

反応度の誤投入における警報設定値の影響について

○玄海 3 号炉

(1) 警報設定値について

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に何らかの理由により炉心の中性子束レベルが上昇するような事象が発生した場合に、運転員への注意を喚起するため設置している。この警報は、原子炉停止時の定常状態における炉外核計測装置中性子源領域の計数率（定常値）に対して、信号の揺れ等を考慮して 0.5 デカード上に設定している。

「反応度の誤投入」の有効性評価においては、警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、警報設定値である定常値の 0.5 デカード上に、玄海 3 号炉の炉外核計測装置中性子源領域の計装誤差である 0.3 デカード（フルスケール（6 デカード） $\pm 5\%$ ）を考慮して、警報発信を定常値の 0.8 デカード上に設定した。

(2) 警報設定値による影響評価

希釈開始から警報発信及び臨界ほう素濃度まで希釈するのに必要な時間について、警報設定値に計装誤差（0.3 デカード）を考慮したことによる影響評価結果を下表に示す。

定常値の 0.8 デカード上は、0.5 デカード上に比べて警報発信までに必要な時間が約 18 分遅くなるが、希釈開始から臨界までに必要な時間は同じであるため、結果的に警報発信から臨界までの時間的余裕が約 18 分短くなる。よって、定常値の 0.8 デカード上での警報発信とする解析条件は保守的な設定となっている。

表 1 警報発信及び臨界ほう素濃度まで希釈するのに必要な時間

警報設定値	「中性子源領域炉停止時 中性子束高」警報発信	臨界
0.5 デカード	約 62 分	警報発信後、約 37 分
0.8 デカード	約 79 分	警報発信後、約 19 分

*：数値処理の関係で合計値が合わない場合がある。

○玄海 4 号炉

(1) 警報設定値について

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に何らかの

理由により炉心の中性子束レベルが上昇するような事象が発生した場合に、運転員への注意を喚起するため設置している。この警報は、原子炉停止時の定常状態における炉外核計測装置中性子源領域の計数率（定常値）に対して、信号の揺れ等を考慮して0.5デカード上に設定している。

「反応度の誤投入」の有効性評価においては、警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、警報設定値である定常値の0.5デカード上に、玄海4号炉の炉外核計測装置中性子源領域の計装誤差である0.3デカード（フルスケール（6デカード）±5%）を考慮して、警報発信を定常値の0.8デカード上に設定した。

（2）警報設定値による影響評価

希釈開始から警報発信及び臨界ほう素濃度まで希釈するのに必要な時間について、警報設定値に計装誤差（0.3デカード）を考慮したことによる影響評価結果を下表に示す。

定常値の0.8デカード上は、0.5デカード上に比べて警報発信までに必要な時間が約15分遅くなるが、希釈開始から臨界までに必要な時間は同じであるため、結果的に警報発信から臨界までの時間的余裕が約15分短くなる。よって、定常値の0.8デカード上での警報発信とする解析条件は保守的な設定となっている。

表2 警報発信及び臨界ほう素濃度まで希釈するのに必要な時間

警報設定値	「中性子源領域炉停止時 中性子束高」警報発信	臨界
0.5デカード	約53分	警報発信後、約31分
0.8デカード	約68分	警報発信後、約16分

*：数値処理の関係で合計値が合わない場合がある。

安定停止状態について

反応度の誤投入時の安定状態については以下のとおり。

<p>原子炉安定状態：希釈前のほう素濃度までほう酸濃縮を行い、サンプリング結果から元のほう素濃度まで濃縮され、原子炉の停止余裕が確保されていることが確認された時点</p>
<p><u>原子炉安定状態の確立について</u> 希釈の停止は中央制御室から操作可能であり、希釈事象判別後、約1分で実施可能である。この時のほう素濃度は2052ppmであり、臨界ほう素濃度2000ppmを上回っていることから原子炉は未臨界状態を維持している。 ほう酸濃縮は約3.7時間*で完了し、ほう酸濃縮後のほう素濃度確認は約1時間で実施可能である。これらは事象発生後、約79分から実施することから、約6.0時間で原子炉安定状態となる。なお、臨界に至るまで時間的余裕が短い4号炉の値を記載する。</p>

*ほう酸濃縮時間の根拠

希釈停止時のほう素濃度 C_B は、以下の式 (1) から算出される。

$$C_B = \frac{C_{B0}}{\exp\left(\frac{Q \cdot t}{V}\right)} \quad \dots (1)$$

$\left(\begin{array}{l} t : \text{希釈にかかる時間 (h)} \\ V : \text{1次系有効体積 (m}^3\text{)} \\ Q : \text{希釈流量 (m}^3\text{/h)} \\ C_{B0} : \text{初期ほう素濃度 (ppm)} \end{array} \right)$

表 希釈停止時における各パラメータ

$C_{B0} (= C_{BE})$	3100
Q	81.8
t	1.32 (79/60)
V	261

希釈停止時における1次冷却材のほう素濃度は、式 (1) より2052ppmとなる。

ここで、希釈停止時のほう素濃度 C_B から希釈前のほう素濃度 C_{BE} に至るまでの時間は、以下の式 (2) となる。

$$t = \frac{V}{Q} \ln \left(\frac{7,000 - C_B}{7,000 - C_{BE}} \right) \quad \dots (2)$$

ほう酸濃縮流量17m³/hで濃縮した場合に2052ppmから元の3100ppmとするのにかかる時間は、式 (2) より約3.7時間となる。

<参考>

3号炉の反応度の誤投入時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定状態の確立について

希釈の停止は中央制御室から操作可能であり、希釈事象判別後、約1分で実施可能である。この時のほう素濃度は1937ppmであり、臨界ほう素濃度1850ppmを上回っていることから原子炉は未臨界状態を維持している。

ほう酸濃縮は約4時間*で完了し、ほう酸濃縮後のほう素濃度確認は約1時間で実施可能である。これらは事象発生後、約90分から実施することから、約6.5時間で原子炉安定状態となる。

*ほう酸濃縮時間の根拠

希釈停止時のほう素濃度 C_B は、以下の式(1)から算出される。

$$C_B = \frac{C_{B0}}{\exp\left(\frac{Q \cdot t}{V}\right)} \quad \dots(1)$$

$\left[\begin{array}{l} t : \text{希釈にかかる時間 (h)} \\ V : \text{1次系有効体積 (m}^3\text{)} \\ Q : \text{希釈流量 (m}^3\text{/h)} \\ C_{B0} : \text{初期ほう素濃度 (ppm)} \end{array} \right]$

表 希釈停止時における各パラメータ

$C_{B0} (= C_{BE})$	3100
Q	81.8
t	1.50 (90/60)
V	261




希釈停止時における1次冷却材のほう素濃度は、式(1)より1937ppmとなる。

ここで、希釈停止時のほう素濃度 C_B から希釈前のほう素濃度 C_{BE} に至るまでの時間は、以下の式(2)となる。

$$t = \frac{V}{Q} \ln \left[\frac{7,000 - C_B}{7,000 - C_{BE}} \right] \quad \dots(2)$$

ほう酸濃縮流量 $17\text{m}^3/\text{h}$ で濃縮した場合に1937ppmから元の3100ppmとするのにかかる時間は、式(2)より約4時間となる。

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作及び評価項目となるパラメータに与える影響（1/2）

項目	評価条件の不確かさ（初期条件、事故条件）		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	評価条件	最確条件				
初期条件	制御棒	全挿入状態	全挿入状態	低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。全挿入の場合、制御棒の挿入による反応度の低下に期待できず、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。	評価条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	
	1次冷却材の有効体積	261m ³	 m ³	1次冷却材の体積が小さくなるように、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた値を設定。1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。	評価条件として設定している1次冷却材の有効体積より大きくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることで、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時間が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。	
	初期ほう素濃度	 3,100ppm (燃料取替時のほう素濃度)	 3,100ppm以上 (燃料取替時のほう素濃度)	原子炉停止中の1次系は、4号炉燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度要求値の下限値を設定。実際の原子炉停止中の1次系は、設定値以上のほう素濃度のほう酸水で満たされていることから厳しい設定。	評価条件として設定している初期ほう素濃度より高くなるため、初期ほう素濃度と「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度差が大きくなり、警報発信時間は遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。	
	臨界ほう素濃度	 2,000ppm	装荷炉心毎	サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態におけるウラン炉心の装荷を考慮した炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなり、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。	評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、初期ほう素濃度と「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度差が大きくなり、警報発信時間は遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。	
事故条件	起回事象	1次系への純水注水	81.8m ³ /h	約60m ³ /h	原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により1次冷却材中に純水が注水されるものとして設定。 1次系純水流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の供給可能容量（約60m ³ /h）に余裕をもたせた値として設定。 1次系純水注水流量は、多いほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。	評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。
	外部電源	外部電源あり		外部電源あり	1次系補給水ポンプにより1次冷却材中に純水が注水され、反応度が添加される事象を想定するため、外部電源がある場合を設定。	評価条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。


: 商業機密に係る事項のため公開できません

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作及び評価項目となるパラメータに与える影響（2/2）

項目		評価条件（機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		評価条件	最確条件			
機器条件	「中性子源領域炉停止時中性子束高」信号	停止時中性子束レベルの0.8デカード上	停止時中性子束レベルの0.5デカード上	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れ等を考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード（ $10^{0.5}$ =約3.2倍）上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間余裕を保守的に評価するため、計装誤差を考慮した0.8デカード（ $10^{0.8}$ =約6.3倍）上として設定。	評価条件として設定している「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が早くなる。	評価条件に対して低い警報値となることで、警報発信から臨界までの時間的余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

表2 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目		評価条件（操作条件）の不確かさ			操作条件の考え方	要員の配置による他の操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
		評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等		評価条件（操作条件を除く）の不確かさによる影響				
		評価上の操作開始時間	実際に見込まれる操作開始時間					
操作条件	希釈停止操作	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後＋希釈停止操作時間（1分）	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後＋希釈停止操作時間（約20秒）	1次系純水注水流量等の不確かさにより、操作開始時間が遅くなる。	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断に10分、希釈停止操作に1分を想定して設定。	希釈停止は中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値等の不確かさにより警報設定値が低くなると、警報発信時間早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、純水注水流量の減少により反応度の添加が抑制されるため、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。 1次系への純水注水流量等の不確かさにより希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなること等から、警報発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、同時に警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなるため、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	操作時間余裕としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約16分かかるのに対し、警報の発信による事象発生を検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の計11分を要することとしているが、実際に見込まれる希釈停止操作時間は約20秒であることから、臨界に至るまでに5分程度は確保できる。

6. 必要な要員及び資源の評価

6.3 重大事故等対策に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

各事故シーケンスグループ等において、外部からの支援を考慮しない場合でも、重大事故等対策を7日間継続して実施するために必要な水源、燃料及び電源について評価を実施した。

(1) 水源の評価結果

a. 炉心注水

炉心注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「5.2 全交流動力電源喪失」(停止時)である。

常設電動注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク(ピット)を水源とし、燃料取替用水タンク(ピット)の有効水量である、定常水位以下の水量約1,960m³が使用可能であり、事象発生から約53.8時間の注水継続が可能である。以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環の継続により、7日間の炉心注水の継続が可能である。

b. 蒸気発生器注水

蒸気発生器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「2.2 全交流動力電源喪失」及び「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」である。

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については復水タンク(ピット)を水源とし、復水タンク(ピット)枯渇までに炉心崩壊熱の除去等が可能な水量約970m³[1,020m³]が使用可能であり、事象発生から約14.8時間[16.5時間]の注水継続が可能である。以降は、淡水(八田浦貯水池)又は海を水源とした復水タンク(ピット)補給用水中ポンプによる復水タンク(ピット)への補給を行うことにより、7日間の蒸気発生器への注水継続が可能である。

[]は4号炉を示す。

c. 格納容器注水

格納容器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「3.1.1 格納容器過圧破損」、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」である。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、燃料取替用水タンク(ピット)を水源とし、燃料取替用水タンク(ピット)の有効水量である、定常水位以下の水量約1,960m³が使用可能であり、事象発生から約13時間の注水が可能である。

また、燃料取替用水タンク(ピット)枯渇までに、淡水(八田浦貯水池)又は海を水源とする復水タンク(ピット)補給用水中ポンプによる復水タンク(ピット)への淡水又は海水の補給準備及び燃料取替用水タンク(ピット)と復水タンク(ピット)の連絡操作を行うことにより、格納容器内自然

対流冷却開始まで代替格納容器スプレイの継続が可能である。以降は、格納容器内自然対流冷却の継続により7日間の原子炉格納容器の冷却継続が可能である。

(添付資料 6.3.1)

(2) 燃料の評価結果

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失」、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「2.5 原子炉停止機能喪失」、「2.6 ECCS 注水機能喪失」、「2.7 ECCS 再循環機能喪失」、「2.8 格納容器バイパス」、「3.4 水素燃焼」、「4.1 想定事故1」、「4.2 想定事故2」、「5.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」、「5.3 原子炉冷却材の流出」及び「5.4 反応度の誤投入」である。ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を2台で7日間継続した場合、約593klの重油が必要となる。

また、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7klの重油が必要となる。復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンク（ピット）への補給を想定しても、使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8klの重油が必要となる。

7日間継続した場合、約612.5klの重油が必要となるが、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクにて備蓄している重油量約620klにて供給可能である。

なお、現実的には不要となる補機を順次停止することにより定格負荷未滿となることから、実際の燃料消費量は少なくなる。

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.2 全交流動力電源喪失」、「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」、「3.1.1 格納容器過圧破損」、「3.1.2 格納容器過温破損」、「3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」及び「5.2 全交流動力電源喪失」（停止時）である。大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を1台で7日間継続した場合、約230.2klの重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約46.5klの重油が必要となる。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直

後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8klの重油が必要となる。

7日間継続した場合、約284.5klの重油が必要となるが、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクにて備蓄している重油量約376klにて供給可能である。

(添付資料 6.3.1、6.3.2)

(3) 電源の評価結果

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失」、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「2.5 原子炉停止機能喪失」、「2.6 ECCS 注水機能喪失」、「2.7 ECCS 再循環機能喪失」、「2.8 格納容器バイパス」、「3.4 水素燃焼」、「4.1 想定事故1」、「4.2 想定事故2」、「5.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」、「5.3 原子炉冷却材の流出」及び「5.4 反応度の誤投入」である。ディーゼル発電機の電源負荷について、工学的安全施設作動信号発信時に自動起動される負荷約6,900kWは、重大事故等対策に必要な負荷を上回っていることから、ディーゼル発電機の給電容量約7,100kWにて供給可能である。

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.2 全交流動力電源喪失」、「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」及び「5.2 全交流動力電源喪失」（停止時）である。大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約2,550kW〔2,560kW〕の負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kWにて供給可能である。

なお、直流電源についてはディーゼル発電機又は大容量空冷式発電機にて供給可能であるが、事故シーケンスグループ「2.2 全交流動力電源喪失」では、交流電源が24時間復旧しない場合を想定しており、この場合でも、不要直流負荷の切離し等により24時間の直流電源供給が可能である。

〔 〕は4号炉を示す。

(添付資料 6.3.1)

燃料、水源、電源負荷評価結果について

1. はじめに

重大事故等対策の有効性評価において、重大事故等対策を外部支援に期待することなく7日間継続するために必要な燃料、水源について評価を実施するとともに、電源負荷の積み上げが給電容量内にあることを確認する。

2. 事故シーケンス別の必要量について

重大事故等対策の有効性評価において、駆動源の喪失により通常系統からの補給及び給電が不可能となる事象についての燃料、水源に関する評価結果を表1に整理した。

また、同様に大容量空冷式発電機からの電源供給が必要な事象について、必要負荷が大容量空冷式発電機の給電容量内であることを表1に整理した。

3. まとめ

重大事故等対策の有効性評価において、燃料、水源、電源負荷のそれぞれに対して最も厳しい事故シーケンスにおいても、発電所内に備蓄している燃料及び淡水（八田浦貯水池）又は海水供給を考慮した水源により、必要な対策を7日間継続することが十分に可能であるとともに、大容量空冷式発電機の電源負荷についても給電容量内であることを確認した。

表1 燃料、水源及び電源の評価結果

事故シーケンスグループ等	水源			燃料（重油） 7日必要燃料/備蓄量・供給する設備	電源負荷 最大負荷/給電容量
	炉心注水（補給可能水量/枯渇時間）	SG注水（補給可能水量/枯渇時間）	CV注水（必要注水量/注水可能量）		
2.6 ECCS 注入機能喪失 2.8 格納容器バイパス 4.1 SFP 想定事故1 4.2 SFP 想定事故2 5.1 崩壊熱除去機能喪失（停止時） 5.3 原子炉冷却材の流出（停止時）	—	—	—	約 612.5kℓ/約 620.0kℓ ・ディーゼル発電機 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	—
2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失 2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失 2.7 ECCS 再循環機能喪失 3.4 水素燃焼 5.4 反応度の誤投入	—	—	—	約 612.5kℓ/約 620.0kℓ ・ディーゼル発電機 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	—
2.2 全交流動力電源喪失 2.3 原子炉補機冷却機能喪失	約 1,960 m ³ /約 67.5 時間 ・燃料取替用水タンク（ピット） （常設電動注入ポンプ）	約 970m ³ /約 14.8 時間 〔約 1,020m ³ /約 16.5 時間〕 ・復水タンク（ピット） （補助給水ポンプ）	—	約 284.5kℓ/約 376.0kℓ ・大容量空冷式発電機 ・移動式大容量ポンプ車 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	約 2,550kW/約 3,200kW 〔約 2,560kW/約 3,200kW〕
2.5 原子炉停止機能喪失	—	約 970m ³ /約 14.8 時間*1 〔約 1,020m ³ /約 16.5 時間*1〕 ・復水タンク（ピット） （補助給水ポンプ） *1：18 時間まで補給	—	約 612.5kℓ/約 620.0kℓ ・ディーゼル発電機 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	—
3.1.1 格納容器過圧破損 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	—	—	約 3,480 m ³ /約 3,730*1 m ³ 〔約 3,480 m ³ /約 3,780*1 m ³ 〕 *1 燃料取替用水タンク（ピット）：約 1,960m ³ 復水タンク（ピット）：約 870m ³ 〔約 920m ³ 〕 復水タンク（ピット）補給量：約 900 m ³	約 284.5kℓ/約 376.0kℓ ・大容量空冷式発電機 ・移動式大容量ポンプ車 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	約 440kW/約 3,200kW 〔約 440kW/約 3,200kW〕
3.1.2 格納容器過温破損 3.2 高圧溶融物放出/格納容器素因気直接加熱	—	—	約 2,910 m ³ /約 3,290*1 m ³ 〔約 2,910 m ³ /約 3,340*1 m ³ 〕 *1 燃料取替用水タンク（ピット）：約 1,960m ³ 復水タンク（ピット）：約 970m ³ 〔約 1,020m ³ 〕 復水タンク（ピット）補給量：約 360 m ³	約 284.5kℓ/約 376.0kℓ ・大容量空冷式発電機 ・移動式大容量ポンプ車 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	約 490kW/約 3,200kW 〔約 490kW/約 3,200kW〕
5.2 全交流動力電源喪失（停止時）	約 1,960 m ³ /約 53.8 時間 ・燃料取替用水タンク（ピット） （常設電動注入ポンプ）	—	—	約 284.5kℓ/約 376.0kℓ ・大容量空冷式発電機 ・移動式大容量ポンプ車 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	約 2,550kW/約 3,200kW 〔約 2,560kW/約 3,200kW〕
備考	<p>・〔 〕内は4号炉</p> <p>・表中の は、各資源の必要量（負荷）が最も大きくなるものを示す。なお、水源評価において外部電源喪失を仮に想定した評価及び、燃料評価においてディーゼル発電機による給電を仮に想定した場合の最大を に示す。</p> <p>・全交流動力電源喪失において、運転中より停止時の資源の評価結果が厳しくなるのは、停止時の方が早期にポンプや発電機等の起動準備が整うためである。</p>				

玄海 3、4号炉「4号炉 高燃焼度燃料の使用」の申請に伴う条文の整理表

申請対象条文	○
申請対象でない条文	×

条文	条文との関連性		備考
	3号	4号	
第1条 適用範囲	×	×	設置許可基準規則適用範囲の説明であり、要求事項ではないため対象外。
第2条 定義	×	×	設置許可基準規則で使用する言葉の定義であり、要求事項ではないため対象外。
第3条 設計基準対象施設の地盤	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第4条 地震による損傷の防止	×	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、炉心内の燃料被覆材は、地震力に十分に耐えるとともに、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込め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5条 津波による損傷の防止	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第6条 外部からの衝撃による損傷の防止	×	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、燃料集合体は、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	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第8条 火災による損傷の防止	×	×	同上
第9条 溢水による損傷の防止等	×	×	同上
第10条 誤操作の防止	×	×	同上
第11条 安全避難通路等	×	×	同上
第12条 安全施設	○	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、燃料集合体は、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、3、4号炉において設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするスプレイリングを有する原子炉格納容器スプレイ設備については、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。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	○	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、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、設計基準対象施設は要件を満足する設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第14条 全交流動力電源喪失対策設備	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第15条 炉心等	×	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、炉心及び燃料集合体は基準を満足する設計とする。
第16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	×	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設は、基準を満足する設計とする。
第17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第18条 蒸気タービン	×	×	同上
第19条 非常用炉心冷却設備	×	×	同上
第20条 一次冷却材の減少分を補給する設備	×	×	同上
第21条 残留熱を除去することができる設備	×	×	同上
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	×	×	同上
第23条 計測制御系統施設	×	×	同上
第24条 安全保護回路	×	×	同上
第25条 反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、反応度制御系統及び原子炉停止系統は基準を満足する設計とする。
第26条 原子炉制御室等	×	×	4号炉の高燃焼度燃料の使用により放射性物質の炉心内蓄積量が変化するが、居住性評価への影響は軽微であり、既存設備及びそれらの運用の変更は伴わず、既設置許可の基準適合性確認結果を満足することから申請対象外。
第27条 放射性廃棄物の処理施設	○	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、放射性廃棄物の処理施設は基準を満足する設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第28条 放射性廃棄物の貯蔵施設	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第29条 工場等周辺における直接線等からの防護	×	×	同上
第30条 放射線からの放射線業務従事者の防護	×	×	同上
第31条 監視設備	×	×	同上
第32条 原子炉格納施設	×	×	同上
第33条 保安電源設備	×	×	同上

	条文	条文との関連性		備考
		3号	4号	
第34条	緊急時対策所	×	×	同上
第35条	通信連絡設備	×	×	同上
第36条	補助ボイラー	×	×	同上
第37条	重大事故等の拡大の防止等	○	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、発電用原子炉施設は重大事故等が発生した場合の拡大の防止等について必要な措置を講じる設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第38条	重大事故等対処施設の地盤	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第39条	地震による損傷の防止	×	×	同上
第40条	津波による損傷の防止	×	×	同上
第41条	火災による損傷の防止	×	×	同上
第42条	特定重大事故等対処施設	×	×	4号炉の高燃焼度燃料の使用により放射性物質の炉心内蓄積量に変化するが、居住性評価への影響は軽微であり、既存設備及びそれらの運用の変更は伴わず、既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第43条	重大事故等対処設備	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
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	×	×	同上
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	×	×	同上
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	×	×	同上
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	×	×	同上
第48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	×	×	同上
第49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	×	×	同上
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	×	×	同上
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	×	×	同上
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	×	×	同上
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	×	×	同上
第54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	×	×	4号炉の高燃焼度燃料の使用により、貯蔵される使用済燃料が変更となるが、既存設備及びそれらの運用の変更は伴わず、既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
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	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第56条	重大事故等の取束に必要な水の供給設備	×	×	同上
第57条	電源設備	×	×	同上
第58条	計装設備	×	×	同上
第59条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	×	×	4号炉の高燃焼度燃料の使用により放射性物質の炉心内蓄積量に変化するが、居住性評価への影響は軽微であり、既存設備及びそれらの運用の変更は伴わず、既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第60条	監視測定設備	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第61条	緊急時対策所	×	×	4号炉の高燃焼度燃料の使用により放射性物質の炉心内蓄積量に変化するが、居住性評価への影響は軽微であり、既存設備及びそれらの運用の変更は伴わず、既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第62条	通信連絡を行うために必要な設備	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。

高燃焼度燃料の使用に伴うその他設備の 影響確認について

説明資料 目次

1. はじめに

- 別添資料 1 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価について（26条関連）
- 別添資料 2 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価について（59条関連）
- 別添資料 3 代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価について（61条関連）
- 別添資料 4 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）

1. はじめに

本資料では本申請にあたり、既存設備や運用に変更が無い設備についての影響確認結果を説明する。

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉

中央制御室の居住性（設計基準事故時）に
係る被ばく評価について
(26条関連)

<目 次>

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る 被ばく評価について	添付 2-別添 1-1
1.1 概要	添付 2-別添 1-1
1.2 主な変更内容	添付 2-別添 1-1
1.3 評価結果	添付 2-別添 1-2

(別紙 1) 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価について

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価について

1.1 概要

玄海原子力発電所3、4号炉の設計基準事故時における中央制御室の運転員の被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27原院第1号 平成21年8月12日）」（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づき、評価を行っている。

今回、玄海原子力発電所4号炉にて燃料集合体最高燃焼度を55,000MWd/tとする高燃焼度燃料（以下「ステップ2燃料」という。）を使用する計画としており、設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響があるものの、既存の施設で要求事項を満足することから、既存の施設からの設計変更は伴わない。

本別添資料では、ステップ2燃料の使用に伴う、設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響を確認した。

1.2 主な変更内容

今回の変更申請における居住性に係る被ばく評価上の主な変更内容は以下のとおりである。

(1) ステップ2燃料の使用に伴う変更

被ばく評価用ソースタームについて、玄海原子力発電所4号炉にステップ2燃料を考慮した炉心内蓄積量を設定している。

(2) 気象条件の変更

被ばく評価で使用する気象資料を2011年から2016年に変更し「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算した相対濃度及び相対線量を用いて被ばく評価を実施している。

