

福島第二原子力発電所 1号（2, 3, 4号）発電用原子炉 廃止措置計画認可申請について （審査会合における指摘事項の回答）

令和 2 年 12 月
東京電力ホールディングス株式会社

目次（1 / 4）

令和2年7月2日の審査会合における指摘事項の回答

No.	指摘事項内容	回答頁
1	【本文八】 使用済燃料プールからの燃料搬出について、燃料の搬出先や貯蔵体数推移等のシミュレーションを示すこと。また、乾式貯蔵施設について、竣工時期や規模等を示すこと。	10/1 ご説明
2	【本文八】 各号炉に貯蔵されている使用済燃料について、貯蔵体数、型式、冷却年数毎に整理すること。	10/1 ご説明
3	【本文五】 解体工事準備期間（第1段階）の各作業工程を具体的に示すこと。	11/26 ご説明
4	【本文八】 どういった場合に号炉間輸送を実施するのか具体的に示すこと。 号炉間輸送を前提とするのであれば、各評価（燃料健全性、スカイシャイン線評価）において現在の評価と号炉間輸送を前提とした評価との比較を示すこと。	11/26 ご説明
5	【添付書類四、添付書類五、添付書類六追補】 被ばく評価や温度評価、固体廃棄物の推定発生量について、号炉間で異なる理由を説明すること。	5

目次（2 / 4）

令和2年7月2日の審査会合における指摘事項の回答

No.	指摘事項内容	回答頁
6	【本文五，添付書類二】 図面において，廃止措置対象施設とそれ以外の施設が区別できるように，申請書・審査資料に記載されている図面を明瞭にすること。	11/26 ご説明
7	【本文五】 人的リソース確保の見通しについて，1 F，K Kとのリソース配分を踏まえて示すこと。	9

令和2年10月1日の審査会合における指摘事項の回答

No.	指摘事項内容	回答頁
8	【本文八】 乾式貯蔵施設が増設される場合の乾式貯蔵量の推移イメージを図に点線で示すこと。 また，乾式貯蔵対象とする使用済燃料に関する考え方を資料に記載すること。	11/26 ご説明

目次（3 / 4）

令和2年11月26日の審査会合における指摘事項の回答

No.	指摘事項内容	回答頁
9	【本文十】 放射性気体廃棄物において、長半減期のKr-85の影響を説明すること。また、Kr-85の至近の測定実績についても説明すること。	10
10	【添付書類三】 放射性液体廃棄物の放出量について、I-131等の短半減期核種も評価しているが、現実的な評価への修正を検討すること。	11
11	【本文八】 使用済燃料の搬出先としてのRFSの位置づけを説明すること。	18
12	【添付書類六追補】 使用済燃料プール水大規模漏えい時の実効線量について、他プラントと比較して評価結果が厳しい理由として評価の保守性や使用済制御棒の影響等について説明すること。また、ボロン・カーバイド型とハフニウム型の線源強度の違いを示すこと。	19
13	【添付書類六追補】 原子炉建屋（家）の遮蔽効果を考慮しない場合の実効線量の評価結果を、廃止措置計画申請書に追記すること。	21

目次（4 / 4）

令和2年11月26日の審査会合における指摘事項の回答

No.	指摘事項内容	回答頁
14	【添付書類六追補】 使用済燃料プール水大規模漏えい時の実効線量評価において寄与が大きい制御棒の移動や搬出等の方策を示すこと。	24
15	【本文六，添付書類六】 使用済制御棒保管中の使用済燃料プールの遮蔽機能を維持すべき期間について，性能維持施設の説明時に示すこと。	25

審査会合における指摘事項の回答 (No.5) (1 / 4)

指摘事項

被ばく評価や温度評価，固体廃棄物の推定発生量について，号炉間で異なる理由を説明すること。

各評価項目の号炉毎の数値とその際の理由を下表に示す。
また，評価に影響している因子の号炉毎の数値等を次頁以降に示す。

項目	1号	2号	3号	4号	理由
燃料集合体の落下による敷地境界外における周辺公衆の実効線量 ($\times 10^{-4} \text{mSv}$)	約9.1	約6.9	約5.7	約4.8	原子炉建屋(家)の位置及び敷地境界からの距離の違いによる。
低レベル放射性廃棄物 (L1・L2・L3) の推定発生量 (t)	約11,300	約13,300	約13,500	約13,500	格納容器形式の違いに基づく建設時点での構造物量の違いによる。
使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した場合の燃料被覆管表面温度 ($^{\circ}\text{C}$)	約322	約305	約277	約259	使用済燃料の総発熱量、原子炉建屋(家)の寸法、燃料の発熱量(最大値)等の違いによる。
使用済燃料プールの水密度が減少する事象が生じた場合における実効増倍率の最大値	0.940	0.929	0.940	0.929	中性子吸収材であるボロン量など、燃料ラックの仕様の違いによる。
使用済燃料プール水大規模漏えい時のスカイシャイン線による周辺公衆の実効線量 ($\mu\text{Sv/h}$)	約42	約6.9	約2.3	約14	主に原子炉建屋(家)の敷地境界からの距離の違いによる。

審査会合における指摘事項の回答 (No.5) (2/4)

項目	1号	2号	3号	4号	理由
燃料集合体の落下による敷地境界外における周辺公衆の実効線量 ($\times 10^{-4} \text{mSv}$)	約9.1	約6.9	約5.7	約4.8	原子炉建屋(家)の位置及び敷地境界からの距離の違いによる。
周辺監視区域境界までの距離(m)	410 方位:S	560 方位:S	690 方位:S	840 方位:S	

