

「六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価に係る報告書」に係る正誤表 (1/94)

No. 1

本文 p. 2 第 2-1 表 再処理を行う使用済燃料の仕様																	
誤	正																
<p>第 2-1 表 再処理を行う使用済燃料の仕様</p> <table border="1"> <tr> <td>ウラン 235 濃縮度</td> <td>照射前燃料最高濃縮度:5wt% 使用済燃料集合体平均濃縮度:3.5wt%以下</td> </tr> <tr> <td>冷却期間</td> <td>再処理施設に受入れるまでの冷却期間:1年以上 せん断処理するまでの冷却期間:4年以上</td> </tr> <tr> <td colspan="2">使用済燃料集合体最高燃焼度:55,000MWd/t・U_{Pz}</td> </tr> <tr> <td colspan="2">1日当たり再処理する使用済燃料の平均燃焼度:45,000MWd/t・U_{Pz}以下</td> </tr> </table>	ウラン 235 濃縮度	照射前燃料最高濃縮度:5wt% 使用済燃料集合体平均濃縮度:3.5wt%以下	冷却期間	再処理施設に受入れるまでの冷却期間:1年以上 せん断処理するまでの冷却期間:4年以上	使用済燃料集合体最高燃焼度:55,000MWd/t・U _{Pz}		1日当たり再処理する使用済燃料の平均燃焼度:45,000MWd/t・U _{Pz} 以下		<p>第 2-1 表 再処理を行う使用済燃料の仕様</p> <table border="1"> <tr> <td>ウラン 235 濃縮度</td> <td>照射前燃料最高濃縮度:5wt% 使用済燃料集合体平均濃縮度:3.5wt%以下</td> </tr> <tr> <td>冷却期間</td> <td>再処理施設に受入れるまでの冷却期間:1年以上 せん断処理するまでの冷却期間:4年以上</td> </tr> <tr> <td colspan="2">使用済燃料集合体最高燃焼度:55,000MWd/t・U_{Pz}</td> </tr> <tr> <td colspan="2">1日当たり再処理する使用済燃料の平均燃焼度:45,000MWd/t・U_{Pz}以下</td> </tr> </table>	ウラン 235 濃縮度	照射前燃料最高濃縮度:5wt% 使用済燃料集合体平均濃縮度:3.5wt%以下	冷却期間	再処理施設に受入れるまでの冷却期間:1年以上 せん断処理するまでの冷却期間:4年以上	使用済燃料集合体最高燃焼度:55,000MWd/t・U _{Pz}		1日当たり再処理する使用済燃料の平均燃焼度:45,000MWd/t・U _{Pz} 以下	
ウラン 235 濃縮度	照射前燃料最高濃縮度:5wt% 使用済燃料集合体平均濃縮度:3.5wt%以下																
冷却期間	再処理施設に受入れるまでの冷却期間:1年以上 せん断処理するまでの冷却期間:4年以上																
使用済燃料集合体最高燃焼度:55,000MWd/t・U _{Pz}																	
1日当たり再処理する使用済燃料の平均燃焼度:45,000MWd/t・U _{Pz} 以下																	
ウラン 235 濃縮度	照射前燃料最高濃縮度:5wt% 使用済燃料集合体平均濃縮度:3.5wt%以下																
冷却期間	再処理施設に受入れるまでの冷却期間:1年以上 せん断処理するまでの冷却期間:4年以上																
使用済燃料集合体最高燃焼度:55,000MWd/t・U _{Pz}																	
1日当たり再処理する使用済燃料の平均燃焼度:45,000MWd/t・U _{Pz} 以下																	