1.3 評価結果

玄海原子力発電所3、4号炉の設計基準事故時における中央制御室の運転員の被ばく評価結果は、実効線量で原子炉冷却材喪失においてそれぞれ約39mSv、約28mSv、蒸気発生器伝熱管破損においてそれぞれ約14mSv、約11mSvであり、「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第7条」の緊急時作業に係る線量限度100mSvを下回っている。

(別紙1) 中央制御室の居住性(設計基準事故時)に係る被ばく評価について

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉

中央制御室の居住性（設計基準事故時）に
係る被ばく評価について

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価について

設計基準事故時における中央制御室の運転員の被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について」（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づき、評価を行った。

1.1 大気中への放出量の評価

評価事象は、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とした。

想定事故時における放射性物質の建屋内の存在量、大気中への放出量は、仮想事故相当のソースタームを基にする数値、評価手法及び評価条件を使用して評価した。

1.2 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、2016年1月～2016年12月の1年間における気象データを使用した。

1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による運転員の実効線量は、施設的位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接線及びスカイシャイン線はSPANコード及びSCATTERINGコードを用いて評価した。

1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）を第1図に示す。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後30日間とした。運転員の勤務形態は5直2.5交替とし、事故時は運転員の被ばく低減及び被ばく平準化を図ることから、30日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価した。

1.4.1 中央制御室内での被ばく

1.4.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、前述1.3の方法で実効線量を評価した。

1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性希ガス（以下「希ガス」という。）の放出量を基に大気拡

散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。

1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、(1)、(2)に示す中央制御室換気設備の効果を考慮した。

(1) 事故時運転モード

中央制御室換気設備の事故時運転モードは、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する運転モードである。なお、玄海原子力発電所3号炉と4号炉の中央制御室は共有している。

(2) フィルタを通らない空気流入量

玄海原子力発電所3、4号炉中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で0.5回/hを仮定して評価した。

1.4.2 入退域時の被ばく

1.4.2.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路④）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は、「1.4.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は、入退域の経路に沿って、事務所出入口及び中央制御室出入口として評価した。

1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は「1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で、希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記1.4.2.1の仮定に同じである。

1.5 評価結果のまとめ

玄海原子力発電所3、4号炉の設計基準事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価結果は、第1表及び第2表に示すとおり実効線量で原子炉冷却材喪失においてそれぞれ約39mSv、約28mSv、蒸気発生器伝熱管破損においてそれぞれ約14mSv、約11mSvであり、「核原料物質又は核燃料物質の精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 第7条」の緊急時作業に係る線量限度100mSvを下回っている。

第1表 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価結果（3号炉）

（単位：mSv）

被ばく経路		3号炉			
		原子炉冷却材喪失 （実効線量）		蒸気発生器伝熱管破損 （実効線量）	
		現行	今回	現行	今回
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	—	—
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.4×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}	約 5.8×10^{-1}	約 6.4×10^{-1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^1	約 1.6×10^1	約 1.2×10^1	約 1.3×10^1
	小計（①+②+③）	約 1.5×10^1	約 1.6×10^1	約 1.3×10^1	約 1.4×10^1
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.1×10^1	約 2.1×10^1	—	—
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 1.4×10^0	約 1.5×10^0	約 9.5×10^{-3}	約 9.8×10^{-3}
	小計（④+⑤）	約 2.2×10^1	約 2.2×10^1	約 9.5×10^{-3}	約 9.8×10^{-3}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 38^{*1}	約 39^{*1}	約 13^{*1}	約 14^{*1}

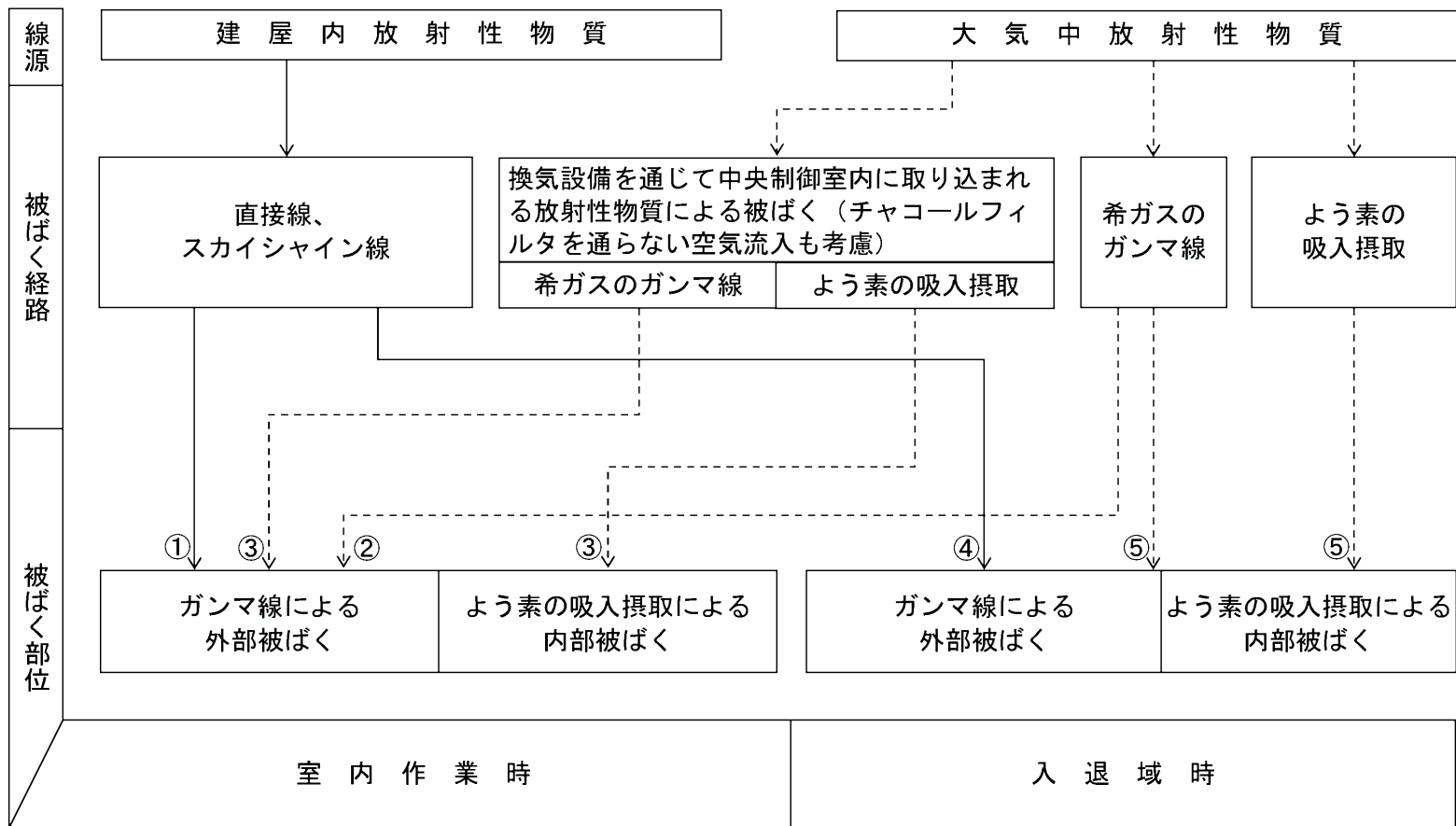
*1：有効数字2桁で切り上げた値

第2表 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価結果（4号炉）

（単位：mSv）

被ばく経路		4号炉			
		原子炉冷却材喪失 （実効線量）		蒸気発生器伝熱管破損 （実効線量）	
		現行	今回	現行	今回
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	—	—
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1}	約 8.5×10^{-2}	約 6.7×10^{-1}	約 5.7×10^{-1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^1	約 1.2×10^1	約 1.3×10^1	約 1.0×10^1
	小計（①+②+③）	約 1.6×10^1	約 1.3×10^1	約 1.4×10^1	約 1.1×10^1
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.3×10^1	約 1.4×10^1	—	—
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 1.3×10^0	約 1.2×10^0	約 7.3×10^{-3}	約 6.8×10^{-3}
	小計（④+⑤）	約 1.5×10^1	約 1.5×10^1	約 7.3×10^{-3}	約 6.8×10^{-3}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 31^{*1}	約 28^{*1}	約 14^{*1}	約 11^{*1}

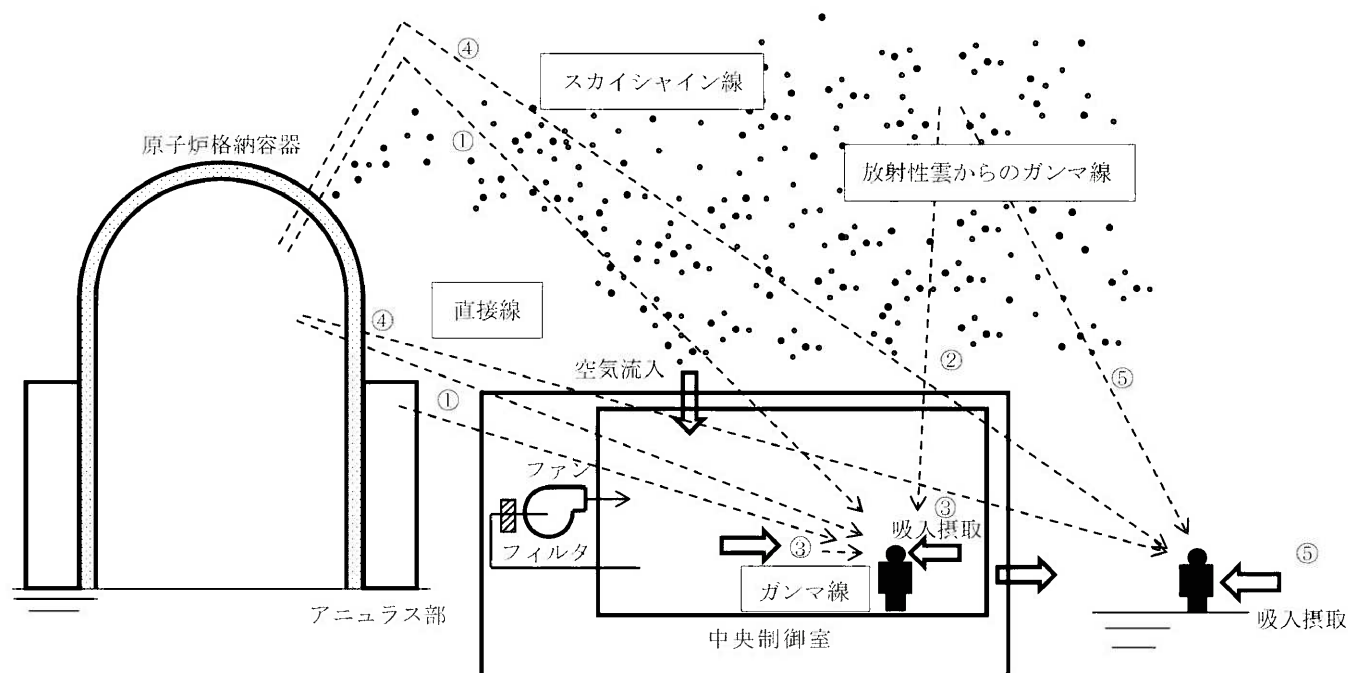
*1：有効数字2桁で切り上げた値



第 1 図 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

(参考1) 中央制御室の居住性 (設計基準事故時: 原子炉冷却材喪失) に係る被ばく経路イメージ

中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (直接線及びスカイシャイン線による外部被ばく)
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく (クラウドシャインによる外部被ばく)
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく (直接線及びスカイシャイン線による外部被ばく)
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく (クラウドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

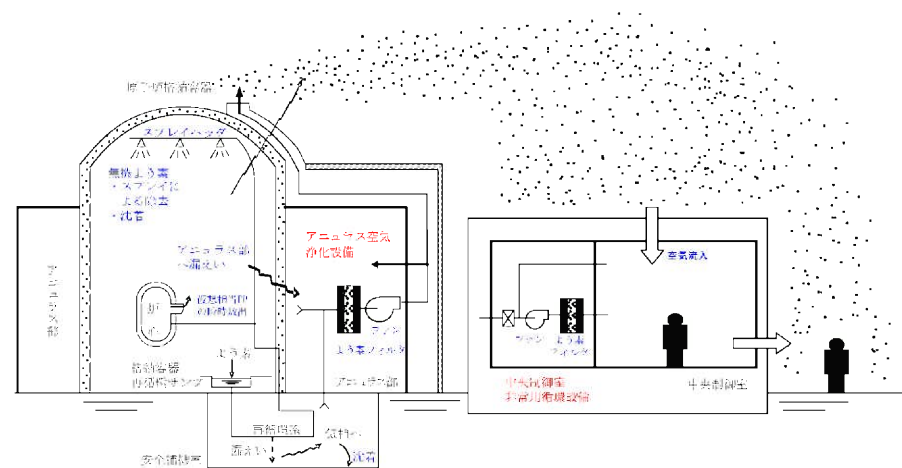


注) 直接線・スカイシャイン線評価においては、放射性物質の大気への放出による線源の減少は考慮していない。

(参考2) 中央制御室の居住性 (設計基準事故時: 原子炉冷却材喪失) に係る被ばく評価の主要条件

主要な評価条件表

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	定格出力(3411MWt)の102%
	原子炉運転時間	3号炉: 最高30,000時間 4号炉: 最高40,000時間
	格納容器に放出される核分裂生成物割合	希ガス100% よう素 50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着割合	50%
	原子炉格納容器スプレイによる無機よう素に対する除去効果	等価半減期: 100秒
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0~1d: 0.15%/day 1~30d: 0.075%/day
	アニュラス空気浄化設備よう素除去効率	90%
大気拡散	気象資料	2016年1~12月
	実効放出継続時間	希ガス: 36時間、 よう素: 21時間
	累積出現頻度	小さいほうから97%
	着目方位 (滞在時)	3号炉は5方位、 4号炉は4方位
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環設備よう素除去効率	90%
	中央制御室の空気流入率	0.5回/h
	交替要員体制の考慮	運転員の勤務形態を考慮して滞在時間及び入退域回数を設定
	直接線、スカイシャイン線評価コード	SPAN、SCATTERING
	評価期間	30日間



評価イメージ図(原子炉冷却材喪失)

被ばく評価結果(原子炉冷却材喪失)

号炉	30日間の実効線量
3号炉	約39mSv
4号炉	約28mSv

2. 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価条件表

第1表 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）

項目	評価条件		選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当）		設計基準事故の中から放射性物質の放出拡大の可能性のある原子炉格納容器内放出に係る事故として、「原子炉冷却材喪失」を選定する。また、より多くの放射性物質の放出量を想定し、仮想事故相当のソースタームとする。	4.2 原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とする。原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損は、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	100% (3,411MWt) ×1.02		定格値に定常誤差（+2%）を考慮した値を設定	4.2.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	現行	最高30,000時間	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
	今回	3号炉：最高30,000時間 4号炉：最高40,000時間	3号炉は燃料を1/3ずつ、4号炉は燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
サイクル数（バッチ数）	現行	3	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
	今回	3号炉：3 4号炉：4	3号炉は燃料を1/3ずつ、4号炉は燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
原子炉格納容器に放出される放射性物質質量	炉心内蓄積量に対して 希ガス：100% よう素：50%		被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.2.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
よう素の形態	無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.2.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	50%が瞬時に沈着 なお、有機よう素及び希ガスは、沈着効果を無視する。	同上	4.2.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。
格納容器スプレイによる無機よう素に対する除去効果	等価半減期：100秒	実験 ^(注) に基づき評価した等価半減期は50秒以下であるため、50秒に更に余裕を見込んで設定	4.2.1(2)e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計によって評価された等価半減期が50秒以下の場合において等価半減期を100秒とすることは妥当と認められるということは、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下、「安全評価審査指針」という。）に示されており、その考え方を準用する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0～1日：0.15%/day 1～30日：0.075%/day	原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んで設定	4.2.1(2)f) 原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。

(注) 「スプレイによるよう素除去効果」 MAPI-1008 改7（三菱原子力工業）昭和61年

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部外 : 3%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	解説4.3 原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部で生じ、残り3%はアニュラス部外で生ずるものと仮定することは妥当であるということは、「安全評価審査指針」に示されており、その考え方を準用する。
アニュラス部体積	15,300m ³	アニュラス部体積から配管等の体積を除いて保守的に設定	—
アニュラス空気浄化設備ファン流量	100m ³ /min	設計上期待できる値を設定（単一故障として、非常用ディーゼル発電機1台の不作動を考慮し、ファン1台の起動を想定して設定）	—
アニュラス負圧達成時間	2分	「非常用炉心冷却設備作動」信号によりアニュラス空気浄化設備が起動 アニュラス空気浄化設備定格流量達成時間(40秒)を考慮した設計上の負圧達成時間1.5分に余裕をみた値として設定	4.2.1(2)g) アニュラス空気再循環設備（フィルタを含む）は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～2分 : 0% 2分～30日 : 90%	設計値（95%以上）に余裕を見込んだ値として設定	4.2.1(2)g) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
ECCS再循環開始時間	事故後20分	再循環切替えまでの燃料取替用水タンク水量に対してECCS及びCVスプレイポンプが最大注入流量で運転された場合の時間	—
安全補機室のよう素フィルタによる除去効率	90%	設計値（95%以上）に余裕を見込んだ値として設定	4.2.1(2)g) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
再循環系から安全補機室への漏えい率	0～20分：0 m ³ /h 20分～30日：8 × 10 ⁻³ m ³ /h	ECCS再循環の開始後は、設計漏えい率（約2 × 10 ⁻³ m ³ /h）を下回らない値に対し2倍の余裕を見込んで設定	4.2.1(2)h) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。例えば、設計漏えい率を下回らない値に対し2倍の余裕を見込んだ設定を仮定する。
再循環水体積	1,600m ³	設計値に余裕を見込んで小さめに設定	—
再循環水中の放射エネルギー	炉心内よう素蓄積量の50%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.2.1(2)h) 再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の移行率	5%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.2.1(2)h) 再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
安全補機室でのよう素の沈着率	50%	同上	同上
事故の評価期間	30日	同上	解説3.2 評価期間は、事故発生後30日間とする。

第2表 大気中への放出量評価条件（蒸気発生器伝熱管破損）

項目	評価条件		選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	蒸気発生器伝熱管破損 （仮想事故相当）		設計基準事故の中から放射性物質の放出拡大の可能性がある原子炉格納容器外放出に係る事故として、「蒸気発生器伝熱管破損」を選定する。また、より多くの放射性物質の放出量を想定し、仮想事故相当のソースタームとする。	4.2 原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とする。原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損は、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。
外部電源	喪失する		大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合のほうがより厳しい評価となる	4.2.2(3) 外部電源は、喪失する場合と喪失しない場合のいずれか厳しい場合を仮定する。
炉心熱出力	100% (3,411MWt) ×1.02		定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定	4.2.2(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	現行	最高30,000時間	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
	今回	3号炉：最高30,000時間 4号炉：最高40,000時間	3号炉は燃料を1/3ずつ、4号炉は燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
サイクル数（バッチ数）	現行	3	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
	今回	3号炉：3 4号炉：4	3号炉は燃料を1/3ずつ、4号炉は燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
通常運転中に1次冷却材中に存在する希ガス・よう素の量	燃料被覆管欠陥率1%とした場合の1次冷却材中の希ガス・よう素の濃度		設計上想定した燃料被覆管欠陥率を設定	4.2.2(4)b) 事象発生前の一次冷却材中の放射性物質の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算された値とする。

項 目	評 価 条 件		選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
追加放出に寄与する 核分裂生成量	炉心内蓄積量に対して 希ガス：0.02% よう素：0.01% 追加放出は事故後すぐに1次冷却系に放出されるとする。		設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから追加放出される量に2倍の余裕を見込んだ値として設定	4.2.2(4)c) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が、事故発生直後一次冷却系に追加放出される。
1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射エネルギーの割合	現 行	90/243 1次冷却材の全保有水量：243t 流出する1次冷却材量：90t	流出する1次冷却材量の全保有水に対する割合と同じとして設定	4.2.2(4)d) この一次冷却材内放射性物質のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に一次冷却系から二次冷却系へ流出する放射エネルギーの割合は、その時流出する一次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じとする。
	今 回	3号炉：90/243 4号炉：85/243 1次冷却材の全保有水量：243t 流出する1次冷却材量：90t（3号炉） 85t（4号炉）	同上	同上
2次冷却系に流出するよう素の形態	有機よう素：1% 無機よう素：99%		被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.2.2(4)e) 二次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は1%とし、残りの99%は無機よう素とする。

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気中へ放出される希ガス量	2次冷却系に流出してきた希ガス全量	同上	4.2.2(4)e) 二次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出される。
無機よう素の気液分配係数	100	同上	4.2.2(4)e) 無機よう素は、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出される。
弁の漏えい率	10m ³ /d	弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値として大きめに設定	4.2.2(4)g) 破損した蒸気発生器の隔離後は、二次側弁からの蒸気の漏えいによって、無機よう素が大気中へ放出される。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で30日間続くものとする。
事故の評価期間	30日	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	同上

第3表 炉心内蓄積量

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)		
	現行	今回	
	3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
希ガス類	約 3.2×10^{19}	約 3.2×10^{19}	約 3.2×10^{19}
よう素類	約 3.1×10^{19}	約 3.1×10^{19}	約 3.1×10^{19}

第4表 大気中への放出放射エネルギー評価結果 (30日積算)

評価項目		評価結果 (Bq)		
		現行	今回	
		3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算)	約 6.3×10^{15}	約 6.3×10^{15}	約 6.3×10^{15}
	よう素 (I-131等価量 (成人実効 線量係数換算))	約 8.0×10^{13}	約 8.0×10^{13}	約 8.0×10^{13}
蒸気発生器伝熱管破損	希ガス (ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算)	約 3.3×10^{15}	約 3.3×10^{15}	約 3.1×10^{15}
	よう素 (I-131等価量 (成人実効 線量係数換算))	約 4.2×10^{12}	約 4.2×10^{12}	約 3.7×10^{12}

第5表 大気拡散条件

項 目	評 価 条 件		選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）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	5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	現 行	玄海原子力発電所における 1年間の気象資料 (2011.1～2011.12) (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	5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、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拡散式に用いる。 5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的 低風速の気象データ(地上10m高さで測定)を採用するのは保守的かつ適切である。
	今 回	玄海原子力発電所における 1年間の気象資料 (2016.1～2016.12) (地上風を代表する観測点 (地上約10m)の気象データ)	同上	同上
実効放出 継続時間	【原子炉冷却材喪失】 希ガス：36時間 よう素：21時間 【蒸気発生器伝熱管破損】 希ガス：1時間 よう素：1時間		事故期間中の放射性物質の全放出量を、1時間当たりの最大放出量で除した値として設定	解説5.13(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
放出源 及び 放出源高さ	【原子炉冷却材喪失】 排気筒 66m 【蒸気発生器伝熱管破損】 地上放出	原子炉冷却材喪失は、排気筒（設計値）から放出、蒸気発生器伝熱管破損は、保守的に地上放出として設定	【原子炉冷却材喪失】 4.2.1(2)j) すべての放射性物質は、排気筒から放出されるとする。 【蒸気発生器伝熱管破損】 —
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替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定	5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度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%に当たる相対濃度とする。
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	5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載													
<p style="text-align: center;">巻き込みを生じる 代表建屋</p>	<p style="text-align: center;">原子炉格納容器</p>	<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 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>5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="1547 523 2051 742"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋（建屋影響がある場合）</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破断</td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋（建屋影響がある場合）	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破断	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類														
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋（建屋影響がある場合）														
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）														
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋														
	蒸気発生器伝熱管破断	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋														
<p style="text-align: center;">放射性物質濃度の 評価点</p>	<p style="text-align: center;">【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 事務所出入口 中央制御室出入口</p>	<p>【中央制御室内】 外気取入れを遮断するため、室内へ直接流入すると設定 評価期間中は外気を遮断することを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代表として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋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、中央制御室中心を代表点として設定 【入退域時】 入退域時の移動経路に従った適切な評価点を設定</p>	<p>【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋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、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 7.5.1(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p>													

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
着目方位	<p>【中央制御室内】 3号炉：5方位 4号炉：4方位</p> <p>【入退域時】 3号炉：事務所出入口は3方位 中央制御室出入口は5方位 4号炉：事務所出入口は2方位 中央制御室出入口は5方位</p>	<p>建屋風下側の巻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</p> <p>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)建屋の風下側で巻込まれた大気が評価点に到達すること</p>	<p>5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表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5.4に示すように、代表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。</p>
建屋投影面積	2,000m ²	<p>保守的に巻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</p>	<p>5.1.2(3)d)1) 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</p>
形状係数	1/2	<p>気象指針を参考として設定</p>	<p>5.1.1(2)b) 形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。</p>

第6表 相対濃度及び相対線量（原子炉冷却材喪失）

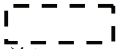
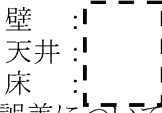
号炉	評価対象	評価点	相対濃度 χ/Q (s/m ³)		相対線量D/Q (Gy/Bq)	
			現行	今回	現行	今回
3号炉	室内作業時	中央制御室中心	(希ガス) 2.7×10^{-1}	(希ガス) 2.7×10^{-1}	9.6×10^{-18}	1.1×10^{-17}
			(よう素) 2.9×10^{-1}	(よう素) 3.1×10^{-1}		
	入退域時	事務所出入口	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-1}	3.3×10^{-18}	2.9×10^{-18}
中央制御室出入口		2.5×10^{-1}	2.7×10^{-1}	1.1×10^{-17}	1.1×10^{-17}	
4号炉	室内作業時	中央制御室中心	(希ガス) 2.9×10^{-1}	(希ガス) 2.3×10^{-1}	1.2×10^{-17}	9.7×10^{-18}
			(よう素) 3.0×10^{-1}	(よう素) 2.4×10^{-1}		
	入退域時	事務所出入口	9.6×10^{-5}	1.1×10^{-1}	1.6×10^{-18}	1.6×10^{-18}
中央制御室出入口		3.1×10^{-1}	2.6×10^{-1}	1.3×10^{-17}	1.0×10^{-17}	


