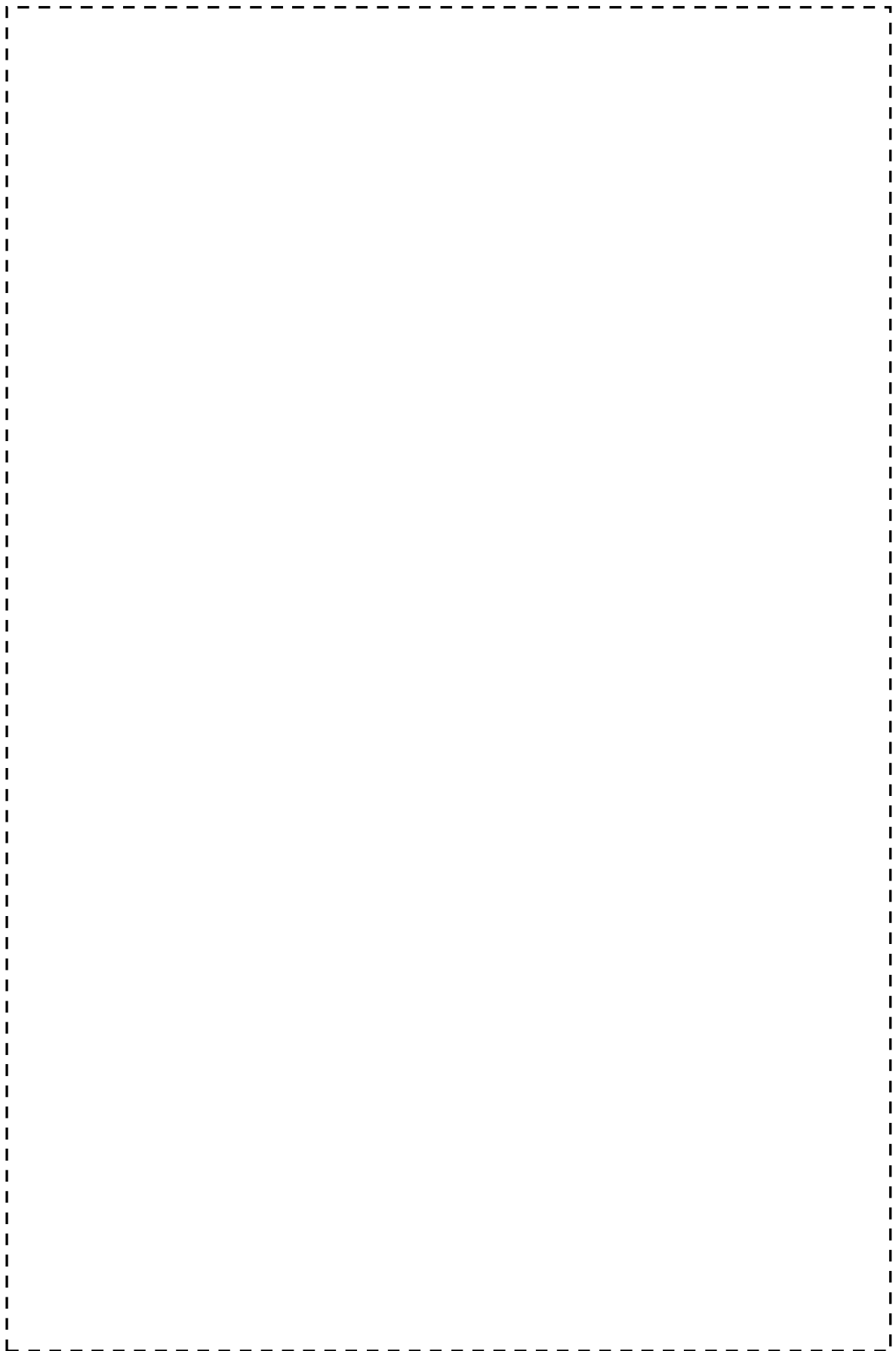
[- - - -] : 商業機密に係る事項のため、公開できません。





第 1-2 図 製作公差に基づく不確定性評価の計算体系

「-----」: 商業機密に係る事項のため、公開できません。



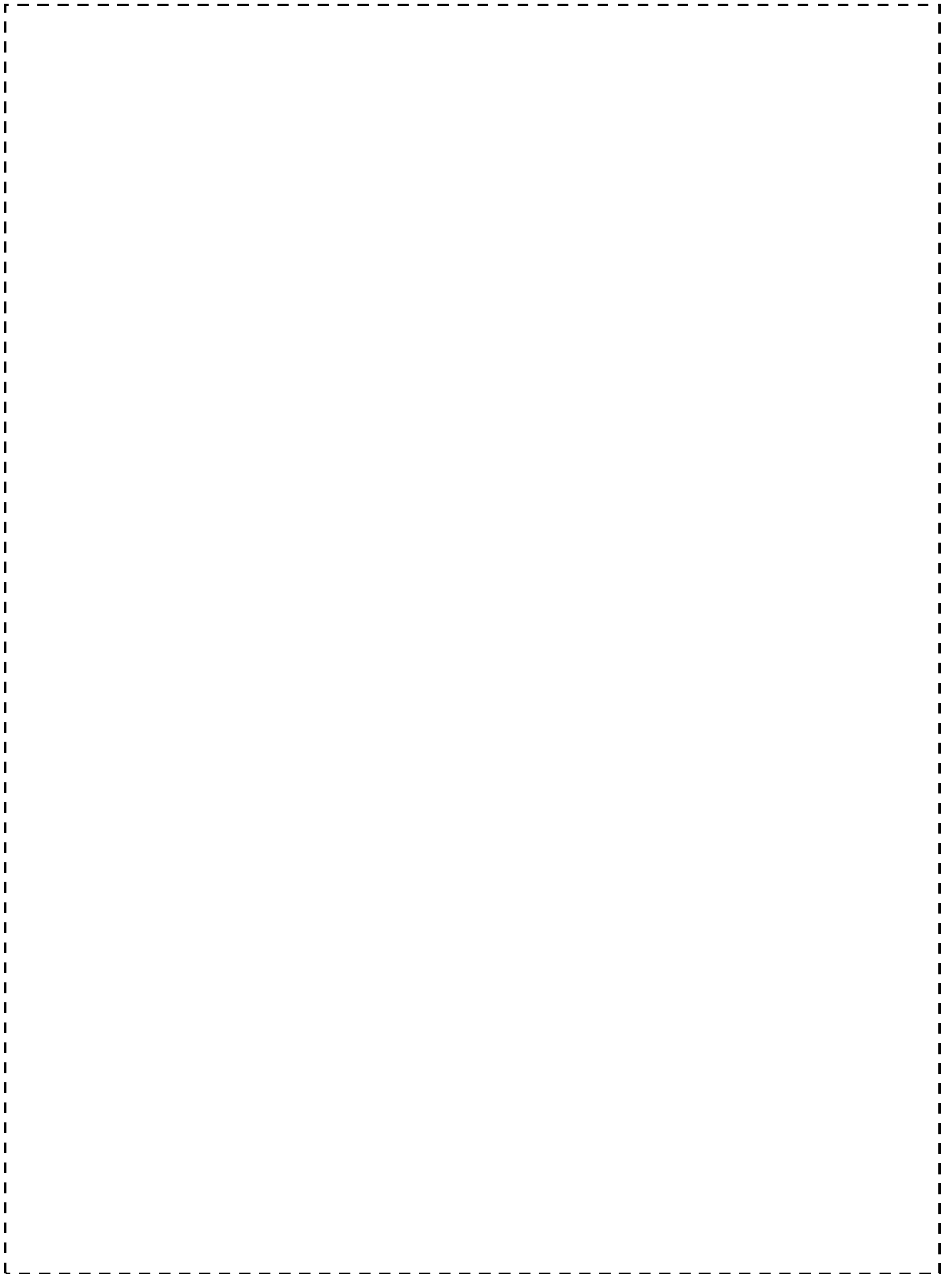
第 1-3 図 ラックセル内での燃料偏心モデル [ ]

[ ]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。



第1-4図 ラックセル内での燃料偏心モデル

：商業機密に係る事項のため、公開できません。



第 1-5 図 ラックセル内での燃料偏心モデル [ ]