項目	1号	2号	3号	4号	理由
低レベル放射性廃棄物 (L1・L2・L3) の推定発生量 (t)	約11,300	約13,300	約13,500	約13,500	格納容器形式の違いに基づく建設時点での構造物量の違いによる。
格納容器形式	マークⅡ	マークⅡ 改良	マークⅡ 改良	マークⅡ 改良	
格納容器 全高(m)	約48	約48	約48	約48	
格納容器 直径(m)	約26	約29	約29	約29	

審査会合における指摘事項の回答 (No.5) (3 / 4)

項目	1号	2号	3号	4号	理由
使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した場合の燃料被覆管表面温度 (°C)	約322	約305	約277	約259	使用済燃料の総発熱量、原子炉建屋(家)の寸法、燃料の発熱量(最大値)等の違いによる。
使用済燃料の総発熱量(kW)	約429	約431	約398	約382	
原子炉建屋(家)の天井面積(m ²)					
原子炉建屋(家)の燃料取替床以上の側壁の面積(m ²)					
燃料集合体 1 体の発熱量(W)	約321	約335	約319	約313	

項目	1号	2号	3号	4号	理由
使用済燃料プールの水密度が減少する事象が生じた場合における実効増倍率の最大値	0.940	0.929	0.940	0.929	中性子吸収材であるボロン量など、燃料ラックの仕様の違いによる。
ラック板厚(mm)					
ラックセル間ピッチ					
ボロン添加率(wt%)					

枠組みの内容は商業機密の観点から公開できません。

審査会合における指摘事項の回答 (No.5) (4 / 4)

項目	1号	2号	3号	4号	理由
使用済燃料プール水大規模漏えい時のスカイシャイン線による周辺公衆の実効線量 ($\mu\text{Sv/h}$)	約42	約6.9	約2.3	約14	主に原子炉建屋(家)の敷地境界からの距離の違いによる。
使用済燃料プール中心からの距離 (m)	400	550	630	490	
使用済燃料の貯蔵体数 (体)	2,334	2,402	2,360	2,436	
使用済制御棒 (ボロン・カーバイト型) の貯蔵体数 (体)	36	77	54	92	
使用済制御棒 (ハフニウム型) の貯蔵体数 (体)	64	66	57	65	

審査会合における指摘事項の回答（No.7）

指摘事項

人的リソース確保の見通しについて、1F、KKとのリソース配分を踏まえて示すこと。

- 廃止措置の進捗に応じて、維持すべき発電用原子炉施設が減少すること等に伴い、福島第二原子力発電所の維持管理に係る業務量は減少していき、運転・保守等に必要な技術者も漸減していくことが見込まれている。
- 一方で、廃止措置の進捗に応じて、廃止措置に係る業務量は増加していくことが見込まれているが、運転・保守等に従事していた技術者を発電所内で配置転換することで、廃止措置を安全かつ適切に進めるために必要な技術者を確保する。
- 上記のとおり、福島第二原子力発電所全体としての技術者数を増やすことなく、廃止措置を安全かつ適切に進めていく方針であり、福島第一原子力発電所（1F）や柏崎刈羽原子力発電所（KK）に必要な技術者数へ影響を与えないように配慮する。
- 先般提出した保安規定変更認可申請書に記載のとおり、解体工事準備期間において組織の最適化を図るため、廃止措置に関わる新たな業務を行うグループを設置するとともに、従来の業務を行うグループを統廃合することで、保安管理体制を整備する計画である。

審査会合における指摘事項の回答 (No. 9)

指摘事項

放射性気体廃棄物において、長半減期のKr-85の影響を説明すること。また、Kr-85の至近の測定実績についても説明すること。

- 福島第二原子力発電所の（主）排気筒等における、2012年以降の測定結果では希ガス・よう素は検出されていない。
- 原子炉停止後9年の減衰期間を考慮した放射性気体廃棄物の放出量を表1に示す。本条件を元に算出したKr-85による周辺公衆の被ばく評価結果※1については、 $10^{-5}\mu\text{Sv}/\text{y}$ 程度であり、無視できる。
- また、Kr-85は放出量としては算出されるものの、（主）排気筒における濃度では $10^{-5}\sim 10^{-6}\text{ Bq}/\text{cm}^3$ 程度※3であり、「測定指針※4」に示される希ガスの測定下限濃度の「 $2.0\times 10^{-2}\text{ Bq}/\text{cm}^3$ 」を大きく下回ることから、（主）排気筒において検出される濃度ではなく、放出量として管理できるものではないため無視できると考える。

表1 運転停止後の減衰期間を考慮した放出量の推定

核種		年間放出量※2 (Bq/y)
		1号炉 (2号, 3号及び4号炉も同じ)
希ガス	⁹⁰ Kr	~0
	¹³⁹ Xe	~0
	⁸⁹ Kr	~0
	¹³⁷ Xe	~0
	^{135m} Xe	~0
	¹³⁸ Xe	~0
	⁸⁷ Kr	~0
	^{83m} Kr	~0
	⁸⁸ Kr	~0
	^{85m} Kr	~0
	¹³⁵ Xe	~0
	^{133m} Xe	~0
	¹³³ Xe	~0
	^{131m} Xe	~0
	⁸⁵ Kr	約 4.0×10^{10}
合計	約 4.0×10^{10}	

※1 「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」を基に保守的に地上放出として評価。

※2 「発電用原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」を基に原子炉停止後9年の減衰期間を考慮し希ガスの放出量を算出。

※3 表1の年間放出量 (Bq/y) を年間排気筒流量 $10^{15}\text{cm}^3/\text{y}$ 程度で割った年間平均放出濃度 (Bq/cm³) の値。

