

六ヶ所再処理工場 新規制基準適合性審査 看過できない高レベル廃液に係る問題点三つ 蒸発乾固止まりの審査，臨界量超プルトニウム含有，破綻ガラス固化技術

三陸の海を放射能から守る岩手の会 永田文夫

新型コロナウイルスの大流行による緊急事態宣言発令で大混乱中の今年5月13日に行われた原子力規制委員会で、六ヶ所再処理工場の新規制基準適合性審査を終了し、事実上の合格書に当たる審査書案が了解され翌日から30日間のパブコメが実施された。私達は2014年1月から開始された適合性審査を監視し、問題点を規制委員会へ訴えてきた。審査上の多くの論点を残したまま審査を打ち切った姿勢は、第二の福島原発事故への道を歩み始めたのではないかと、危惧の念を抱かざるを得ない。5月31日のCNIC主催連続ウェブ講座でお話した中で、特に注視したい高レベル放射性廃液(以下「高レベル廃液」)に関わる問題点3つについてお知らせしたい。

I “蒸発乾固”止まりの露骨な重大事故過小評価

審査案の概要*1)に「高レベル廃液等の冷却機能が喪失した場合に、高レベル廃液等の沸騰により溶液中の水分が蒸発し、やがて水分が無くなり、最終的には溶質が乾燥・固化に至るまでの一連の現象をいう。」と“蒸発乾固”重大事故が定義されている。このことは高レベル廃液等が冷却機能喪失時には、膨大な放射能の自己崩壊熱による沸騰・蒸発が起こるが、固化で収まることになる。固化以降に起こる溶融・揮発・化学爆発等による放射能の環境大放出について評価しなくてよいことになる。高レベル廃液事故において蒸発・乾固で事態が収まるのならば、ガラス固化は必要ない。

乾固物の膨大な放射能により、続いて起こる溶融・揮発・爆発こそウラルの核惨事であり、旧西ドイツ政府のIRS290報告(図1)や高木仁三郎氏の六ヶ所事故評価である(図2)。



図1 1977.1.15 毎日新聞

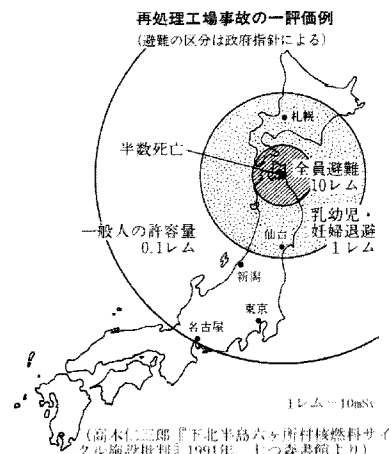


図2 高木評価

高木氏は「核燃料再処理工場の大事故評価 西ドイツIRS290報告をめぐって」*2)において、報告書の「高レベル廃液貯槽事故時に放出される放射性物質の割合」(表1)を示し解説している。

表1 旧西独IRS290報告：第三段階溶融、揮発まで評価
高レベル廃液貯槽事故時に放出される放射性物質の割合

元 素	放出される割合(%)		
	第1段階	第2段階	第3段階
Rb, Cs	—	—	80
Se, Sn, Sb, Te	—	—	25
Sr, Ba	—	—	20
Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Cd	—	—	5
Sm, Eu, Tb	—	—	5
Y, Nb, La, Ce, Pm, Eu	—	—	1
Zr	—	—	1

表の第一段階は冷却能力を喪失し沸騰まで、第二段階は沸騰から蒸発乾固まで、第三段階は乾固物が溶融・揮発物環境放出までとのこと。第二段階までは「まだ放射性物質の放出は問題にならない」と解説がある。しかし、原子力規制委員会はこの段階までの評価で済ませ、審査を終了した。第三段階は、“あってはならない”ので、評価せず済ますことは国民を守る意識に欠ける背信的審査であり、許されない。

Ⅱ 高レベル廃液、不溶解残渣廃液貯槽に臨界量を超えるプルトニウム239が含まれる

高レベル廃液の過酷事故が起きた時、北半球に影響を与えるとの懸念がある。廃液にはどのような放射性核種がどの程度含まれているのだろうか。これは3.11原発事故後、2013年2月川田龍平議員の質問主意書等で明らかになった(表2)。

しかし六ヶ所再処理工場ではストロンチウム90が隠蔽されていた。ところが2015.12.21新規制基準適合性審査会資料2-2において詳細な資料(表3)が示されていたことがわかった。