第7表 相対濃度及び相対線量（蒸気発生器伝熱管破損）

号炉	評価対象	評価点	相対濃度 χ/Q (s/m ³)		相対線量D/Q (Gy/Bq)	
			現行	今回	現行	今回
3号炉	室内作業時	中央制御室中心	(希ガス) 1.1×10^{-3}	(希ガス) 1.2×10^{-3}	2.6×10^{-17}	2.9×10^{-17}
			(よう素) 1.1×10^{-3}	(よう素) 1.2×10^{-3}		
	入退域時	事務所出入口	6.1×10^{-1}	6.4×10^{-1}	—	—
中央制御室出入口		1.1×10^{-3}	1.1×10^{-3}	—	—	
4号炉	室内作業時	中央制御室中心	(希ガス) 1.2×10^{-3}	(希ガス) 1.1×10^{-3}	3.0×10^{-17}	2.7×10^{-17}
			(よう素) 1.2×10^{-3}	(よう素) 1.1×10^{-3}		
	入退域時	事務所出入口	2.5×10^{-1}	2.9×10^{-1}	—	—
中央制御室出入口		1.3×10^{-3}	1.2×10^{-3}	—	—	

第8表 直接線及びスカイシャイン線の評価条件（原子炉冷却材喪失）（3号、4号炉共通）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載	
線 源 強 度	以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様			
	原子炉格納容器に放出される放射性物質	炉心内蓄積量に対して 希ガス（Xe類）：100% ハロゲン（I類）：50% その他：1%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	6.1.(3)c) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%とする。
	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	6.1.(3)b) 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、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。
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、アニュラス部内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内に漏えいしてきた放射性物質は、アニュラス部内に均一に分布するものと仮定して設定	6.1.(3)f) PWR型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、アニュラス部が外部遮へい壁の外側に存在する場合は、アニュラス部内に漏えいした希ガス及びヨウ素によるガンマ線も含めて計算する。原子炉格納容器からアニュラス部内に漏えいしてきた放射性物質は、アニュラス部内に均一に分布するものと仮定する。	

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載	
計 算	外部遮蔽厚さ	 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）のドーム部と円筒部の厚さは、厚さが小さいドーム部の厚さで代表させて計算 設計値に施工誤差（-100mm）を考慮	6.2.(3) PWR 型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、外部遮へいのドーム部と円筒部の遮へい厚とがほぼ同等であり、どちらか小さい厚さで代表させて計算する場合は、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。 さらに、アニュラスの構造壁の遮へい効果を計算しない場合も、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。
	アニュラス壁厚さ	考慮しない	アニュラスの構造壁の遮へい効果を期待しない	同上
モ デ ル	中央制御室遮蔽厚さ	 施工誤差については、 -5 mmを考慮する	設計値に施工誤差（-5 mm）を考慮	7.1.1(2) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
	空気カーマから全身に対しての線量への換算係数	1 Sv/Gy	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	6.2(2)/6.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1 Sv/Gyとする。
	直接線・スカイシャイン線 評価コード	原子炉格納容器： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver. 90m) アニュラス内線源： SPANコード (SPAN Ver. 90m)	—	—

 : 防護上の観点から公開できません。

第9表 直接線及びスカイシャイン線の評価条件（蒸気発生器伝熱管破損）（3号、4号炉共通）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
建屋からのスカイシャイン線及び直接線評価	評価せず	建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出される事象であるため、建屋からのスカイシャイン線及び直接線は評価せず	6. (2) PWR型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。

第10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（原子炉冷却材喪失）（30日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	現行		今回			
		3, 4号炉共通		3号炉		4号炉	
		原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)	アニュラス内 積算線源強度 (MeV)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)	アニュラス内 積算線源強度 (MeV)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)	アニュラス内 積算線源強度 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$	8.7×10^{23}	1.6×10^{20}	8.7×10^{23}	1.6×10^{20}	8.7×10^{23}	1.6×10^{20}
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	9.1×10^{23}	1.0×10^{19}	9.1×10^{23}	1.0×10^{19}	9.1×10^{23}	1.0×10^{19}
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	1.8×10^{23}	3.1×10^{18}	1.8×10^{23}	3.1×10^{18}	1.8×10^{23}	3.1×10^{18}
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	2.3×10^{23}	3.4×10^{18}	2.3×10^{23}	3.4×10^{18}	2.3×10^{23}	3.4×10^{18}
2.5	$1.8 < E$	1.6×10^{23}	1.7×10^{19}	1.6×10^{23}	1.7×10^{19}	1.6×10^{23}	1.7×10^{19}

第11表 中央制御室換気設備条件（3号、4号炉共通）

項目	評価条件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
事故時におけるフィルタを通した外気取り込み	評価において考慮せず	評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、中央制御室内には放射性物質が外気から直接流入することのみを考慮	7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。
中央制御室非常用循環設備 処理空間容積	9,000m ³	中央制御室空調装置の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に大きめに設定	7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。
外部γ線による全身に対する線量評価時の自由体積	8,800m ³	同上	7.3.4(3)b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。
中央制御室非常用循環設備 フィルタ流量	110m ³ /min	設計上期待できる値を設定	7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	90%	設計値（95%以上）に余裕を見込んだ値として設定	4.2.1(2) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
事故時運転モードへの切替時間	【原子炉冷却材喪失】 1分 【蒸気発生器伝熱管破損】 13分	SI信号発信後の隔離時間を保守的に設定。	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。
空気流入率	0.5回/h	設計上期待できる値を設定	7.3(1) なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。

第12表 運転員交替考慮条件（3号、4号炉共通）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室滞在期間	149時間	運転員の勤務形態として5直2.5交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平準化が図られることを仮定した滞在時間として設定	7.1.1(1) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域	回数：30回 滞在時間：入退域1回あたり、入退域の経路に沿って、事務所出入口に10分、中央制御室出入口に5分とどまるものとする。	運転員の勤務形態として5直2.5交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平準化が図られることを仮定した入退域回数として設定	7.4.1(2)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。

第13表 線量換算係数及び呼吸率の条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、 成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づく	—
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針に基づく	7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部 被ばく線量は、次のとおり計算する。 $H_i = \int_0^T R H_{\infty} C_1(t) dt$ R : 呼吸率（成人活動時） H _∞ : よう素（I-131）吸入摂取時の 成人の実効線量への換算係数 （Sv/Bq） C ₁ (t) : 時刻tにおける中央制御室内 の放射能濃度（I-131等価 量）（Bq/m ³ ） T : 計算期間（30日間）

玄海原子力発電所3号炉及び4号炉

中央制御室の居住性（重大事故等時）に
係る被ばく評価について

（59条関連）

<目 次>

1. 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る 被ばく評価について	添付 2-別添 2-1
1.1 概要	添付 2-別添 2-1
1.2 主な変更内容	添付 2-別添 2-1
1.3 評価結果	添付 2-別添 2-2

(別紙 1) 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価について

1. 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価について

1.1 概要

玄海原子力発電所3、4号炉の炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の運転員の被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価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。

今回、玄海原子力発電所4号炉にて燃料集合体最高燃焼度を55,000MWd/tとする高燃焼度燃料（以下「ステップ2燃料」という。）を使用する計画としており、炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響があるものの、既存の施設で要求事項を満足することから、既存の施設からの設計変更は伴わない。

本別添資料では、ステップ2燃料の使用に伴う、炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響を確認した。

1.2 主な変更内容

今回の変更申請における居住性に係る被ばく評価上の主な変更内容は以下のとおりである。

(1) ステップ2燃料の使用に伴う変更

被ばく評価用ソースタームについて、玄海原子力発電所4号炉にステップ2燃料を考慮した炉心内蓄積量を設定している。

(2) 気象条件の変更

被ばく評価で使用する気象資料を2011年から2016年に変更し「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算した相対濃度及び相対線量を用いて被ばく評価を実施している。

1.3 評価結果

玄海原子力発電所3、4号炉の炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の運転員の被ばく評価結果は、実効線量が7日間でそれぞれ約11mSv、約9.1mSvである。また、玄海原子力発電所3、4号炉の合算値は約21mSvである。

したがって、評価結果は、「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の解釈 第59条」の「判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。

(別紙1) 中央制御室の居住性(重大事故等時)に係る被ばく評価について

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉

原子炉制御室の居住性（重大事故等時）に
係る被ばく評価について

1. 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価にあたっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき、評価を行った。

（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 第74条より抜粋）

炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。

- ① 設置許可基準解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
- ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
- ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
- ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

1.1 評価事象

評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断LOCA時にECCS注入及びCVスプレイ注入に失敗するシーケンスとする。

1.2 大気中への放出量の評価

放射性物質の大気中への放出量は、従来の原子炉設置変更許可申請書添付書類十の原子炉冷却材喪失時被ばく評価と同様のプロセスにて評価する。また、上記評価事象が炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出された放射性物質はNUREG-1465の原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価する。

大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。

1.3 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、2016年1月～2016年12月の1年間における気象データを使用した。

1.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接線はQADコード、スカイシャイン線はSCATTERINGコードを用いて評価した。

1.5 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）は、第1図に示すとおりである。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後7日間とした。運転員の勤務形態としては5直2.5交替とし、7日間の評価期間において最も中央制御室の滞在期間が長く入退域回数が多い運転員を対象として、7日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分することで、実効線量を評価した。

1.5.1 中央制御室内での被ばく

1.5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、上記1.4の方法で実効線量を評価した。

1.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。

1.5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算にあたっては、運転員はマスクを着用しているとして評価した。また、(1)、(2)に示す中央制御室換気設備の効果を考慮した。なお、中央制御室換気設備の起動時間については、全交流電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。

(1) 事故時運転モード

中央制御室換気設備の事故時運転モードは、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、

再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する運転モードである。なお、玄海原子力発電所3号炉と4号炉の中央制御室は共有している。

(2) フィルタを通らない空気流入量

玄海原子力発電所3、4号炉中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で0.5回/hを仮定して評価した。

1.5.2 入退域時の被ばく

1.5.2.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路④）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は、「1.5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は、入退域の経路に沿って、事務所出入口及び中央制御室出入口として評価した。

1.5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は「1.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で、放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記1.5.2.1の仮定に同じである。

1.6 評価結果のまとめ

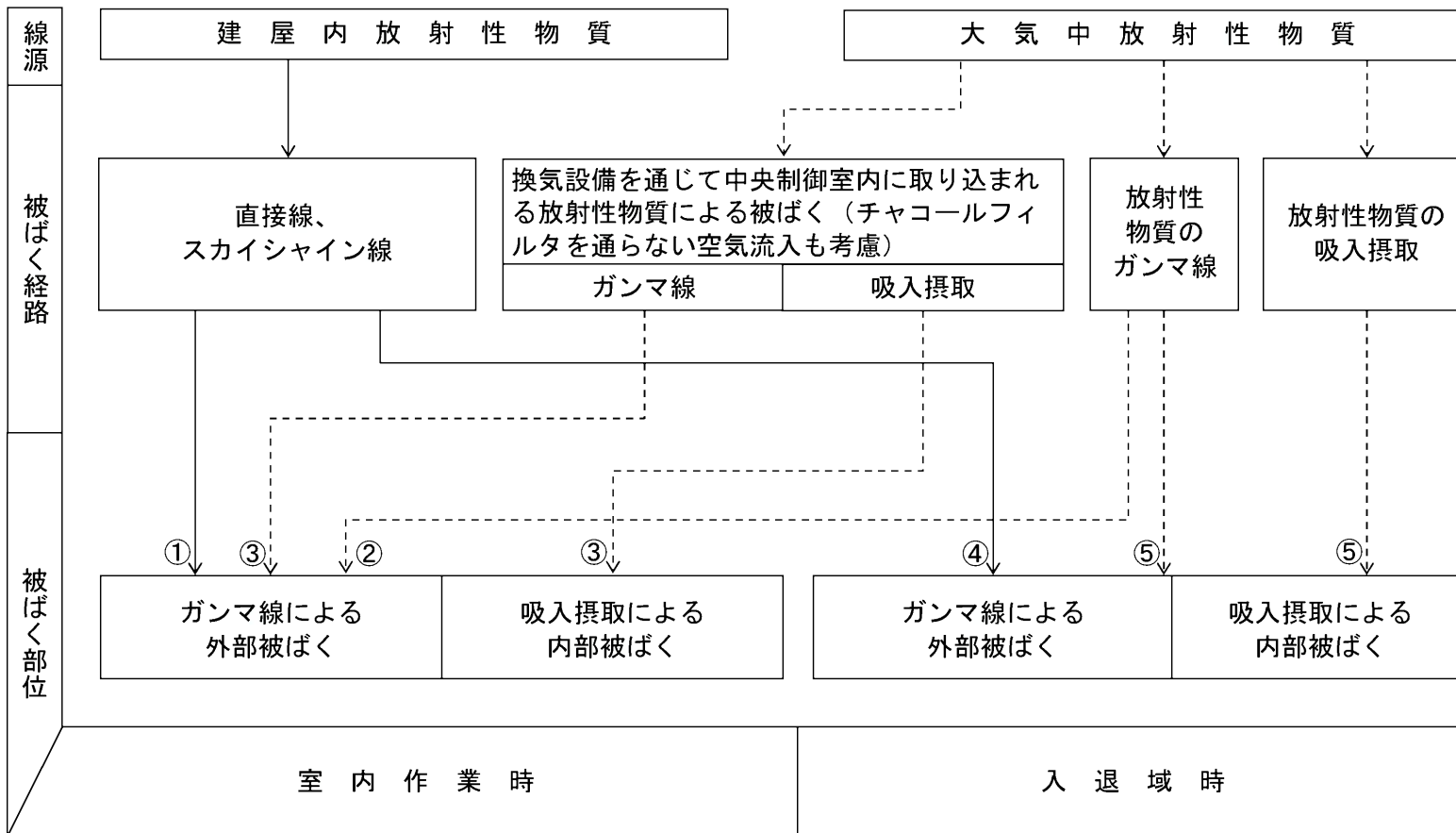
玄海原子力発電所3、4号炉の、炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の運転員の被ばく評価結果は、第1表に示すとおり、実効線量が7日間でそれぞれ約11mSv、約9.1mSvである。また、3号炉事故発生時及び4号炉事故発生時の合算値は約21mSvである。

したがって、評価結果は、「判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。

第1表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv)			
		3号炉		4号炉	
		現行	今回	現行	今回
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.4×10^{-2}	約 1.4×10^{-2}	約 1.4×10^{-2}	約 1.4×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.9×10^{-2}	約 2.9×10^{-2}	約 2.9×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10^0	約 7.2×10^0	約 7.0×10^0	約 6.1×10^0
	小計 (①+②+③)	約 7.0×10^0	約 7.3×10^0	約 7.0×10^0	約 6.2×10^0
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.0×10^{-1}	約 7.0×10^{-1}	約 5.0×10^{-1}	約 5.2×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 2.8×10^0	約 2.9×10^0	約 2.4×10^0	約 2.3×10^0
	小計 (④+⑤)	約 3.5×10^0	約 3.6×10^0	約 2.9×10^0	約 2.8×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 11^{*1}	約 11^{*1}	約 10^{*1}	約 9.1^{*1}

*1：有効数字2桁で切り上げた値



第1図 事故時における中央制御室の運転員の被ばく経路

(参考1) マスク着用期間を限定した線量評価について

中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価においては、評価期間中マスクの着用を考慮している。一方、事故発生時には、事象の進展及び中央制御室内の放射性物質濃度に応じ、放射線管理を踏まえてマスク着用の運用を行う。

今回の選定した事故シーケンス及び居住性に係る被ばく評価手法を用い、マスク着用期間を事故発生直後に限定した場合の被ばく評価を以下に示す。

ここで、選定した事故シーケンスでは、全交流動力電源喪失を想定し、評価上、中央制御室非常用循環設備の起動遅れ時間を300分（5時間）としている。

中央制御室非常用循環設備の起動後は、よう素フィルタ及び微粒子フィルタにより室内に取り込まれた放射性物質は低減される。

このため、ここでは中央制御室非常用循環設備起動後の室内の放射性物質低減を考慮して、第2表のとおり事故発生後7時間までマスクを着用とした。

なお、評価上、屋外においては、室内より放射性物質濃度が高いため、入退域時にマスクを着用するとして評価した。

マスク着用期間を限定した線量評価における中央制御室の運転員の被ばく評価結果を第3表及び第4表に示す。

第2表 中央制御室非常用循環設備の作動状態及びマスク着用時間

時間	0～5h	5～7h	7～168h
中央制御室非常用循環設備	—	作動（フィルタによる放射性物質の低減）	
マスク	着用		—※

※ 入退域時のみ着用

第3表 炉心の著しい損傷時の中央制御室における運転員の被ばく評価結果（3号炉）

（7時間までマスク考慮、7時間以降マスクなし）

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv)		
		外部被ばく	内部被ばく	合計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.4×10^{-2}	—	約 1.4×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.9×10^{-2}	—	約 2.9×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.9×10^0	約 8.1×10^1	約 8.5×10^1
	小計 (①+②+③)	約 3.9×10^0	約 8.1×10^1	約 8.5×10^1
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.0×10^{-1}	—	約 7.0×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく*1	約 2.7×10^0	約 2.0×10^{-1}	約 2.9×10^0
	小計 (④+⑤)	約 3.4×10^0	約 2.0×10^{-1}	約 3.6×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤)		約7.3	約81	約89*2

*1：入退域時については常にマスクを着用とした。

*2：詳細値を有効数字2桁で切り上げた値。

第4表 炉心の著しい損傷時の中央制御室における運転員の被ばく評価結果（4号炉）

（7時間までマスク考慮、7時間以降マスクなし）

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv)		
		外部被ばく	内部被ばく	合計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.4×10^{-2}	—	約 1.4×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.6×10^{-2}	—	約 2.6×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.5×10^0	約 6.3×10^1	約 6.6×10^1
	小計 (①+②+③)	約 3.6×10^0	約 6.3×10^1	約 6.6×10^1
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.2×10^{-1}	—	約 5.2×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく*1	約 2.2×10^0	約 1.2×10^{-1}	約 2.3×10^0
	小計 (④+⑤)	約 2.7×10^0	約 1.2×10^{-1}	約 2.8×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤)		約6.3	約63	約70*2

*1：入退域時については常にマスクを着用とした。

*2：詳細値を有効数字2桁で切り上げた値。

以上のとおり、事象の進展及び状況に応じたマスク着用の運用により、中央制御室の居住性を確保することが可能である。

(参考2) 中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について

運転員は直交替により順次入れ替わるため、事故発生時に中央制御室内の放射性物質濃度が高い場合は、中央制御室内で飲食せず、直交替によって退域した際又は代替緊急時対策所に移動して飲食することが可能であるが、仮に、運転員が中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について概略評価を行なった。

評価では、中央制御室内の放射性物質濃度が高い事故発生後7時間まではマスクは外さないものとする。

また、事故後7時間～168時間の中にマスクを外したと仮定し、(参考1)にて評価した「7時間までマスク考慮、7時間以降マスクなし」にて評価した結果等(第5表参照)から、吸入による内部被ばく線量の平均線量率を評価すると3号炉：約0.5mSv/h、4号炉：約0.4mSv/hとなる。

したがって、飲食等のためマスクを外す時間を1時間と仮定すると、吸入による内部被ばくは3号炉：約0.5mSv、4号炉：約0.4mSvとなる。

第5表 吸入による内部被ばく線量

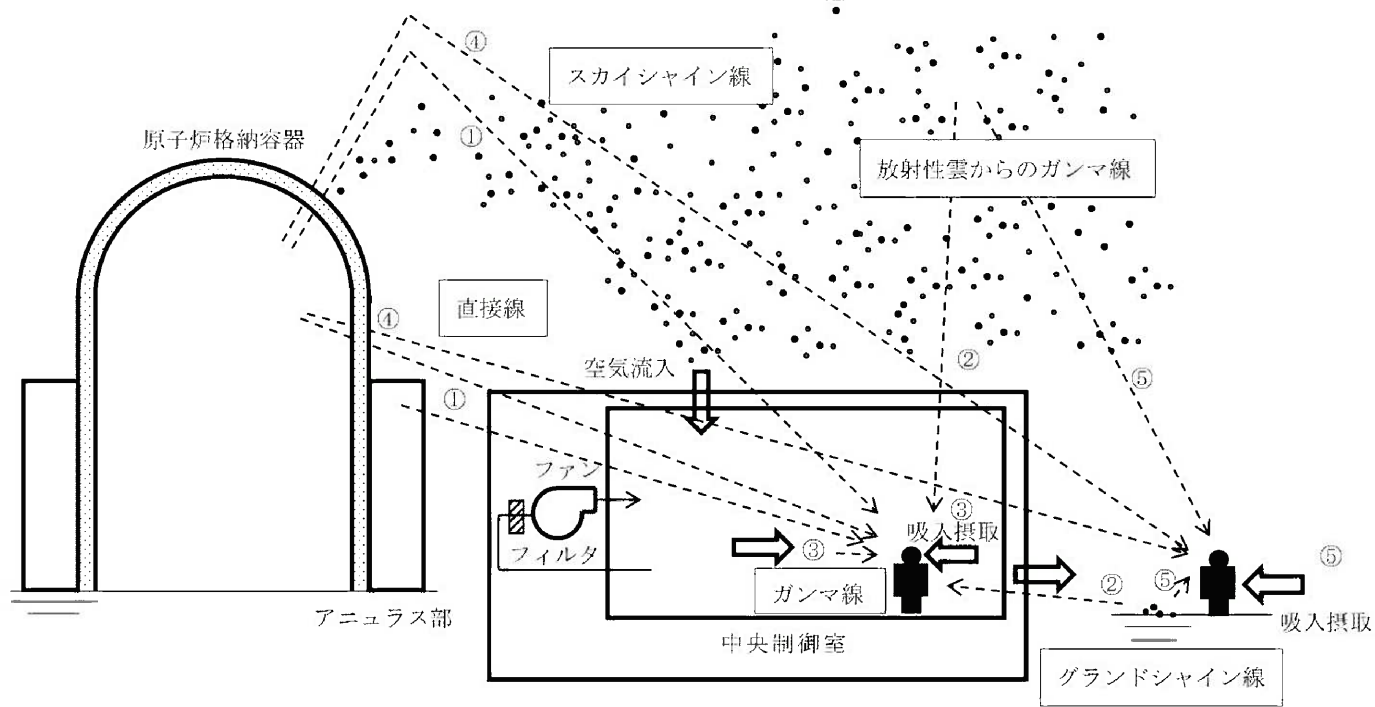
吸入による内部被ばく線量	3号炉	4号炉
① 7時間以降マスクなしの場合	約 8.1×10^1 mSv	約 6.3×10^1 mSv
② 168時間(7日間)マスクありの場合	約 3.4×10^0 mSv	約 2.6×10^0 mSv
①-② 7時間～168時間中のマスクを外した場合の影響	約 7.8×10^1 mSv	約 6.0×10^1 mSv

以上のとおり、仮に運転員が飲食等のためにマスクを外したとしたとしても、その影響は小さいと考える。

(参考3) 中央制御室の居住性(重大事故等時)に係る被ばく評価条件について

中央制御室の居住性(重大事故等時)に係る被ばく経路イメージ

中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく(直接線及びスカイシャイン線による外部被ばく)
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく(クラウドシャイン及びグラウンドシャインによる外部被ばく)
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく(直接線及びスカイシャイン線による外部被ばく)
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく(クラウドシャイン及びグラウンドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)



注) 直接線・スカイシャイン線評価においては、放射性物質の大気への放出による線源の減少は考慮していない。

(参考4) 中央制御室の居住性(重大事故等時)に係る被ばく評価の主要条件(1/2)

主要な評価条件表(環境への放出まで)

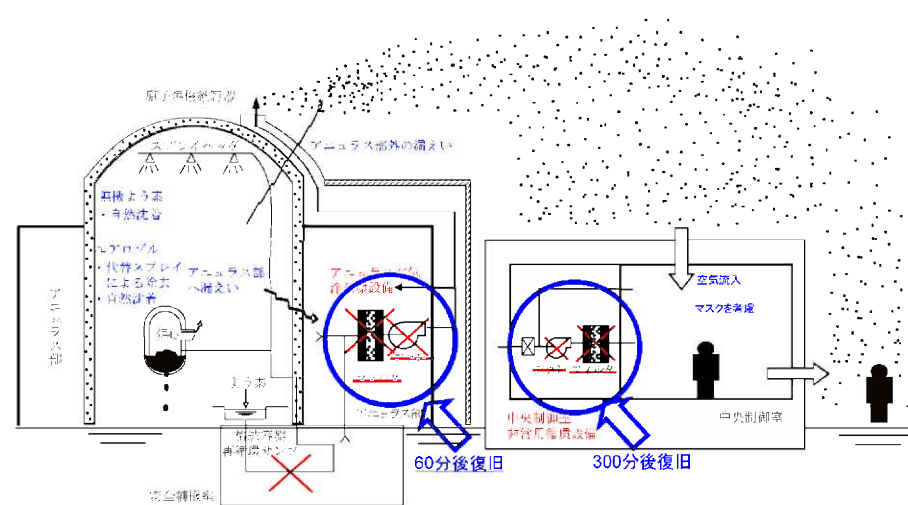
大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量*1	炉心熱出力	定格出力(3,411MWt)の102%
	原子炉運転時間	3号炉：最高30,000時間 4号炉：最高40,000時間
	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	NUREG-1465*2に基づいて設定
原子炉格納容器内での低減効果	常設電動注入ポンプによるエアロゾルのスプレイ除去効果	SRP6.5.2の評価式*3に基づき算出した除去速度により低減
	原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	重力沈降の評価式に基づき算出した沈着率により低減
	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	CSE実験に基づく沈着率により低減
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day(事故期間中一定) 原子炉格納容器圧力(MAAP解析結果)に応じた漏えい率に余裕を見込んで設定
	原子炉格納容器からの漏えい割合(アニュラス部/アニュラス部以外)	アニュラス部97%、 アニュラス部以外3%
	アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率及び起動遅れ時間	フィルタ除去効率 エアロゾル：99% よう素：95% 起動遅れ時間：60分(SBOを想定)