[ ]: 商業機密に係る事項のため、公開できません。

## 計算機プログラム（解析コード）の概要

## 1. はじめに

本説明書は、使用済燃料ピットの未臨界性評価において使用した解析コードについて説明するものである。

## 2. 解析コードの概要

## 2.1 SCALE

項目 \ コード名	SCALE
開発機関	米国オークリッジ国立研究所(ORNL)
開発時期	2009年
使用したバージョン	6.0
使用目的	使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価
コード概要	米国オークリッジ国立研究所(ORNL)により米国原子力規制委員会(NRC)の原子力関連許認可評価用に作成された公開コードシステムであり、臨界計算コードが整備されている。本解析では臨界計算のCSAS6モジュールを用い、モンテカルロコードとしてKENO-VI、断面積ライブラリはENDF/B-VIIベースの238群ライブラリを使用している。
検証(Verification)及び妥当性確認(Validation)	<p>今回の解析は、モンテカルロコードを用いた使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価である。</p> <p><b>【検証(Verification)】</b>            本解析コードの検証の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・コードに付属のサンプル問題を実行し、解析解があらかじめ準備された参照解を再現することを確認している。</li> <li>・本コードの運用環境について、開発機関から提示された要件を満足していることを確認している。</li> </ul> <p><b>【妥当性確認(Validation)】</b>            本解析コードの妥当性確認の内容は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・OECD/NEAによりまとめられた臨界実験ベンチマーク集(INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS September 2010 Edition (OECD/NEA))に登録されている臨界実験から、国内</li> </ul>

<p>検証(Verification)及び妥当性確認(Validation)</p>	<p>PWRの新燃料貯蔵庫、使用済燃料ピット仕様及び燃料仕様等を考慮して選定した147ケースのベンチマーク解析を実施している。ベンチマーク解析結果と臨界実験の実効増倍率は概ね一致しており、その差はほぼ正規分布となることを確認している。また、ベンチマーク解析の実効増倍率が特定のピット仕様や燃料仕様に依存する傾向もない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ベンチマーク解析において、軽水減速体系の臨界実験データ及びボロン添加ステンレス板を含む体系の臨界実験データ、更にMOX燃料を用いた臨界実験データを使用した解析結果から、臨界計算に考慮すべき平均誤差及びその不確かさを適切に評価している。</li> </ul>
--	---

### 2.1.1 SCALEの解析手法について

#### (1) 概要

SCALEは、米国オークリッジ国立研究所(ORNL)により米国原子力規制委員会(NRC)の原子力関連許認可評価用に作成された公開コードシステムであり、臨界計算コードが整備されている。本解析では臨界計算のCSAS6モジュールを用い、モンテカルロ法に基づく3次元輸送計算コードとしてKENO-VI、断面積ライブラリは、ENDF/B-VIIベースの238群ライブラリを使用している。

#### (2) 特徴

- ① 米国NRCにより認証された標準解析コードであり、国内外の臨界解析の分野で幅広く使用されている。
- ② 燃料及び構造材の材質組成と幾何形状を与えることにより、断面積作成から実効増倍率評価まで一連の解析を実行できる。
- ③ 3次元輸送計算コードであり、複雑な幾何形状における臨界計算が可能である。

#### (3) 解析手法

本解析で用いた臨界計算のCSAS6モジュールについて、以下に示す。

##### (3)-1 BONAMI

BONAMIコードは、バックグラウンド断面積と領域の温度から、自己遮蔽因子を内挿し、多群実効断面積を作成する。BONAMIコードは、非分離共鳴エネルギー領域に適用する。作成された多群実効断面積は、CENTRMコードにおける中性子スペクトル計算に使用される。

### (3)–2 CENTRM

CENTRM コードは、セル形状をモデル化して連続エネルギーの中性子スペクトルを求める。CENTRM コードは、分離共鳴エネルギー領域に適用する。

### (3)–3 PMC

PMC コードは、CENTRM コードにより作成された連続エネルギーの中性子スペクトルを用いて連続エネルギーの断面積を多群に縮約し、分離共鳴エネルギー領域の多群実効断面積を作成し、BONAMI で評価された非分離共鳴エネルギー領域の多群実効断面積と組み合わせる。

