

2020.3公開報告で高レベル廃液貯槽120m<sup>3</sup>中のPu239放射能を2.01×10<sup>13</sup>Bqを2.1×10<sup>13</sup>Bqで計算していたことがわかり再計算し訂正した報告書です。大勢は変わりませんお詫びします。

## 再処理工場の高レベル廃液中に臨界量以上のプルトニウム239が含有されていた

2020.4 三陸の海を放射能から守る岩手の会

### 1) 2013年2月公開された高レベル廃液の核種と濃度

第183国会参議院質問主意書第31号（川田龍平議員提出）の質問二の四の答弁書等により、2013年2月現在の日本原燃六ヶ所再処理工場と日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」）東海再処理施設に貯蔵されている高レベル放射性廃液（以下「高レベル廃液」）に含まれる放射性核種とその濃度が公開されました（表1）。表からわかるようにJAEAに比べ日本原燃はストロンチウム90など含有核種の多くを隠蔽していました。

（表1）高レベル廃液に含まれる核種とその放射能濃度（2013.2.1現在）

				(2013年2月1日現在 両事業所公表)			
高レベル廃液貯蔵量		東海再処理工場	六ヶ所再処理工場	東海再処理工場		六ヶ所再処理工場	
		放射能濃度	放射能濃度	放射能濃度		放射能濃度	
放射性核種		(Bq/m <sup>3</sup> )	(Bq/m <sup>3</sup> )	放射性核種		(Bq/m <sup>3</sup> )	(Bq/m <sup>3</sup> )
1	Sr-89	1.2×10 <sup>-7</sup>		16	Ce-144	3.5×10 <sup>10</sup>	
2	Sr-90	2.2×10 <sup>15</sup>		17	Pr-144	3.5×10 <sup>10</sup>	
3	Y-90	2.2×10 <sup>15</sup>		18	Pm-147	1.8×10 <sup>13</sup>	
4	Zr-95	4.4×10 <sup>-3</sup>		19	Sm-151	5.5×10 <sup>13</sup>	
5	Nb-95	9.6×10 <sup>-3</sup>		20	Eu-154	6.6×10 <sup>13</sup>	3.1×10 <sup>13</sup>
6	Rh-103m	6.0×10 <sup>-14</sup>		21	Eu-155	3.5×10 <sup>12</sup>	
7	Ru-103	6.0×10 <sup>-14</sup>		22	Np-237	1.4×10 <sup>10</sup>	
8	Ru-106	1.6×10 <sup>11</sup>	3.1×10 <sup>11</sup>	23	Am-241	5.3×10 <sup>13</sup>	4.7×10 <sup>13</sup>
9	Rh-106	1.6×10 <sup>11</sup>		24	Cm-242	3.3×10 <sup>6</sup>	
10	Te-125m	3.7×10 <sup>11</sup>		25	Cm-244	2.6×10 <sup>13</sup>	4.4×10 <sup>13</sup>
11	Sb-125	1.6×10 <sup>12</sup>	1.4×10 <sup>12</sup>	* 1) 東海再処理工場の数値で7.1×10 <sup>-20</sup> のような値がありましたがHPIに掲載された、そのまま掲載しました。			
12	Cs-134	8.5×10 <sup>12</sup>	2.5×10 <sup>13</sup>	* 2) 六ヶ所再処理工場はSr-90のような重要核種が公開されませんでした。			
13	Ba-137m	3.0×10 <sup>15</sup>					
14	Cs-137	3.2×10 <sup>15</sup>	2.6×10 <sup>15</sup>				
15	Ce-141	7.1×10 <sup>-20</sup>					

### 2) 高レベル廃液にプルトニウムが含まれることを隠蔽してきた日本原燃とJAEA

2015.12.21に行われた第89回核燃料施設等の新規性基準適合性に係る審査会合の日本原燃提出資料2（2）「六ヶ所再処理施設における新規制基準に対する適合性【重大事故等対処施設】」により、日本原燃と日本原子力研究開発機構は高レベル廃液に、プルトニウムが含まれている事実を隠蔽してきたことがわかりました。以下のURLを参照してください。

<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11235834/www.nsr.go.jp/data/000134169.pdf>

