

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所工事計画審査資料	
資料番号	補足-260-3 改 6
提出年月日	平成 30 年 8 月 30 日

工事計画に係る補足説明資料

補足-260 【中央制御室の居住性に関する説明書に係る補足説明資料】

平成 30 年 8 月

日本原子力発電株式会社

目次

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表
2. 事象選定の考え方について
3. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）に係る被ばく評価（原子炉冷却材喪失）における原子炉格納容器漏えい率について
4. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）に係る被ばく評価（原子炉冷却材喪失）における再循環運転の考慮について
5. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）に係る被ばく評価（原子炉冷却材喪失）における燃料棒からの追加放出量について
6. 居住性評価に用いた気象資料の代表性について
7. 線量評価に用いる大気拡散の評価について
8. 空気流入率測定試験結果について
9. 中央制御室の居住性評価（設計基準事故時）の直交替の考慮について
10. 内規との適合性について
11. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件
12. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における大気中への放出放射エネルギーの推移について
13. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における原子炉格納容器漏えい率について
14. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における原子炉格納容器内での除去効果について
15. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について
16. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価におけるサプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素）について
17. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価における原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について
18. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価におけるよう素の化学形態の設定について
19. 中央制御室の居住性評価（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価におけるNUREG-1465を用いた評価とMAAP解析での評価の比較について
20. 重大事故時の居住性評価（被ばく評価）に用いる大気拡散の評価について
21. 中央制御室換気系フィルタユニットのフィルタ保持容量及び吸着容量について
22. 中央制御室換気系フィルタ内放射性物質からの被ばくについて
23. 全面マスクによる防護係数について
24. 運転員の勤務体系について
25. グランドシャイン評価モデルについて
26. エアロゾルの乾性沈着速度について
27. 地表面への沈着速度の設定について

- 28. 有機よう素の乾性沈着速度について
- 29. 実効放出継続時間の設定について
- 30. 待避時間の設定根拠について
- 31. 遮蔽モデル上でのブローアウトパネルの扱いと影響評価
- 32. 中央制御室に保管する飲食料等について
- 33. 重大事故等時の一次遮蔽の熱除去の評価について
- 34. 審査ガイドへの適合状況

33. 重大事故等時の一次遮蔽の熱除去の評価について

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評価（以下「居住性評価」という）においては、一次遮蔽が十分なコンクリート厚さを有しているため、原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線の影響は無視できるほど小さく考慮していない。ここでは、重大事故等時の原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による一次遮蔽の温度上昇を考慮した一次遮蔽の熱除去の評価を行い、一次遮蔽の遮蔽機能上問題ないことを確認する。

熱除去の評価では、伝熱理論に基づいた解析手法により遮蔽体の温度上昇を計算する。評価に当たっては、線量計算で求める遮蔽体のガンマ線入射線束よりガンマ発熱量を求めて遮蔽体の温度上昇を計算し、その結果が、コンクリートのガンマ線遮蔽能力に対する温度制限値以下となることを確認する。

1. ガンマ線発熱量の評価

想定事象としては、居住性評価に用いている「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋（全交流動力電源喪失）」とし、ガンマ線による発熱量評価の対象線源は原子炉格納容器内の放射性物質及び原子炉建屋原子炉棟内に放出された放射性物質とする。

評価に用いる放射能濃度は、居住性評価の評価期間である7日間の放射能濃度分布を基に設定する。放射能濃度を基に算出したガンマ線線源強度を第1表に示す。また、QAD-CGGP2Rコードを使用し、対象線源からの吸収線量を評価する。原子炉建屋及び原子炉格納容器の立面図を第1図、一次遮蔽の吸収線量評価に使用した計算モデル及び評価点を第2図に示す。

なお、原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内の配管、支持構造物等による自己遮蔽効果については保守的に考慮しない。