No. 2

本文 p. 4 3.1 再処理技術の実績と採用技術	
誤	正
<p>3. 六ヶ所再処理施設の安全性</p> <p>3. 1 再処理技術の実績と採用技術</p> <p>六ヶ所再処理施設で採用しているピューレックス法の技術は、1950年代半ば米国で開発されて以来、原子力発電所から発生する使用済燃料の再処理技術として世界的に採用されてきた。</p> <p>六ヶ所再処理施設と同様の酸化燃料に対する再処理実績例として、米国では、民間再処理工場において、1966～1972年の間に約250tが、英国では、THORP再処理工場において、約5,800tが、仏国ではラ・アーク再処理工場(UP2、UP3)において、約27,000tが、日本では、東海再処理工場で1,000tを超える量が報告されている。平和利用を目的として、この間、米、英、仏、独、ベルギー、日本等において、広く安全性向上に関する技術の改良及び開発が行われた。</p>	<p>3. 六ヶ所再処理施設の安全性</p> <p>3. 1 再処理技術の実績と採用技術</p> <p>六ヶ所再処理施設で採用しているピューレックス法の技術は、1950年代半ば米国で開発されて以来、原子力発電所から発生する使用済燃料の再処理技術として世界的に採用されてきた。</p> <p>六ヶ所再処理施設と同様の酸化燃料に対する再処理実績例として、米国では、民間再処理工場において、1966～1972年の間に約250tが、英国では、THORP再処理工場において、約6,500tが、仏国ではラ・アーク再処理工場(UP2、UP3)において、約27,000tが、日本では、東海再処理工場で1,000tを超える量が報告されている。平和利用を目的として、この間、米、英、仏、独、ベルギー、日本等において、広く安全性向上に関する技術の改良及び開発が行われた。</p>

: 誤記

: その他 (記載の適正化)

(以下の頁においても同様)

本書の記載内容のうち、内の記載事項は公開制限情報に属するものであり公開できませんので削除しております。

日本原燃株式会社

「六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価に係る報告書」に係る正誤表 (2/94)