### (3)–4 KENO-VI

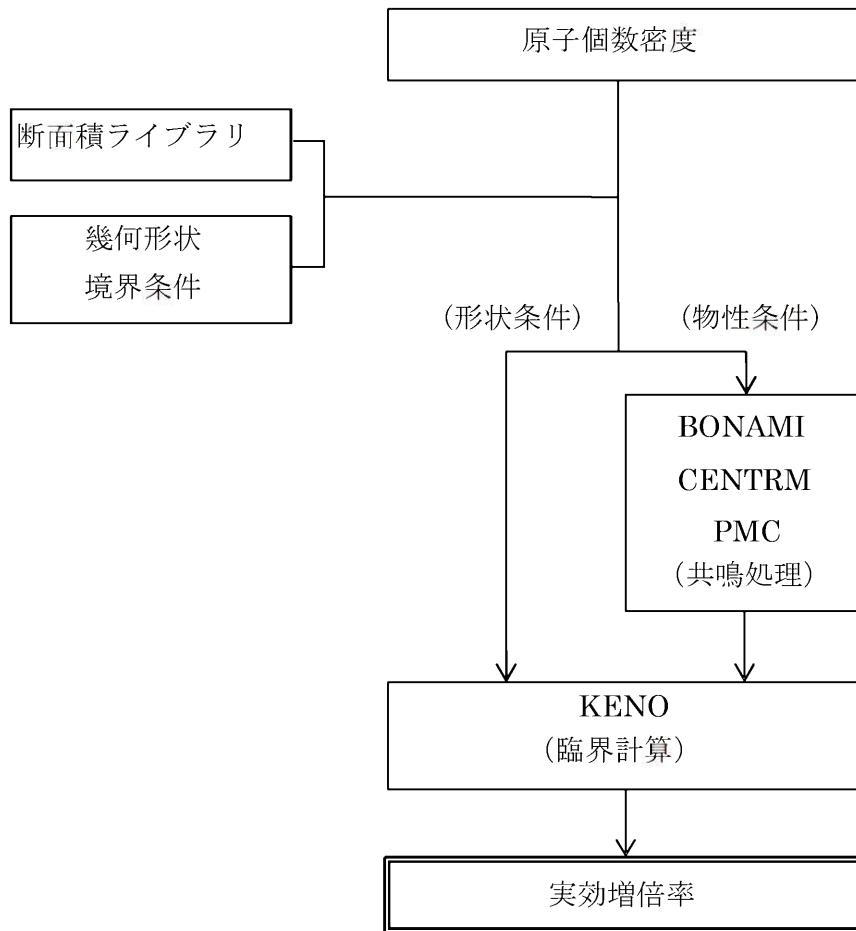
KENO-VI は、ORNL で開発された多群モンテカルロ臨界計算コードであり、複雑な体系の中性子増倍率の計算を行うことができる。本コードでは、体系内の一つ一つの中性子の振舞いを追跡し、核分裂によって発生する中性子数  $F$ 、吸収されて消滅する中性子数  $A$ 、体系から漏えいする中性子数  $L$  を評価し、次式により実効増倍率  $k_{eff}$  を算出する。

$$k_{eff} = \frac{F}{A + L}$$

#### (4) 解析フローチャート

本計算機コードの解析フローチャートを第 2-1 図に示す。

なお、今回の解析で使用する SCALE の機能は、臨界計算であるため、第 2-1 図の解析フローチャートは、臨界計算の CSAS6 モジュールについて記載している。



第 2-1 図 解析フローチャート



## (5) 検証(Verification)及び妥当性確認(Validation)

### (5)－1 バージョン・使用目的

今回の解析に用いた解析コード(SCALE)のバージョン、件名及び解析方法を第2－1表に示す。本解析に係る検証及び妥当性確認の内容を(5)－2及び(5)－3に示す。

第2－1表 使用件名

解析 No.	使用バージョン	件名
1	6.0	使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価

### (5)－2 検証(Verification)

コードに付属のサンプル問題を実行し、解析解があらかじめ準備された参照解を再現することを確認した。また、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た。

### (5)－3 妥当性確認(Validation)

OECD/NEAによりまとめられた臨界実験ベンチマーク集「INTERNATIONAL HANDBOOK OF EVALUATED CRITICALITY SAFETY BENCHMARK EXPERIMENTS」September 2010 Edition (OECD/NEA)に登録されている臨界実験から選定した147ケースのベンチマーク解析（以下「ベンチマーク解析」という。）を実施した。ベンチマーク解析を行うにあたっては、国内PWRの燃料貯蔵設備及び燃料仕様のパラメータ範囲を包含する範囲を整理し、臨界実験を選定した。選定した結果を第2－2表に示す。