上記資料の38, 98, 138ページに高レベル濃縮廃液貯槽（120m<sup>3</sup>）や不溶解残渣廃液貯槽（70m<sup>3</sup>）等高レベル廃液としてガラス固化対象である廃液が7つの貯槽に満タン貯蔵されている場合、その廃液に含まれる放射性核種とその放射能濃度（Bq）が一覧として掲載されていました（表2）。

(表2) 六ヶ所再処理工場貯蔵高レベル廃液各貯槽中 含有放射性核種とその放射能 (Bq) 一覧

補足2. 2. 蒸発乾固における放出量の評価  
補足2. 2. 3 ①内蔵放射能の設定(2/2)



(単位:Bq)

核種	高レベル濃縮廃液貯槽 (120m <sup>3</sup> )	高レベル濃縮廃液一時貯槽 (25m <sup>3</sup> )	高レベル廃液混合槽 (20m <sup>3</sup> )	供給液槽 (5m <sup>3</sup> )	供給槽 (2m <sup>3</sup> )	不溶解残渣廃液貯槽 (70m <sup>3</sup> )	不溶解残渣廃液一時貯槽 (5m <sup>3</sup> )
Sr90	8.63E+17	1.80E+17	1.44E+17	3.59E+16	1.44E+16	0.00E+00	0.00E+00
Y90	8.63E+17	1.80E+17	1.44E+17	3.60E+16	1.44E+16	0.00E+00	0.00E+00
Ru106	4.21E+14	8.78E+13	7.02E+13	1.76E+13	7.02E+12	2.18E+14	3.11E+13
Rh106	4.21E+14	8.78E+13	7.02E+13	1.76E+13	7.02E+12	2.18E+14	3.11E+13
Cs134	2.01E+16	4.19E+15	3.35E+15	8.38E+14	3.35E+14	0.00E+00	0.00E+00
Cs137	1.27E+18	2.65E+17	2.12E+17	5.31E+16	2.12E+16	0.00E+00	0.00E+00
Ba137M	1.21E+18	2.51E+17	2.01E+17	5.02E+16	2.01E+16	0.00E+00	0.00E+00
Ce144	2.63E+13	5.48E+12	4.39E+12	1.10E+12	4.39E+11	0.00E+00	0.00E+00
Pr144	2.63E+13	5.48E+12	4.39E+12	1.10E+12	4.39E+11	0.00E+00	0.00E+00
Sb-125	7.20E+15	1.50E+15	1.20E+15	3.00E+14	1.20E+14	1.18E+11	1.68E+10
Pm147	4.95E+16	1.03E+16	8.25E+15	2.06E+15	8.25E+14	8.08E+11	1.15E+11
Eu154	8.18E+16	1.71E+16	1.36E+16	3.41E+15	1.36E+15	1.34E+12	1.91E+11
Pu238	2.10E+14	4.38E+13	3.51E+13	8.76E+12	3.51E+12	3.50E+14	5.00E+13
Pu239	2.01E+13	4.19E+12	3.35E+12	8.38E+11	3.35E+11	3.35E+13	4.79E+12
Pu240	3.21E+13	6.68E+12	5.35E+12	1.34E+12	5.35E+11	5.34E+13	7.63E+12
Pu241	4.42E+15	9.21E+14	7.37E+14	1.84E+14	7.37E+13	7.36E+15	1.05E+15
Pu242	1.34E+11	2.80E+10	2.24E+10	5.60E+09	2.24E+09	2.24E+11	3.20E+10
Am241	8.78E+16	1.83E+16	1.46E+16	3.66E+15	1.46E+15	3.64E+14	5.20E+13
Am242	2.88E+14	5.99E+13	4.80E+13	1.20E+13	4.80E+12	1.19E+12	1.70E+11
Am243	7.93E+14	1.65E+14	1.32E+14	3.31E+13	1.32E+13	3.29E+12	4.70E+11
Cm242	2.38E+14	4.97E+13	3.97E+13	9.94E+12	3.97E+12	9.89E+11	1.41E+11
Cm243	6.54E+14	1.36E+14	1.09E+14	2.72E+13	1.09E+13	2.71E+12	3.87E+11
Cm244	6.10E+16	1.27E+16	1.02E+16	2.54E+15	1.02E+15	2.53E+14	3.62E+13

各機器のインベントリに燃料仕様の変動に係る補正係数を乗じた値

出典：第89回核燃料施設等の新規性基準適合性に係る審査会合の日本原燃提出資料2(2)「六ヶ所再処理施設における新規性基準に対する適合性【重大事故等対処施設】」2015.12.21審査会