*1：炉心内蓄積量はORIGEN2を用いて算出。

*2：NUREG-1465は、当該シーケンスを含む、早期からRCS圧力が低く推移するシーケンスを代表するよう設定されたものであるため、原子炉格納容器への放出割合については、NUREG-1465に基づき設定。

(Gap ReleaseからLate In-Vesselまでのフェーズを考慮)

炉心溶融が早く、事象進展中、原子炉格納容器圧力が高く推移し、被ばく評価の観点で厳しくなる「大破断LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を選定。



評価イメージ図

*3：スプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出

$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$$

λ_s ：スプレイ除去速度 h ：スプレイ液滴落下高さ

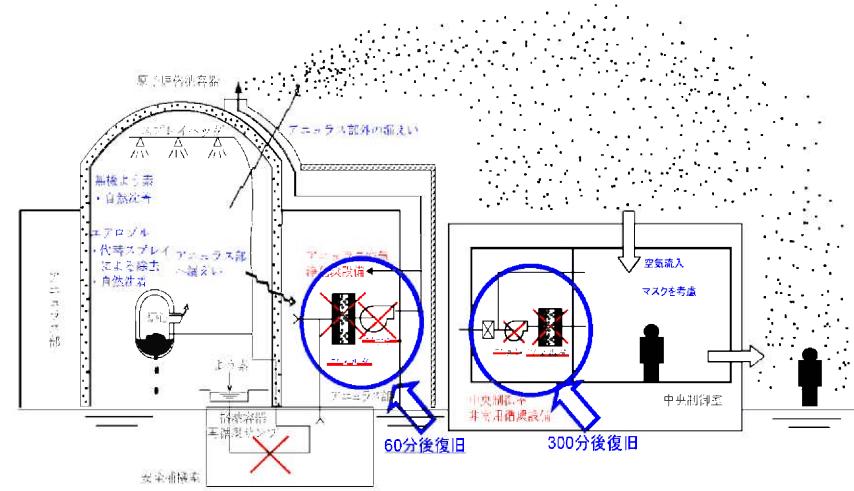
V_s ：スプレイ領域の体積 F ：スプレイ流量

E ：捕集効率 D ：スプレイ液滴直径

PWRを模擬したNUPEC実験(「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)によりスプレイ効率(E/D)を7と設定

(参考4) 主要な評価条件表(大気拡散、運転員の被ばく評価) (2/2)

大項目	中項目	主要条件
大気拡散	気象資料	2016年1～12月
	実効放出継続時間	全核種：1時間
	累積出現頻度	小さいほうから97%
	着目方位（滞在時）	3号炉は5方位、 4号炉は4方位
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環系統のフィルタ除去効果及び起動遅れ時間	フィルタ除去効率 エアロゾル：99% よう素：95% 起動遅れ時間：300分(SBOを想定)
	中央制御室の空気流入率	0.5回/h
	マスクによる除染係数	50（事故期間中一定）
	交替要員体制の考慮	運転員の勤務形態を考慮して最大となる滞在時間及び入退域回数を設定
	直接線、スカイシャイン線評価コード	QAD、SCATTERING
	評価期間	7日間



評価イメージ図(再掲)

被ばく評価結果

号炉	7日間の実効線量
3号炉	約11mSv
4号炉	約9.1mSv
3号炉+4号炉	約21mSv

2. 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価条件表

第1表 大気中への放出量評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイド等での記載
評価事象	大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗 全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能の喪失を考慮する	炉心損傷が早く、また、原子炉格納容器内の圧力が高く維持される事象であることから、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスとして選定	解釈 ^(注1) 1 b) ① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定すること。
炉心熱出力	100% (3,411MWt) × 1.02	定格値に定常誤差（+2%）を考慮した値を設定	
原子炉運転時間	現行 最高30,000時間	【現行】 燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定 評価対象炉心は、被ばく評価において厳しいMOX燃料装荷炉心を設定 （玄海4号炉は玄海3号炉の炉心で代表）	
	今回 3号炉 最高30,000時間		
	4号炉 最高40,000時間		
サイクル数 (バッチ数)	現行 3	【今回】 3号炉：燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定 4号炉：燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
	今回 3号炉 3		
	4号炉 4		
原子炉格納容器に放出される放射性物質質量	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：100% よう素類：75% Cs類：75% Te類：30.5% Ba類：12% Ru類：0.5% Ce類：0.55% La類：0.52%	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、放射性物質放出量が大きくなる低圧シーケンス（大LOCA+ECCS失敗+CVスプレイ失敗シーケンスを含む）を代表するNUREG-1465 ^(注2) 記載の放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までを考慮）を設定	

(注1) 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

(注2) 米国NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	既設格納容器スプレイ失敗を想定するためにpH>7となると限らないため、pHによらず有機よう素割合を保守的に設定するために、R.G. 1.195 ^(注3) のよう素割合に基づき設定	審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
放出開始時間	0秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果のNUREG-1465を参照し、事故発生直後から放出開始として設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器等への無機(元素状)よう素の沈着率	9.0×10^{-4} (1/s)	CSE実験に基づき無機(元素状)よう素の自然沈着率を設定	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	6.93×10^{-3} (1/時)	重力沈降によるエアロゾルの自然沈着の評価式に基づき設定	同上
常設電動注入ポンプによるスプレイ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間(約52分)に余裕を見込んだ値 起動遅れ時間約52分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及び常設電動注入ポンプ起動準備を想定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
常設電動注入ポンプによるエアロゾルの除去効果	除染係数 (DF) < 50 0.33 (1/時) 除染係数 (DF) ≥ 50 0.039 (1/時)	SRP6.5.2 ^(注4) に示された評価式等に基づき設定	—
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、最もCV内圧が高く推移する、対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値を設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。

(注3) 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

(注4) 米国Standard Review Plan 6.5.2 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”

項目	評価条件	選定理由	審査ガイド等での記載
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 97% アニュラス部外 3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定	—
アニュラス部体積	15,300m ³	アニュラス部体積から配管等の体積を除いて保守的に設定	—
アニュラス空気浄化設備ファン流量	100m ³ /min (ただし、60分後起動)	設計上期待できる値を設定 (ファン1台の起動を想定して設定(選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込む))	4.3(3)a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)の作動については、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス負圧達成時間	62分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分)起動遅れ時間60分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及びポンペによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~62分:0% 62分~:95%	設計上期待できる値を設定(試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定)	4.3(3)b. よう素類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。
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~62分:0% 62分~:99%	設計上期待できる値を設定(試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定)	同上
事故の評価期間	7日	解釈に基づき評価期間を設定	解釈 1 b) ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

第2表 炉心内蓄積量

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)		
	現行	今回	
	3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
希ガス類	約 3.9×10^{19}	約 3.9×10^{19}	約 4.0×10^{19}
よう素類	約 4.0×10^{19}	約 4.0×10^{19}	約 4.0×10^{19}
Cs類	約 1.5×10^{19}	約 1.5×10^{19}	約 1.7×10^{19}
Te類	約 2.5×10^{19}	約 2.5×10^{19}	約 2.5×10^{19}
Ba類	約 2.3×10^{19}	約 2.3×10^{19}	約 2.5×10^{19}
Ru類	約 4.7×10^{19}	約 4.7×10^{19}	約 4.5×10^{19}
Ce類	約 8.5×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 8.6×10^{19}
La類	約 8.5×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 8.8×10^{19}

第3表 大気中への放出放射エネルギー評価結果 (7日積算)

評価項目		放出放射エネルギー (Bq)		
		現行	今回	
		3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
希ガス	Gross値	約 6.7×10^{16}	約 6.7×10^{16}	約 6.7×10^{16}
	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 1.0×10^{16}	約 1.0×10^{16}	約 1.0×10^{16}
よう素	Gross値	約 2.7×10^{14}	約 2.7×10^{14}	約 2.7×10^{14}
	I-131等価量 (成人実効線量 係数換算)	約 9.7×10^{13}	約 9.7×10^{13}	約 9.6×10^{13}
セシウム	Gross値	約 3.1×10^{13}	約 3.1×10^{13}	約 3.5×10^{13}
上記以外の 核種	Gross値	約 7.6×10^{13}	約 7.6×10^{13}	約 7.9×10^{13}

第4表 大気拡散条件（3号、4号炉共通）

項目	評価条件	選定理由	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	現 行 玄海原子力発電所における1年間の気象資料 (2011.1~2011.12) (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。
	今 回 玄海原子力発電所における1年間の気象資料 (2016.1~2016.12) (地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ)		
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。
放出源及び放出源高さ	地上放出、 排気筒 66m	排気筒放出時は排気筒高さ(設計値)、地上放出時は地上高さを使用	4.3.(4)b. 放出源高さは、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。
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替え、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。


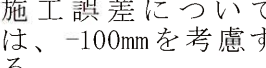
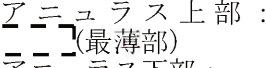
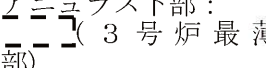
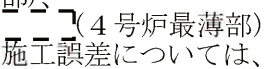
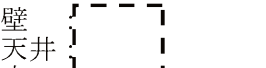
項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	4. 2. (2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建屋として選定 また、建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建屋として設定	4. 2. (2)b. 巻き込みを生じる建屋として、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。
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 事務所出入口 中央制御室出入口	【中央制御室内】 外気取入れを遮断するため、室内へ直接流入すると設定 評価期間中は外気を遮断することを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代用として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、中央制御室中心を代表点として設定 【入退域時】 入退域時の移動経路移動経路に従った適切な評価点を設定	【中央制御室内】 4. 2. (2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。 【入退域時】 —

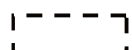
項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
着目方位	<p>【中央制御室内】 3号炉：5方位 4号炉：4方位</p> <p>【入退域時】 3号炉：事務所出入口は3方位 中央制御室出入口は5方位 4号炉：事務所出入口は2方位 中央制御室出入口は5方位</p>	<p>建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下の i) ~ iii) の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること</p> <p>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</p>	<p>4.2.(2)a. 原子炉制御室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。</p>
建屋投影面積	2,000m ²	<p>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</p>	<p>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。</p>
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	—

第5表 相对濃度及び相对線量

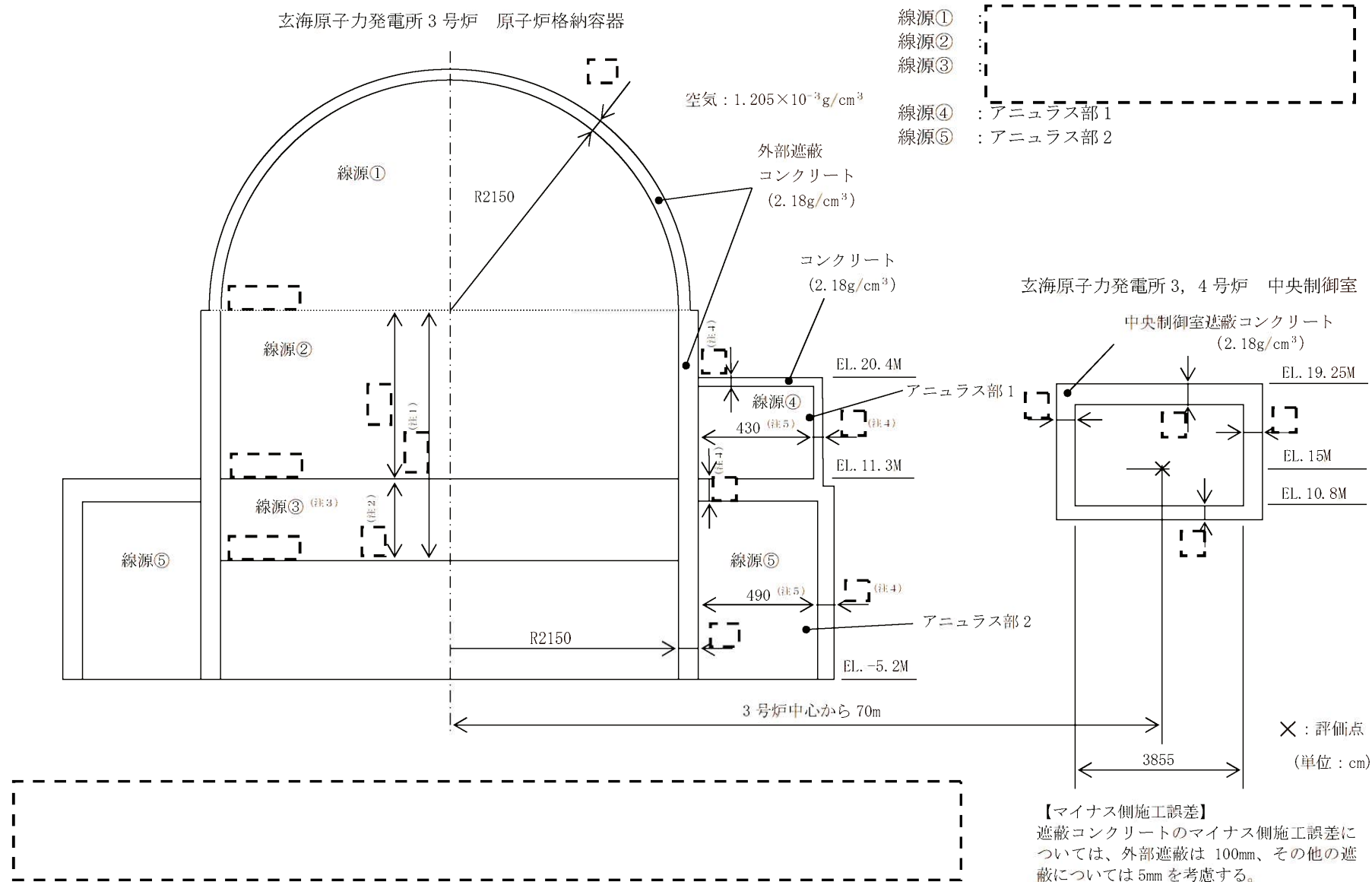
号炉	評価対象	評価点	相对濃度 χ/Q (s/m ³)		相对線量D/Q (Gy/Bq)	
			現行	今回	現行	今回
3号炉	室内作業時	中央制御室中心	地上放出： 約 1.1×10^{-3}	地上放出： 約 1.1×10^{-3}	地上放出： 約 4.3×10^{-18}	地上放出： 約 4.4×10^{-18}
			排気筒放出： 約 5.5×10^{-1}	排気筒放出： 約 5.7×10^{-1}	排気筒放出： 約 9.9×10^{-19}	排気筒放出： 約 9.9×10^{-19}
	入退域時	事務所出入口	地上放出： 約 5.5×10^{-1}	地上放出： 約 5.4×10^{-1}	地上放出： 約 2.5×10^{-18}	地上放出： 約 2.5×10^{-18}
排気筒放出： 約 2.8×10^{-1}			排気筒放出： 約 2.7×10^{-1}	排気筒放出： 約 6.9×10^{-19}	排気筒放出： 約 7.4×10^{-19}	
		中央制御室出入口	地上放出： 約 9.9×10^{-1}	地上放出： 約 1.1×10^{-3}	地上放出： 約 3.9×10^{-18}	地上放出： 約 4.0×10^{-18}
			排気筒放出： 約 5.0×10^{-1}	排気筒放出： 約 5.3×10^{-1}	排気筒放出： 約 8.6×10^{-19}	排気筒放出： 約 9.6×10^{-19}
4号炉	室内作業時	中央制御室中心	地上放出： 約 1.1×10^{-3}	地上放出： 約 1.0×10^{-3}	地上放出： 約 4.5×10^{-18}	地上放出： 約 4.0×10^{-18}
			排気筒放出： 約 5.5×10^{-1}	排気筒放出： 約 5.2×10^{-1}	排気筒放出： 約 9.9×10^{-19}	排気筒放出： 約 8.8×10^{-19}
	入退域時	事務所出入口	地上放出： 約 2.3×10^{-1}	地上放出： 約 2.5×10^{-1}	地上放出： 約 1.3×10^{-18}	地上放出： 約 1.4×10^{-18}
排気筒放出： 約 1.2×10^{-1}			排気筒放出： 約 1.2×10^{-1}	排気筒放出： 約 5.3×10^{-19}	排気筒放出： 約 5.5×10^{-19}	
		中央制御室出入口	地上放出： 約 1.3×10^{-3}	地上放出： 約 1.1×10^{-3}	地上放出： 約 4.6×10^{-18}	地上放出： 約 4.4×10^{-18}
			排気筒放出： 約 6.2×10^{-1}	排気筒放出： 約 5.5×10^{-1}	排気筒放出： 約 1.0×10^{-18}	排気筒放出： 約 9.9×10^{-19}

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	
以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様				
線源強度	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	4.3(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	4.3(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：  (最薄部) 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
	中央制御室遮蔽厚さ	壁天井床  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	4.3(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。

: 防護上の観点から、公開できません。

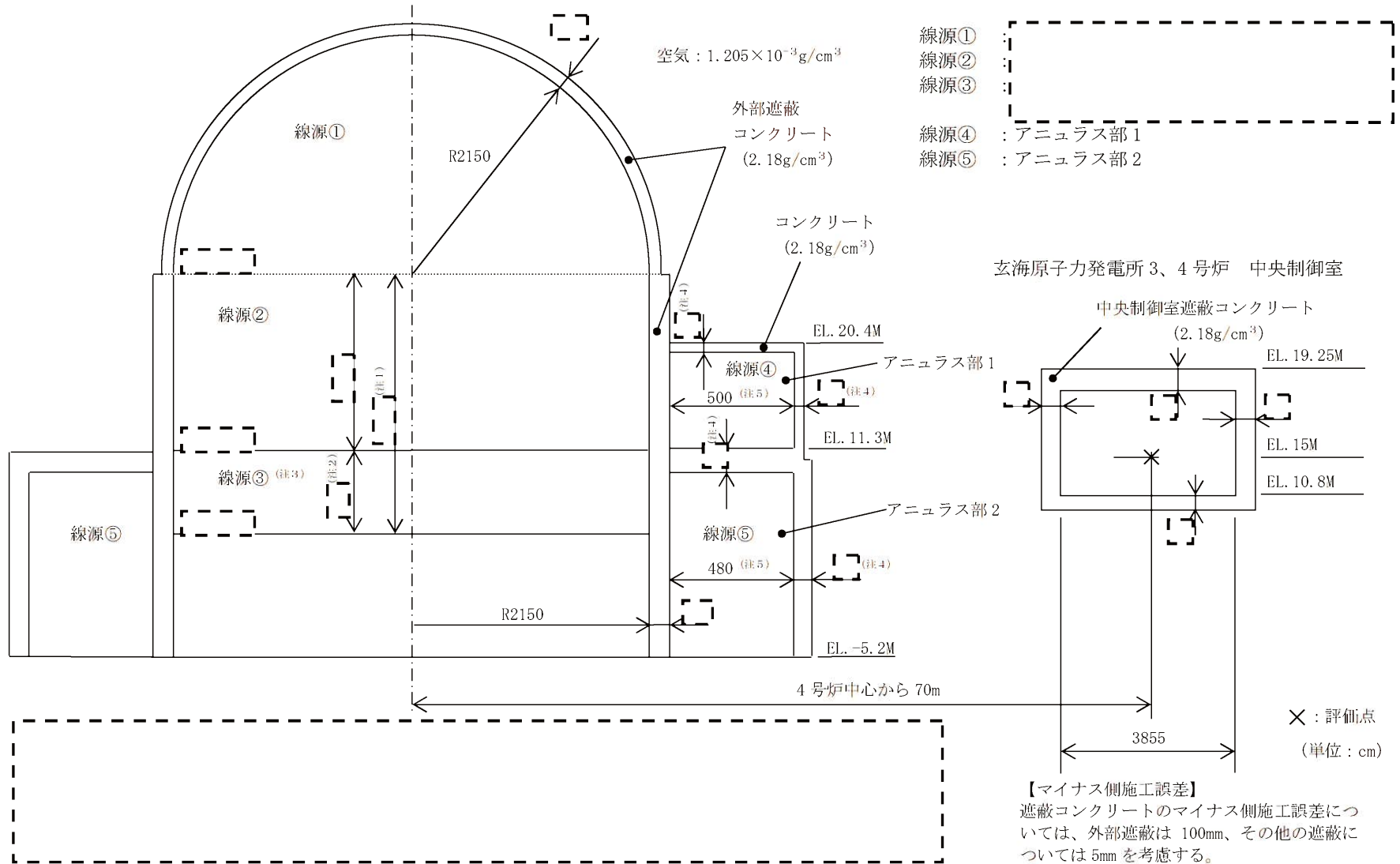
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	
計算モデル	直接線・スカイシャイン線評価コード	<p>直接線量評価： QADコード (QAD-CGGP2R Ver. 1.04)</p> <p>スカイシャイン線量評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver. 90m)</p>	<p>QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮へい解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。</p> <p>計算に必要な主な条件は、線源条件、遮へい体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。</p> <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

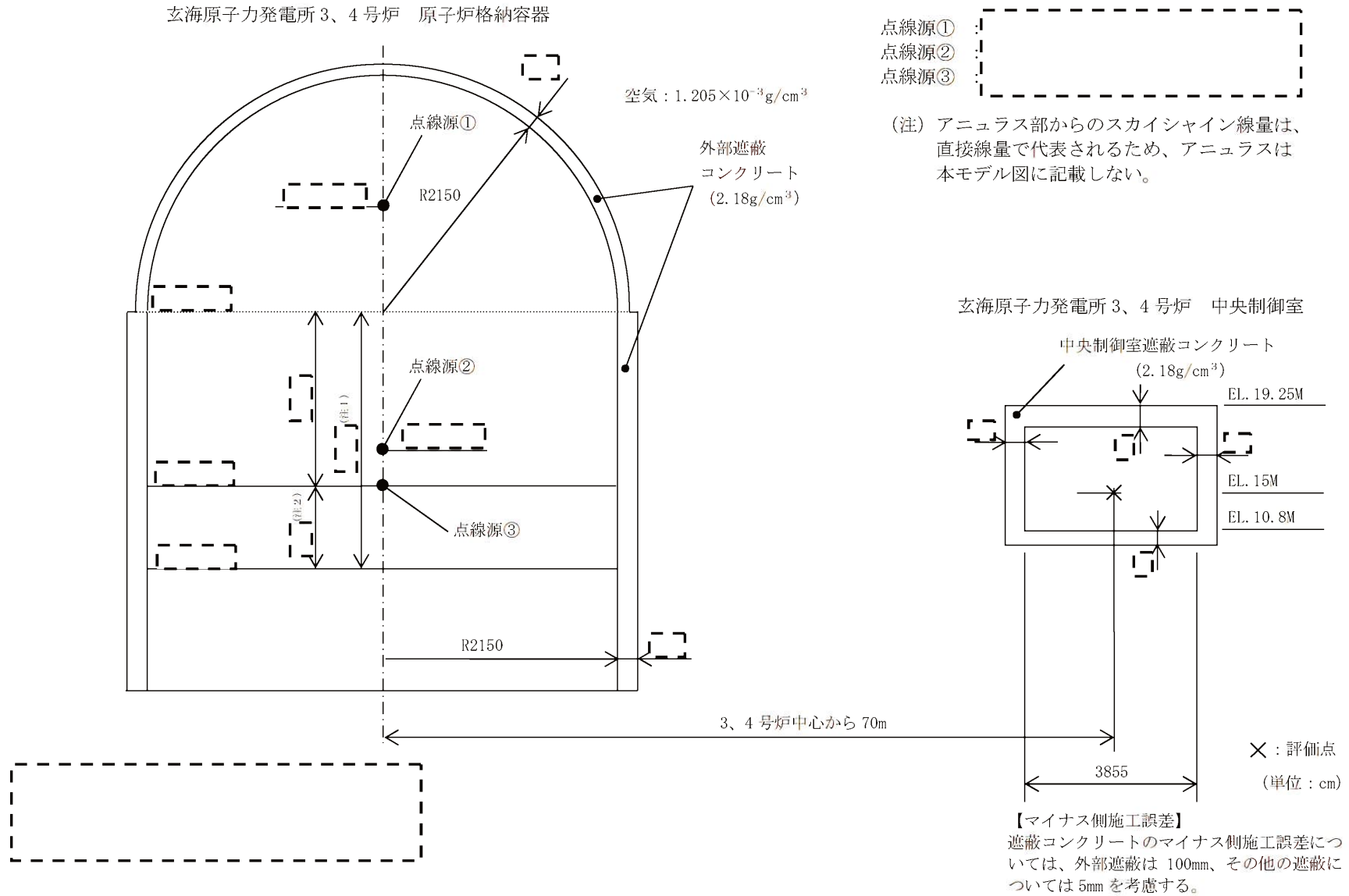
┌───┐ : 防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。

玄海原子力発電所 4 号炉 原子炉格納容器



第 1 図(2/2) 直接線量のモデル

┌───┐ : 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 スカイシャイン線量のモデル [] : 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 (1/2) 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
(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	$E \leq 0.1$	2.2×10^{23}	2.2×10^{23}	2.2×10^{23}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	2.1×10^{22}	2.1×10^{22}	2.1×10^{22}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	2.4×10^{23}	2.4×10^{23}	2.4×10^{23}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	4.2×10^{23}	4.2×10^{23}	4.1×10^{23}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.8×10^{24}	1.8×10^{24}	1.9×10^{24}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.7×10^{24}	1.7×10^{24}	1.8×10^{24}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	6.3×10^{23}	6.3×10^{23}	6.4×10^{23}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.5×10^{23}	1.5×10^{23}	1.5×10^{23}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	9.3×10^{22}	9.3×10^{22}	9.7×10^{22}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	7.4×10^{21}	7.4×10^{21}	7.9×10^{21}
3.5	$3 < E \leq 4$	7.4×10^{20}	7.4×10^{20}	8.1×10^{20}
5	$4 < E \leq 6$	1.3×10^{20}	1.3×10^{20}	1.5×10^{20}
7	$6 < E \leq 8$	3.1×10^{13}	3.1×10^{13}	1.0×10^{13}
9.5	$8 < E$	4.8×10^{12}	4.8×10^{12}	1.6×10^{12}