ベンチマーク解析の結果得られた実効増倍率及び標準偏差並びに各実験の実効増倍率測定値及び実験誤差を用いて、ラック体系の未臨界性評価に用いるSCALE6.0システムの平均誤差( $1-k_c$ )及び不確かさ( $\Delta k_c$ )をウラン燃料を対象とした場合とMOX燃料を対象とした場合のそれぞれについて導出した結果を第2－3表に示す。表に示すとおり、ウラン燃料を対象とした場合のSCALE6.0システムの平均誤差は0.0007、不確かさは0.0065であり、MOX燃料を対象とした場合のSCALE6.0システムの平均誤差は0.0013、不確かさは0.0104となった。

上記のベンチマーク解析結果と臨界実験の実効増倍率は概ね一致しており、その差はほぼ正規分布となることを確認している。また、ベンチマーク解析結果の実効増倍率が特定のピット仕様や燃料仕様に依存する傾向もないため、本コードを使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価に用いることは妥当である。

第2-2表 選定したパラメータ範囲（製作公差を含まない）

項目	単位	燃料貯蔵設備及び燃料仕様のパラメータ範囲		選定した臨界実験のパラメータ範囲		
		MIN	MAX	MIN	MAX	
燃料	ウラン燃料 235U 濃縮度	wt%	1.60	4.80	[ ]	[ ]
	MOX 燃料 Pu 含有率	wt%	5.5	10.9	[ ]	[ ]
	燃料材径	mm	8.19	9.29	[ ]	[ ]
	燃料要素径	mm	9.5	10.72	[ ]	[ ]
	被覆材 材質	—	ジルコニウム合金		[ ]	
	燃料要素ピッチ	mm	12.6	14.3	[ ]	[ ]
	燃料体内の減速材体積 ／燃料体積	—	1.88	2.00	[ ]	[ ]
	燃料要素 配列条件	—	正方配列		[ ]	
	体系条件	—	燃料体配列体系		[ ]	
減速材	減速材	—	無／軽水		[ ]	
	減速材密度	g/cm <sup>3</sup>	0	約 1.0	[ ]	[ ]
	減速材中の ほう素濃度	ppm	0	4400 以上	[ ]	[ ]
ラックセル	ラックセル材質	—	無／SUS／B-SUS		[ ]	
	SUS 製ラックセル のほう素添加量	wt%	0	1.05	[ ]	[ ]
反射体	反射体 材質	—	軽水 ／コンクリート		[ ]	

[ ] : 商業機密に係る事項のため、公開できません。

第 2-3 表 SCALE6.0 システムの平均誤差及び不確かさ

条件	計算コード	SCALE6.0 システム (KENO-VI)	
	断面積ライブラリ	ENDF/B-VII 238 群	
	対象燃料	ウラン燃料	MOX 燃料
	ベンチマークケース数	[ ]	[ ]
評価 結果	平均誤差( $1-k_c$ )	0.0007	0.0013
	加重平均実効増倍率 ( $\overline{k_{eff}}$ )	0.9993	0.9987
	不確かさ( $\Delta k_c = U \times S_p$ )	0.0065	0.0104
	信頼係数( $U$ ) (注 1)	[ ]	[ ]
	$\overline{k_{eff}}$ の不確かさ ( $S_p$ )	[ ]	[ ]