No. 3

本文 p.5 第3-1表 再処理施設内の各工程の放射能分布及び崩壊熱量

誤					正																																																																
<p>第3-1表 再処理施設内の各工程の放射能分布及び崩壊熱量</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称 (所在)</th> <th>容量</th> <th>放射能量*1 (10¹⁸Bq)</th> <th>崩壊熱量*1 (MW) (崩壊熱密度)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">密封 (固体状)</td> <td>使用済燃料 (燃料貯蔵プール)</td> <td>3,000t</td> <td>70</td> <td>6 (2kW/t)</td> </tr> <tr> <td>ウラン・プルトニウム混合 酸化物粉末 (ウラン・プルト ニウム混合酸化物貯蔵工 程)</td> <td>60t</td> <td>10</td> <td>0.5 (8kW/t)</td> </tr> <tr> <td>ガラス固化体 (ガラス固化 体貯蔵工程)</td> <td>8,235体 3,400t</td> <td>100</td> <td>10 (3kW/t)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">非密封 (液体状)</td> <td>溶解液 (溶解工程、分離・ 分配工程)</td> <td>180m³</td> <td>1</td> <td>0.1 (0.5kW/m³)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム濃縮液 (精製 工程、ウラン・プルトニウ ム混合脱硝工程)</td> <td>10m³</td> <td>1</td> <td>0.04 (4kW/m³)</td> </tr> <tr> <td>高レベル濃縮廃液 (廃液処 理・ガラス固化工程)</td> <td>360m³</td> <td>20</td> <td>2 (5kW/m³)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1:左欄の容量が全て 2012 年 3 月末時点における平均的な核種組成であると仮定した 場合の概略値</p>					名称 (所在)	容量	放射能量*1 (10 ¹⁸ Bq)	崩壊熱量*1 (MW) (崩壊熱密度)	密封 (固体状)	使用済燃料 (燃料貯蔵プール)	3,000t	70	6 (2kW/t)	ウラン・プルトニウム混合 酸化物粉末 (ウラン・プルト ニウム混合酸化物貯蔵工 程)	60t	10	0.5 (8kW/t)	ガラス固化体 (ガラス固化 体貯蔵工程)	8,235体 3,400t	100	10 (3kW/t)	非密封 (液体状)	溶解液 (溶解工程、分離・ 分配工程)	180m ³	1	0.1 (0.5kW/m ³)	プルトニウム濃縮液 (精製 工程、ウラン・プルトニウ ム混合脱硝工程)	10m ³	1	0.04 (4kW/m ³)	高レベル濃縮廃液 (廃液処 理・ガラス固化工程)	360m ³	20	2 (5kW/m ³)	<p>第3-1表 再処理施設内の各工程の放射能分布及び崩壊熱量</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称 (所在)</th> <th>容量</th> <th>放射能量*1 (10¹⁸Bq)</th> <th>崩壊熱量*1 (MW) (崩壊熱密度)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">密封 (固体状)</td> <td>使用済燃料 (燃料貯蔵プー ル)</td> <td>3,000t</td> <td>70</td> <td>6 (2kW/t)</td> </tr> <tr> <td>ウラン・プルトニウム混合 酸化物粉末 (ウラン・プルト ニウム混合酸化物貯蔵工 程)</td> <td>60t</td> <td>10</td> <td>0.4 (7kW/t)</td> </tr> <tr> <td>ガラス固化体 (ガラス固化 体貯蔵工程)</td> <td>8,200体 3,300t</td> <td>100</td> <td>7 (2kW/t)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">非密封 (液体状)</td> <td>溶解液 (溶解工程、分離・ 分配工程)</td> <td>170m³</td> <td>1</td> <td>0.08 (0.5kW/m³)</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム濃縮液 (精製 工程、ウラン・プルトニウ ム混合脱硝工程)</td> <td>11m³</td> <td>1</td> <td>0.04 (4kW/m³)</td> </tr> <tr> <td>高レベル濃縮廃液 (廃液処 理・ガラス固化工程)</td> <td>360m³</td> <td>20</td> <td>2 (4kW/m³)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1:左欄の容量が全て 2012 年 3 月末時点における平均的な核種組成であると仮定した 場合の概略値</p>					名称 (所在)	容量	放射能量*1 (10 ¹⁸ Bq)	崩壊熱量*1 (MW) (崩壊熱密度)	密封 (固体状)	使用済燃料 (燃料貯蔵プー ル)	3,000t	70	6 (2kW/t)	ウラン・プルトニウム混合 酸化物粉末 (ウラン・プルト ニウム混合酸化物貯蔵工 程)	60t	10	0.4 (7kW/t)	ガラス固化体 (ガラス固化 体貯蔵工程)	8,200体 3,300t	100	7 (2kW/t)	非密封 (液体状)	溶解液 (溶解工程、分離・ 分配工程)	170m ³	1	0.08 (0.5kW/m ³)	プルトニウム濃縮液 (精製 工程、ウラン・プルトニウ ム混合脱硝工程)	11m ³	1	0.04 (4kW/m ³)	高レベル濃縮廃液 (廃液処 理・ガラス固化工程)	360m ³	20	2 (4kW/m ³)
名称 (所在)	容量	放射能量*1 (10 ¹⁸ Bq)	崩壊熱量*1 (MW) (崩壊熱密度)																																																																		
密封 (固体状)	使用済燃料 (燃料貯蔵プール)	3,000t	70	6 (2kW/t)																																																																	
	ウラン・プルトニウム混合 酸化物粉末 (ウラン・プルト ニウム混合酸化物貯蔵工 程)	60t	10	0.5 (8kW/t)																																																																	
	ガラス固化体 (ガラス固化 体貯蔵工程)	8,235体 3,400t	100	10 (3kW/t)																																																																	
非密封 (液体状)	溶解液 (溶解工程、分離・ 分配工程)	180m ³	1	0.1 (0.5kW/m ³)																																																																	
	プルトニウム濃縮液 (精製 工程、ウラン・プルトニウ ム混合脱硝工程)	10m ³	1	0.04 (4kW/m ³)																																																																	
	高レベル濃縮廃液 (廃液処 理・ガラス固化工程)	360m ³	20	2 (5kW/m ³)																																																																	
名称 (所在)	容量	放射能量*1 (10 ¹⁸ Bq)	崩壊熱量*1 (MW) (崩壊熱密度)																																																																		
密封 (固体状)	使用済燃料 (燃料貯蔵プー ル)	3,000t	70	6 (2kW/t)																																																																	
	ウラン・プルトニウム混合 酸化物粉末 (ウラン・プルト ニウム混合酸化物貯蔵工 程)	60t	10	0.4 (7kW/t)																																																																	
	ガラス固化体 (ガラス固化 体貯蔵工程)	8,200体 3,300t	100	7 (2kW/t)																																																																	
非密封 (液体状)	溶解液 (溶解工程、分離・ 分配工程)	170m ³	1	0.08 (0.5kW/m ³)																																																																	
	プルトニウム濃縮液 (精製 工程、ウラン・プルトニウ ム混合脱硝工程)	11m ³	1	0.04 (4kW/m ³)																																																																	
	高レベル濃縮廃液 (廃液処 理・ガラス固化工程)	360m ³	20	2 (4kW/m ³)																																																																	