資料2(2)37ページ「内蔵放射能の設定」に下記枠内の記述があり、これから高レベル廃液貯槽に含まれる核種と内蔵放射能の設定条件は「PWR原子力発電所で発生する使用済燃料で初期ウラン235濃度は4.5wt%、

内蔵放射能は重大事故用標準燃料仕様を用いて算出する。

燃料型式	PWR
初期濃縮度	4.5wt%
燃焼度	45,000MWd/t・U <sub>P</sub>
比出力	38MW/t・U <sub>P</sub>
冷却年数	15年

重大事故用標準燃料仕様より求めた放射能に、以下の燃料仕様の変動に係る補正係数を考慮して平常運転時の最大濃度を算出し、内蔵放射能を算出

元素グループ	使用済燃料中の放射能		燃料仕様の変動に係る補正係数
	重大事故用標準燃料 (Bq/t・U <sub>P</sub> )		
Ru/Rh	1.6 × 10 <sup>12</sup> *2		1.7
その他FP*1	1.3 × 10 <sup>16</sup>		1.1
Pu	α	1.7 × 10 <sup>14</sup>	2.0
	β	2.9 × 10 <sup>15</sup>	
Am,Cm	1.8 × 10 <sup>14</sup>		2.7

\*1 その他FPとは、核分裂生成物のうち、Kr-85、I-129及びRu/Rhを除いたものを示す。  
\*2 Ru及びRhの合算値を示す。

燃焼度45000 MWd/t・U<sub>P</sub>のものを再処理しその高レベル廃液を15年冷却したものの」この条件で発生する高レベル廃液になります。さらに補正係数を考慮し最大濃度を算出したとあります。同資料20ページに「・・・溶液が設備の最大能力で保有されている状態を指す。」とあり、(表2)の最上段にある貯槽の最大容量中に含まれる放射能になります。

(表2)より120m<sup>3</sup>の高レベル廃液濃縮貯槽中に含まれる各核種の放射能Bqが示されており、各核種の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>) を求めることができます。これを(表1)と併せて一覧にしてみました。

(表3) 高レベル廃液に含まれる核種とその放射能濃度, 2013.2公表のものと, 2015.12新規制基準適合性審査会の提出資料のものとの違い

		(2013.2.1現在両事業所公開)		2015.12.21実施			(2013年2月1日現在 両事業所公表)		2015.12.21実施
高レベル廃液貯蔵量		東海再処理工場	六ヶ所再処理工場	六ヶ所新規制基準審査会	放射能濃度		東海再処理工場	六ヶ所再処理工場	六ヶ所新規制基準審査会
放射性核種		放射能濃度	放射能濃度	資料から計算 *3)	放射能濃度		放射能濃度	放射能濃度	資料から計算 *3)
		(Bq/m3)	(Bq/m3)	(Bq/m3)	放射性核種	(Bq/m3)	(Bq/m3)	(Bq/m3)	(Bq/m3)
1	Sr-89	1.2×10 <sup>-7</sup> *1)			16	Ce-144	3.5×10 <sup>10</sup>		2.2E+11
2	Sr-90	2.2×10 <sup>15</sup>	*2)	7.2E+15	17	Pr-144	3.5×10 <sup>10</sup>		2.2E+11
3	Y-90	2.2×10 <sup>15</sup>		7.2E+15	18	Pm-147	1.8×10 <sup>13</sup>		4.1E+14
4	Zr-95	4.4×10 <sup>-3</sup>			19	Sm-151	5.5×10 <sup>13</sup>		
5	Nb-95	9.6×10 <sup>-3</sup>			20	Eu-154	6.6×10 <sup>13</sup>	3.1×10 <sup>13</sup>	6.8E+14
6	Rh-103m	6.0×10 <sup>-14</sup>			21	Eu-155	3.5×10 <sup>12</sup>		
7	Ru-103	6.0×10 <sup>-14</sup>			22	Np-237	1.4×10 <sup>10</sup>		
8	Ru-106	1.6×10 <sup>11</sup>	3.1×10 <sup>11</sup>	3.5E+12	23	Am-241	5.3×10 <sup>13</sup>	4.7×10 <sup>13</sup>	7.3E+14
9	Rh-106	1.6×10 <sup>11</sup>		3.5E+12	24	Cm-242	3.3×10 <sup>6</sup>		2.0E+12
10	Te-125m	3.7×10 <sup>11</sup>			25	Cm-244	2.6×10 <sup>13</sup>	4.4×10 <sup>13</sup>	5.1E+14
11	Sb-125	1.6×10 <sup>12</sup>	1.4×10 <sup>12</sup>	6.0E+13	(両再処理工場で公開しなかった核種と放射能濃度)				
12	Cs-134	8.5×10 <sup>12</sup>	2.5×10 <sup>13</sup>	1.7E+14	26	Pu238			1.8E+12
13	Ba-137m	3.0×10 <sup>15</sup>		1.0E+16	27	Pu239			1.7E+11
14	Cs-137	3.2×10 <sup>15</sup>	2.6×10 <sup>15</sup>	1.1E+16	28	Pu240			2.7E+11
15	Ce-141	7.1×10 <sup>-20</sup>			29	Pu241			3.7E+13
				* 7.2E+15=7.2×10 <sup>15</sup>	30	Pu242			1.1E+09
					31	Am242			2.4E+12
					32	Am243			6.6E+12
					33	Cm243			5.5E+12
* 1) 東海再処理工場の数値で7.1×10 <sup>-20</sup> のような値がありましたがHPIに掲載された、そのまま掲載しました。					* 赤文字は代表的核分裂核種				
* 2) 六ヶ所再処理工場はSr-90のような重要核種が公開されませんでした。									
* 3) 15.12.21の第89回「核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合」資料2-2, P38									