(注 1) ベンチマーク解析ケース数に対する 95%信頼度・95%確率での信頼係数

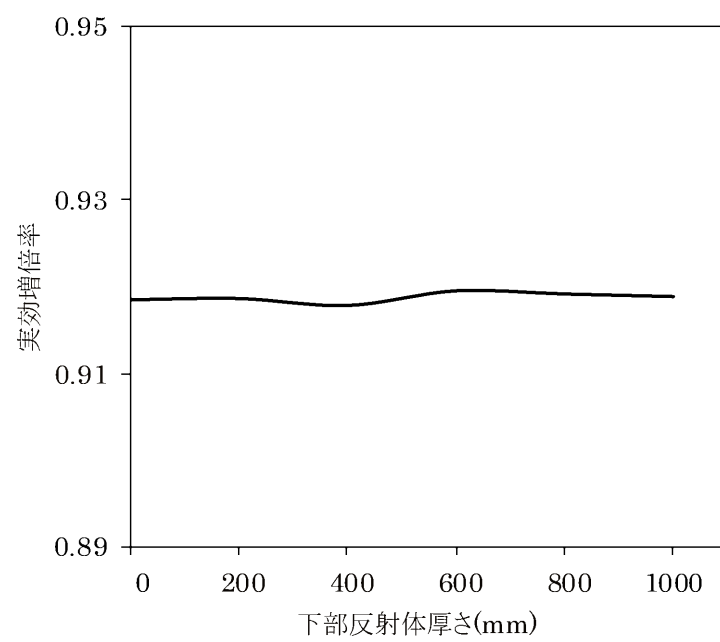
[ ] : 商業機密に係る事項のため、公開できません。

## 大規模漏えい時の未臨界性評価における燃料体等上下部の計算体系設定の考え方

大規模漏えい時の未臨界性評価における燃料体上下部の計算体系は、有限の体系とし、以下のとおり設定している。

大規模漏えい時の燃料有効長上下部付近は低水密度状態となっていることが推測されるが、低水密度状態においても十分な中性子の反射効果が得られる厚さ（中性子の反射効果が飽和する厚さ）となる反射体を仮定して解析を実施している。

具体的には、燃料体等の上下部構造物、ラックの支持脚等及び使用済燃料ピット下部コンクリートのライニングは SUS 材で構成されており、上記で考慮した反射体と比較して反射効果は小さく、中性子吸収材として働くため計算体系上は無視している。その上で、上部については、臨界安全ハンドブック第 2 版（JAERI-1340 日本原子力研究所 1999.3）において、20cm 以上の厚さがあれば十分な反射体厚さ（その厚さの反射体を考慮した場合の実効増倍率と厚さ無限大の反射体を考慮した場合の実効増倍率がほぼ同等となる場合の反射体厚さ（実効増倍率が同等となる場合とは、両者の実効増倍率の差が厚さ無限大の反射体を考慮した場合の実効増倍率に対して  $10^{-3}\Delta k/k$  以下となる厚さ））であるとされており、これを包絡する値として厚さ 300mm の水反射体としている。また、下部については、厚さ 1,000mm のコンクリート反射体とした。厚さ 1,000mm のコンクリート反射体の妥当性については、玄海 4 号炉の使用済燃料ピットにおける大規模漏えい時の未臨界性評価を実施した評価モデルに対する最適減速状態（水密度  $1.0\text{g/cm}^3$ ）での下部コンクリートの感度評価結果（第 3-1 図）により、下部コンクリートは十分な厚さが設定されていることを確認している。



第3-1図 玄海4号炉 SFP における下部コンクリート厚さの感度評価結果  
 (最適減速状態：水密度  $1.0\text{g/cm}^3$ )

## 玄海 4 号炉未臨界性評価における温度条件について

未臨界性評価における温度条件は 20℃として評価している。

未臨界性評価において、温度条件の変動による影響を確認するにあたり、未臨界性評価の入力条件となる体系（燃料温度、冷却材温度、構造材温度（被覆材、制御棒案内シンブル、計装用案内シンブル、ラックセル材）、反射体）の温度を大気圧下における水の飽和温度 100℃に設定して解析を実施した。