※4 「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」

審査会合における指摘事項の回答 (No.10) (1 / 7)

指摘事項

放射性液体廃棄物の放出量について、I-131等の短半減期核種も評価しているが、現実的な評価への修正を検討すること。

- 解体工事準備期間中の放射性液体廃棄物の放出量は、復水器冷却水等の量の減少に伴い、すべての核種について放出量を減少させることで、原子炉運転中と海水中の放射性物質の濃度を変わらずに放出管理することとしていた。しかしながら、現実的な評価へ修正するため以下の通り対応する。
 - 原子炉停止後9年の減衰期間を考慮すると、I-131等の核種 (Cr-51, Fe-59, Co-58, Sr-89, I-131) は無視できるため、これらの核種については除外した放出量に変更する。以下に変更後の放射性液体廃棄物の放出量及び放出管理目標値を示す。
 - また上記に伴い、廃止措置計画認可申請書の「本文十号」及び「添付書類三」に記載している放出管理目標値、年間平均濃度及び実効線量の評価結果等についての補正内容を次スライド以降に示す。

(単位：Bq/y)

核種	組成比	半減期		1号炉 (2号, 3号及び4号炉も同じ。)
⁵¹ Cr	2	27.7	d	~0*
⁵⁴ Mn	40	312.5	d	1.4×10 ⁸
⁵⁹ Fe	7	44.6	d	~0*
⁵⁸ Co	3	70.8	d	~0*
⁶⁰ Co	30	5.27	y	1.1×10 ⁸
⁸⁹ Sr	2	50.5	d	~0*
⁹⁰ Sr	1	28.5	y	3.6×10 ⁶
¹³¹ I	2	8.06	d	~0*
¹³⁴ Cs	5	2.06	y	1.8×10 ⁷
¹³⁷ Cs	8	30	y	2.9×10 ⁷
放出量合計 (³ Hを除く。)				3.0×10 ⁸
³ H	-	12.26	y	3.6×10 ¹⁰

(単位：Bq/y)

項目	放出管理目標値 (1号, 2号, 3号及び4号炉合算の値を示す。)
放射性液体廃棄物 (³ Hを除く。)	1.2×10 ⁹

※ 「原子炉設置許可申請書 添付書類九」の放射性液体廃棄物において評価している核種のうち、半減期がCo-58 (半減期：70.8日) 以下の核種については、原子炉停止後9年の減衰期間を考慮すると無視できる程度の放出量 (10⁻⁷ Bq/y ~) のため無視 (~0と記載) した。

審査会合における指摘事項の回答 (No.10) (2/7)

補正前 (1号炉の場合)	補正後 (1号炉の場合)								
<p>本文十 2.1.2. 廃止措置期間中に発生する放射性液体廃棄物の種類及び数量 (1) 解体工事準備期間中 解体工事準備期間中に1号炉から発生する放射性液体廃棄物の種類としては、除染、施設の維持管理等により発生する機器ドレン廃液、床ドレン廃液等の原子炉運転中と同様な廃棄物が想定される。 解体工事準備期間中は、原子炉の運転を終了していること、原子炉の運転を停止してから長時間が経過していること、放射性物質によって汚染された区域の解体工事を行わず、原子炉運転中の施設定期検査時と同等の状態が継続すること、放射性液体廃棄物の管理に必要な放射性廃棄物処理機能、放出管理機能及び性能を有する設備を維持管理すること、復水器冷却水放水口における放射性物質の年間平均濃度が運転中と同等となるよう運転終了に伴う復水器冷却水流量の減少を考慮した放出管理目標値を設定し管理することから、放射性液体廃棄物の放出量は、原子炉設置許可申請書に記載の推定放出量を超えないと評価できる。</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>第10 - 2表 解体工事準備期間中における放射性液体廃棄物の放出管理目標値</p> <p style="text-align: right;">(単位: Bq/ y)</p> <table border="1" data-bbox="286 1216 1023 1356"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理目標値※1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性液体廃棄物 (³Hを除く。)</td> <td>1.4×10⁹</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 1号, 2号, 3号及び4号炉合算の値を示す。</p>	項目	放出管理目標値※1	放射性液体廃棄物 (³ Hを除く。)	1.4×10 ⁹	<p>本文十 2.1.2. 廃止措置期間中に発生する放射性液体廃棄物の種類及び数量 (1) 解体工事準備期間中 解体工事準備期間中に1号炉から発生する放射性液体廃棄物の種類としては、除染、施設の維持管理等により発生する機器ドレン廃液、床ドレン廃液等の原子炉運転中と同様な廃棄物が想定される。 解体工事準備期間中は、原子炉の運転を終了していること、原子炉の運転を停止してから長時間が経過していること、放射性物質によって汚染された区域の解体工事を行わず、原子炉運転中の施設定期検査時と同等の状態が継続すること、放射性液体廃棄物の管理に必要な放射性廃棄物処理機能、放出管理機能及び性能を有する設備を維持管理すること、放射性液体廃棄物中の核種構成については、原子炉停止後の減衰を考慮し、短半減期核種を除外した核種構成とすること、復水器冷却水放水口における放射性物質の年間平均濃度が運転中と同等となるよう運転終了に伴う復水器冷却水流量の減少を考慮した放出管理目標値を設定し管理することから、放射性液体廃棄物の放出量は、原子炉設置許可申請書に記載の推定放出量を超えないと評価できる。</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>第10 - 2表 解体工事準備期間中における放射性液体廃棄物の放出管理目標値</p> <p style="text-align: right;">(単位: Bq/ y)</p> <table border="1" data-bbox="1225 1246 1962 1388"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>放出管理目標値※1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放射性液体廃棄物 (³Hを除く。)</td> <td>1.2×10⁹</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 1号, 2号, 3号及び4号炉合算の値を示す。</p>	項目	放出管理目標値※1	放射性液体廃棄物 (³ Hを除く。)	1.2×10⁹
項目	放出管理目標値※1								
放射性液体廃棄物 (³ Hを除く。)	1.4×10 ⁹								
項目	放出管理目標値※1								
放射性液体廃棄物 (³ Hを除く。)	1.2×10⁹								

