

再処理し発生するガラス固化体は 8000 年後にウラン鉱石並になるのか

はじめに

資源エネルギー庁の資料「核燃サイクルのメリット」によると軽水炉サイクル（再処理）により発生した高レベル廃棄物のガラス固化体はその有害度が「・・・発電に要した天然ウラン総量の有害度にまで低下するのに要する期間は約 8 千年」と記載（表 1）されている。

（表 1）「核燃サイクルのメリット」エネルギー基本計画（2018 年 7 月閣議決定）

核燃料サイクルのメリット			
● 我が国は、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進を基本的方針としている。 エネルギー基本計画（2018年7月閣議決定）			
	ワンスルー (直接処分)	軽水炉サイクル (再処理)	高速炉サイクル (再処理) (※ 4)
資源の有効利用	×	新たに1～2割の 燃料ができる	軽水炉サイクルより 節約効果大
高レベル放射性 廃棄物の体積	1 ＜使用済燃料＞	1/4 ＜ガラス固化体＞	1/4～1/7 (※ 5) ＜ガラス固化体＞
高レベル放射性 廃棄物の有害度 の低下 (※ 1)	約10万年 ＜使用済燃料＞	約8千年 ＜ガラス固化体＞	約300年 ＜ガラス固化体＞
コスト	1.0 (※ 2) (円/kWh) ～	1.5 (※ 3) (円/kWh) ～	研究開発段階 のため、試算なし
※ 1 廃棄物の有害度が、発電に要した天然ウラン総量の有害度レベルまで低下するのに要する期間 ※ 2 原子力委員会試算（2011年11月）（割引率 3 % のケース） ※ 3 総合エネ調 発電コスト検証WG 検証結果（2015年5月） ※ 4 軽水炉と高速炉の双方の活用を想定。高速炉では、軽水炉の使用済燃料から抽出したプルトニウム等を活用。 ※ 5 全体に占める高速炉の割合によって改善			

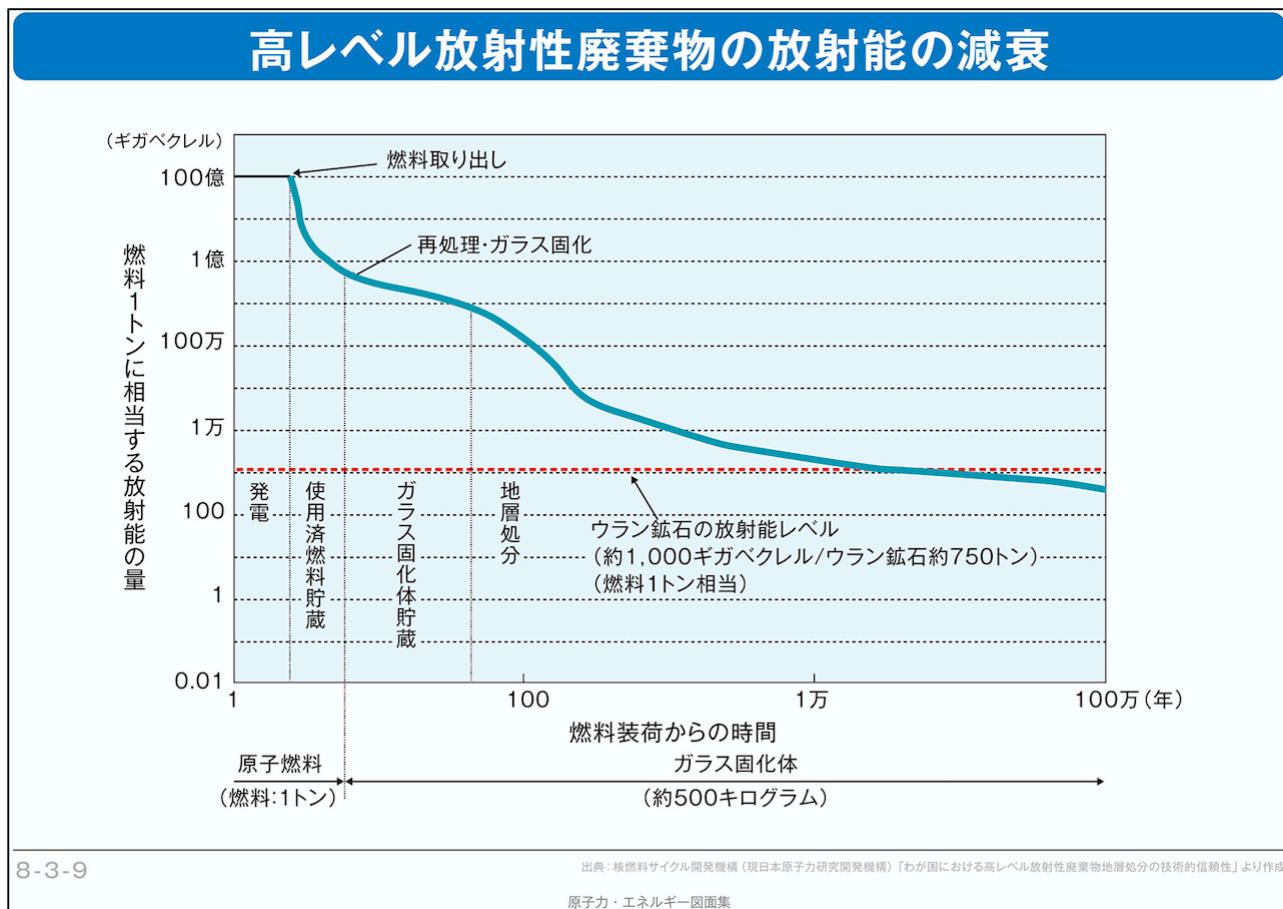
多くの人は原発の使用済燃料やガラス固化体について「10 万年ほど経過すると、天然のウラン鉱石並になる」と漠然と理解してきたのではないだろうか、ところがどうも違うようだ。表 1 の脚柱※ 1 には「廃棄物の有害度が、発電に要した天然ウラン総量の有害度まで低下するのに要する期間」とすぐには理解できない表現になっている（「発電に要した天然ウラン総量」「有害度」「天然ウラン」の定義が不明）。