## 1. 評価条件

燃料仕様、ラック寸法及び解析モデル等の評価条件は、第 1,2 表及び第 1,2,3,4 図と同じである。

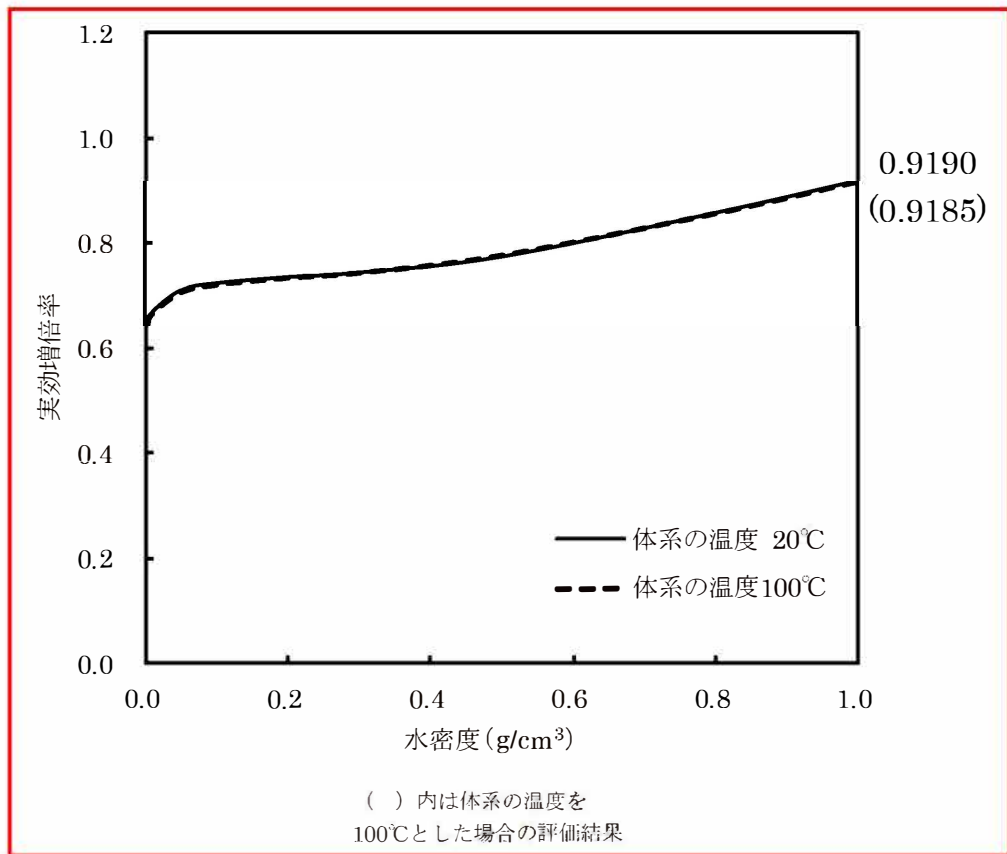
## 2. 評価結果

第 4-1 表及び第 4-1 図に示す。温度条件 100℃の場合の実効増倍率は最大で **0.9185**（水密度 1.0g/cm<sup>3</sup>）、20℃の場合の実効増倍率は最大で **0.9190**（水密度 1.0 g/cm<sup>3</sup>）となり、体系の温度 20℃を採用した。

第4-1表 玄海4号炉 SFP 未臨界性評価結果

評価項目	体系の温度	実効増倍率 <sup>(注)</sup>	水密度
Aピット	20℃	0.9190	1.0g/cm <sup>3</sup>
	100℃	0.9185	1.0g/cm <sup>3</sup>

(注) 不確定性を含まない。



第4-1図 実効増倍率と水密度の関係

### 玄海原子力発電所 3 / 4 号炉の使用済燃料ピットの共用状況について

玄海原子力発電所 3 / 4 号炉の使用済燃料ピット（以下「SFP」という）の既許可における共用状況を表 1 に、4 号炉使用済燃料の貯蔵に係る申請書記載内容を表 2 に示す。

表 1 に示すとおり、3 号炉 SFP へ貯蔵可能な 4 号炉使用済燃料は 48,000MWd/t 燃料である。このため、今回の申請においては、3 号炉の既許可における貯蔵可能燃料に変更がないことを 4 号炉の申請書にて明確にしたものであり、既許可の内容を変更するものではない。

表 1 既許可における SFP 共用状況

	共用状況	貯蔵可能燃料
3 号炉 SFP	3 号及び 4 号炉共用	3 号炉 48,000MWd/t 燃料 3 号炉 MOX 燃料 4 号炉 48,000MWd/t 燃料
4 号炉 SFP	一部* 1 号、2 号及び 4 号炉共用	1 号炉 39,000MWd/t 燃料 1 号炉 48,000MWd/t 燃料 1 号炉 55,000MWd/t 燃料 2 号炉 39,000MWd/t 燃料 2 号炉 48,000MWd/t 燃料 2 号炉 55,000MWd/t 燃料 4 号炉 48,000MWd/t 燃料

※：共用可能な貯蔵体数に制限

表 2 4 号炉使用済燃料の貯蔵に係る申請書記載内容

	4 号炉申請書記載内容
既許可	7 年以上冷却した 4 号炉の使用済燃料については、必要に応じて 3 号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部 3 号及び 4 号炉共用）のほう酸水中に貯蔵する。
今回	7 年以上冷却した 4 号炉の使用済燃料（ <u>燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t のものを除く</u> ）については、必要に応じて 3 号炉燃料取扱棟内の使用済燃料貯蔵設備（一部 3 号及び 4 号炉共用）のほう酸水中に貯蔵する。

以上