No. 4

本文 p.10 3.3.2(1)b. (b) 火災及び爆発防止設計

誤		正	
<ul style="list-style-type: none"> 機器からセルへの有機溶媒の漏えい防止 セル内及び近傍からの加熱源、着火源の排除、機器の接地、漏えい が発生した場合の検知装置と漏えい液を健全な貯槽に移送するた めの移送装置の設置 		<ul style="list-style-type: none"> 機器からセルへの有機溶媒の漏えい防止 セル内及び近傍からの着火源の排除、機器の接地、漏えい が発生した場合の検知装置と漏えい液を健全な貯槽に移送するた めの移送装置の設置 	

「六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価に係る報告書」に係る正誤表 (3/94)

No. 5

本文 p. 15 3.3.3(2) 飛来物防護設計	
誤	正
平成12年度末に、F-1の残りの1飛行隊がF-2に変更されたが、F-2の航空機条件は、従来の衝突時条件を上回るものではないことが確認された（日本原燃株式会社の再処理事業所再処理施設及び廃棄物管理施設における航空機に対する防護設計条件の確認結果について 平成12年9月 科学技術庁）。	平成12年度末に、F-1の残りの1飛行隊がF-2に変更されたが、F-2の航空機条件は、従来の衝突時条件を上回るものではないことが確認された（日本原燃株式会社の再処理事業所再処理施設及び廃棄物管理施設における航空機に対する防護設計の評価条件の確認結果について 平成12年9月 科学技術庁）。

No. 6

本文 p. 16 3.4(1) 設計基準事象の選定	
誤	正
潜在的危険性の大きな化学工場に対し、どのような異常がどのような危険性を有しているかを体系的かつ網羅的に洗い出す手法として、英国で開発されたHAZOP (Hazard and Operability Study) が知られている。六ヶ所再処理施設においても、同様な手法を用い約1,000の異常事象を選定し、設計基準事象を抽出しており、その選定手順及び結果を公表している。（再処理施設の設計基準事象の選定 (J/M1004改3)、日本原燃(株)、三菱重工業(株) (平成13年4月)）	潜在的危険性の大きな化学工場に対し、どのような異常がどのような危険性を有しているかを体系的かつ網羅的に洗い出す手法として、英国で開発されたHAZOP (Hazard and Operability Study) が知られている。六ヶ所再処理施設においても、同様な手法を用い約1,000の異常事象を選定し、設計基準事象を抽出しており、その選定手順及び結果を公表している。（再処理施設の設計基準事象選定 (J/M1004改3)、日本原燃(株)、三菱重工業(株) (平成13年4月)）

No. 7

本文 p. 18 3.5 その他の安全活動（確率論的リスク評価）	
誤	正
評価手法の導入に向けた取組みが進められている。平成19年に、原子力安全・保安院から、再処理施設に対しては、地震を対象とした確率論的安全評価手法の確立に向けた取組みを行うよう指示があった。当社は、その整備を進めてい	評価手法の導入に向けた取組みが進められている。平成18年に、原子力安全・保安院から、再処理施設に対しては、地震を対象とした確率論的安全評価手法の確立に向けた取組みを行うよう指示があった。当社は、その整備を進めてい