第7表 (2/2) 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
(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	$E \leq 0.1$	2.5×10^{19}	2.5×10^{19}	2.5×10^{19}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	3.0×10^{17}	3.0×10^{17}	3.0×10^{17}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	1.4×10^{19}	1.4×10^{19}	1.3×10^{19}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	3.3×10^{18}	3.3×10^{18}	3.3×10^{18}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.5×10^{19}	1.5×10^{19}	1.5×10^{19}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.2×10^{19}	1.2×10^{19}	1.2×10^{19}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	5.4×10^{18}	5.4×10^{18}	5.5×10^{18}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	2.0×10^{18}	2.0×10^{18}	2.1×10^{18}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	3.9×10^{18}	3.9×10^{18}	4.3×10^{18}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	2.6×10^{17}	2.6×10^{17}	2.9×10^{17}
3.5	$3 < E \leq 4$	2.8×10^{16}	2.8×10^{16}	3.1×10^{16}
5	$4 < E \leq 6$	5.2×10^{15}	5.2×10^{15}	5.9×10^{15}
7	$6 < E \leq 8$	1.3×10^8	1.3×10^8	4.3×10^7
9.5	$8 < E$	2.0×10^7	2.0×10^7	6.6×10^6

第8表 中央制御室換気設備条件（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
事故時におけるフィルタを通した外気取り込み	評価において考慮せず	評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、中央制御室内には放射性物質が外気から直接流入することのみを考慮	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。 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）
中央制御室非常用循環設備処理空間容積	9,000m ³	中央制御室空調装置の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に大きめに設定	4.2(2)e. 原子炉制御室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バウンダリ体積(容積)を用いて計算する。
外部γ線による全身に対する線量評価時の自由体積	8,800m ³	同上	同上
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	95%	設計上期待できる値を設定（試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定）	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。
中央制御室非常用循環設備微粒子フィルタによる除去効率	99%	同上	同上

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由	審査ガイドとの関係性
中央制御室非常用循環設備フィルタによる除去効果開始時間	300分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値 起動遅れ時間300分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及び現場での手動による中央制御室非常用循環設備ダンパ開操作を想定	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
中央制御室非常用循環設備フィルタ流量	110m ³ /min	設計上期待できる値を設定	4.2(2)e. 原子炉制御室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。
空気流入率	0.5回/h	設計上期待できる値を設定	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。
マスクによる除染係数	50 (評価期間中マスク着用)	性能上期待できる値	—

第9表 運転員交替考慮条件（3号、4号炉共通）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
中央制御室 滞在期間	50時間	運転員の勤務形態として 5直2.5交替とし、評価期 間中、最大となる班の滞 在時間として設定	—
入退域	回数：10回 滞在時間：入退域1回あ たり、入退域 の経路に沿っ て、事務所出 入口に10分、 中央制御室出 入口に5分と どまるものと する。	運転員の勤務形態として 5直2.5交替とし、評価期 間中、最大となる班の入 退域回数として設定 入退域の評価にあたって は、周辺監視区域境界か ら中央制御室出入口まで を評価対象としている。 事務所出入口に10分と は、周辺監視区域境界か ら事務所までの車での移 動を考慮して、原子炉格 納容器に近い事務所出入 口に10分間滞在すること として評価する。 中央制御室出入口に5分 とは、事務所出入口から 中央制御室出入口までの 徒歩での移動を考慮し て、原子炉格納容器に近 い中央制御室入口に5分 間滞在することとして評 価する。	—

第10表 線量換算係数、呼吸率及び地表への沈着速度の条件（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 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-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	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針に基づく	—
地表への沈着速度	1.2cm/s	線量目標値評価指針を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定 乾性沈着速度はNUREG/CR-4551Vol.2 ^(注) 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による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

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

3 居住性評価に用いる炉心の相違について

重大事故時の居住性評価においては、3号炉及び4号炉で同時に事故が起きたと想定している。そのため、居住性評価における被ばくについては、3号炉MOX燃料装荷炉心^(注1)、4号炉ウラン燃料炉心^(注2)として、それぞれの炉心を想定した評価とした。

MOX燃料装荷炉心^(注1)及びウラン燃料炉心^(注2)における炉心内蓄積量及び放出放射エネルギーを第1表及び第2表に示す。MOX燃料装荷炉心では、ウラン燃料炉心に比べ、内部被ばく評価に用いられるI-131等価換算値が大きい。

なお、第2表に示すとおり、大気中へ放出された放射性物質による外部被ばくについては、外部被ばく評価に用いられるγ線エネルギー0.5MeV換算値がほぼ変わらない結果となっている。

また、第3表に示すとおり、建屋からのガンマ線による外部被ばくについては、外部被ばく評価に用いられる原子炉格納容器内の7日間積算線源強度が、MOX燃料装荷炉心よりウラン燃料炉心の評価結果が大きい。

(注1) 炉心の3/4に燃料集合体最高燃焼度48,000MWd/tまでのウラン燃料、1/4に燃料集合体最高燃焼度45,000MWd/tまでのMOX燃料を装荷した炉心。

(注2) 燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/tまでのウラン燃料を100%装荷した炉心。

第1表 ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心の炉心内蓄積量

3号炉 48Gwd/t+1/4MOX燃料 装荷炉心	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)	5.4E+20
	I-131等価換算 (Bq)	7.7E+20
4号炉 55Gwd/tウラン燃料炉心	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)	5.6E+20
	I-131等価換算 (Bq)	2.8E+20
3号炉/4号炉比	γ線エネルギー0.5MeV換算(-)	97%
	I-131等価換算(-)	276%

第2表 ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心の放出放射線量

		アニュラス部外	アニュラス経由	合計
3号炉 48Gwd/t +1/4MOX燃料 装荷炉心	γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)	6.1E+14	1.0E+16	1.1E+16
	I-131等価換算 (Bq)	8.3E+13	8.8E+13	1.7E+14
4号炉 55Gwd/t ウラン燃料 炉心	γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)	6.2E+14	1.0E+16	1.1E+16
	I-131等価換算 (Bq)	6.4E+13	8.1E+13	1.5E+14
3号炉 /4号炉比	γ線エネルギー 0.5MeV換算(-)	99%	100.2%	100.1%
	I-131等価換算(-)	130%	108%	118%

第3表 ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心の原子炉格納容器内の
7日間積算線源強度

3号炉 48Gwd/t+1/4MOX 燃料装荷炉心 (MeV)	4号炉 55Gwd/tウラン 燃料炉心 (MeV)	3号炉/4号炉比
5.3E+24	5.4E+24	97%

玄海原子力発電所3号炉及び4号炉

代替緊急時対策所及び
緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性
に係る被ばく評価について
(61条関連)

<目 次>

1. 代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の
居住性に係る被ばく評価について…………… 添付 2-別添 3-1
 - 1.1 概要…………… 添付 2-別添 3-1
 - 1.2 主な変更内容…………… 添付 2-別添 3-1
 - 1.3 評価結果…………… 添付 2-別添 3-1

(別紙 1) 代替緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

(別紙 2) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価について

1. 代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価について

1.1 概要

設計基準事故を超える事故時の代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価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。

今回、玄海原子力発電所4号炉にて燃料集合体最高燃焼度を55,000MWd/tとする高燃焼度燃料（以下「ステップ2燃料」という。）を使用する計画としており、設計基準事故を超える事故時の代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価への影響があるものの、現設備設計において要求事項を満足することを確認した。

本別添資料では、ステップ2燃料の使用に伴う、設計基準事故を超える事故時の代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価への影響を確認した。

1.2 主な変更内容

今回の変更申請における設計基準事故を超える事故時の代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価上の主な変更内容は以下のとおりである。

(1) ステップ2燃料の使用に伴う変更

被ばく評価用ソースタームについて、玄海原子力発電所4号炉にステップ2燃料を考慮した炉心内蓄積量を設定している。

(2) 気象条件の変更

被ばく評価で使用する気象資料を2011年から2016年に変更し「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算した相対濃度及び相対線量を用いて被ばく評価を実施している。

1.3 評価結果

(1) 代替緊急時対策所

代替緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果は、実効線量で約75mSvであり、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

(2) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の対策要員の被ばく評価結果は、実効線量で15mSvであり、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

（別紙1）代替緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

（別紙2）緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価について

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉

代替緊急時対策所の居住性に係る

被ばく評価について

1. 代替緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

設計基準事故を超える事故時の代替緊急時対策所の居住性評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき、評価を行った。

（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 第76条より抜粋）

緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。

- ①想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
- ②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。
- ③交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、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。
- ④判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

代替緊急時対策所の対策要員の被ばく評価の結果、実効線量で約75mSvであり、対策要員の实効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

（1）想定する事象

想定する事象については、『東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等』とした。なお、想定する放射性物質等に関しては、審査ガイドに基づき評価を行った。

（2）大気中への放出量

大気中へ放出される放射性物質の量は、玄海原子力発電所3号炉と4号炉が同時に被災するものとし、放出時期及び放射性物質の放出割合は審査ガイドに従った。

（3）大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、2016年1月～2016年12月の1年間における気象データを使用した。

（4）建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による対策要員の实効線量は、施設の

位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接線はQADコード、スカイシャイン線はSCATTERINGコードを用いて評価した。

(5) 代替緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって、放射性物質の放出は事故発生後24時間から34時間まで継続し、事故初期の放射性物質の影響が支配的となることから7日間代替緊急時対策所に滞在するものとして実効線量を評価した。考慮している被ばく経路は、第1図に示す①～④のとおりである。

a. 代替緊急時対策所内での被ばく

(a) 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による代替緊急時対策所内での対策要員の外部被ばくは、上記(4)の方法で実効線量を評価した。

(b) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による代替緊急時対策所内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と代替緊急時対策所の建屋の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。

(c) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は、外気から代替緊急時対策所内に取り込まれる。代替緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

代替緊急時対策所内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下のa)～c)に示す換気設備及び緊急時対策の効果を検討した。なお、マスクの着用はなしとして評価した。

a) 事故時運転モード

換気設備の運転モードは、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モードである。

b) 空気ポンベによる代替緊急時対策所内の加圧

空気ポンベによる代替緊急時対策所内の加圧により、代替緊急時対策所への外気の浸入を防止する効果を考慮した。

c) フィルタを通らない空気流入量及び濃度

空気ポンベによる代替緊急時対策所内の加圧又は換気設備により外気を取り入れて代替緊急時対策所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する。

(d) 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく（経路④）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による代替緊急時対策所内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果、地表沈着効果及び代替緊急時対策所の建屋の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。

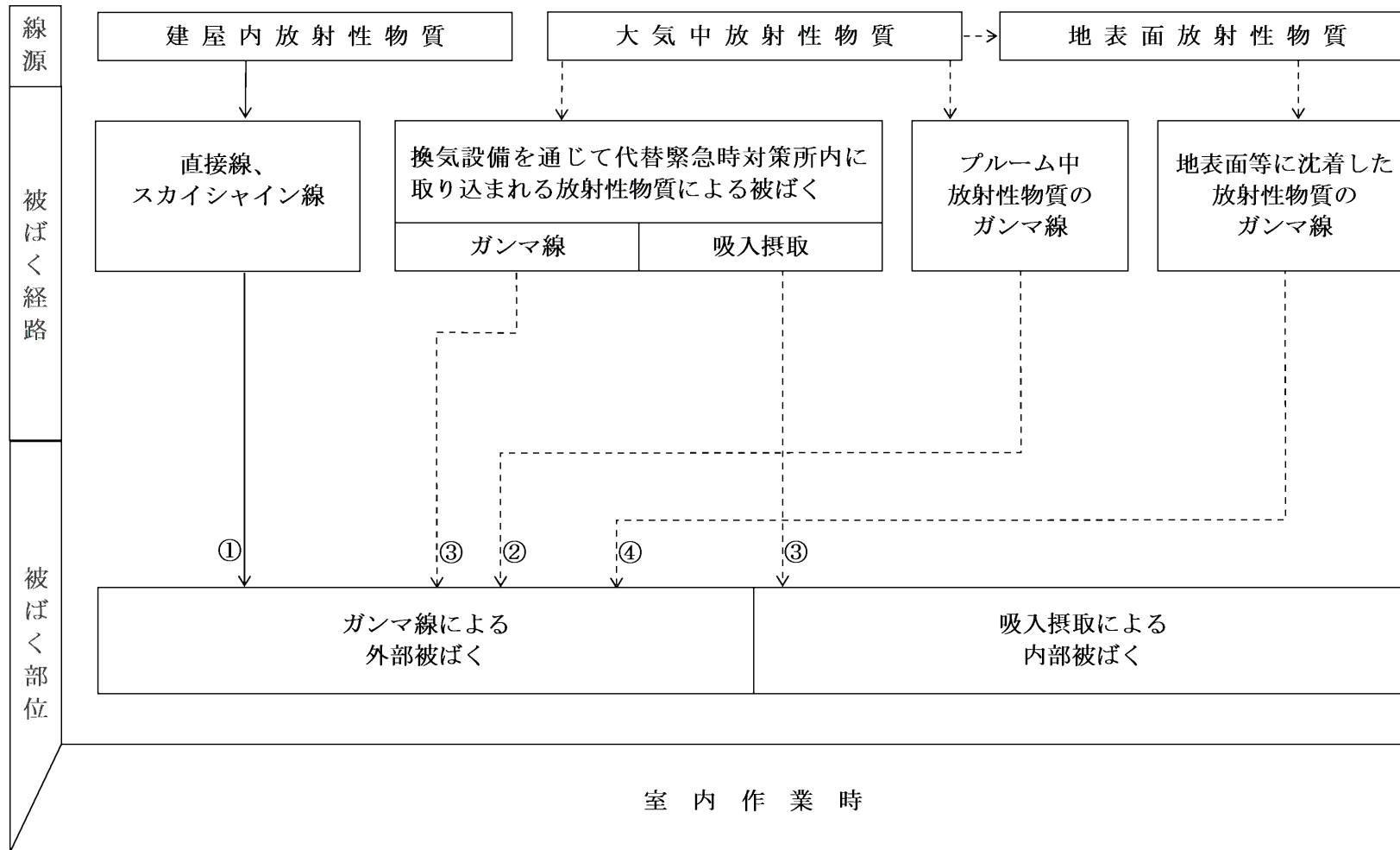
(6) 評価結果のまとめ

代替緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果は、第1表に示すとおり実効線量で約75mSvであり、評価結果は、「判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。

第1表 代替緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価結果

被ばく経路		実効線量 (mSv)	
		現行	今回
室内作業時	①原子炉格納容器及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による代替緊急時対策所内での被ばく	約 4.0×10^{-2}	約 2.9×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による代替緊急時対策所内での被ばく	約 4.5×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}
	③外気から取り込まれた放射性物質による代替緊急時対策所内での被ばく	約 2.3×10^1	約 2.8×10^1
		内部被ばく：約 2.3×10^1 外部被ばく：約 1.7×10^{-2}	内部被ばく：約 2.8×10^1 外部被ばく：約 2.1×10^{-2}
④大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による代替緊急時対策所内での被ばく	約 3.9×10^1	約 4.7×10^1	
合計 (①+②+③+④)		約 64^{*1}	約 75^{*1}

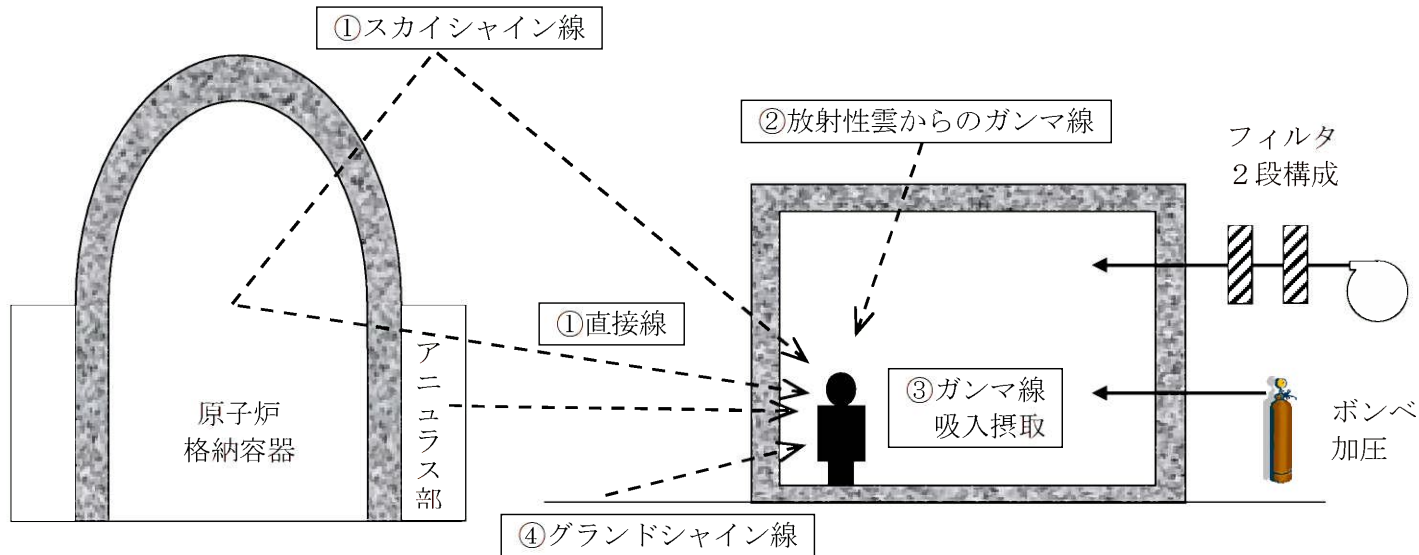
*1：有効数字2桁で切り上げた値



第1図 代替緊急時対策所の対策要員の被ばく経路

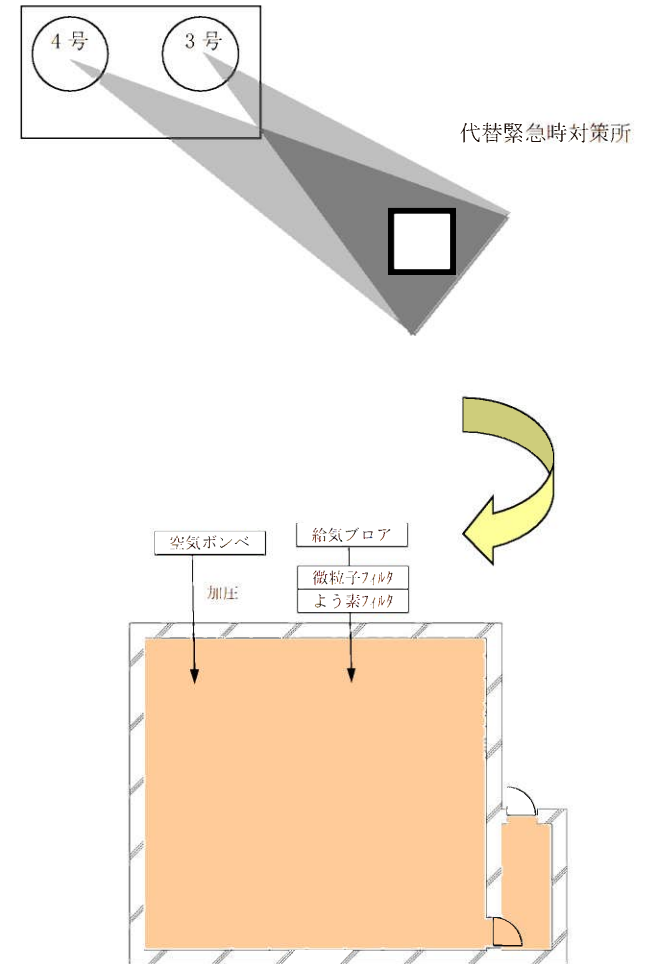
(参考1) 代替緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路イメージ

代替緊急時対策所 内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による代替緊急時対策所内での被ばく（直接線及びスカイシャイン線による外部被ばく）
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（放射性雲（プルーム）からのガンマ線による代替緊急時対策所内での外部被ばく）
	③外気から代替緊急時対策所内へ取り込まれた放射性物質による被ばく（吸入摂取による内部被ばく、代替緊急時対策所内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
	④大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による代替緊急時対策所内での被ばく（グラウンドシャイン線による外部被ばく）



(参考2) 代替緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の主要条件

		代替緊急時対策所			
放出量評価	発災プラント	3号炉、4号炉			
	ソースターム	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故並み			
大気拡散条件	放出継続時間	希ガス：1時間、その他：10時間			
	放出源高さ	地上放出			
	気象資料	2016年1～12月			
	着目方位	3号炉：2方位、4号炉：1方位			
	重ね合わせ	3号炉、4号炉それぞれ個別に評価			
	建屋巻き込み	巻き込みを考慮			
	累積出現頻度	小さい方から97%相当			
防護措置	時間	24以前	24～25	25～34	34～168
	換気設備による外気取込*	—	—	送気	送気
	空気ボンベ	—	加圧	—	—
	マスク	—	—	—	—
	要員交代、よう素剤	—	—	—	—
結果	合計線量（7日間）	約75mSv			



添付2-別添3-別紙1-6

*：除去効率（有機よう素95%、無機よう素99%、微粒子99%）（フィルタ2段構成）

2. 代替緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価条件表

第1表 大気中への放出放射エネルギー評価条件

項目	評価条件		選定理由	審査ガイド等での記載
評価事象	放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故		解釈に基づき設定	解釈 ^(注1) 1 e) ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
炉心熱出力	100% (3,411MWt) ×1.02		定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定	4.1(2)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。
原子炉運転時間	現行	最高30,000時間	【現行】 燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定 評価対象炉心は、被ばく評価において厳しいMOX燃料装荷炉心を設定 (玄海4号炉は玄海3号炉の炉心で代表)	同上
	今回	3号炉		
4号炉		最高40,000時間		
サイクル数 (バッチ数)	現行	3		
	今回	3号炉	3	
		4号炉	4	

(注1) 「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」(原子力規制委員会)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審 査 ガ イ ド 等 での 記 載
放射性物質の 大気中への 放出割合	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：97% よう素類：2.78% Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類：7.53×10 ⁻⁸ % Ce類：1.51×10 ⁻¹⁰ % La類：3.87×10 ⁻⁵ %	解釈に基づき東京電力 株式会社福島第一原子 力発電所事故と同等の 事故と仮定して設定	解釈 1 e) ① 想定する放射性物質の 放出量等は東京電力株式会社福 島第一原子力発電所事故と同等 とすること。 審査ガイド 4.4(1)a. 事故直前の炉心内蔵量 に対する放射性物質の大気中へ の放出割合は、原子炉格納容器 が破損したと考えられる福島第 一原子力発電所事故並みを想定 する。 希ガス類：97% よう素類：2.78% (CsI：95%、無機よう素： 4.85%、有機よう素：0.15%) (NUREG-1465を参考に設定) Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類：7.53×10 ⁻⁸ % Ce類：1.51×10 ⁻¹⁰ % La類：3.87×10 ⁻⁵ %
よう素の形態	粒子状よう素：95% 無機よう素：4.85% 有機よう素：0.15%	NUREG-1465 ^(注2) を参 考に設定	
放出開始時刻	24時間後	解釈に基づき東京電力 株式会社福島第一原子 力発電所事故と同等の 事故と仮定して設定	解釈 1 e) ① 想定する放射性物質の 放出量等は東京電力株式会社福 島第一原子力発電所事故と同等 とすること。 審査ガイド 4.4(4)a. 放射性物質の大気への 放出開始時刻は、事故（原子炉 スクラム）発生24時間後と仮定 する。（福島第一原子力発電所 事故で最初に放出した1号炉の 放出開始時刻を参考に設定）
放出継続時間	希ガス：1時間 その他：10時間	解釈に基づき東京電力 株式会社福島第一原子 力発電所事故と同等の 事故と仮定して設定 短時間で放出する気体 の希ガスと、よう素及 びその他核種の放出挙 動の違いを考慮	解釈 1 e) ① 想定する放射性物質の 放出量等は東京電力株式会社福 島第一原子力発電所事故と同等 とすること。 審査ガイド 4.4(4)a. 放射性物質の大気中へ の放出継続時間は、保守的な結 果となるように10時間と仮定す る。（福島第一原子力発電所2号 炉の放出継続時間を参考に設 定）
事故の評価期間	7日	解釈に基づき設定	解釈 1 e) ④ 判断基準は、対策要 員の実効線量が7日間で100mSv を超えないこと。

(注2) 米国 NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

第2表 炉心内蓄積量

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)		
	現行	今回	
	3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
希ガス類	約 3.9×10^{19}	約 3.9×10^{19}	約 4.0×10^{19}
よう素類	約 4.0×10^{19}	約 4.0×10^{19}	約 4.0×10^{19}
Cs類	約 1.5×10^{19}	約 1.5×10^{19}	約 1.7×10^{19}
Te類	約 2.5×10^{19}	約 2.5×10^{19}	約 2.5×10^{19}
Ba類	約 2.3×10^{19}	約 2.3×10^{19}	約 2.5×10^{19}
Ru類	約 4.7×10^{19}	約 4.7×10^{19}	約 4.5×10^{19}
Ce類	約 8.5×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 8.6×10^{19}
La類	約 8.5×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 8.8×10^{19}

第3表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（事故後7日間積算）（gross値）

核種グループ	放出放射エネルギー (Bq)		
	現行	今回	
	3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
希ガス類	約 8.7×10^{18}	約 8.7×10^{18}	約 8.7×10^{18}
よう素類	約 3.1×10^{17}	約 3.1×10^{17}	約 3.1×10^{17}
Cs類	約 2.3×10^{16}	約 2.3×10^{16}	約 2.9×10^{16}
Te類	約 7.9×10^{16}	約 7.9×10^{16}	約 7.8×10^{16}
Ba類	約 2.5×10^{15}	約 2.5×10^{15}	約 2.7×10^{15}
Ru類	約 2.1×10^{10}	約 2.1×10^{10}	約 2.0×10^{10}
Ce類	約 9.6×10^{13}	約 9.6×10^{13}	約 9.7×10^{13}
La類	約 1.7×10^{13}	約 1.7×10^{13}	約 1.7×10^{13}