審査会合における指摘事項の回答 (No.10) (3 / 7)

補正前 (1号炉の場合)	補正後 (1号炉の場合)
<p>添付書類三 (a)海水中における放射性物質の濃度 (中略)</p> <p>「原子炉設置許可申請書 添付書類九」では、放射性液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度は、復水器冷却水放水口の濃度と同じになるとして、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量で除して計算している。計算に当たっては、年間放出量（トリチウムを除く。）は、液体廃棄物処理系の放射性物質濃度並びに先行炉の運転実績及び設計運転条件を基に推定した発生量及び環境放出量から液体廃棄物処理系の運用の変動を考慮して、1号、2号、3号及び4号炉ともに3.7×10^{10}Bq/yとし、復水器冷却水量は、原子炉1基当たり約1.9×10^9m³/yとしている。</p> <p>海水中における放射性物質の年間平均濃度を第3-2-3表に示す。</p> <p>(中略)</p> <p>今後も、実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度を原子炉運転中と同等に維持するため、復水器冷却水流量の減少に加え、1号炉から発生した放射性液体廃棄物の放出を考慮しても2号、3号及び4号炉復水器冷却水放水口の海水中における放射性物質の濃度が原子炉運転中と同等に維持するように2号、3号及び4号炉の放出量を減少させる。</p> <p>以上より、解体工事準備期間中における1号、2号、3号及び4号炉の放射性液体廃棄物の年間放出量を第3-2-4表に示す。</p> <p>したがって、第3-2-5表に示すとおり、放射性液体廃棄物の放出管理目標値（トリチウムを除く。）を1号、2号、3号及び4号炉合計で1.4×10^9Bq/yに変更する。</p>	<p>添付書類三 (a)海水中における放射性物質の濃度 (中略)</p> <p>「原子炉設置許可申請書 添付書類九」では、放射性液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度は、復水器冷却水放水口の濃度と同じになるとして、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量で除して計算している。計算に当たっては、年間放出量（トリチウムを除く。）は、液体廃棄物処理系の放射性物質濃度並びに先行炉の運転実績及び設計運転条件を基に推定した発生量及び環境放出量から液体廃棄物処理系の運用の変動を考慮して、1号、2号、3号及び4号炉ともに3.7×10^{10}Bq/yとし、復水器冷却水量は、原子炉1基当たり約1.9×10^9m³/yとしている。</p> <p>海水中における放射性物質の年間平均濃度を第3-2-3表に示す。</p> <p>(中略)</p> <p>今後も、実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度を原子炉運転中と同等に維持するため、復水器冷却水流量の減少に加え、1号炉から発生した放射性液体廃棄物の放出を考慮しても2号、3号及び4号炉復水器冷却水放水口の海水中における放射性物質の濃度が原子炉運転中と同等に維持するように2号、3号及び4号炉の放出量を減少させる。なお、放射性液体廃棄物中の核種構成については、原子炉停止後の減衰を考慮し、短半減期核種を除外した核種構成とする。</p> <p>以上より、解体工事準備期間中における1号、2号、3号及び4号炉の海水中における放射性物質の年間平均濃度及び放射性液体廃棄物の年間放出量を第3-2-3表及び第3-2-4表に示す。</p> <p>したがって、第3-2-5表に示すとおり、放射性液体廃棄物の放出管理目標値（トリチウムを除く。）を1号、2号、3号及び4号炉合計で1.2×10^9Bq/yに変更する。</p>

審査会合における指摘事項の回答 (No.10) (4 / 7)