「六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価に係る報告書」に係る正誤表 (4/94)

No. 8

本文 p. 21 4. (5) 評価の進め方	
誤	正
イベントツリーの各段階において、使用可能な防護措置を示すとともにその有効性の限界を示すこと。	イベントツリーの各段階において、使用可能な防護措置を示すとともにその有効性と限界を示すこと。

No. 9

本文 p. 30 7. 1(1) 崩壊熱除去機能喪失	
誤	正
<p>また、再処理施設で崩壊熱除去に関連して安全評価で検討しているものとして、電源喪失等の機能喪失による以下の事象がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑤ 清澄機からの不溶解残渣排出機能喪失による内包液の沸騰 ⑥ 換気停止によるせん断機内使用済燃料の温度上昇 ⑦ 換気停止によるガラス固化体検査室におけるガラス固化体温度上昇 <p>⑤及び⑥については、アクティブ試験で計画していた使用済燃料の処理は既に終了しており、アクティブ試験期間中に新たに使用済燃料のせん断を行う計画はないことから、「設計上の想定を超える事象」としない。</p> <p>また、⑦については、これまでの安全評価では 1 日を目安とした温度上昇の進展が緩やかであることから、発生の可能性の観点から設計基準事象とする必要がないとしてきた。</p>	<p>また、再処理施設で電源喪失等の機能喪失により、崩壊熱除去機能が低下する事象として以下のものがある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑤ 清澄機からの不溶解残渣排出機能喪失による内包液の沸騰 ⑥ 換気停止によるせん断機内使用済燃料の温度上昇 ⑦ 換気停止によるガラス固化体検査室におけるガラス固化体温度上昇 <p>⑤及び⑥については、アクティブ試験で計画していた使用済燃料の処理は既に終了しており、アクティブ試験期間中に新たに使用済燃料のせん断を行う計画はないことから、「設計上の想定を超える事象」としない。</p> <p>また、⑦については、ガラス固化体の温度上昇に着目し、これまでの安全評価では 1 日を目安とした温度上昇の進展が緩やかであることから、発生の可能性の観点から設計基準事象とする必要がないとしてきた。</p>

「六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価に係る報告書」に係る正誤表 (5/94)

No. 10

本文 p. 35 7.2(2) 火山	
誤	正
7) 工藤崇、佐々木寿、“地理情報に基づいた将来噴火予測 十和田火山におけるケーススタディ,” 日本地球惑星科学連合大会予稿集、V055-019 (2004)	7) 工藤崇、佐々木寿、“地質情報に基づいた将来噴火予測：十和田火山におけるケーススタディー,” 日本地球惑星科学連合大会予稿集、V055-009 (2004)

No. 11

本文 p. 35 7.2(3) 津波	
誤	正
1896年の明治三陸津波及び1933年の昭和三陸津波の際に、岩手県の三陸海岸では津波の溯上高さが、それぞれ38.2m(三陸町白浜(現大船渡市三陸町綾里))、28.7m(綾里村大久保(現大船渡市三陸町綾里))との記録があるが、再処理施設周辺では前者の津波で3m(青森県八戸市鮫港)、後者の津波で3.0~4.5m(青森県三沢市四川目他)と記録されているに過ぎず、再処理施設周辺において記録が残っている津波の溯上高さは1933年の昭和三陸津波の4.5m(青森県三沢市四川目他)が最大である ⁸⁾ 。また、国土交通省東北地方整備局 八戸港湾・空港整備事務所の発表(平成23年3月31日)によれば、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震において、再処理施設近傍における津波高さは3.5m(むつ小川原港)であった。	1896年の明治三陸津波及び1933年の昭和三陸津波の際に、岩手県の三陸海岸では津波の溯上高さが、それぞれ38.2m(三陸町白浜(現大船渡市三陸町綾里))、28.7m(綾里村大久保(現大船渡市三陸町綾里))との記録があるが、再処理施設周辺では前者の津波で3m(青森県八戸市鮫港)、後者の津波で3.0~4.5m(青森県三沢市四川目他)と記録されているに過ぎず、再処理施設周辺において記録が残っている津波の溯上高さは1933年の昭和三陸津波の4.5m(青森県三沢市四川目他)が最大である ⁸⁾ 。また、国土交通省東北地方整備局 八戸港湾・空港整備事務所の発表(平成23年3月31日)によれば、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震において、再処理施設近傍における津波高さは約3.5m(むつ小川原港)であった。