驚いたことに、高レベル廃液貯槽(120m³)と不溶解残渣廃液貯槽(70m³)に、表2に記載されていないプルトニウムの同位体5種が、10¹¹~10¹⁵Bqのオ

表2 高レベル廃液貯蔵量と含まれる核種とその濃度

放射性核種	東海再処理工場		六ヶ所再処理工場	
	約394m ³	約202m ³	放射能濃度 (Bq/m ³)	放射能濃度 (Bq/m ³)
1 Sr-89	1.2×10 ⁻⁷			
2 Sr-90	2.2×10 ¹⁵			
3 Y-90	2.2×10 ¹⁵			
4 Zr-95	4.4×10 ⁻³			
5 Nb-95	9.6×10 ⁻³			
6 Rh-103m	6.0×10 ⁻¹⁴			
7 Ru-103	6.0×10 ⁻¹⁴			
8 Ru-106	1.6×10 ¹¹	3.1×10 ¹¹		
9 Rh-106	1.6×10 ¹¹			
10 Te-125m	3.7×10 ¹¹			
11 Sb-125	1.6×10 ¹²	1.4×10 ¹²		
12 Cs-134	8.5×10 ¹²	2.5×10 ¹³		
13 Ba-137m	3.0×10 ¹⁵			
14 Cs-137	3.2×10 ¹⁵	2.6×10 ¹⁵		
15 Ce-141	7.1×10 ⁻²⁰			

(2013年2月1日現在 両事業所公表)

放射性核種	東海再処理工場		六ヶ所再処理工場	
	放射能濃度 (Bq/m ³)	放射能濃度 (Bq/m ³)	放射能濃度 (Bq/m ³)	放射能濃度 (Bq/m ³)
16 Ce-144	3.5×10 ¹⁰			
17 Pr-144	3.5×10 ¹⁰			
18 Pm-147	1.8×10 ¹³			
19 Sm-151	5.5×10 ⁻¹³			
20 Eu-154	6.6×10 ¹³	3.1×10 ¹³		
21 Eu-155	3.5×10 ¹²			
22 Np-237	1.4×10 ¹⁰			
23 Am-241	5.3×10 ¹³	4.7×10 ¹³		
24 Cm-242	3.3×10 ⁶			
25 Cm-244	2.6×10 ¹³	4.4×10 ¹³		

* 1) 東海再処理工場の数値で7.1×10⁻²⁰のような値がありました。HPに掲載された、そのまま掲載しました。

* 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。

ーダーで含まれていた。さらに核分裂性プルトニウム239について放射能Bqから質量を求めたところ、前者には8.75kg、後者には14.6kgと臨界質量5.6kgを超えて含まれていることがわかった*3)。この廃液の設定条件は「PWR原発で発生する使用済燃料で、初期ウラン235濃度は4.5%、燃焼度45000MW d/t・Upr(注)のものを15年冷却した燃料を再処理し発生した高レベル廃液」とのこと。

このことは、現在六ヶ所・東海両再処理工場に貯蔵中の高レベル廃液にも同様臨界を超えるプルトニウム239が含まれる可能性を示唆している。

ここで疑問点として

1) 質問主意書の答弁書は再処理工場の高レベル廃液にプルトニウムを含むことを隠蔽していたことになる。答弁者(安倍総理)の責任が問われること。

2) 高レベル廃液(120m³)と不溶解残渣廃液(70m³)2貯槽(合計4基)に臨界を超えるプルトニウム239が含まれる申請がなされていた。しかしその臨界安全審査が行われた形跡がないこと。

3) 六ヶ所・東海両再処理工場に現在貯蔵中の高レベル廃液や不溶解残渣廃液に含まれるプルトニウム239の量はどうか。臨界安全はどうか。

表3に掲載されている核種で最も比

重が大きい金属はプルトニウムPu(約20)、次いでAm(約14)、Cm(約13)、白金族のRu、Rhは(各約12)、他の核種はみな約8以下である。貯槽や溶融炉内で酸化物の形態としても同様の比重傾向と推定すると、条件により貯槽や溶融炉内で、プルトニウムが最下部に沈降濃縮し臨界の可能性があるのではないかと思われる。

(注)Upr: 照射角

表3 ガラス固化対象貯槽に含まれる核種とその放射

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 ³)	高レベル濃縮廃液一時貯槽 (25m ³)	高レベル濃縮廃液合槽 (20m ³)	供給液槽 (5m ³)	供給槽 (2m ³)	不溶解残渣廃液貯槽 (70m ³)	不溶解残渣廃液一時貯槽 (5m ³)
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

Ⅲ ガラス固化技術は破綻 白金族問題いまだ解決できず

六ヶ所再処理工場では実際の使用済燃料を使用したアクティブ試験が2006年3月末から2008年2月まで行われ、プルトニウムとウランが回収された。同時に高レベル廃液(他に不溶解残渣廃液とアルカリ濃縮廃液)が発生し、2007年11月から廃液のガラス固化が開始された。高レベル廃液のガラス固化はうまく行ったが、不溶解残渣廃液を加えると白金族が炉底に堆積し炉出口を塞ぎ、ジュール加熱を妨害し天井レンガが剥離するなどトラブルが続き、ガラス溶融炉問題で竣工が9回延期されている。延期の最中、原子力規制委員会が2012年9月発足、その前後の時期にA、B系二つの溶融炉の事前確認試験と本試験が不自然なほど順調に進行し、終了報告書が国へ提出されている。A系の本試験前後で高レベル廃液量が増加、セシウム137量が不変など疑問点を質したが、納得が得られる回答がなかった。この報告書は未だ規制委員会で審査されていない。