補正前 (1号炉の場合)	補正後 (1号炉の場合)
<p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>c. 実効線量の評価結果</p> <p>放出管理目標値に相当する放射性物質を管理放出する場合の実効線量の評価結果は、海水中における放射性物質の濃度を1号炉原子炉運転中と同等に維持するため、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に記載の値と同等となり、1号、2号、3号及び4号炉による放射性液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）による実効線量は、約4.3μSv/yとなる。また、1号、2号、3号及び4号炉による放射性液体廃棄物中に含まれるよう素による実効線量計算結果を第3-2-9表に示す。これによれば、海藻類を摂取する場合、成人で約0.007μSv/y、幼児で約0.02μSv/y、乳児で約0.03μSv/y、海藻類を摂取しない場合は、成人で約0.007μSv/y、幼児で約0.02μSv/y、乳児で約0.01μSv/yとなる。</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>(4) 被ばく評価のまとめ</p> <p>敷地境界外における1号、2号、3号及び4号炉からの放射性気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量並びに放射性気体廃棄物中に含まれるよう素の吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取による実効線量は、無視できる。また、放射性液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量並びに放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を摂取する場合の実効線量は、第3-2-10表に示すとおり、それぞれ約4.3μSv/y及び約0.03μSv/yとなり、合計約4.3μSv/yである。この値は、「線量目標値指針」に示される線量目標値50μSv/yを下回る。</p> <p>また、福島第二原子力発電所の発電用原子炉施設からの直接線量及びスカイライン線量による空気カーマは、「一般公衆線量評価」に示される年間50μGy程度を下回る。</p>	<p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>c. 実効線量の評価結果</p> <p>放出管理目標値に相当する放射性物質を管理放出場合の実効線量の評価結果は、<u>原子炉停止後の減衰を考慮し、短半減期核種を除外した核種構成とすること、その他の核種については、海水中における放射性物質の濃度を1号炉原子炉運転中と同等に維持するため、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に記載の値と同等となり、</u>1号、2号、3号及び4号炉による放射性液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）による実効線量は、<u>約2.6μSv/y</u>となる。また、1号、2号、3号及び4号炉による放射性液体廃棄物中に含まれるよう素による実効線量計算結果を<u>は</u>第3-2-9表に示すとおり、<u>無視できる。成人で約0.007μSv/y、幼児で約0.02μSv/y、乳児で約0.03μSv/y、海藻類を摂取しない場合は、成人で約0.007μSv/y、幼児で約0.02μSv/y、乳児で約0.01μSv/yとなる。</u></p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>(4) 被ばく評価のまとめ</p> <p>敷地境界外における1号、2号、3号及び4号炉からの放射性気体廃棄物中の希ガスのγ線による実効線量並びに放射性気体廃棄物中に含まれるよう素の吸入摂取、葉菜摂取及び牛乳摂取による実効線量は、無視できる。また、<u>第3-2-10表に示すとおり、放射性液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く。）による実効線量は約2.6μSv/yとなり、並びに放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を摂取する場合の実効線量は、無視できることから。第3-2-10表に示すとおり、それぞれ約4.3μSv/y及び約0.03μSv/yとなり、合計約2.6μSv/y</u>である。この値は、「線量目標値指針」に示される線量目標値50μSv/yを下回る。</p> <p>また、福島第二原子力発電所の発電用原子炉施設からの直接線量及びスカイライン線量による空気カーマは、「一般公衆線量評価」に示される年間50μGy程度を下回る。</p>

審査会合における指摘事項の回答 (No.10) (5/7)

補正前 (1号炉の場合)		補正後 (1号炉の場合)				
(中略)		(中略)				
第3-2-3表 海水中における放射性物質の年間平均濃度		第3-2-3表 海水中における放射性物質の年間平均濃度				
(単位: Bq/cm ³)		(単位: Bq/cm ³)				
核種	年間平均濃度	年間平均濃度				
		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	
⁵¹ Cr	約3.9×10 ⁻⁷	=	~0	~0	~0	
⁵⁴ Mn	約7.8×10 ⁻⁶	=	約7.8×10 ⁻⁶	約7.8×10 ⁻⁶	約7.8×10 ⁻⁶	
⁵⁹ Fe	約1.4×10 ⁻⁶	=	~0	~0	~0	
⁵⁸ Co	約5.8×10 ⁻⁷	=	~0	~0	~0	
⁶⁰ Co	約5.8×10 ⁻⁶	=	約5.8×10 ⁻⁶	約5.8×10 ⁻⁶	約5.8×10 ⁻⁶	
⁸⁹ Sr	約3.9×10 ⁻⁷	=	~0	~0	~0	
⁹⁰ Sr	約1.9×10 ⁻⁷	=	約1.9×10 ⁻⁷	約1.9×10 ⁻⁷	約1.9×10 ⁻⁷	
¹³¹ I	約3.9×10 ⁻⁷	=	~0	~0	~0	
¹³⁴ Cs	約9.7×10 ⁻⁷	=	約9.7×10 ⁻⁷	約9.7×10 ⁻⁷	約9.7×10 ⁻⁷	
¹³⁷ Cs	約1.6×10 ⁻⁶	=	約1.6×10 ⁻⁶	約1.6×10 ⁻⁶	約1.6×10 ⁻⁶	
³ H	約2.0×10 ⁻³	=	約2.0×10 ⁻³	約2.0×10 ⁻³	約2.0×10 ⁻³	

審査会合における指摘事項の回答 (No.10) (6/7)