「六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価に係る報告書」に係る正誤表 (6/94)

No. 12

本文 p. 36 7.2(8) 洪水・大雨	
誤	正
<p>また、八戸特別地域気象観測所及びむつ特別地域気象観測所における 10 分間、1 時間及び 24 時間の最大値を用いて、建屋への浸水リスク評価を行った結果、降水量に対して排水能力が上回っているため浸水のリスクはないこと等を確認した。</p> <p>(添付 7.2-7 参照)</p>	<p>また、八戸特別地域気象観測所及びむつ特別地域気象観測所における 10 分間、1 時間及び 24 時間の最大値を用いて、建屋への浸水リスク評価を行った結果、浸水のリスクはないこと等を確認した。</p> <p>(添付 7.2-7 参照)</p>

No. 13

本文 p. 37 7.2(9) 熱波・寒波	
誤	正
<p>これらの設備を有している系統を対象に評価を行った。その結果、熱波に対しては、設備能力に十分な裕度があるか、もしくは耐熱性が高いために機能喪失に至るような影響はなく、寒波に対しては、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の運転開始、再処理施設本体の使用済燃料処理開始以降に確認された最低気温に対して影響を受けることがなかった、または、設計条件が、再処理施設本体の使用済燃料処理開始以降に確認された最低気温よりも厳しい条件であることを確認した。</p> <p>(添付 7.2-8 参照)</p>	<p>これらの設備を有している系統を対象に評価を行った。その結果、熱波に対しては、設備能力に十分な裕度があるか、もしくは耐熱性が高いために機能喪失に至るような影響はなく、また、寒波に対しては、外気の影響を受けることなくこれまで運転を実施してきたことを確認するとともに、設計条件が、過去 2 年間で確認された最低気温よりも厳しい条件であることを確認した。</p> <p>(添付 7.2-8 参照)</p>

No. 14

本文 p. 38 7.3 地震とその他自然現象の重畳による影響	
誤	正
<p>①に分類されるものとしては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震と火山 ・地震と津波 ・地震と地すべり・陥没 ・地震と高潮 ・地震と洪水 ・地震と熱波 ・地震と寒波 ・地震と豪雪 <p>があり、これらは、個別の自然現象の施設への影響がないと評価できれば重畳についても影響がないと考えられる。</p> <p>②に分類されるものとしては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震と強風 ・地震と竜巻 	<p>①に分類されるものとしては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震と火山 ・地震と津波 ・地震と地すべり・陥没 ・地震と高潮 ・地震と洪水 ・地震と熱波 ・地震と寒波 <p>があり、これらは、個別の自然現象の施設への影響がないと評価できれば重畳についても影響がないと考えられる。</p> <p>②に分類されるものとしては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震と強風 ・地震と竜巻 ・地震と豪雪

No. 15

本文 p. 38 7.3(1) 地震と大雨	
誤	正
<p>そこで、各建屋周囲には地下水を汲上げるための集水ピットが設置されていることから、この集水ピットからの地下水排出量データと構内降水量データの比較を行った。その結果、両者の相関性は弱いと判断されるとともに、大雨時の建屋周囲の地下水量を急激に増加させる傾向は見られなかった。</p>	<p>そこで、各建屋周囲には地下水を汲上げるための集水ピットが設置されていることから、この集水ピットからの地下水排出量データと構内降水量データの比較を行った。その結果、大雨時に建屋周囲の地下水量を急激に増加させる傾向は見られず、大雨と地下水量の相関性は弱いことを確認した。</p>