一方「原子力・エネルギー図面集」2016.3 更新 日本原子力振興財団「高レベル放射性廃棄物の放射能の減衰」（図 1）によると、燃料 1 トンに相当する放射能の減衰曲線では“ウラン鉱石の放射能レベル（約 1000 ギガベクレル/ウラン鉱石約 750 トン）（燃料 1 トン相当）”の破線と約 5 万年後に交わっている。エネ庁資料にある「発電に要した天然ウラン

総量」とは、振興財団の資料にある燃料 1 トン（途中からガラス固化体約 500kg になっており理解し難い）あたり「ウラン鉱石約 750 トン」なのだろうか。0.5 トンのガラス固化体 1 本と 750 トンの鉱石を比較するのはおかしいのではないか 8 千年ではなく 5 万年ではないのか等など疑問だらけである*¹⁾。このような不透明な計算モデルにより 8 千年先のことを推定したとしても意味がないことになる。それでこれとは別にガラス固化体と天然ウラン鉱石に含有するウランの濃度について調べ比較してみることにした。

* 1) これら疑問について今中哲二氏がまとめておられた。末尾<追補>で紹介する。

(図 1) 「高レベル放射性廃棄物の放射能の減衰」原子力・エネルギー図面集 8-3-9 日本原子力振興財団



1. 使用済燃料と再処理し発生する高レベル廃液中の放射性核種とその質量について

使用済燃料に含まれている核分裂生成物、崩壊して生成する安定同位元素も含めた元素の全体量が推定された文献「使用済軽水炉燃料の核種組成評価」(1999.2 安藤良平・高野秀機 日本原子力研究所)*²⁾を入手することができた。この文献を使用し以下の条件で高レベル廃棄物（高レベル廃液）中に含まれる核種の量（g）を調べてみた。

* 2) <https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAERI-Research-99-004.pdf>