補正前 (1号炉の場合)					補正後 (1号炉の場合)				
第3-2-4表 解体工事準備期間中における放射性液体廃棄物の年間放出量 (単位: Bq/y)					第3-2-4表 解体工事準備期間中における放射性液体廃棄物の年間放出量 (単位: Bq/y)				
核種	1号炉※ ¹	2号炉	3号炉	4号炉	核種	1号炉※ ¹	2号炉	3号炉	4号炉
⁵¹ Cr	7.2×10 ⁶	7.2×10 ⁶	7.2×10 ⁶	7.2×10 ⁶	⁵¹ Cr	~0	~0	~0	~0
⁵⁴ Mn	1.4×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.4×10 ⁸	⁵⁴ Mn	1.4×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.4×10 ⁸	1.4×10 ⁸
⁵⁹ Fe	2.5×10 ⁷	2.5×10 ⁷	2.5×10 ⁷	2.5×10 ⁷	⁵⁹ Fe	~0	~0	~0	~0
⁵⁸ Co	1.1×10 ⁷	1.1×10 ⁷	1.1×10 ⁷	1.1×10 ⁷	⁵⁸ Co	~0	~0	~0	~0
⁶⁰ Co	1.1×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.1×10 ⁸	⁶⁰ Co	1.1×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.1×10 ⁸	1.1×10 ⁸
⁸⁹ Sr	7.2×10 ⁶	7.2×10 ⁶	7.2×10 ⁶	7.2×10 ⁶	⁸⁹ Sr	~0	~0	~0	~0
⁹⁰ Sr	3.6×10 ⁶	3.6×10 ⁶	3.6×10 ⁶	3.6×10 ⁶	⁹⁰ Sr	3.6×10 ⁶	3.6×10 ⁶	3.6×10 ⁶	3.6×10 ⁶
¹³¹ I	7.2×10 ⁶	7.2×10 ⁶	7.2×10 ⁶	7.2×10 ⁶	¹³¹ I	~0	~0	~0	~0
¹³⁴ Cs	1.8×10 ⁷	1.8×10 ⁷	1.8×10 ⁷	1.8×10 ⁷	¹³⁴ Cs	1.8×10 ⁷	1.8×10 ⁷	1.8×10 ⁷	1.8×10 ⁷
¹³⁷ Cs	2.9×10 ⁷	2.9×10 ⁷	2.9×10 ⁷	2.9×10 ⁷	¹³⁷ Cs	2.9×10 ⁷	2.9×10 ⁷	2.9×10 ⁷	2.9×10 ⁷
放出量合計 (³ Hを除く。)	3.6×10 ⁸	3.6×10 ⁸	3.6×10 ⁸	3.6×10 ⁸	放出量合計 (³ Hを除く。)	3.0×10 ⁸	3.0×10 ⁸	3.0×10 ⁸	3.0×10 ⁸
³ H	3.6×10 ¹⁰	3.6×10 ¹⁰	3.6×10 ¹⁰	3.6×10 ¹⁰	³ H	3.6×10 ¹⁰	3.6×10 ¹⁰	3.6×10 ¹⁰	3.6×10 ¹⁰
※1: 1号炉から発生する放射性液体廃棄物は2号, 3号及び4号炉復水器冷却水放水口から放出する(1号炉復水器冷却水放水口からは放出しない。)					※1: 1号炉から発生する放射性液体廃棄物は2号, 3号及び4号炉復水器冷却水放水口から放出する(1号炉復水器冷却水放水口からは放出しない。)				
第3-2-5表 解体工事準備期間中における放射性液体廃棄物の放出管理目標値 (単位: Bq/y)					第3-2-5表 解体工事準備期間中における放射性液体廃棄物の放出管理目標値 (単位: Bq/y)				
項目		放出管理目標値※ ¹			項目		放出管理目標値※ ¹		
放射性液体廃棄物 (³ Hを除く。)		1.4×10 ⁹			放射性液体廃棄物 (³ Hを除く。)		1.2×10 ⁹		
※1: 1号, 2号, 3号及び4号炉合算の値を示す。					※1: 1号, 2号, 3号及び4号炉合算の値を示す。				

審査会合における指摘事項の回答 (No.10) (7/7)

補正前 (1号炉の場合)				補正後 (1号炉の場合)			
(中略)				(中略)			
第3-2-9表 放射性液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量				第3-2-9表 放射性液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量			
(単位: $\mu\text{Sv/y}$)				(単位: $\mu\text{Sv/y}$)			
	年齢グループ	放射性液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量			年齢グループ	放射性液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量	
		海藻類を摂取する場合	海藻類を摂取しない場合			海藻類を摂取する場合	海藻類を摂取しない場合
1号, 2号, 3号及び4号炉 (合計)	成人	約 7.0×10^{-3}	約 6.8×10^{-3}	1号, 2号, 3号及び4号炉 (合計)	成人	~0	~0
	幼児	約 2.1×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}		幼児	~0	~0
	乳児	約 2.6×10^{-2}	約 1.2×10^{-2}		乳児	~0	~0
第3-2-10表 平常時における実効線量				第3-2-10表 平常時における実効線量			
(単位: $\mu\text{Sv/y}$)				(単位: $\mu\text{Sv/y}$)			
		実効線量				実効線量	
放射性液体廃棄物中の放射性物質(よう素除く。)による実効線量		約4.3		放射性液体廃棄物中の放射性物質(よう素除く。)による実効線量		約2.6	
放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を摂取する場合の実効線量		約0.03		放射性液体廃棄物中に含まれるよう素を摂取する場合の実効線量		~0	
合計		約4.3		合計		約2.6	

審査会合における指摘事項の回答 (No.11)

指摘事項

使用済燃料の搬出先としてのR F Sの位置づけを説明すること。

- 10月1日の審査会合において、以下2点を説明したところである。
 - 廃止措置が終了するまでに全ての使用済燃料を再処理事業者へ譲り渡すこと
 - 構内乾式貯蔵施設を設置することにより、技術的に原子炉本体周辺設備等解体撤去期間（第2段階）終了（2042年度末）までに、使用済燃料プールから全ての使用済燃料を搬出できること

- 現時点で福島第二からR F Sへの搬出の計画はない。

- なお、廃止措置が終了するまでに全ての使用済燃料を再処理事業者へ譲り渡す計画であるが、具体的な搬出先や時期については、廃止措置を進めていく中で検討していく。

審査会合における指摘事項の回答 (No.12) (1 / 2)

指摘事項

使用済燃料プール水大規模漏えい時の実効線量について、他プラントと比較して評価結果が厳しい理由として評価の保守性や使用済制御棒の影響等について説明すること。また、ボロン・カーバイト型とハフニウム型の線源強度の違いを示すこと。

- 使用済燃料プール水大規模漏えい時の実効線量が他プラントと比較して高くなる主な要因として、以下が考えられる。
 - 使用済燃料の貯蔵体数：2,334体（1号炉）～2,436体（4号炉）
 - 使用済燃料プールから敷地境界までの距離：400m（1号炉）～630m（3号炉）
 - 使用済制御棒による寄与が大きい（1号炉の場合、使用済燃料を含めた合計（約42 μ Sv/h）に対し約30 μ Sv/h）