No. 16

本文 p. 39 7.4 「設計上の想定を超える事象」の選定結果	
誤	正
<p>7.4 「設計上の想定を超える事象」の選定結果</p> <p>上記より、3安全機能喪失を起因とする「設計上の想定を超える事象」を以下のとおり選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 安全冷却水系の機能喪失による放射性物質を含む溶液の沸騰 ② 安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失による燃料貯蔵プールにおける沸騰 ③ ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋における貯蔵室からの排気系の機能喪失による混合酸化物貯蔵容器の過度の温度上昇 ④ 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発 <p>また、自然現象等を直接起因とする「設計上の想定を超える事象」を以下のとおり選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑤ 放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰 ⑥ 放射性物質を放出する建屋内火災 	<p>7.4 「設計上の想定を超える事象」の選定結果</p> <p>上記より、3安全機能喪失を起因とする「設計上の想定を超える事象」を以下のとおり選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 安全冷却水系の機能喪失による放射性物質を含む溶液の沸騰 ② 安全冷却水系（使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設）及びプール水冷却系の機能喪失による燃料貯蔵プールにおける沸騰 ③ ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋における貯蔵室からの排気系の機能喪失による混合酸化物貯蔵容器の過度の温度上昇 ④ 安全圧縮空気系の機能喪失による水素の爆発 <p>また、自然現象を直接起因とする「設計上の想定を超える事象」を以下のとおり選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑤ 放射性物質を含む溶液の漏えいによる沸騰 ⑥ 放射性物質を放出する建屋内火災

No. 17

本文 p. 42 8.1.2(4) 耐震裕度	
誤	正
<p>a. 起回事象、AM策に関連する建屋、系統、機器の抽出</p> <p>起回事象、AM策に関連する建屋、系統、機器（以下、「設備等」という。）を抽出し、抽出した設備等について、設備単位で耐震裕度を整理する。なお、具体的な耐震裕度の評価方法は、以下のとおりとする。</p> <p>(a) 基準地震動は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂（平成18年9月19日原子力安全委員会決定）を踏まえて実施した耐震安全性評価において策定した基準地震動 S_s とする。</p>	<p>a. 起回事象、AM策に関連する建屋、系統、機器の抽出</p> <p>起回事象、AM策に関連する建屋、系統、機器（以下、「設備等」という。）を抽出し、抽出した設備等について、設備単位で耐震裕度を整理する。なお、具体的な耐震裕度の評価方法は、以下のとおりとする。</p> <p>(a) 基準地震動は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂（平成18年9月19日原子力安全委員会決定）を踏まえて実施した耐震安全性評価において策定した基準地震動 S_s とする。</p>

「六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価に係る報告書」に係る正誤表 (9/94)

No. 18

本文 p. 46 8.1.3.1(1) 安全設計	
誤	正
<p>また、安全冷却水系は、外部電源が喪失した場合にも対処できるよう、第2 非常用ディーゼル発電機から給電できる設計としている。安全冷却水の系統、安全冷却水に係る電源系統を添付 8.1.3.1-1 に、アクティブ試験期間中に放射性物質を含む溶液を内蔵する機器を添付 8.1.3.1-2 に示す。 (添付8.1.3.1-1、添付8.1.3.1-2参照)</p>	<p>また、安全冷却水系は、外部電源が喪失した場合にも対処できるよう、第2 非常用ディーゼル発電機から給電できる設計としている。安全冷却水系の系統、安全冷却水に係る電源系統を添付 8.1.3.1-1 に、アクティブ試験期間中に放射性物質を含む溶液を内蔵する機器を添付 8.1.3.1-2 に示す。 (添付8.1.3.1-1、添付8.1.3.1-2参照)</p>