2. 温度上昇の計算方法

1. により得られたガンマ線吸収線量の分布を用いた一次遮蔽内部発熱、一次遮蔽表面の熱伝達率及びコンクリートの熱伝導率を用いて、一次遮蔽内部の温度分布を求める。温度分布の計算には以下の熱伝導方程式を用い、一次遮蔽内側、外側の境界条件を設定し、収束計算により温度分布を求める。なお、コンクリート密度は2.23 g/cm³を用いる

$$\lambda \frac{d^2 T}{d x^2} + Q(x) = 0$$

λ : 熱伝導率 (kJ/(cm・h・℃))

$Q(x)$: 一次遮蔽内側表面からの距離 x における発熱量^{*1} (kJ/(cm³・h))

また、遮蔽表面の境界条件は次式で与えられる。

$$q = h \cdot \Delta t$$

q : 伝達される熱量 ($\text{kJ}/(\text{cm}^2 \cdot \text{h})$)

h : 自然対流熱伝達係数 ($\text{kJ}/(\text{cm}^3 \cdot \text{h} \cdot ^\circ\text{C})$)

Δt : 遮蔽表面とその周辺の温度差 ($^\circ\text{C}$)

注記 *1: $Q(x)$ は、QAD-CGGP2Rコードで計算した距離毎の対象線源からの吸収線量 ($\text{kGy/h}=\text{kJ}/(\text{kg} \cdot \text{h})$) にコンクリート密度 ($2.23 \times 10^{-3} \text{ kg/cm}^3$) を乗じて発熱量 ($\text{kJ}/(\text{cm}^3 \cdot \text{h})$) を算出し、それを指数関数で近似し設定する。

重大事故等時の原子炉格納容器表面温度 (最高温度 157°C *) 及び原子炉建屋原子炉棟内雰囲気温度 (最高温度 65.6°C *) について保守的に一定温度として境界条件を設定し計算する。計算した一次遮蔽の温度分布を第3図に示す。

注記 *2: 温度設定の保守性については以下のとおりである。

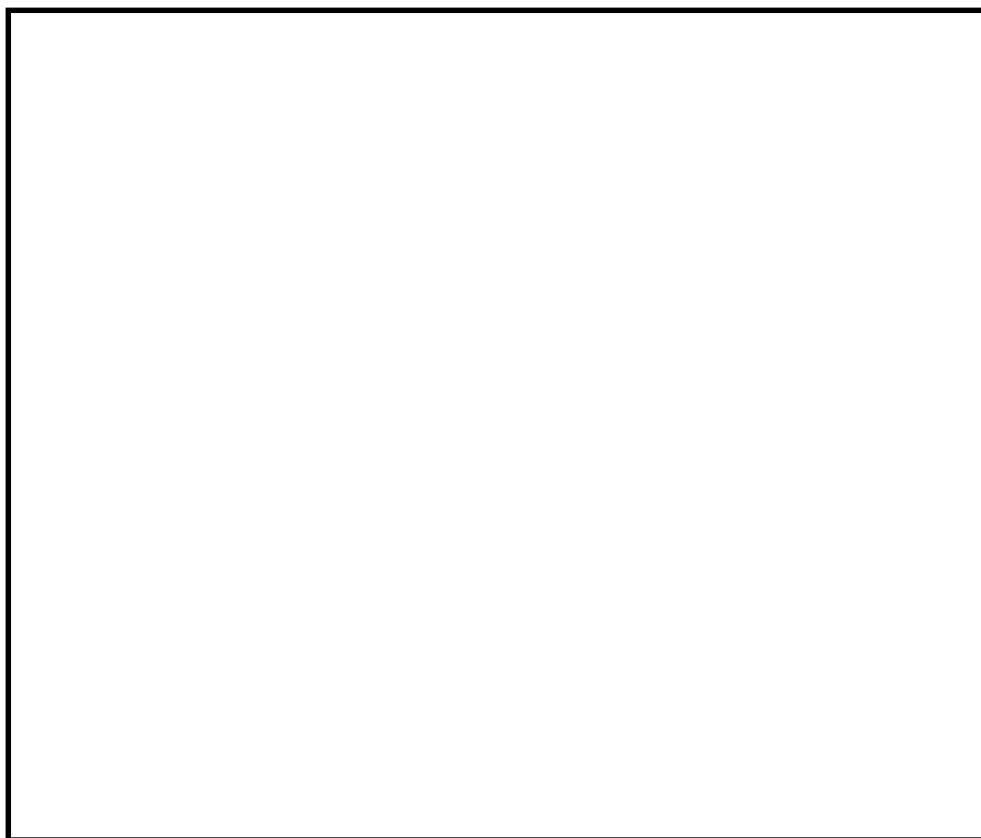
- ・一次遮蔽の内側、外側の温度は時間変化するが、保守的に最高温度で一定として設定している。
- ・原子炉建屋原子炉棟内雰囲気温度 65.6°C は、重大事故等時の条件による温度評価 (原子炉建屋原子炉棟外壁からの放熱を考慮) の結果を包絡する保守的な温度として設定している。
- ・重大事故等時の条件による温度評価においては、ガンマ線の発熱を考慮した評価を行っている (温度評価で熱源として考慮している核分裂生成物の崩壊熱には崩壊に伴い放出されるガンマ線による熱も含んでいる)。