- 使用済制御棒による寄与として、燃料貯蔵位置より高い位置（制御棒ハンガー）で貯蔵されている使用済制御棒によるものが大きく、主な要因として以下が考えられる。
 - 遮蔽効果が小さい（使用済燃料では上方に放出される γ 線は使用済燃料材料により遮蔽されることから、実効線量に寄与するのは上端部の線源に限られるが、使用済制御棒では遮蔽効果が小さく、また側面からの放出分も実効線量に寄与）
 - γ 線エネルギーが高い（実効線量評価上支配的な核種は、使用済制御棒ではCo-60（ γ 線エネルギー1.17MeV, 1.33MeV）に対し使用済燃料ではBa-137m（ γ 線エネルギー0.66MeV））
 - 線源から使用済燃料プール開口部を見た立体角が大きい（開口部を通過する γ 線の割合が大きくなるとともに、空気中での散乱角が小さくなることで遠方に届きやすく、敷地境界での実効線量に寄与）

審査会合における指摘事項の回答 (No.12) (2 / 2)

- なお、使用済制御棒の線源強度の設定に当たっては、線源強度が保守的となるよう以下の考慮を行っている。
 - 中性子照射量の少ない使用済制御棒の下部に対しても、上部と同様の中性子照射量を仮定し、制御棒全体が均一に放射化されたものとして線源強度を評価
 - 中性子照射量として、全ての使用済制御棒の実績照射量を包絡する値を設定
 - 実効線量に与える影響は、概算で2割程度（使用済燃料からの寄与を含めた実効線量全体に対し）と考えられる

- 使用済制御棒（ボロン・カーバイト型及びハフニウム型）の線源強度の設定条件を以下に示す。

		1号炉及び2号炉	3号炉及び4号炉
一体当たりのphoton数 (photon/s) () 内は照射条件)	使用済制御棒 (ボロン・カーバイト型)	約 2.2×10^{14} (1.5snvt)	約 2.6×10^{14} (1.5snvt)
	使用済制御棒 (ハフニウム型)	約 4.6×10^{14} (5.5snvt)	約 4.5×10^{14} (5.0snvt)

審査会合における指摘事項の回答 (No.13) (1 / 3)

指摘事項

原子炉建屋（家）の遮蔽効果を考慮しない場合の実効線量の評価結果を、廃止措置計画申請書に追記すること。

- 廃止措置計画認可申請書の「（追補）添付書類六」における使用済燃料プールからのスカイシャイン線による実効線量評価結果についての追記内容を以下に示す。

補正前	補正後
<p>追補（添付書類六） （1号炉）</p> <p>4.3. 使用済燃料プールからのスカイシャイン線による実効線量評価結果</p> <p>使用済燃料プールの使用済燃料の全放射能強度を考慮し、使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した状態を想定して、スカイシャイン線による周辺公衆の実効線量を評価した結果、評価地点において約42μSv/hであり、保安規定に基づき整備している体制に従い使用済燃料プールに注水する等の措置を講じる時間を十分に確保できることから、周辺公衆への放射線被ばくの影響は小さい。</p>	<p>追補（添付書類六） （1号炉）</p> <p>4.3. 使用済燃料プールからのスカイシャイン線による実効線量評価結果</p> <p>使用済燃料プールの使用済燃料の全放射能強度を考慮し、使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した状態を想定して、スカイシャイン線による周辺公衆の実効線量を評価した結果、評価地点において約42μSv/hであり、保安規定に基づき整備している体制に従い使用済燃料プールに注水する等の措置を講じる時間を十分に確保できることから、周辺公衆への放射線被ばくの影響は小さい。</p> <p><u>また、スカイシャイン線に対する遮蔽効果を確認するため、原子炉建家の燃料取替床以上の部分の遮蔽効果を考慮せず評価した場合は約140μSv/hである。</u></p>

審査会合における指摘事項の回答 (No.13) (2 / 3)

補正前	補正後
<p>追補 (添付書類六) (2号炉)</p> <p>4.3. 使用済燃料プールからのスカイシャイン線による実効線量評価結果</p> <p>使用済燃料プールの使用済燃料の全放射能強度を考慮し、使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した状態を想定して、スカイシャイン線による周辺公衆の実効線量を評価した結果、評価地点において約6.9μSv/hであり、保安規定に基づき整備している体制に従い使用済燃料プールに注水する等の措置を講じる時間を十分に確保できることから、周辺公衆への放射線被ばくの影響は小さい。</p> <p>(3号炉)</p> <p>4.3. 使用済燃料プールからのスカイシャイン線による実効線量評価結果</p> <p>使用済燃料プールの使用済燃料の全放射能強度を考慮し、使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した状態を想定して、スカイシャイン線による周辺公衆の実効線量を評価した結果、評価地点において約2.3μSv/hであり、保安規定に基づき整備している体制に従い使用済燃料プールに注水する等の措置を講じる時間を十分に確保できることから、周辺公衆への放射線被ばくの影響は小さい。</p>	<p>追補 (添付書類六) (2号炉)</p> <p>4.3. 使用済燃料プールからのスカイシャイン線による実効線量評価結果</p> <p>使用済燃料プールの使用済燃料の全放射能強度を考慮し、使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した状態を想定して、スカイシャイン線による周辺公衆の実効線量を評価した結果、評価地点において約6.9μSv/hであり、保安規定に基づき整備している体制に従い使用済燃料プールに注水する等の措置を講じる時間を十分に確保できることから、周辺公衆への放射線被ばくの影響は小さい。</p> <p><u>また、スカイシャイン線に対する遮蔽効果を確認するため、原子炉建屋の燃料取替床以上の部分の遮蔽効果を考慮せず評価した場合は約22μSv/hである。</u></p> <p>(3号炉)</p> <p>4.3. 使用済燃料プールからのスカイシャイン線による実効線量評価結果</p> <p>使用済燃料プールの使用済燃料の全放射能強度を考慮し、使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した状態を想定して、スカイシャイン線による周辺公衆の実効線量を評価した結果、評価地点において約2.3μSv/hであり、保安規定に基づき整備している体制に従い使用済燃料プールに注水する等の措置を講じる時間を十分に確保できることから、周辺公衆への放射線被ばくの影響は小さい。</p> <p><u>また、スカイシャイン線に対する遮蔽効果を確認するため、原子炉建屋の燃料取替床以上の部分の遮蔽効果を考慮せず評価した場合は約8.3μSv/hである。</u></p>