No. 19

本文 p. 50 8.1.3.1(3)b.③ 冷却塔、安全冷却水系外部ループの冷却水循環ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失	
誤	正
<p>高レベル廃液ガラス固化建屋以外の建屋では、一般冷却水を用いた安全冷却水系の機能回復が期待できないため、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の安全冷却水系外部ループへの冷却水供給が収束シナリオとなる。</p>	<p>高レベル廃液ガラス固化建屋以外の建屋では、一般冷却水系を用いた安全冷却水系の機能回復が期待できないため、使用済燃料の受入れ施設及び貯蔵施設の安全冷却水系からの安全冷却水系外部ループへの冷却水供給が収束シナリオとなる。</p>

「六ヶ所再処理施設の安全性に関する総合的評価に係る報告書」に係る正誤表 (10/94)

No. 20

本文 p. 52 8.1.3.1(5)c. (a) AM 策の継続可能時間の評価	
誤	正
<p>AM-①: 運転予備用ディーゼル発電機からの給電 運転予備用ディーゼル発電機は、重油を燃料として運転することから、運転予備用ディーゼル発電機からの給電の支配的要因は重油であり、運転予備用ディーゼル発電機からの給電は、機器付タンク内の重油が枯渇するまで約3日継続して実施が可能である。</p>	<p>AM-①: 運転予備用ディーゼル発電機からの給電 運転予備用ディーゼル発電機は、重油を燃料として運転することから、運転予備用ディーゼル発電機からの給電の支配的要因は重油であり、運転予備用ディーゼル発電機からの給電は、ディーゼル発電機設備用燃料油受入・貯蔵所の燃料油貯蔵タンク内の重油が枯渇するまで約3日継続して実施が可能である。</p>

No. 21

本文 p. 65 8.1.3.2(5)d. (a) AM 策の継続可能時間の評価	
誤	正
<p>AM-③: 補給水設備からの給水</p> <p>補給水設備は外部電源から給電される設備であるため、補給水設備からの給水については、支配的要因は存在せず、継続可能時間評価の対象外とする。</p> <p>ただし、洞道、安全冷却水系配管の構造損傷もしくは冷却塔、安全冷却水系の冷却水循環ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失時には、電源車からの給電を実施した上で補給水設備から燃料貯蔵プールへの給水を実施する。この場合の補給水設備からの給水の継続可能時間は、補給水設備の補給水槽の容量 500m³ と沸騰時の燃料貯蔵プールの蒸発速度 5.5m³/h から、約90時間となる。</p> <p>しかしながら、補給水設備からの給水は燃料貯蔵プール水の沸騰により水位が低下した後に対応することから、沸騰までの時間である約13日を考慮すると、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕が十分にあり、外部からの支援を得られる体制を確保することが可能であると考え。</p>	<p>AM-③: 補給水設備からの給水</p> <p>補給水設備は外部電源から給電される設備であるため、補給水設備からの給水については、支配的要因は存在せず、継続可能時間評価の対象外とする。</p> <p>ただし、洞道、安全冷却水系配管の構造損傷もしくは冷却塔、安全冷却水系の冷却水循環ポンプ、電気盤等の構造損傷または機能喪失時には、電源車からの給電を実施した上で補給水設備から燃料貯蔵プールへの給水を実施する。この場合の補給水設備からの給水の継続可能時間は、補給水設備の補給水槽の容量 約500m³ と沸騰時の燃料貯蔵プールの蒸発速度 約5.5m³/h から、約90時間となる。</p> <p>しかしながら、補給水設備からの給水は燃料貯蔵プール水の沸騰により水位が低下した後に対応することから、沸騰までの時間である約13日を考慮すると、「設計上の想定を超える事象」に至るまでの時間余裕が十分にあり、外部からの支援を得られる体制を確保することが可能であると考え。</p>

No. 22

本文 p. 72 8.1.3.3(5)a. 評価条件	
誤	正
<p>・ 貯蔵容器に封入している MOX 粉末の発熱量は、設工認申請書の値とする。</p>	<p>・ 貯蔵容器に封入している MOX 粉末の発熱量は、設工認申請書の値とする。</p>