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 ^(注1) 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き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		
	今回 2016.1~2016.12		
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代替緊急時対策所への最近接点	<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）は加圧用ポンペ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。原子炉格納容器から代替緊急時対策所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、代替緊急時対策所表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一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>

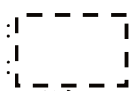
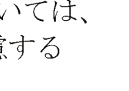
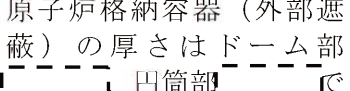
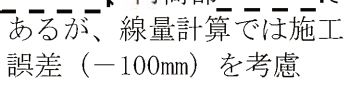
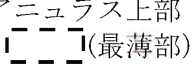
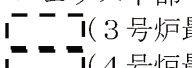
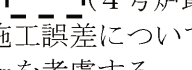
項目	評価条件	設定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	3号炉は2方位、 4号炉は1方位	建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下のi)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定 i) 放出点が評価点の風上にあること ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること	4.2(2)a. 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、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 ²	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 χ/Q (s/m ³)			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
代替緊急時 対策所	約 2.4×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}	約 7.8×10^{-5}	約 1.7×10^{-18}	約 1.3×10^{-18}	約 5.2×10^{-19}

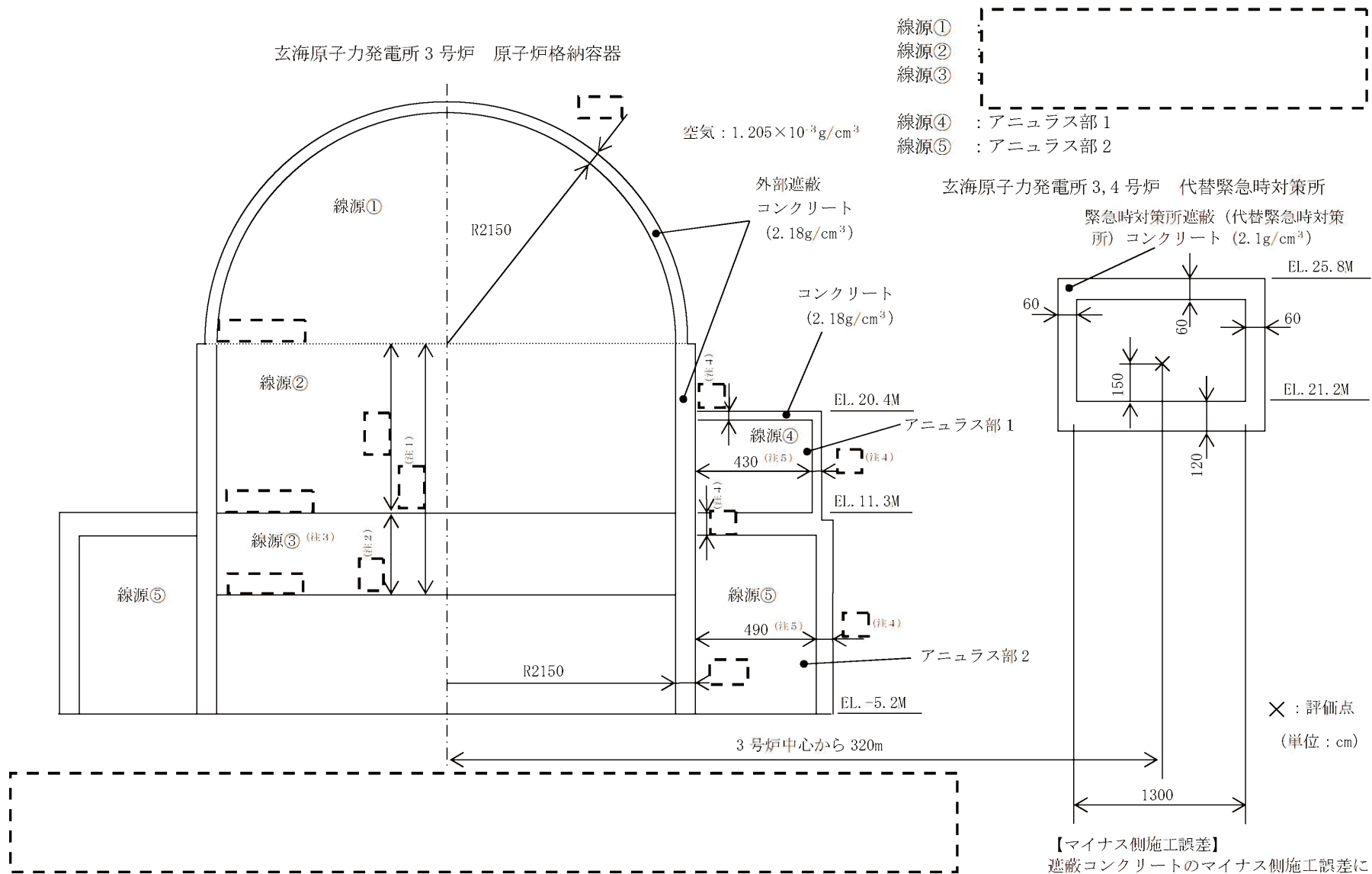
* 1 : 玄海原子力発電所3号炉及び4号炉同時被災時の χ/Q 、D/Qの重ね合わせ結果

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* *代替緊急時対策所の評価では、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	PCCVドーム部 :  PCCV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 :  (最薄部) 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（代替緊急時対策所）厚さ	壁 : 600mm 天井 : 600mm 床 : 1200mm 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。

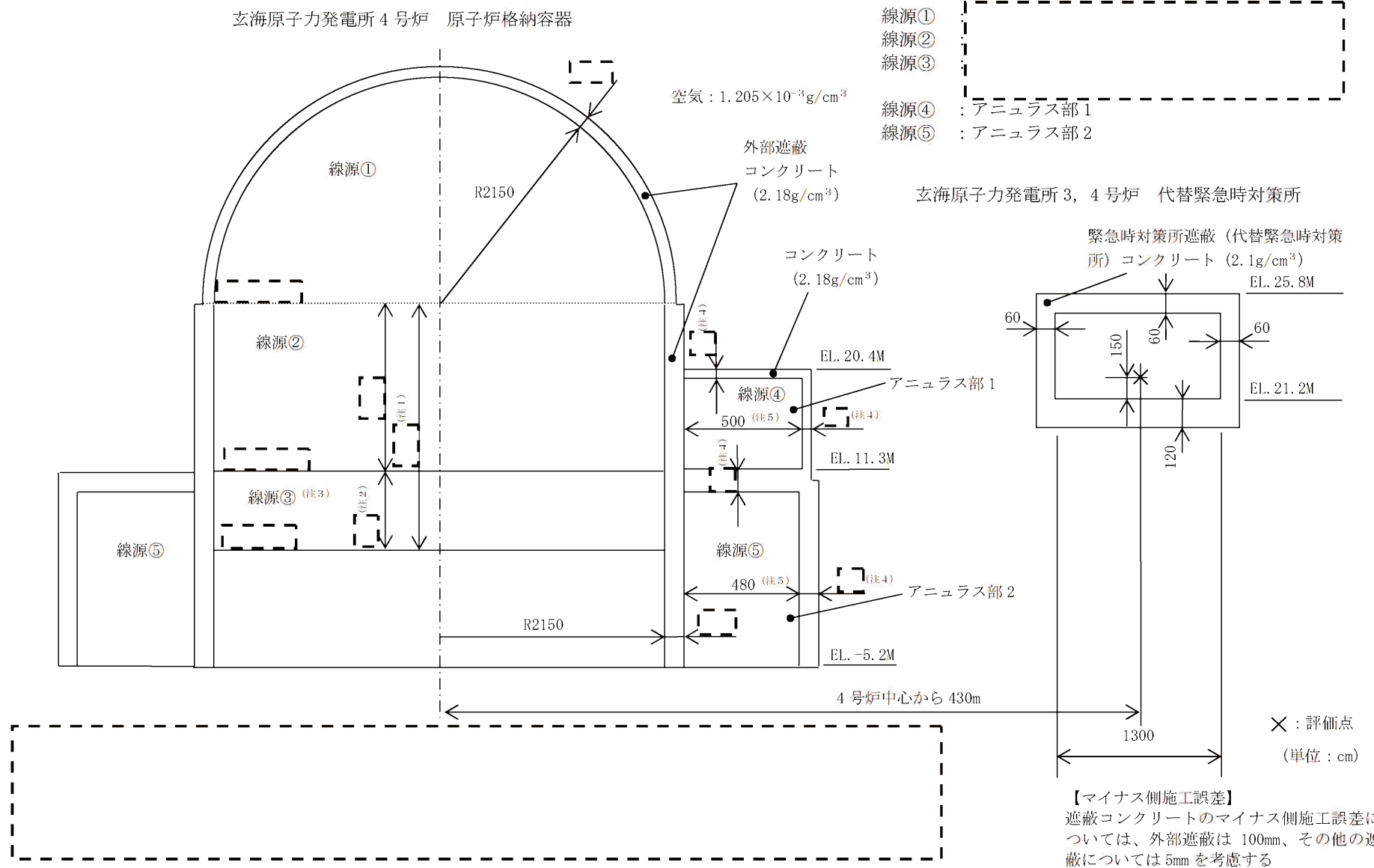
項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QADコード (QAD-CGGP2R Ver. 1.04) スカイシャイン線量評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver. 90m)	QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮へい解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる 計算に必要な主な条件は、線源条件、遮へい体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である QAD及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使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

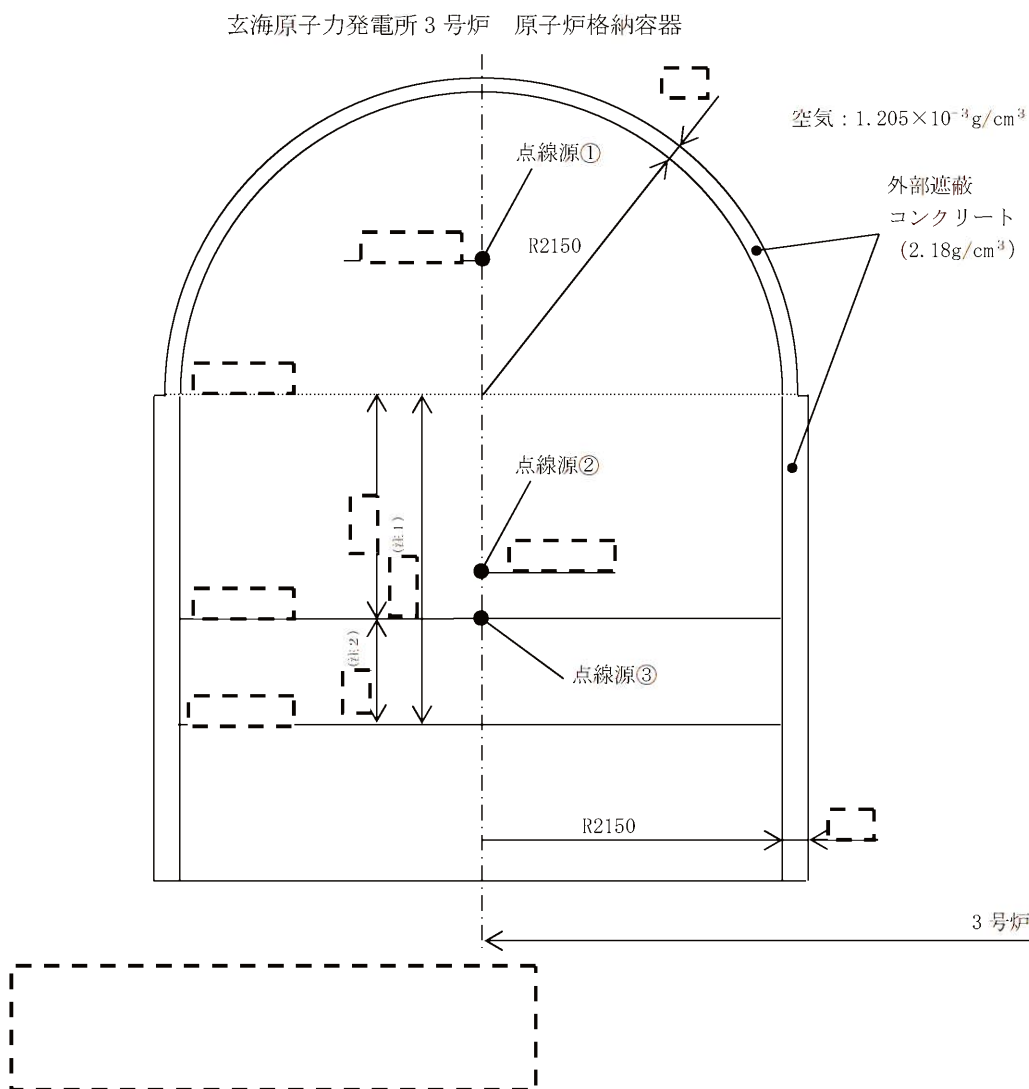
〔 〕 : 防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。

【マイナス側施工誤差】
 遮蔽コンクリートのマイナス側施工誤差については、外部遮蔽は 100mm、その他の遮蔽については 5mm を考慮する



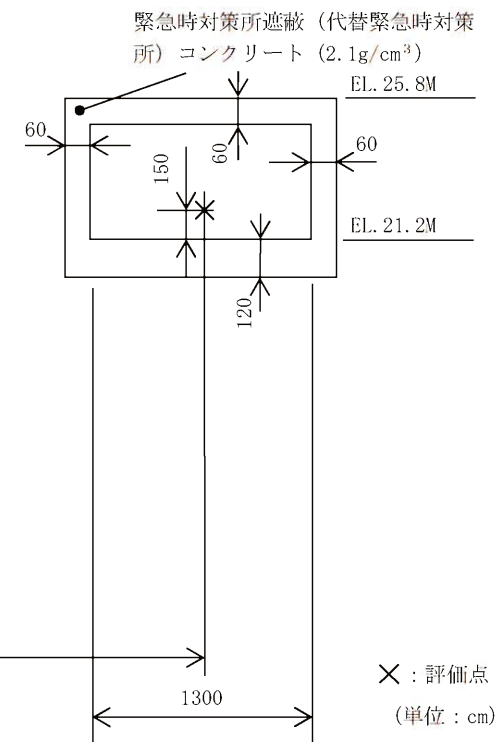
第 1 図(2/2) 直接線量の計算モデル

☐ : 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。



(注) アンユラス部からのスカイシャイン線量は、直接線量で代表されるため、アンユラスは本モデル図に記載しない。

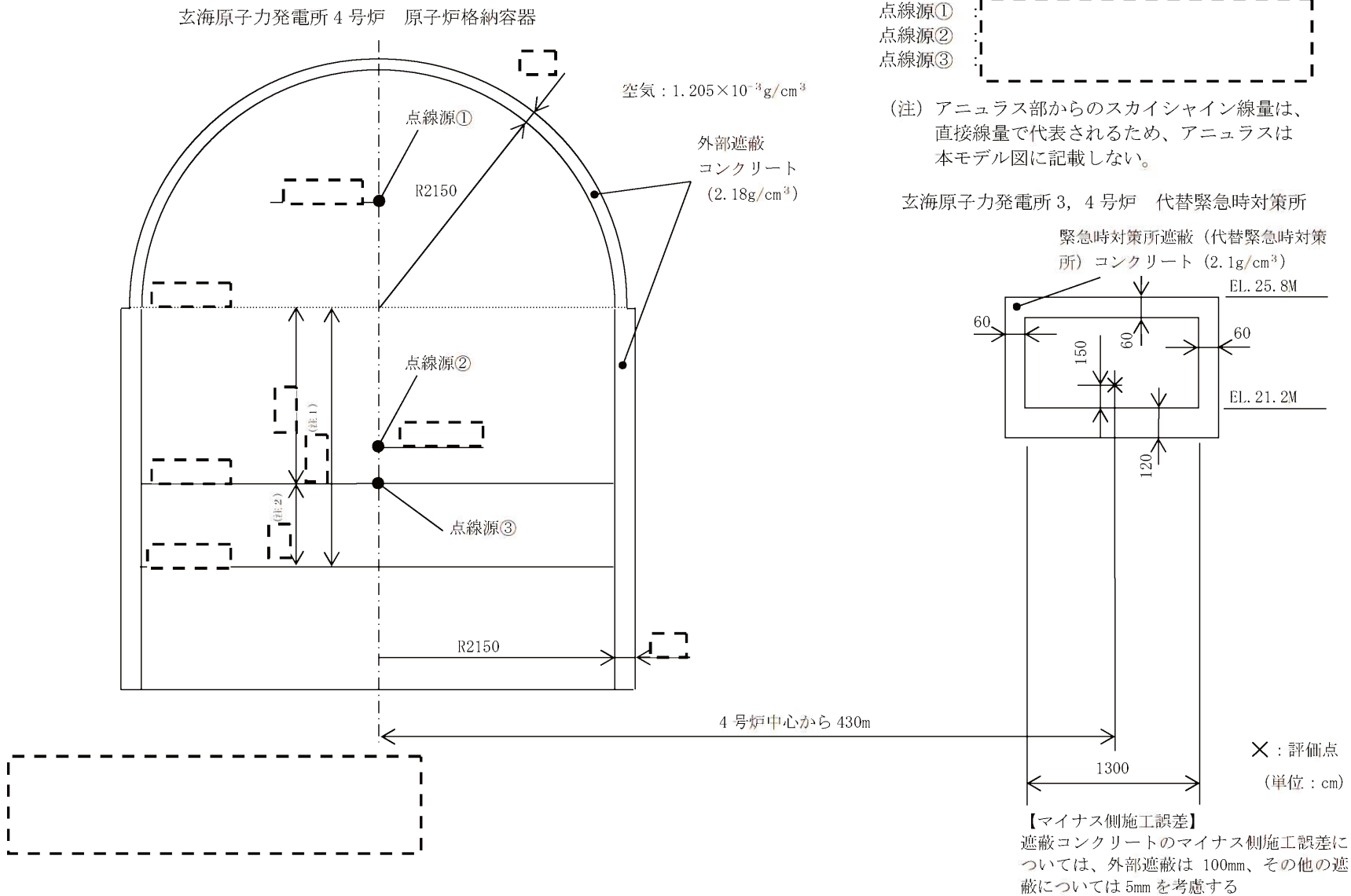
玄海原子力発電所 3, 4号炉 代替緊急時対策所



【マイナス側施工誤差】
遮蔽コンクリートのマイナス側施工誤差については、外部遮蔽は 100mm、その他の遮蔽については 5mm を考慮する

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	$E \leq 0.1$	2.2×10^{23}	2.2×10^{23}	2.2×10^{23}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	2.1×10^{22}	2.1×10^{22}	2.1×10^{22}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	2.4×10^{23}	2.4×10^{23}	2.4×10^{23}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	4.2×10^{23}	4.2×10^{23}	4.1×10^{23}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.8×10^{24}	1.8×10^{24}	1.9×10^{24}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.7×10^{24}	1.7×10^{24}	1.8×10^{24}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	6.3×10^{23}	6.3×10^{23}	6.4×10^{23}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.5×10^{23}	1.5×10^{23}	1.5×10^{23}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	9.3×10^{22}	9.3×10^{22}	9.7×10^{22}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	7.4×10^{21}	7.4×10^{21}	7.9×10^{21}
3.5	$3 < E \leq 4$	7.4×10^{20}	7.4×10^{20}	8.1×10^{20}
5	$4 < E \leq 6$	1.3×10^{20}	1.3×10^{20}	1.5×10^{20}
7	$6 < E \leq 8$	3.1×10^{13}	3.1×10^{13}	1.0×10^{13}
9.5	$8 < E$	4.8×10^{12}	4.8×10^{12}	1.6×10^{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	$E \leq 0.1$	2.5×10^{19}	2.5×10^{19}	2.5×10^{19}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	3.0×10^{17}	3.0×10^{17}	3.0×10^{17}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	1.4×10^{19}	1.4×10^{19}	1.3×10^{19}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	3.3×10^{18}	3.3×10^{18}	3.3×10^{18}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.5×10^{19}	1.5×10^{19}	1.5×10^{19}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.2×10^{19}	1.2×10^{19}	1.2×10^{19}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	5.4×10^{18}	5.4×10^{18}	5.5×10^{18}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	2.0×10^{18}	2.0×10^{18}	2.1×10^{18}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	3.9×10^{18}	3.9×10^{18}	4.3×10^{18}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	2.6×10^{17}	2.6×10^{17}	2.9×10^{17}
3.5	$3 < E \leq 4$	2.8×10^{16}	2.8×10^{16}	3.1×10^{16}
5	$4 < E \leq 6$	5.2×10^{15}	5.2×10^{15}	5.9×10^{15}
7	$6 < E \leq 8$	1.3×10^8	1.3×10^8	4.3×10^7
9.5	$8 < E$	2.0×10^7	2.0×10^7	6.6×10^6

第8表 代替緊急時対策所換気設備条件

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、代替緊急時対策所内をボンベ加圧し、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	考慮	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）
代替緊急時対策所バウンダリ体積（容積）	800m ³	換気設備の処理対象となる区画の体積（約728m ³ ）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	800m ³	同上	同上
代替緊急時対策所空気浄化ファン流量	24～25時間 ：0 m ³ /min 25～34時間 ：25 m ³ /min 34～168時間 ：17 m ³ /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
代替緊急時対策所の空気流入率	0回/h	空気ポンプによる代替緊急時対策所内の加圧又は換気設備により外気を取り入れて代替緊急時対策所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する。	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 : $2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ I-132 : $3.1 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ I-133 : $4.0 \times 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ I-134 : $1.5 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ I-135 : $9.2 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ 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(注1)に基づく	—
地表への沈着速度	1.2 cm/s	線量目標値評価指針(注2)を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3 cm/s)の4倍を設定(乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol. 2(注3)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。
緊急時対策所遮蔽(代替緊急時対策所)厚さ	壁 : 600mm (一部600mmの追加遮蔽あり) 天井 : 600mm 床 : 1,200mm 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。

(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”

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の

居住性に係る被ばく評価について

1. 緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価について

設計基準事故を超える事故時の緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき、評価を行った。

（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 第76条より抜粋）

緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。

- ①想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
- ②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。
- ③交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、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。
- ④判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の対策要員の被ばく評価の結果、実効線量で15mSvであり、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

（1）想定する事象

想定する事象については、『東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等』とした。なお、想定する放射性物質等に関しては、審査ガイドに基づき評価を行った。

（2）大気中への放出量

大気中へ放出される放射性物質の量は、玄海原子力発電所3号炉と4号炉が同時に被災するものとし、放出時期及び放射性物質の放出割合は審査ガイドに従った。

（3）大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、2016年1月～2016年12月の1年間における気象データを使用した。

（4）建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による対策要員の実効線量は、施設の

位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接線はQADコード、スカイシャイン線はSCATTERINGコードを用いて評価した。

(5) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって、放射性物質の放出は事故発生後24時間から34時間まで継続し、事故初期の放射性物質の影響が支配的となることから7日間緊急時対策所（緊急時対策棟内）に滞在するものとして実効線量を評価した。考慮している被ばく経路は、第1図に示す①～④のとおりである。

a. 緊急時対策所（緊急時対策棟内）内での被ばく

(a) 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による緊急時対策所（緊急時対策棟内）内での対策要員の外部被ばくは、上記(4)の方法で実効線量を評価した。

(b) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所（緊急時対策棟内）内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と緊急時対策所（緊急時対策棟内）の建屋の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえる。また、緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外のエリア内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による対策要員の実効線量を評価した。

(c) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は、外気から緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に取り込まれる。緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下のa)～c)に示す換気設備及び緊急時対策の効果を検討した。なお、マスクの着用はなしとし、緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外のエリア内の放射性物質濃度については外気と同じ濃度として評価した。

a) 事故時運転

換気設備は、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ことができる。

b) 空気ポンベによる緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の加圧

空気ポンベによる緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の加圧により、緊急時対策所（緊急時対策棟内）への外気の浸入を防止する効果を考慮した。

c) フィルタを通らない空気流入量及び濃度

空気ポンベ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する。

(d) 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく（経路④）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所（緊急時対策棟内）内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果、地表沈着効果及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の建屋の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。

なお、緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外のエリア内に取り込まれ、床面に沈着した放射性物質からのガンマ線による影響も評価した。