六ヶ所再処理工場

アクティブ試験発生
高レベル廃液量と
ガラス固化数

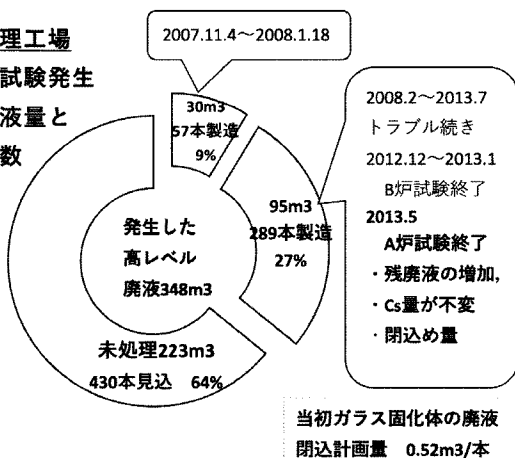


図3 発生高レベル廃液とガラス固化体本数

図3より2008年2月～2013年5月までに発生したガラス固化体は289本、閉じ込められた高レベル廃液は95m³、このことから1本に0.33m³の廃液が閉じ込められた。しかし日本原燃の当初計画は1本0.52m³であり、その約6割の実績である。また英国からの返還固化体と比較すると(表4)、六ヶ所で製造されたガラス固化体のセシウム137の閉じ込めは約1/5となり、

固化試験の失敗を示している。

表4 英国返還ガラス固化体と東海、六ヶ所と比較

六ヶ所は英返還固化体の約2割のセシウム137閉込め効率！

製造工場	固化体：廃液	¹³⁷ Cs閉込め量Bq/本 2012.12に換算	比較	備考 (廃液中Cs濃度は2013.2公表)
英国*	28本 不明	(3.3~4.5) × 10 ¹⁵ 平均 3.9 × 10 ¹⁵	1	容器150L、2003~2005製造返還固化体 AVM法ガラス固化
東海	59本：34m³	容量110Lを150Lへ 換算 2.48 × 10 ¹⁵	0.64	容器110L、2016製造 廃液の ¹³⁷ Cs濃度3.2 × 10 ¹⁵ Bq/m³ LFCM法ガラス固化
六ヶ所	289本：95m³	0.86 × 10 ¹⁵	0.22	容器150L 2008~2013製造 廃液の ¹³⁷ Cs濃度2.6 × 10 ¹⁵ Bq/m³ LFCM法ガラス固化

*英国セラフィールド再処理工場からの返還固化体には、各々に閉込められている核種とその量がα核種とβ・γ核種に分けて放射能濃度が記載されている。

東海再処理工場は2014年秋に廃止が決定されているが、六ヶ所以上の高レベル廃液が貯蔵されている。茨城の団体と私達との要請により、JAEAは廃液のリスクを認め2016年1月から固化を再開したが、やはり白金族問題トラブルで延期が繰返されている。

白金族を多く含む不溶解残渣廃液の組成(表3)を見ると白金族はRuとRhだけであり、最も放射能が多い元素はPu(5種計)であった。質量を求め比較すると、Pu>Am>Cm>Ru・Rhになった。これらの超ウラン元素(Pu、Am、Cm)は比重が大きいだけに溶融炉トラブルの大きな原因ではないかと思われる。しかし白金族対策のモックアップ試験*4)等では非放射性的の模擬廃液を使用しており、全ての同位体が放射性的の超ウラン元素は使用されていない。このようなことから日本独自のLFCM方式のガラス固化はいつまでたってもトラブルが解決できないのではないかと。超危険な高レベル廃液のリスクを減らすために日本方式にこだわらず、英仏のAVM法ガラス固化方式に切り替え早期に廃液を固化安定化し、再処理から撤退するのが国民の安全のため合理的で現実的な選択の道であろう。

*1) 2020.5.13原子力規制委員会資料1-2 p.31
<https://www.nsr.go.jp/data/000310672.pdf>
*2) 核燃料再処理工場の大事故評価 高木仁三郎
科学 1977年 Vol.47 No.5
http://sanriku.my.coocan.jp/IRS_TAKAGI.pdf
*3) 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 三陸の海・岩手の会
http://sanriku.my.coocan.jp/200402HLW_Pu.pdf
*4) 東海村に設置した実規模大のガラス溶融炉において模擬廃液を用いて各種試験が行われた。