※ 上表における2013年2月1日現在の値は、第183国会参議院質問主意書第31号(川田龍平議員提出)の質問二の四によりわかったものです。JAEAは東海工場の高レベル廃液(「高放射性廃液」と呼称されている)に含む核種と濃度を公表しましたが、すぐに削除されてしまいました。しかし規制機関が福島原発事故後、経産省原子力安全保安院から原子力規制委員会へ移管されたことによりようやく公表されたものでした。ところが、今回核分裂性のプルトニウムが隠蔽されていたことが、新規制基準適合性審査会への事業者申請資料から明らかになりました。

2013年2月段階での高レベル廃液については、六ヶ所再処理工場のもは2006年~2008年度(アクティブ試験時)において発生したものであり、PWR使用済燃料185トン(燃焼度12000~48000 MWd/t・U<sub>Pr</sub>, 冷却年数5~21年), BWR使用済燃料239トン(燃焼度15000~40000 MWd/t・U<sub>Pr</sub>, 冷却年数8~20年)が再処理されて発生した廃液です。詳しくは下記URLを参照してください。東海再処理で発生した廃液の使用済燃料の燃焼形式や燃焼度等の条件については未確認です。

[http://sanriku.my.coocan.jp/0604\\_0903.pdf](http://sanriku.my.coocan.jp/0604_0903.pdf)

(表3)を見ると、2013.2に東海や六ヶ所再処理工場に貯蔵されていた高レベル廃液に含まれる核種の濃度はその約3年後2015.12の審査会に提出された濃度と比較すると、東海は審査会資料による濃度の1/3～1/38 (Cm242は60万倍もの異常値になり除外)、六ヶ所は1/4～1/43程度でした。原子炉の形式、ウランの初期濃度、燃焼度、冷却年数などの違いによるものと思われませんが、現在貯蔵されているものよりも高濃度の廃液が貯蔵されることとなります。しかもプルトニウムの主な同位体5核種の濃度は $1.1 \times 10^9 \sim 3.7 \times 10^{13} \text{Bq/m}^3$ もの値であり、 $120\text{m}^3$ や $70\text{m}^3$ の貯槽全体にはこれら濃度の120倍もしくは70倍のプルトニウムが含まれることとなります。JCO東海のような臨界事故の危険はないのか以下確認してみました。

3) 高レベル廃液貯槽と不溶性残渣廃液貯槽に含まれるプルトニウム239は臨界量をオーバーしているのではないか。

高レベル廃液には再処理のせん断・溶解、抽出・分離工程でウラン・プルトニウムと核分裂生成物とが100%分離されるわけではないので、幾らかは混入してくるものと予想していました。しかし2013年2月の両再処理工場の事業主体による公開資料にはプルトニウムが含まれてこないことになっており無視できる量であろうと推察してきました。ところが、2015年12月の新規規制基準適合性審査会の資料に高レベル廃液中にかなりの量のプルトニウムが含まれることが数値で記載されており驚きました。