審査会合における指摘事項の回答 (No.13) (3 / 3)

補正前	補正後
<p>追補 (添付書類六) (4号炉)</p> <p>4.3. 使用済燃料プールからのスカイシャイン線による実効線量評価結果</p> <p>使用済燃料プールの使用済燃料の全放射能強度を考慮し、使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した状態を想定して、スカイシャイン線による周辺公衆の実効線量を評価した結果、評価地点において約14μSv/hであり、保安規定に基づき整備している体制に従い使用済燃料プールに注水する等の措置を講じる時間を十分に確保できることから、周辺公衆への放射線被ばくの影響は小さい。</p>	<p>追補 (添付書類六) (4号炉)</p> <p>4.3. 使用済燃料プールからのスカイシャイン線による実効線量評価結果</p> <p>使用済燃料プールの使用済燃料の全放射能強度を考慮し、使用済燃料プールの冷却水が全て喪失した状態を想定して、スカイシャイン線による周辺公衆の実効線量を評価した結果、評価地点において約14μSv/hであり、保安規定に基づき整備している体制に従い使用済燃料プールに注水する等の措置を講じる時間を十分に確保できることから、周辺公衆への放射線被ばくの影響は小さい。</p> <p><u>また、スカイシャイン線に対する遮蔽効果を確認するため、原子炉建屋の燃料取替床以上の部分の遮蔽効果を考慮せず評価した場合は約56μSv/hである。</u></p>

審査会合における指摘事項の回答 (No.14)

指摘事項

使用済燃料プール水大規模漏えい時の実効線量評価において寄与が大きい制御棒の移動や搬出等の方策を示すこと。

- 使用済燃料プール水大規模漏えい時の実効線量評価において寄与が大きいのは、使用済燃料プール（SFP）内で燃料貯蔵位置より高い位置（制御棒ハンガー）で貯蔵されている使用済制御棒である。
- この使用済制御棒をSFP内の燃料貯蔵位置と同様の高さにある制御棒ラックに移動すること、または、サイトバンカに搬出することによって、使用済燃料プール水大規模漏えい時の実効線量の評価結果を低減させることが可能である。
- 下表に各号炉の制御棒ハンガーで貯蔵されている使用済制御棒の体数、各号炉の制御棒ラックとサイトバンカの空き容量を示す。
表に示すとおり、各号炉の制御棒ラックとサイトバンカには空き容量があり、例えば、実効線量評価結果が大きい1号炉の制御棒ハンガーで貯蔵されている使用済制御棒については、全数を移動・搬出が可能な状況である。
- 具体的な移動・搬出の計画については、解析評価による移動・搬出の有効性等を踏まえて、SFP内の新燃料・使用済燃料に係る作業と合わせて廃止措置工程の中で検討し、発電所のリスク低減を図る。

	1号炉SFP内 制御棒ハンガー	2号炉SFP内 制御棒ハンガー	3号炉SFP内 制御棒ハンガー	4号炉SFP内 制御棒ハンガー
使用済制御棒の貯蔵体数	100体	143体	111体	157体

	1号炉SFP内 制御棒ラック	2号炉SFP内 制御棒ラック	3号炉SFP内 制御棒ラック	4号炉SFP内 制御棒ラック	サイトバンカ内 貯蔵ラック
空き容量	21体	30体	38体	18体	187体

審査会合における指摘事項の回答 (No.15)

指摘事項

使用済制御棒保管中の使用済燃料プールの遮蔽機能を維持すべき期間について、性能維持施設の説明時に示すこと。

指摘事項を踏まえて、使用済燃料プール等に係る維持期間を以下のとおり修正する補正を行う。

補正前（1号炉の場合）

施設区分	設備等の区分	設備（建家） 名称		機能	性能	維持期間
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質貯蔵設備	使用済燃料貯蔵設備（1号炉原子炉建家原子炉棟内）	使用済燃料プール	放射線遮蔽機能	放射線障害の防止に影響する有意な損傷がない状態であること	1号炉に貯蔵している使用済燃料の搬出が完了するまで
			使用済燃料プール水位を監視する設備	水位及び漏えいの監視機能	使用済燃料プールの水位を監視し、水位高及び低の警報が発信できる状態であること	
			使用済燃料プール水の漏えいを監視する設備		使用済燃料プール内張りからの漏えいを監視し、水位高の警報が発信できる状態であること	

補正後（1号炉の場合）

施設区分	設備等の区分	設備（建家） 名称		機能	性能	維持期間
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質貯蔵設備	使用済燃料貯蔵設備（1号炉原子炉建家原子炉棟内）	使用済燃料プール	放射線遮蔽機能	放射線障害の防止に影響する有意な損傷がない状態であること	1号炉に貯蔵している使用済燃料及び使用済制御棒の搬出が完了するまで
			使用済燃料プール水位を監視する設備	水位及び漏えいの監視機能	使用済燃料プールの水位を監視し、水位高及び低の警報が発信できる状態であること	
			使用済燃料プール水の漏えいを監視する設備		使用済燃料プール内張りからの漏えいを監視し、水位高の警報が発信できる状態であること	