3. まとめ

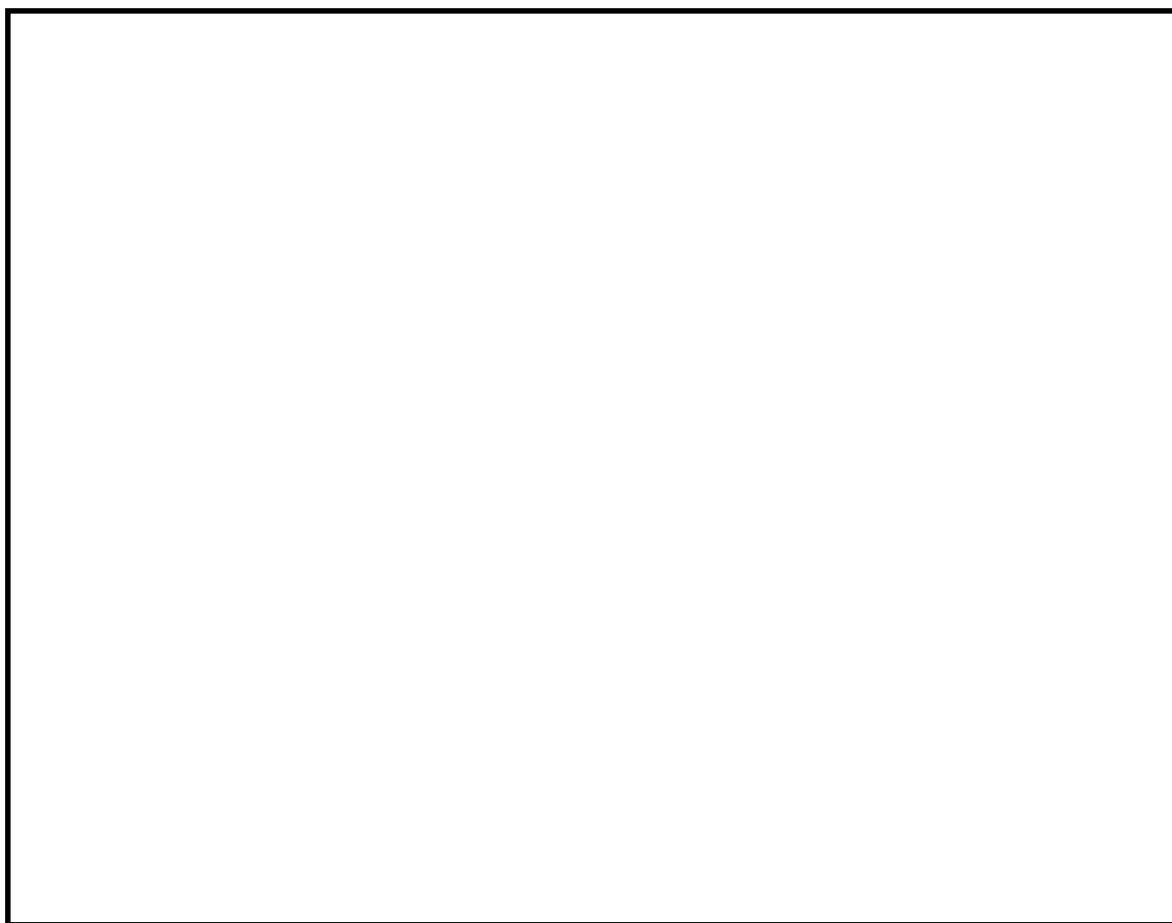
一次遮蔽のコンクリート温度は、一次遮蔽内部でのガンマ線による温度上昇を考慮しても第3図に示すとおり 166°C 以下となり、「遮蔽設計基準等に関する現状調査報告 (1977年、日本原子力学会)」において示されているガンマ線に対するコンクリート温度制限値 177°C 以下であることを確認した。