プルトニウムの同位体の中で核分裂性のプルトニウム239は純粋なものは4.4kgほどで核爆弾ができると聞いておりました。またJCO東海の臨界事故では濃縮ウランの液状のものをバケツで混ぜたときに臨界が起きました。それで(表2)のデータを基にプルトニウムが多く含まれている高レベル濃縮廃液 $120\text{m}^3$ 貯槽、不溶性残渣廃液 $70\text{m}^3$ 貯槽について含まれるプルトニウム239の質量を求め検討してみました(表4)。

(表4)を見ると高レベル廃液貯槽  $120\text{m}^3$ 中のプルトニウム 239 の質量は 8.75kg で全プルトニウムは 14.98kg (Pu239 の純度は 58.4%)、不溶性残渣廃液貯槽  $70\text{m}^3$ 中のプルトニウム 239 の質量は 14.59kg で全プルトニウムは 24.97kg (Pu239 の純度は 58.4%) になりました。いずれも下記(参考1, 2)にあるプルトニウム 239 の臨界量を上回っています。貯槽全体の溶液量が  $120\text{m}^3, 70\text{m}^3$ と大量であり、プルトニウムの密度がかなり薄まっておりすぐには臨界に達するわけではないでしょうが、電源喪失で攪拌が止まりプルトニウム等の密度が大きい核種が沈降した場合や電源喪失等により冷却が止まったとき廃液が沸騰し蒸発乾固途中で比重が大きいプルトニウムが沈降し濃縮した場合など果たして絶対に臨界にならないと言えるのでしょうか(参考3)。

(参考1)

「最小臨界量：ある質量以下の核分裂性物質は核分裂の連鎖反応が持続する臨界になり得ない。その質量を最小臨界量という。その値は、核分裂性物質の種類、形状、それが置かれている環境における中性子の減速条件・反射条件により異なる。プルトニウムの最小臨界量はウランに比較して小さい。米国臨界安全ハンドブック TID-7016 によると、ウラン-235 の最小臨界量は金属で 22.8kg に対しプルトニウム-239 のそれは 5.6kg である。また、水のような減速材があると臨界になりやすく、溶液状態では、最小臨界質量はウラン-235 の 820g に対し、プルトニウム-239 は 510g である。プルトニウム取扱いはより厳重な臨界管理を実施する必要があることがわかる。この場合、プルトニウムはプルトニウム-239 が 100% の条件であり、計算上の値である。普通、質量で管理する場合は最小臨界量に安全係数を掛けた制限量を設け、各作業工程ごとにこの制限以下で管理している。」(「atomica」より)

(参考2)

「Puの臨界量：球状のPuを厚さ10cmの天然ウラン反射材で包んだとき、Pu239の純度が100%のとき臨界量は4.4kg、60%のとき臨界量は4.7kg全Pu7.8kg」(「元素の事典」より)

(参考3)