六ヶ所再処理工場の事業主体日本原燃㈱の新規制基準適合性審査資料では使用済燃料の内蔵放射能は重大事故用燃料仕様として PWR 燃料，初期ウラン 235 濃縮度 4.5%，燃焼度 45GWd/t・Upr*，冷却年数 15 年とし計算されている。この条件に近いものとして組成の設定値として，照射前（原子炉に入れる前）1 トンの PWR 用ウラン燃料，初期ウラン 235 濃縮度 3.9%，燃焼度 45GWd/tHM*，冷却年数 5 年使用済燃料に含まれている各放射性核種の量（g）を「使用済軽水炉燃料の核種組成評価」から読み取った。

この数値を基に 1t のウラン燃料について 8 千年後，10 万年後の高レベル廃液に含まれる核種とその質量を減衰計算し求め一覧表にした（表 2）。

* Upr：照射前ウラン，HM：heavy metal ウランを指す

表 2 を見るとウラン 238（44.68 億年），ウラン 235（7 億年）とその半減期の長さに驚く。黄色の蛍光ペンがあるものはウランとプルトニウムの同位体であり，本来再処理工場で 100%回収されるべきものであるが，再処理工場の事業主体日本原燃は U,Pu 両核種について回収率を 98.2%と国へ事業申請していることがわかった，これは 1.8%が高レベル廃液に含まれてくることになる。表の「未回収 U,Pu」はその 1.8%分である。表の土色の蛍光ペン欄は，その他 8 千年，10 万年と残る“主な”放射性核種である。原子炉から取出し（照射後）5 年後の各核種合計は 958840 g = 958.8kg になる（表の欄外下）。U1 トンとの差は安定同位体へ変化したためであろう。ウラン同位体の合計質量は 941.3kg である（表の欄外下）。このウラン 941.3kg の 1.8%，16.94kg=16944g（U-238:16700g, U-235:149g, U-236:91g, U-234:4g）が未回収となり高レベル廃液に移行する（Pu も同様*である）。これを基に照射後 5 年目に再処理し発生する高レベル廃液に含まれる各核種の質量を表の右側（5 年後，8 千年後，10 万年後）の列に示した。

* プルトニウム同位体の合計質量は 11.1kg である。このプルトニウム 11.1kg の 1.8%，0.199kg=199g（Pu-239:108.5g, Pu-240:48.2g, Pu-241:23.8g, Pu-242:13.9g, Pu-238:4.8g）が未回収となり高レベル廃液に移行する

(表2)