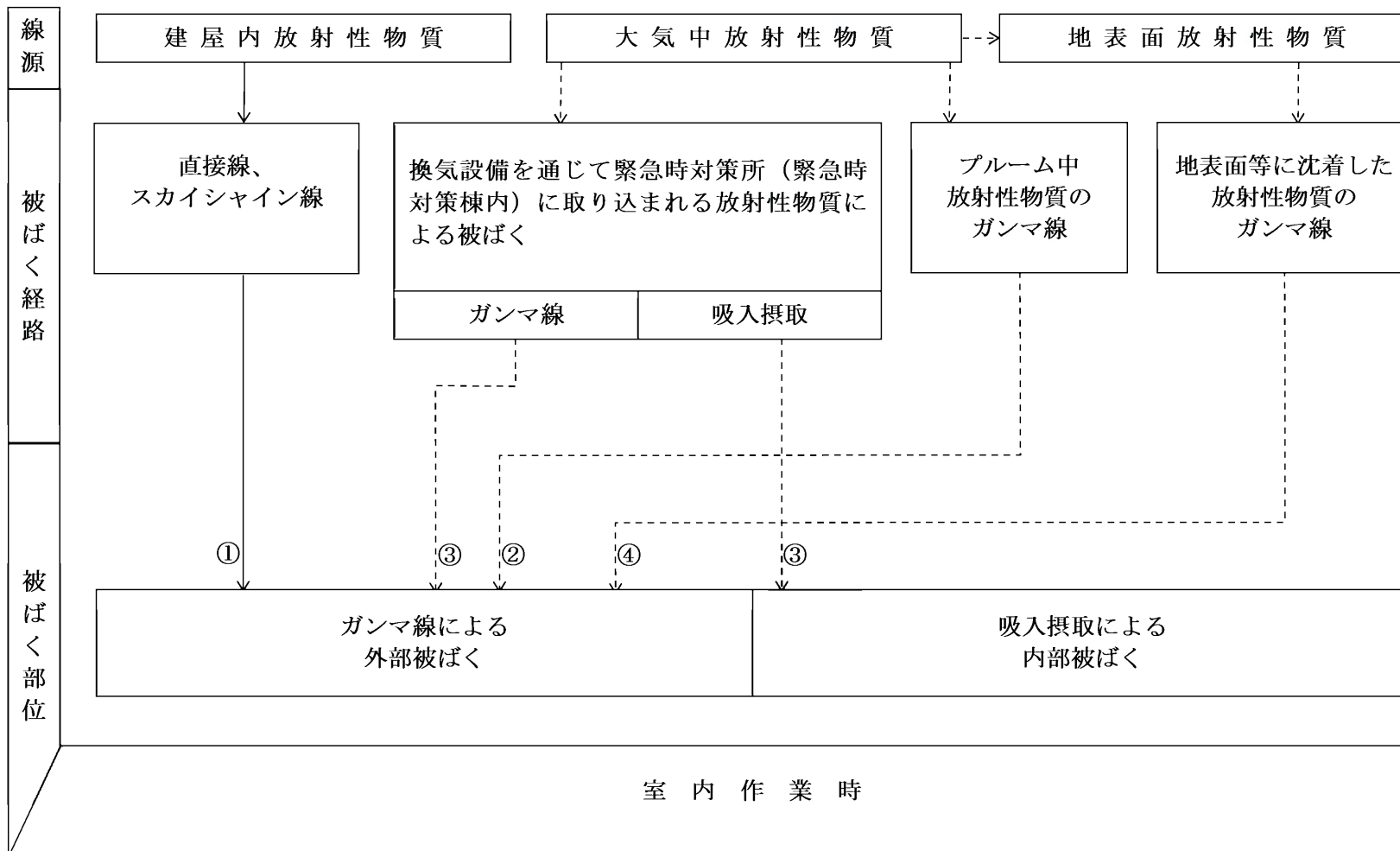
(6) 評価結果のまとめ

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の対策要員の被ばく評価結果は、第1表に示すとおり実効線量で15mSvであり、評価結果は、「判断基準は、対策要員の实効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。

第1表 緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価結果

被ばく経路		実効線量 (mSv)	
		現行	今回
室内作業時	①原子炉格納容器及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所（緊急時対策棟内）内での被ばく	約 4.4×10^{-5}	約 4.3×10^{-5}
	②大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所（緊急時対策棟内）内での被ばく	約 1.7×10^{-1}	約 9.7×10^{-2}
	③外気から取り込まれた放射性物質による緊急時対策所（緊急時対策棟内）内での被ばく	約 2.0×10^1	約 1.1×10^1
		内部被ばく：約 2.0×10^1 外部被ばく：約 2.5×10^{-2}	内部被ばく：約 1.1×10^1 外部被ばく：約 1.4×10^{-2}
④大気中へ放出され地表面等に沈着した放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所（緊急時対策棟内）内での被ばく	約 4.6×10^0	約 2.6×10^0	
合計（①+②+③+④）		約 25^{*1}	約 15^{*1}

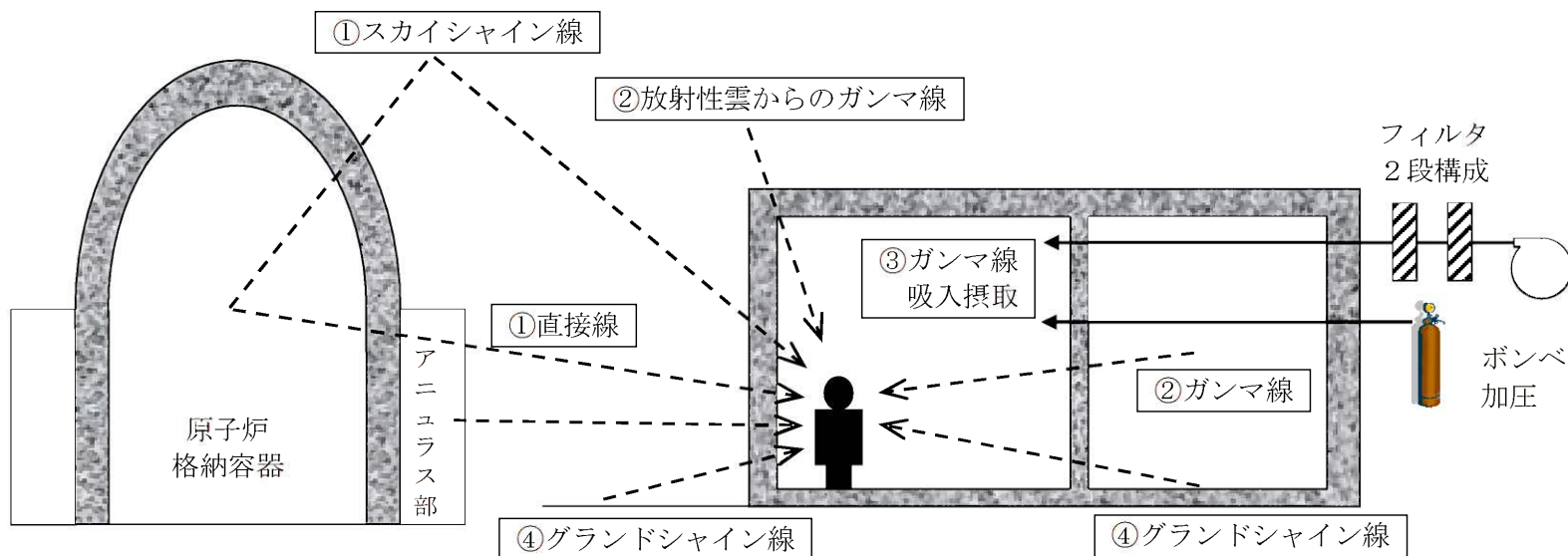
* 1：有効数字2桁で切り上げた値



第1図 緊急時対策所（緊急時対策棟内）の対策要員の被ばく経路

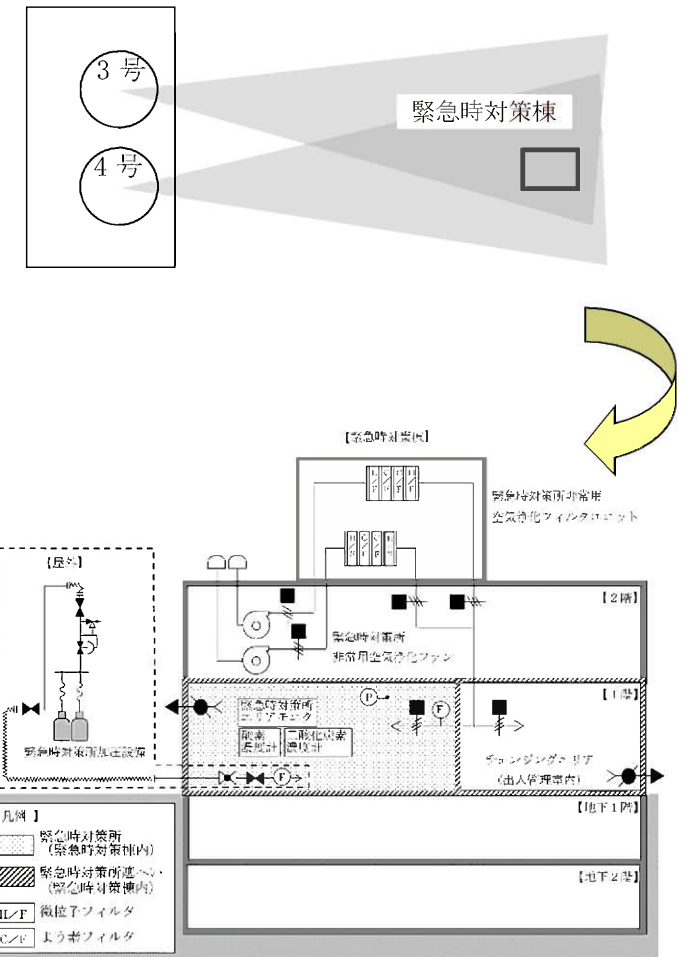
(参考1) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る経路イメージ

緊急時対策所（緊急時対策棟内）内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による緊急時対策所（緊急時対策棟内）内での被ばく（直接線及びスカイシャイン線による外部被ばく）
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（放射性雲（プルーム）からのガンマ線による緊急時対策所（緊急時対策棟内）内での被ばく、緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外のエリア内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
	③外気から緊急時対策所（緊急時対策棟内）内へ取り込まれた放射性物質による被ばく（吸入摂取による内部被ばく、緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
	④大気中へ放出され地表面等に沈着した放射性物質のガンマ線による緊急時対策所（緊急時対策棟内）内での被ばく（グラウンドシャイン線による外部被ばく、緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外のエリア内床面に沈着した放射性物質による外部被ばく）



(参考2) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価の主要条件

		緊急時対策所（緊急時対策棟内）			
放出量評価	発災プラント	3号炉、4号炉			
	ソースターム	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故並み			
大気拡散条件	放出継続時間	希ガス：1時間、その他：10時間			
	放出源高さ	地上放出			
	気象	2016年1～12月			
	着目方位	3号炉：1方位、4号炉：1方位			
	重ね合わせ	3号炉、4号炉それぞれ個別に評価			
	建屋巻き込み	巻き込みを考慮			
	累積出現頻度	小さい方から97%相当			
	防護措置	時間	24以前	24～25	25～34
換気設備による外気取込*		—	—	送気	送気
空気ボンベ		—	加圧	—	—
マスク		—	—	—	—
要員交代、よう素剤		—	—	—	—
結果	合計線量（7日間）	約15mSv			



*：除去効率（有機よう素95%、無機よう素99%、微粒子99%）（フィルタ2段構成）

2. 緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価条件表

第1表 大気中への放出放射エネルギー評価条件

項目	評価条件		選定理由	審査ガイド等での記載
評価事象	放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故		解釈に基づき設定	解釈 ^(注1) 1 e) ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
炉心熱出力	100% (3,411MWt) ×1.02		定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定	4.1(2)a. 緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。
原子炉運転時間	現行	最高30,000時間	【現行】 燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定 評価対象炉心は、被ばく評価において厳しいMOX燃料装荷炉心を設定 (玄海4号炉は玄海3号炉の炉心で代表)	同上
	今回	3号炉		
4号炉		最高40,000時間		
サイクル数 (バッチ数)	現行	3		
	今回	3号炉	3	
4号炉		4	【今回】 3号炉：燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定 4号炉：燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	

(注1) 「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」(原子力規制委員会)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイド等での記載
放射性物質の大気中への放出割合	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：97% よう素類：2.78% Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類：7.53×10 ⁻⁸ % Ce類：1.51×10 ⁻⁴ % La類：3.87×10 ⁻⁵ %	解釈に基づき東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等の事故と仮定して設定	解釈 1 e) ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 審査ガイド 4.4(1)a. 事故直前の炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、原子炉格納容器が破損したと考えられる福島第一原子力発電所事故並みを想定する。 希ガス類：97% よう素類：2.78% (CsI：95%、無機よう素：4.85%、有機よう素：0.15%) (NUREG-1465を参考に設定) Cs類：2.13% Te類：1.47% Ba類：0.0264% Ru類：7.53×10 ⁻⁸ % Ce類：1.51×10 ⁻⁴ % La類：3.87×10 ⁻⁵ %
よう素の形態	粒子状よう素：95% 無機よう素：4.85% 有機よう素：0.15%	NUREG-1465 (注2) を参考に設定	
放出開始時刻	24時間後	解釈に基づき東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等の事故と仮定して設定	解釈 1 e) ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 審査ガイド 4.4(4)a. 放射性物質の大気への放出開始時刻は、事故（原子炉スクラム）発生24時間後と仮定する。（福島第一原子力発電所事故で最初に放出した1号炉の放出開始時刻を参考に設定）
放出継続時間	希ガス：1時間 その他：10時間	解釈に基づき東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等の事故と仮定して設定 短時間で放出する気体の希ガスと、よう素及びその他核種の放出挙動の違いを考慮	解釈 1 e) ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 審査ガイド 4.4(4)a. 放射性物質の大気中への放出継続時間は、保守的な結果となるように10時間と仮定する。（福島第一原子力発電所2号炉の放出継続時間を参考に設定）
事故の評価期間	7日	解釈に基づき設定	解釈 1 e) ④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

(注2) 米国 NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

第2表 炉心内蓄積量

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)		
	現行	今回	
	3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
希ガス類	約 3.9×10^{19}	約 3.9×10^{19}	約 4.0×10^{19}
よう素類	約 4.0×10^{19}	約 4.0×10^{19}	約 4.0×10^{19}
Cs類	約 1.5×10^{19}	約 1.5×10^{19}	約 1.7×10^{19}
Te類	約 2.5×10^{19}	約 2.5×10^{19}	約 2.5×10^{19}
Ba類	約 2.3×10^{19}	約 2.3×10^{19}	約 2.5×10^{19}
Ru類	約 4.7×10^{19}	約 4.7×10^{19}	約 4.5×10^{19}
Ce類	約 8.5×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 8.6×10^{19}
La類	約 8.5×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 8.8×10^{19}

第3表 大気中への放出放射エネルギー評価結果（事故後7日間積算）（gross値）

核種グループ	放出放射エネルギー (Bq)		
	現行	今回	
	3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
希ガス類	約 8.7×10^{18}	約 8.7×10^{18}	約 8.7×10^{18}
よう素類	約 3.1×10^{17}	約 3.1×10^{17}	約 3.1×10^{17}
Cs類	約 2.3×10^{16}	約 2.3×10^{16}	約 2.9×10^{16}
Te類	約 7.9×10^{16}	約 7.9×10^{16}	約 7.8×10^{16}
Ba類	約 2.5×10^{15}	約 2.5×10^{15}	約 2.7×10^{15}
Ru類	約 2.1×10^{10}	約 2.1×10^{10}	約 2.0×10^{10}
Ce類	約 9.6×10^{13}	約 9.6×10^{13}	約 9.7×10^{13}
La類	約 1.7×10^{13}	約 1.7×10^{13}	約 1.7×10^{13}

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 ^(注1) 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>


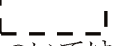
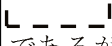
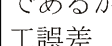
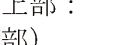
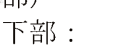
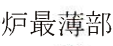
項目	評価条件	設定理由	審査ガイドでの記載
着目方位	3号炉、4号炉ともに 1方位	建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下のi)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定 i) 放出点が評価点の風上にあること ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること	4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、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 ²	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 χ/Q (s/m ³)			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 2.0×10^{-1}	約 5.5×10^{-5}	約 5.7×10^{-5}	約 1.5×10^{-18}	約 5.8×10^{-19}	約 5.8×10^{-19}

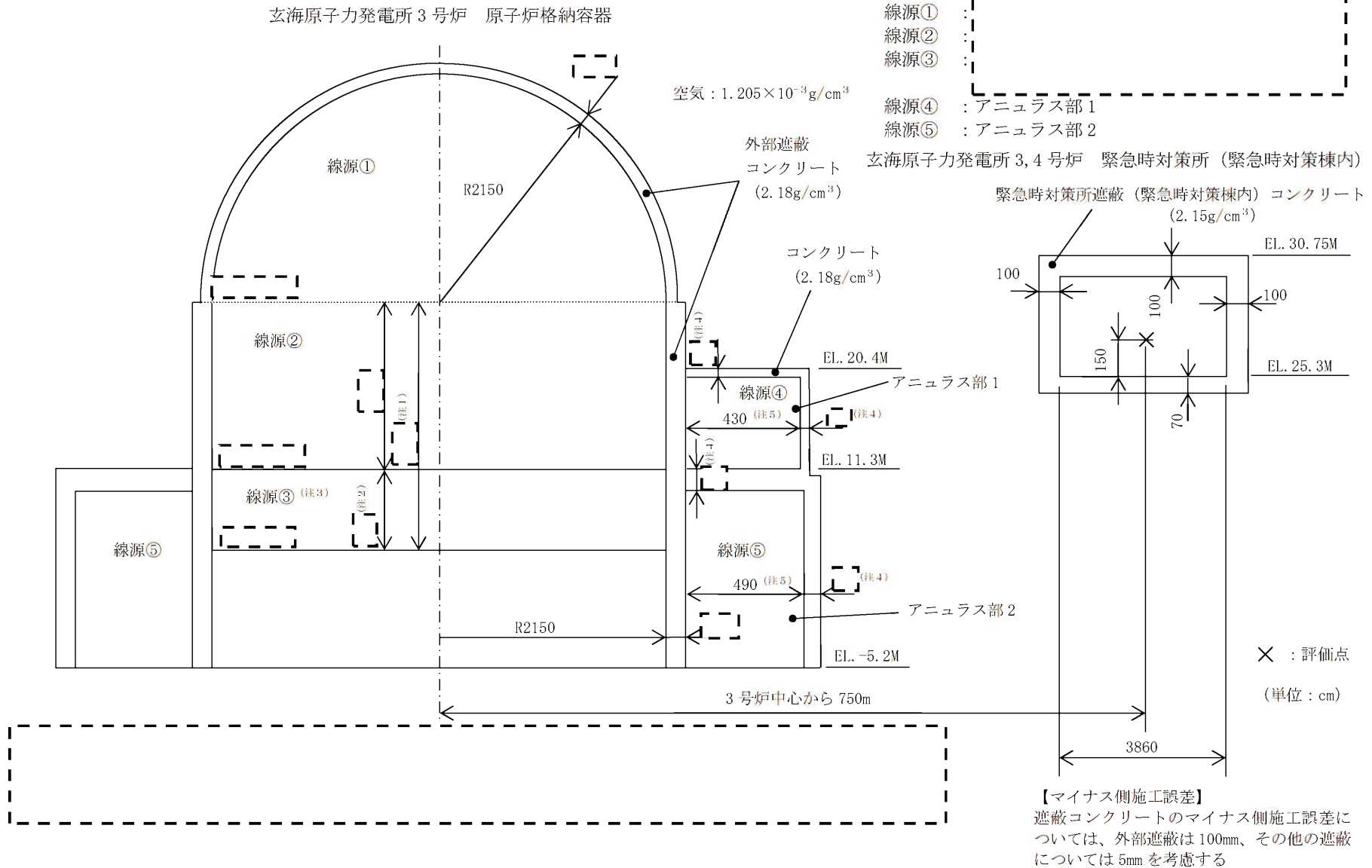
*1：玄海原子力発電所3号炉及び4号炉同時被災時の χ/Q 、D/Qの重ね合わせ結果