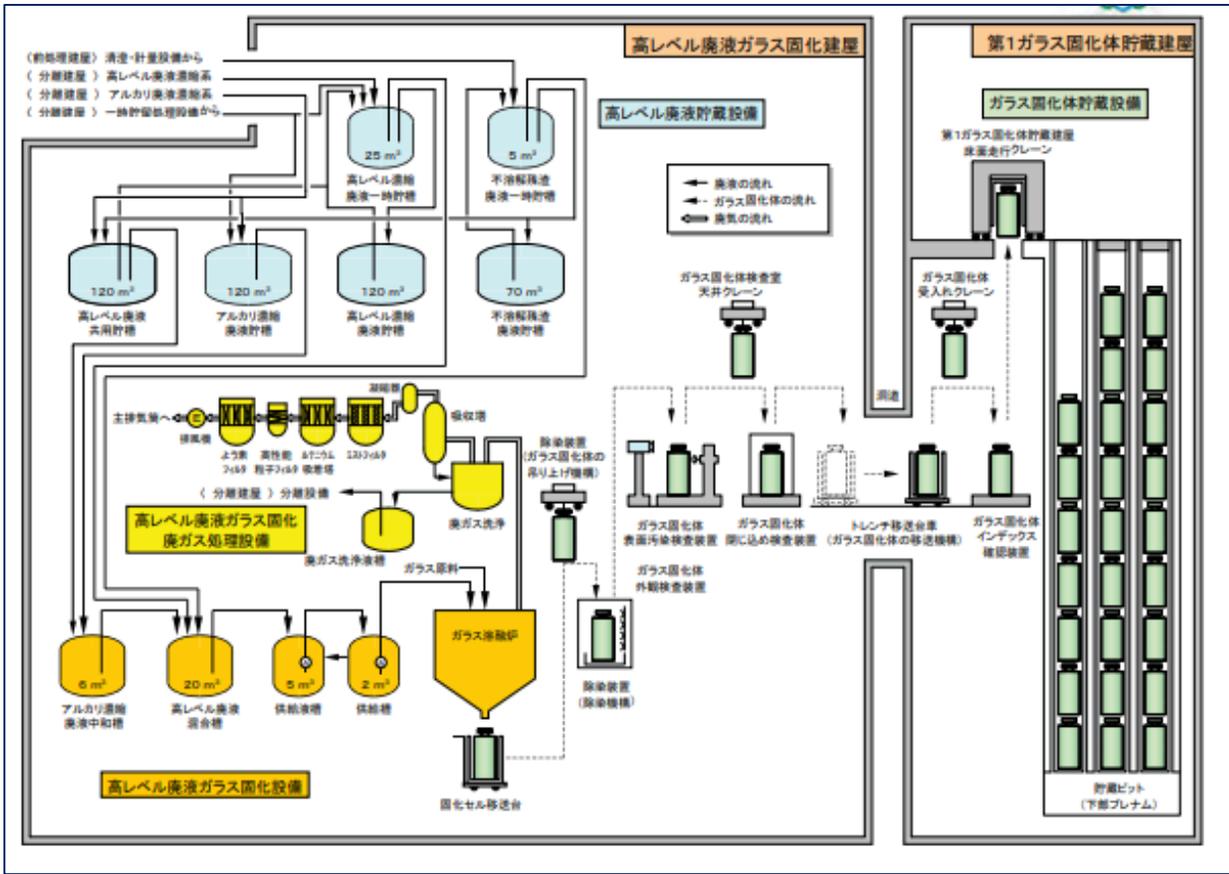
平成31年3月8日行われた「日本原燃(株)六ヶ所再処理施設に係る新規規制基準の適合性に関する事業者ヒアリング」の資料3「臨界事故の選定に係る補足説明」に「未臨界濃度とは無限体系における中性子の増倍率が未臨界判定値(0.95)を超えない濃度をいう」とあり、濃度管理対象機器(例)として貯槽等4種のプルトニウムの未臨界濃度が挙げられており商業機密で非公開のヨウ素追い出し槽を除く3種の貯槽について抽出液受槽等6.3gPu/L、プルトニウム洗浄器7.5gPu/L、一時貯留槽8.2gPu/Lとあった。高レベル廃液貯槽はなかった。もっとも緩い値の8.2gPu/LについてPu239濃度は71%でありこれは5.82g/Lになる。不溶性残渣貯槽 $70\text{m}^3$ にPu239は14.6kg含まれるので蒸発乾固で煮詰まっていく過程でPuの比重が19.8と23種の核種の中で最も大きく(次はAmとCmで13.5ほど、多くは8以下)、早期に貯槽底部に沈降し濃縮されると臨界が起こるのではないだろうか。