第1表 ガンマ線線源強度

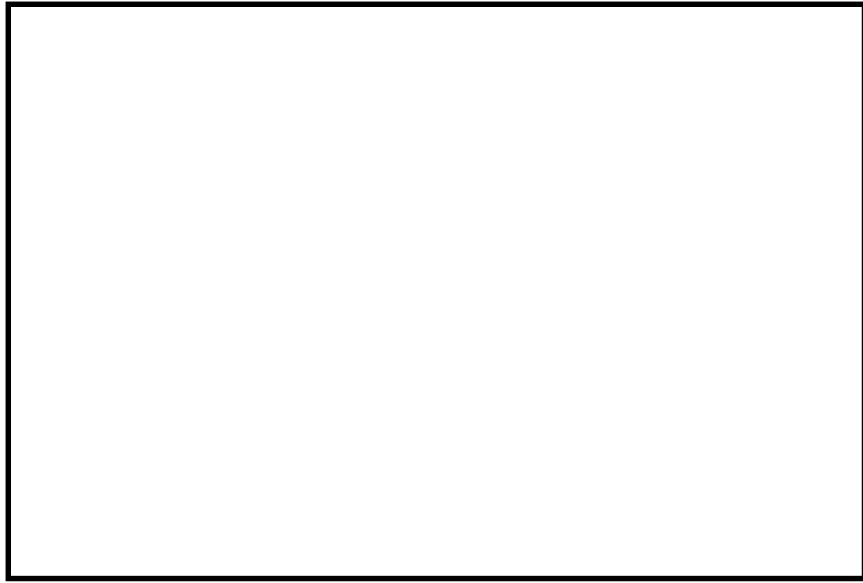
エネルギー (MeV)	原子炉格納容器内線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	原子炉建屋原子炉棟内線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
0.01	約 3.7×10^7	約 9.0×10^4
0.025	約 2.7×10^7	約 5.4×10^4
0.0375	約 3.5×10^8	約 1.0×10^6
0.0575	約 2.7×10^6	約 3.9×10^3
0.085	約 3.1×10^8	約 9.2×10^5
0.125	約 2.3×10^6	約 2.6×10^3
0.225	約 1.3×10^8	約 1.2×10^5
0.375	約 4.5×10^7	約 8.0×10^4
0.575	約 1.3×10^8	約 1.8×10^5
0.85	約 6.7×10^7	約 9.9×10^4
1.25	約 2.0×10^7	約 2.3×10^4
1.75	約 4.9×10^6	約 2.8×10^3
2.25	約 7.7×10^6	約 2.5×10^3
2.75	約 5.2×10^5	約 9.4×10^1
3.5	約 1.6×10^4	約 1.4×10^0
5.0	約 2.0×10^{-4}	約 3.0×10^{-7}
7.0	約 2.3×10^{-5}	約 3.4×10^{-8}
9.5	約 2.6×10^{-6}	約 3.9×10^{-9}



第1図 原子炉建屋及び原子炉格納容器の立面図



第2図 一次遮蔽の吸収線量評価に使用した計算モデル及び評価点（立面図）



第3図 一次遮蔽内部の温度分布