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

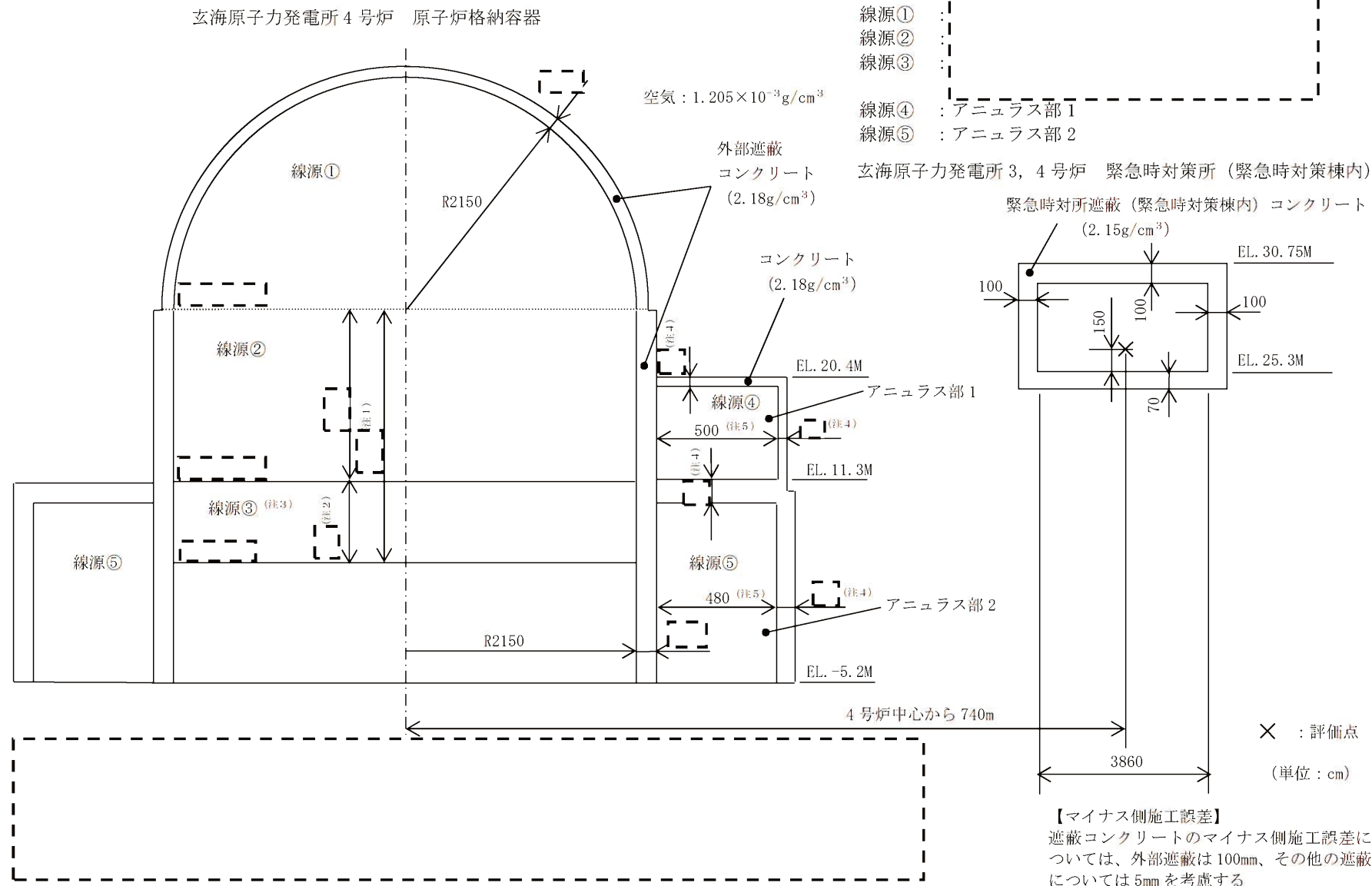
：防護上の観点から公開できません。

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。



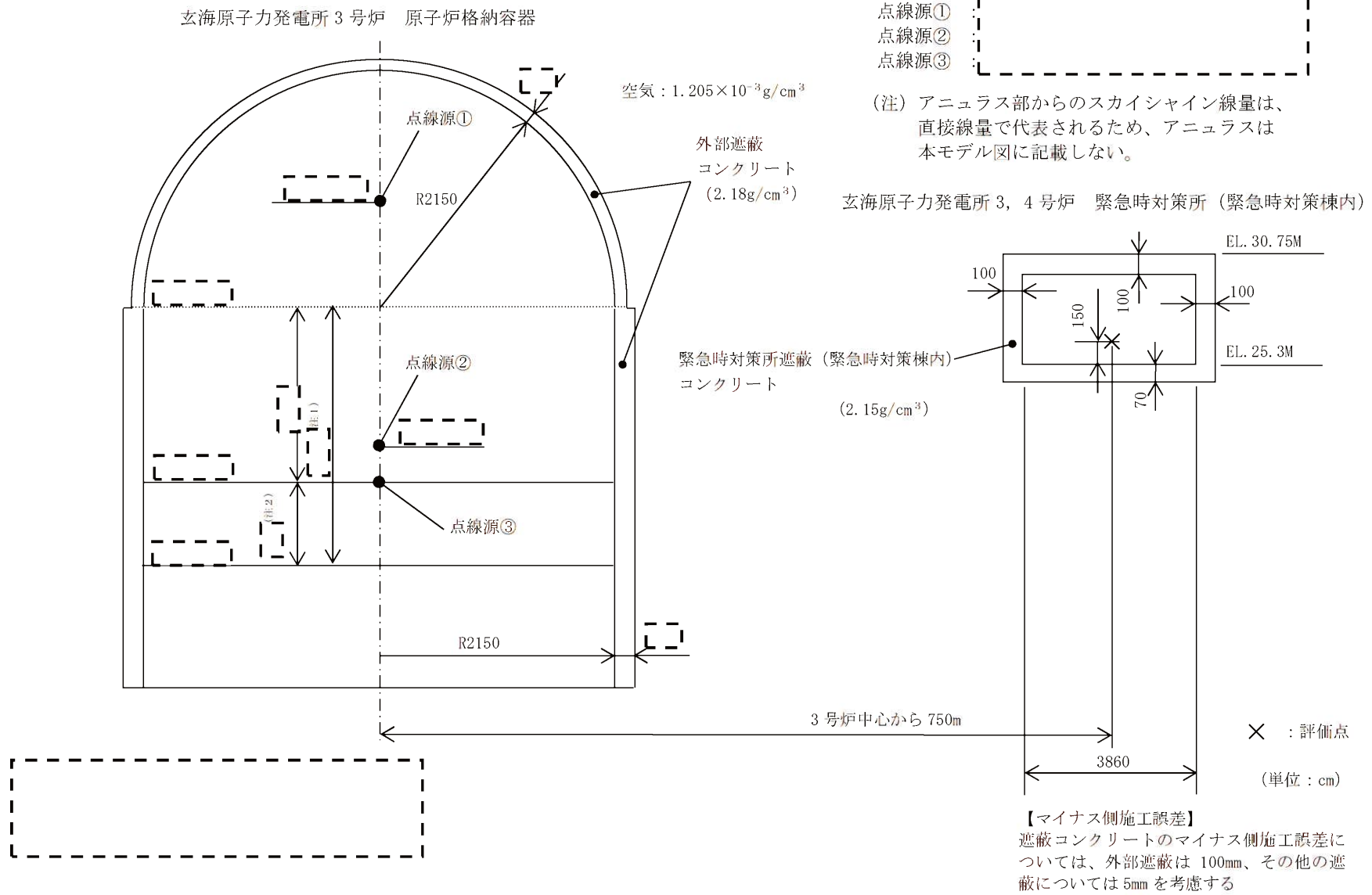
第1図(1/2) 直接線量の計算モデル

--- : 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。



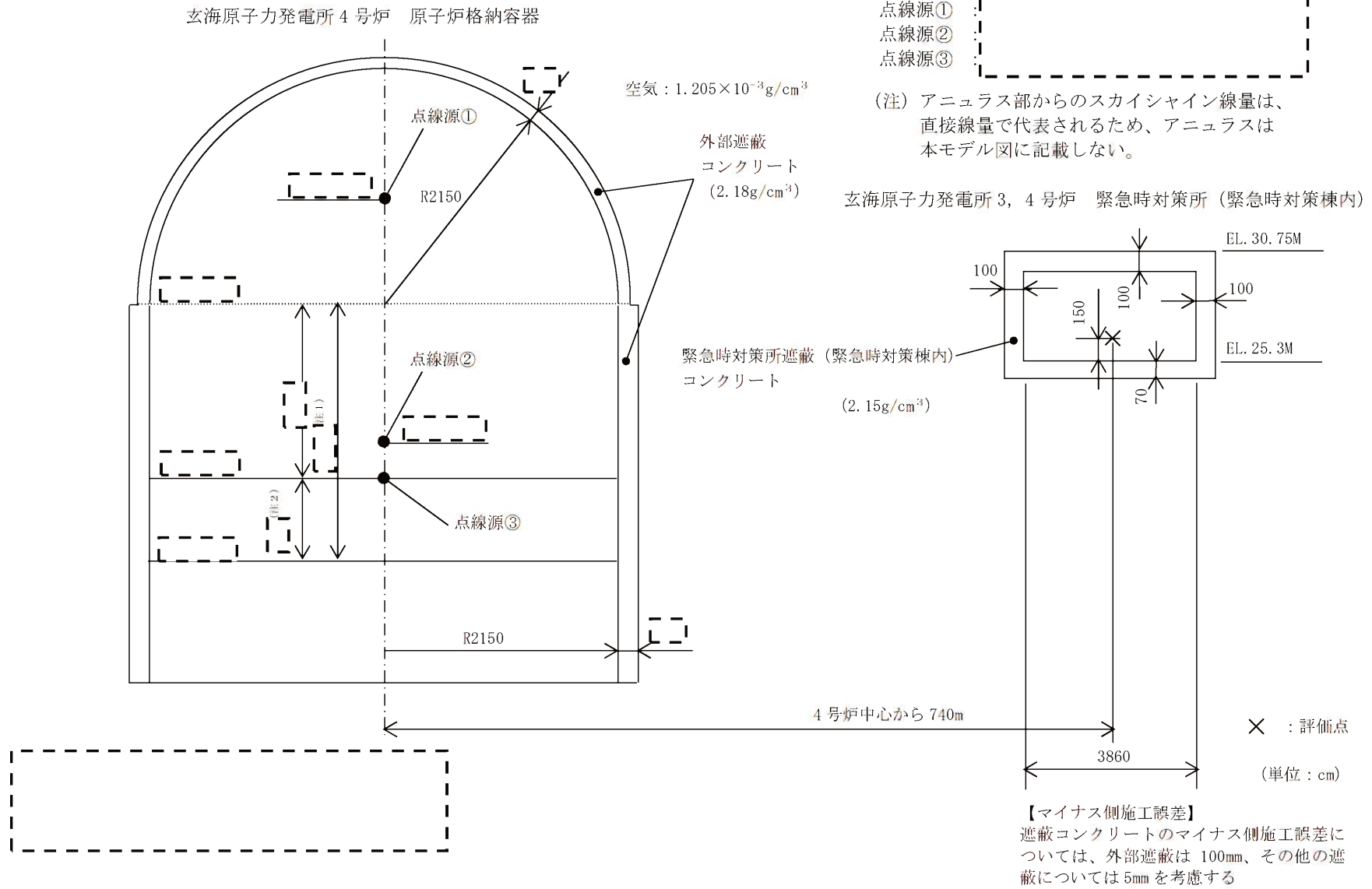
第 1 図(2/2) 直接線量の計算モデル

--- : 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	$E \leq 0.1$	2.2×10^{23}	2.2×10^{23}	2.2×10^{23}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	2.1×10^{22}	2.1×10^{22}	2.1×10^{22}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	2.4×10^{23}	2.4×10^{23}	2.4×10^{23}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	4.2×10^{23}	4.2×10^{23}	4.1×10^{23}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.8×10^{24}	1.8×10^{24}	1.9×10^{24}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.7×10^{24}	1.7×10^{24}	1.8×10^{24}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	6.3×10^{23}	6.3×10^{23}	6.4×10^{23}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.5×10^{23}	1.5×10^{23}	1.5×10^{23}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	9.3×10^{22}	9.3×10^{22}	9.7×10^{22}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	7.4×10^{21}	7.4×10^{21}	7.9×10^{21}
3.5	$3 < E \leq 4$	7.4×10^{20}	7.4×10^{20}	8.1×10^{20}
5	$4 < E \leq 6$	1.3×10^{20}	1.3×10^{20}	1.5×10^{20}
7	$6 < E \leq 8$	3.1×10^{13}	3.1×10^{13}	1.0×10^{13}
9.5	$8 < E$	4.8×10^{12}	4.8×10^{12}	1.6×10^{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	$E \leq 0.1$	2.5×10^{19}	2.5×10^{19}	2.5×10^{19}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	3.0×10^{17}	3.0×10^{17}	3.0×10^{17}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	1.4×10^{19}	1.4×10^{19}	1.3×10^{19}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	3.3×10^{18}	3.3×10^{18}	3.3×10^{18}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.5×10^{19}	1.5×10^{19}	1.5×10^{19}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.2×10^{19}	1.2×10^{19}	1.2×10^{19}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	5.4×10^{18}	5.4×10^{18}	5.5×10^{18}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	2.0×10^{18}	2.0×10^{18}	2.1×10^{18}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	3.9×10^{18}	3.9×10^{18}	4.3×10^{18}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	2.6×10^{17}	2.6×10^{17}	2.9×10^{17}
3.5	$3 < E \leq 4$	2.8×10^{16}	2.8×10^{16}	3.1×10^{16}
5	$4 < E \leq 6$	5.2×10^{15}	5.2×10^{15}	5.9×10^{15}
7	$6 < E \leq 8$	1.3×10^8	1.3×10^8	4.3×10^7
9.5	$8 < E$	2.0×10^7	2.0×10^7	6.6×10^6

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 ³	換気設備の処理対象となる区画の体積（約4,111m ³ ）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 ³ 緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外のエリア内： 30,000 m ³	各区画の体積（緊急時対策所（緊急時対策棟内）内：約4,111m ³ 、緊急時対策所（緊急時対策棟内）以外のエリア内：約29,062m ³ ）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 ³ /min 25～34時間 ：50 m ³ /min 34～168時間 ：40 m ³ /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 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-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 ^(注1) 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 ^(注2) 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 ^(注3) 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 ^(注3) 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。

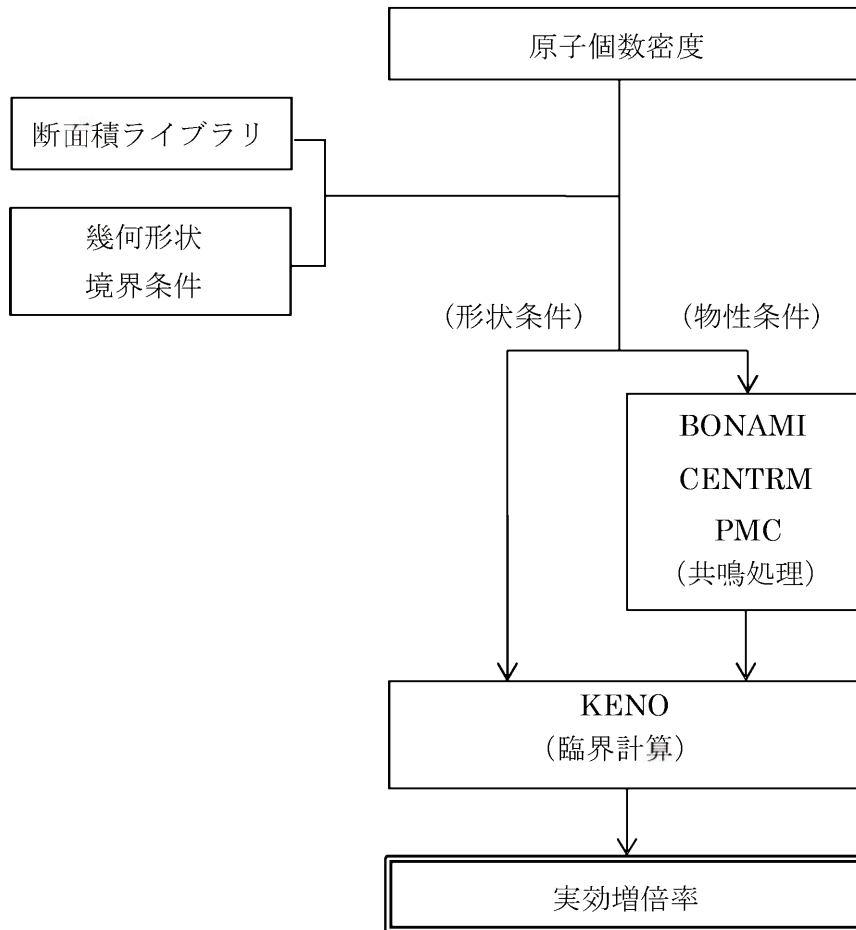
- (g) ラックの中心間距離
- (h) ラックの内径
- (i) ラック内での燃料体等が偏る効果（ラック内燃料偏心）
- (j) 燃料材の直径及び密度
- (k) 燃料被覆材の内径及び外径
- (l) 燃料要素の中心間隔（燃料体外寸）

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。

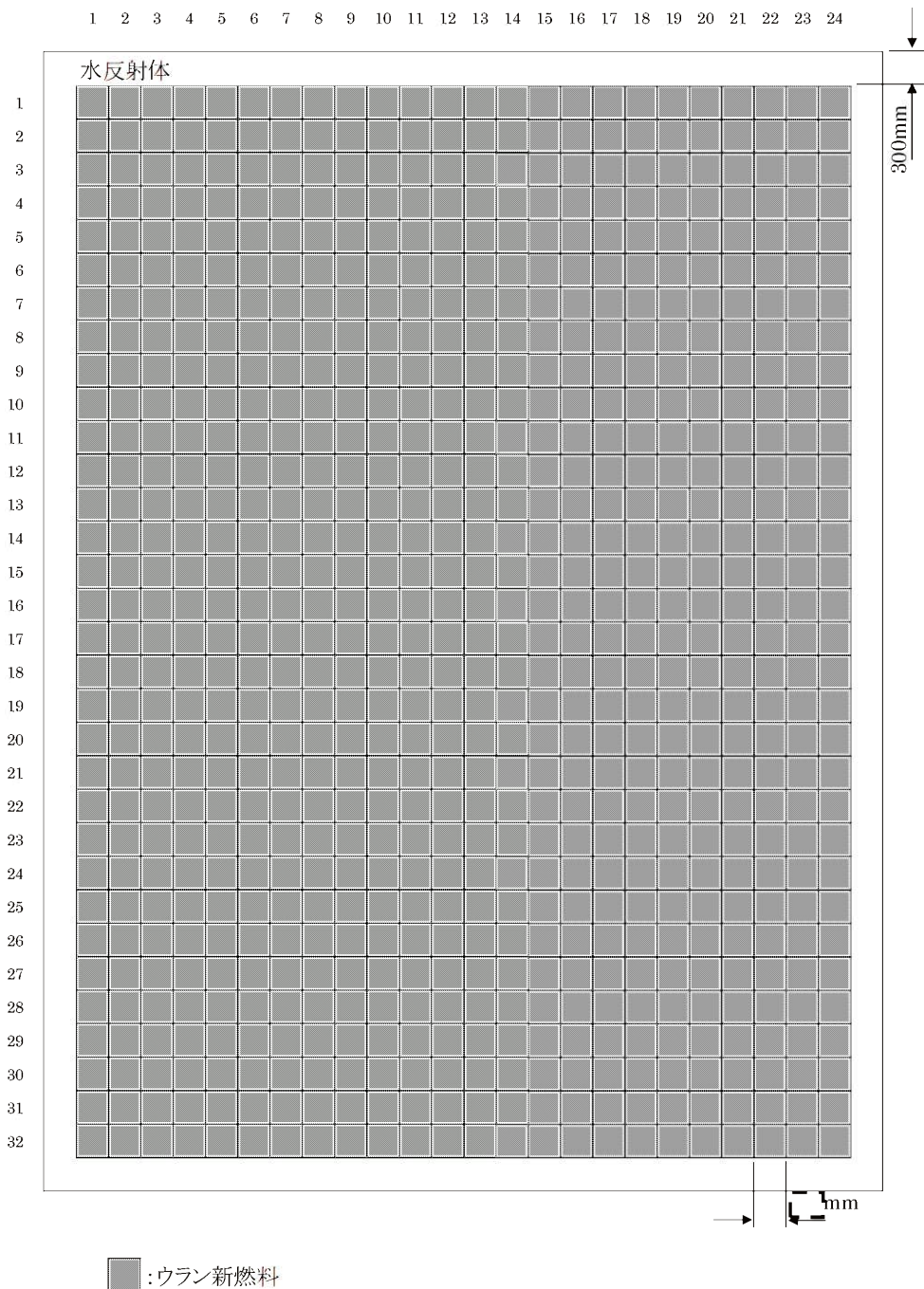
4. 計算結果

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。

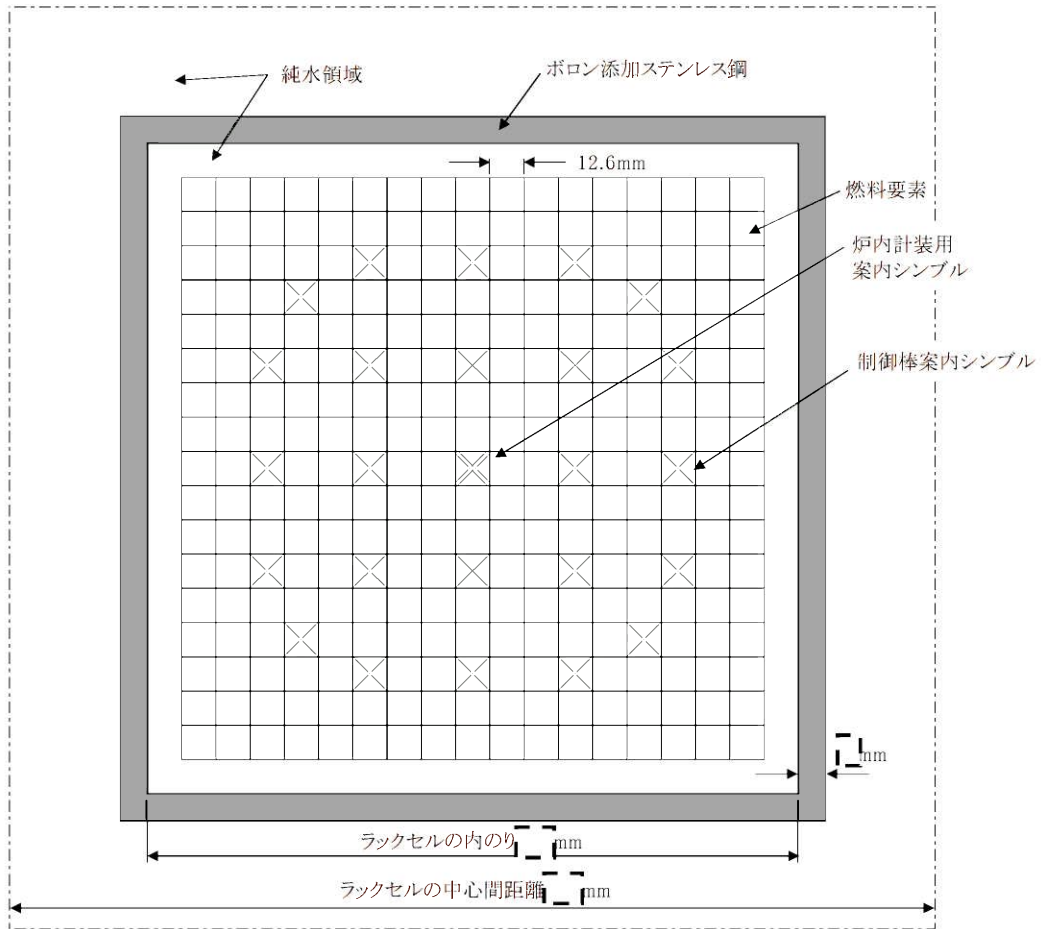


第1図 計算フロー



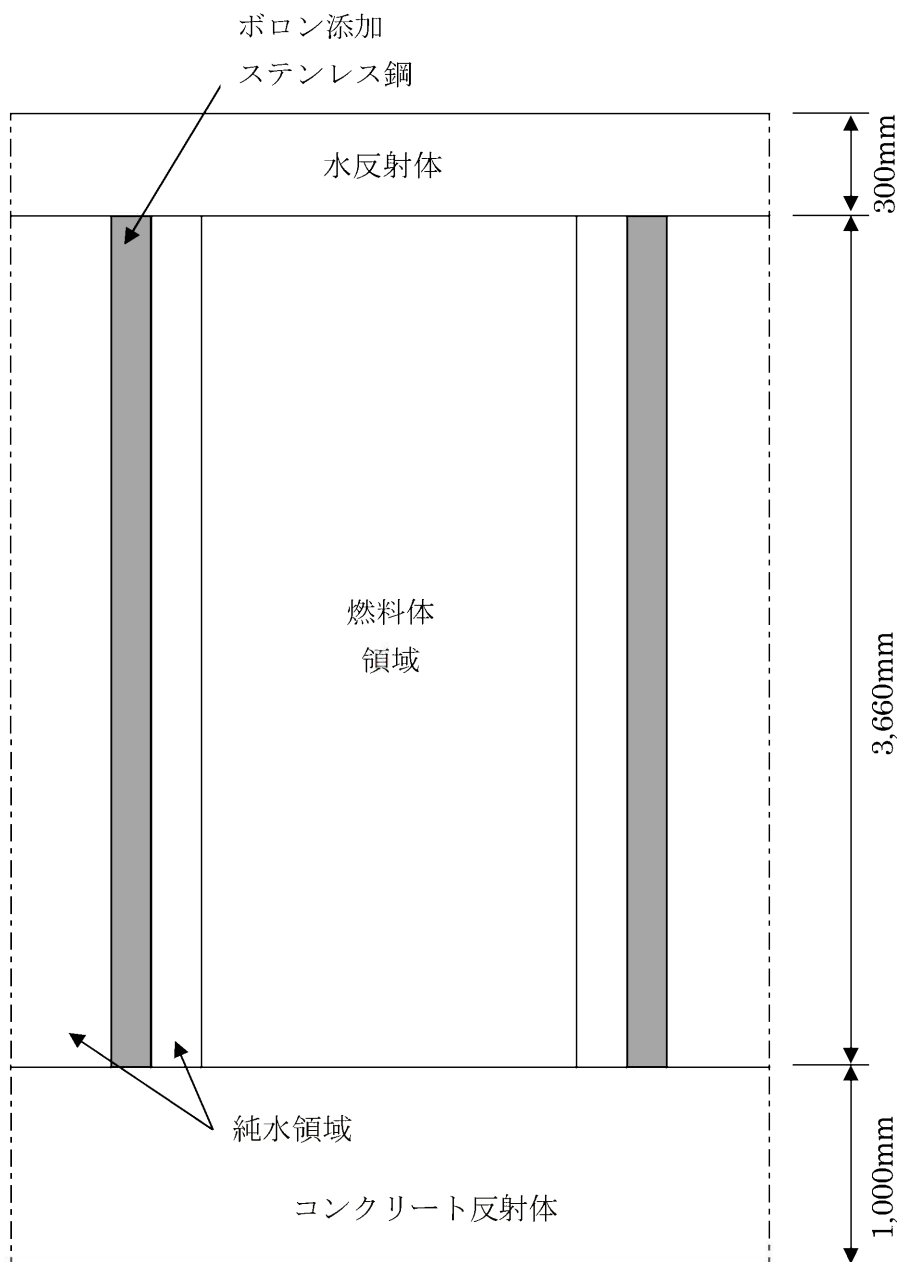
第2図 大規模漏えい時の使用済燃料ピットの未臨界性評価の計算体系
(水平方向、Aピット全体)

[- - - -]: 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)
²³⁵ 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)

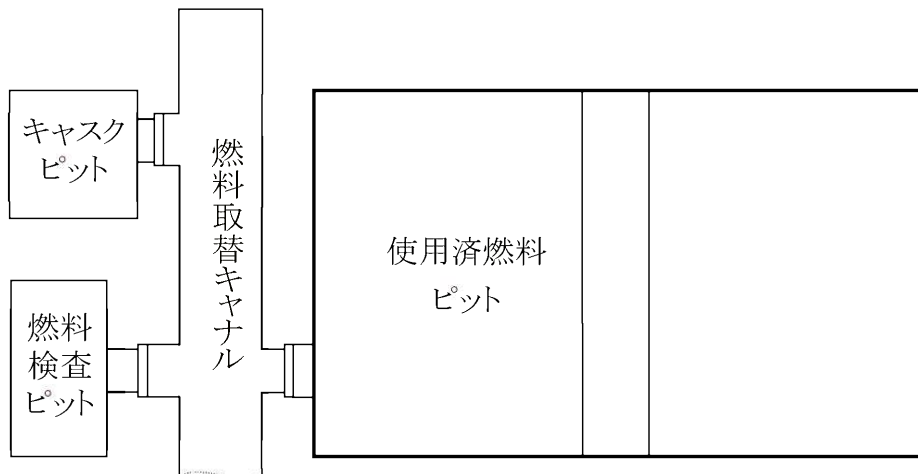
	計算条件	備考
使用済燃料ピット内の水分条件	純水	溶存しているほう素は考慮しない
水密度	0.0~1.0g/cm ³	—
ラックタイプ	キャン型	—
ラックの中心間距離	[]mm	(注)
材 料	ボロン添加ステンレス鋼	—
厚 さ	[]mm	中性子吸収効果を少なくするため下限値を使用
内のり	[]mm×[]mm	(注)

(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

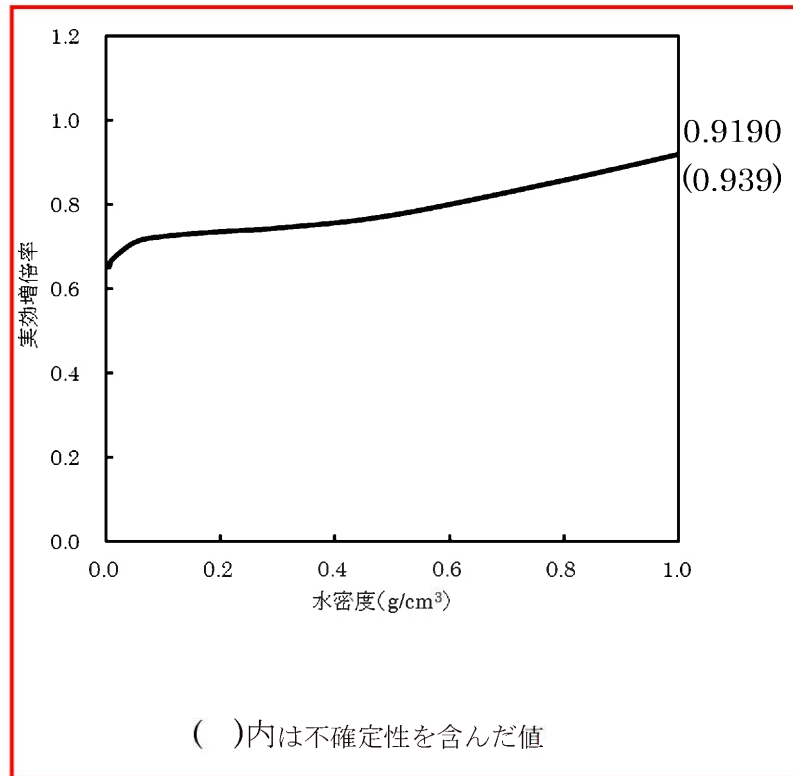
	評価結果 (注)	評価基準
実効増倍率	0.939 (0.9190)	≤0.98

(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、 $1,000\text{ mm}$ 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/cm³)

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		δk	0.0007 ^(注1)	
	95%信頼度×95%確率		ϵ_c	0.0065 ^(注2)	
			不確定性	入力値 ^(注3)	
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	ϵ_p	0.0137	[] mm
		ラックの内り公差	ϵ_w	0.0072	[] mm
		燃料製作公差	ϵ_r	0.0068	—
		—燃料材直径	ϵ_d	0.0023	[] mm
		—燃料材密度	ϵ_l	0.0032	[] %
		—被覆材内径	ϵ_{cr}	0.0023	[] mm
		—被覆材外径	ϵ_{cd}	0.0041	[] mm
		—燃料体外寸	ϵ_a	0.0030	[] mm
	計算体系を第1-2図に示す。	ラック内燃料偏心	ϵ_f	0.0023 ^(注4)	—
統計誤差			σ	0.0005	
不確定性合計 ^(注5)			ϵ	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 (ϵ) 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 (δk) 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 (ϵ_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 (ϵ_p 、 ϵ_f 、 ϵ_w 、 ϵ_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 ϵ_c 、 ϵ_p 、 ϵ_f 、 ϵ_w 、 ϵ_r を二乗和の平方根で処理し、これに δk 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 (ϵ) 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。