(表4) 審査会合資料から高レベル廃液貯槽に含まれるプルトニウムの質量を確認

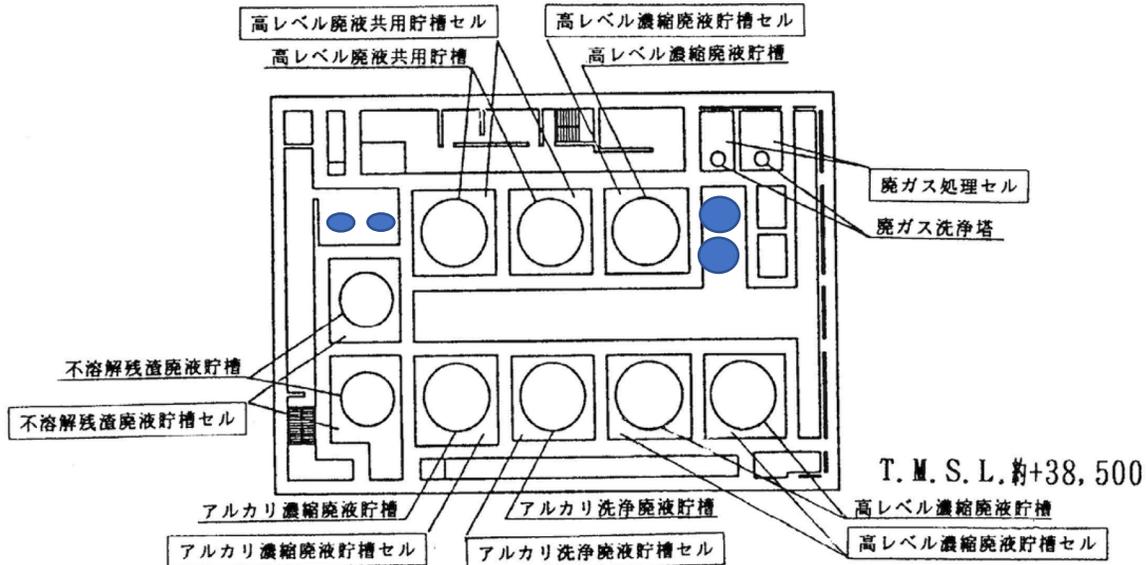
六ヶ所新規制基準適合性審査会2015.12.21							
第89回「核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合」資料2-2, P38を基に2貯槽についてPuの質量を計算							
		高レベル濃縮廃液 貯槽(120m3)[Bq]	不溶解残渣廃液 貯槽(70m3)[Bq]	高レベル濃縮廃液 貯槽120m3中の[g]	不溶解残渣廃液 貯槽70m3中の[g]	半減期[年]	質量数
1	Sr90	8.63E+17	0				
2	Y90	8.63E+17	0				
3	Ru106	4.21E+14	2.18E+14				
4	Rh106	4.21E+14	2.18E+14				
5	Cs134	2.01E+16	0				
6	Cs137	1.27E+18	0				
7	Ba137m	1.21E+18	0				
8	Ce144	2.63E+13	0				
9	Pr144	2.63E+13	0				
10	Sb125	7.2E+15	1.18E+11				
11	Pm147	4.95E+16	8.08E+11				
12	Eu154	8.18E+16	1.34E+12				
13	Pu238	2.1E+14	3.5E+14	331	552	87.7	238
14	Pu239	2.01E+13	3.35E+13	8753	14588	24100	239
15	Pu240	3.21E+13	5.34E+13	3827	6366	6570	240
16	Pu241	4.42E+15	7.36E+15	1160	1931	14.4	241
17	Pu242	1.34E+11	2.24E+11	914	1529	373000	242
18	Am241	8.78E+16	3.64E+14				
19	Am242	2.88E+14	1.19E+12				
20	Am243	7.93E+14	3.29E+12				
21	Cm242	2.38E+14	9.89E+11				
22	Cm243	6.54E+14	2.71E+12				
23	Cm244	6.1E+16	2.53E+14				
* 赤文字は主な核分裂性核種							
			Pu計	14985	24965		
	※ 放射能Bqから質量gを求める計算式						
	$m(g)=7.56E-17 \times T(\text{半減期:年}) \times M(\text{質量数}) \times A(\text{放射能:Bq})$						
	$7.56E-17=7.56 \times 10^{-17}$						



(参考5) 六ヶ所，高レベル廃液貯蔵設備（実際は別建屋）とガラス固化建屋，ガラス固化貯蔵建屋の図



(参考6) 六ヶ所高レベル廃液建屋 地下3階貯槽配置図 各々の貯槽は厚さ約1mのコンクリートセル内に設置



左の青丸は不溶解残渣廃液一時貯槽 (5m<sup>3</sup>), 右青丸は高レベル廃液一時貯槽 (25m<sup>3</sup>) (推定)。高レベル廃液貯槽 (120m<sup>3</sup>) が3基あり国回答より1基多い, 高レベル廃液共用貯槽が2基あり国回答よりも1基多い, この余計な2基は濃縮処理中の抽出廃液供給槽と思われる。アルカリ洗浄廃液貯槽が1基, これは濃縮隣のアリカリ濃縮廃液貯槽へ移送する前の貯槽であろう。