燃焼度45GW d / tHMのPWR使用済燃料(初期ウラン235濃度は3.9wt%)を照射後5年経過後の各核種の重量から計算						
(出典:「使用済軽水炉燃料の核種組成評価」1999日本原研)						
https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAERI-Research-99-004.pdf						
放射性核種	半減期year	1tのU燃料当たり発生		高レベル廃液 含有g/tHM		
		5年後 g/tHM	未回収 U.Pu: 1.8%	5年後	8000年後	10万年後
U 238	4468000000	927760.00	16699.68	16699.68	16699.66	16699.42
U 235	7038000000	8290.20	149.22	149.22	149.22	149.21
Pu 239	24100	6028.10	108.51	108.51	86.20	6.11
U 236	23420000	5054.90	90.99	90.99	90.97	90.72
Pu 240	6570	2678.00	48.20	48.20	20.73	0.00
Cs 137	30.17	1488.00		1488.00	0.00	0.00
Pu 241	14.29	1322.10	23.80	23.80	0.00	0.00
Tc 99	214000	1052.00		1052.00	1025.09	760.93
Zr 93	1500000	958.30		958.30	954.76	915.02
Pu 242	373300	770.69	13.87	13.87	13.67	11.52
Sr 90	28.8	634.55		634.55	0.00	0.00
Np 237	2140000	632.91		632.91	631.27	612.74
Cs 135	3000000	521.74		521.74	520.78	509.82
Am 241	433	411.26		411.26	0.00	0.00
Pu 238	87.74	267.68	4.82	4.82	0.00	0.00
I 129	16000000	241.53		241.53	241.45	240.49
U 234	245000	195.42	3.52	3.52	3.44	2.65
Am 243	7370	170.83		170.83	80.50	0.01
Pd 107	6500000	122.00		122.00	121.90	120.71
Pm 147	2.6234	57.39		57.39	0.00	0.00
Cm 244	18.11	55.70		55.70	0.00	0.00
Cs 134	2.062	36.26		36.26	0.00	0.00
Kr 85	10.7	22.26		22.26	0.00	0.00
Eu 154	8.5	19.36		19.36	0.00	0.00
Sm 151	90	14.22		14.22	0.00	0.00
Ru 106	1	7.13		7.13	0.00	0.00
Se 79	65000	6.15		6.15	5.65	2.12
Eu 155	4.9	5.23		5.23	0.00	0.00
Cm 245	8500	4.93		4.93	2.57	0.00
Ce 144	0.778	4.84		4.84	0.00	0.00
Sb 125	2.7	2.83		2.83	0.00	0.00
In 115	5.1E+14	1.71		1.71	1.70	0.00
Am 242 m	152	0.79		0.79	0.00	0.00
Cm 246	4700	0.51		0.51	0.16	0.00
Cm 243	28.5	0.47		0.47	0.00	0.00
Y 90	0.0073	0.16		0.16	0.00	0.00
Cd 113 m	14	0.14		0.14	0.00	0.00
Tc 98	4200000	0.01		0.01	0.01	0.01
Cm 242	0.446	0.01		0.01	0.00	0.00
Eu 152	13	0.01		0.01	0.00	0.00
Ag 110 m	0.69	0.01		0.01	0.00	0.00
Pm 146	5.5	0.00		0.00	0.00	0.00
Th 230	80000	0.00		0.00	0.00	0.00
Nb 94	20000	0.00		0.00	0.00	0.00
Th 232	14100000000	0.00		0.00	0.00	0.00
Rh 102	2.9	0.00		0.00	0.00	0.00
Pa 231	32800	0.00		0.00	0.00	0.00
C 14	5730	0.00		0.00	0.00	0.00
Pr 144	0.0000329	0.00		0.00	0.00	0.00
Np 239	0.0064	0.00		0.00	0.00	0.00
Be 10	1600000	0.00		0.00	0.00	0.00
Th 228	1.9131	0.00		0.00	0.00	0.00
Pa 233	0.0739	0.00		0.00	0.00	0.00
Th 234	0.066	0.00		0.00	0.00	0.00
Te 127 m	0.298	0.00		0.00	0.00	0.00
Th 229	7300	0.00		0.00	0.00	0.00
Ra 224	0.01	0.00		0.00	0.00	0.00
Nb 95	0.0958	0.00		0.00	0.00	0.00
Zr 95	0.175	0.00		0.00	0.00	0.00
Ra 226	1600	0.00		0.00	0.00	0.00
Ac 227	21.773	0.00		0.00	0.00	0.00
Th 231	0.0029	0.00		0.00	0.00	0.00
Y 91	58.5	0.00		0.00	0.00	0.00
Tb 160	0.197	0.00		0.00	0.00	0.00
Tm 170	0.352	0.00		0.00	0.00	0.00
Sr 89	0.138	0.00		0.00	0.00	0.00
Pb 210	22.3	0.00		0.00	0.00	0.00
Ra 223	0.03132	0.00		0.00	0.00	0.00
Sb 124	0.165	0.00		0.00	0.00	0.00
Ra 225	0.0405	0.00		0.00	0.00	0.00
Ac 225	0.0274	0.00		0.00	0.00	0.00
Po 210	0.379	0.00		0.00	0.00	0.00
H 3	12.33	0.00		0.00	0.00	0.00
Ru 103	0.108	0.00		0.00	0.00	0.00
Rh 103 m	0.0000019	0.00		0.00	0.00	0.00
Ce 141	0.089	0.00		0.00	0.00	0.00
Te 129 m	0.0917	0.00		0.00	0.00	0.00
Yb 169	0.0876	0.00		0.00	0.00	0.00
合計		958840.4		23615.9	20649.7	20121.5
U合計		941300.5		16943.4	16943.3	16942.0

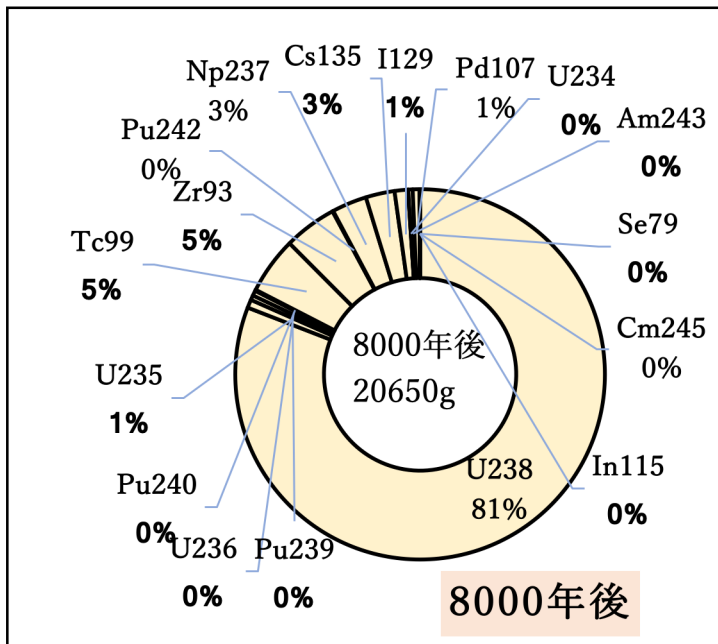
(表3) 8 千年, 10 万年後 1g 以上の核種

2. “8 千年後, 10 万年後”の高レベル廃液中の核種とその質量

表2の8千年後, 10万年後の核種についてその質量が1 g 以上のものを一覧表にした(表3)。U-238 が

圧倒的に多いことがわかる。円グラフにしてみた。

(図2) 8 千年後の高レベル廃液中核種

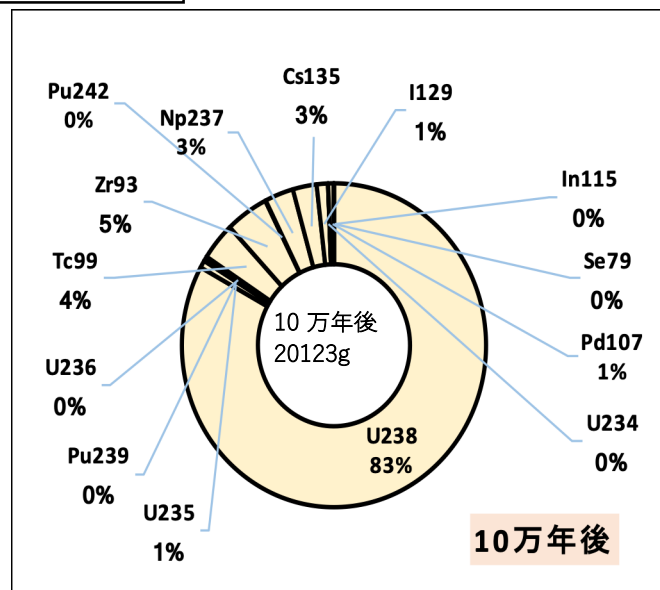


放射性核種	高レベル廃液 含有g/tHM	
	8000年後	10万年後
U238	16700	16699
U235	149	149
Pu239	86	6
U236	91	91
Pu240	21	0
Tc99	1025	761
Zr93	955	915
Pu242	14	12
Np237	631	613
Cs135	521	510
I129	241	240
U234	3	3
Am243	81	0
Pd107	122	121
Se79	6	2
Cm245	3	0
In115	2	2
合計	20650	20123
U計	16943	16942
Pu計	121	18

(図3) 10 万年後の高レベル廃液中核種

U-238 は 44 億 6800 年と長い, 当然 10 万年経過しても減少しない。表2に各核種の半減期を掲載した。U-235 は 7 億 380 万年。

8 千年後, 10 万年後とも U-238 が 8 割以上を占め, その割合は経過年数とともに増加する。高レベル廃液の核種を閉込めたガラス固化体に同様の割合で残存することになる。



3. ガラス固化体 1 本に含まれる核種の質量

ガラス固化体 1 本（内容量は約 400kg^{*3)}）に含まれる核分裂生成物等は国会答弁^{*4)} などによるとウラン燃料約 0.8 トンから発生する核分裂生成物や超ウラン元素、未回収ウラン等であることがわかっている。

* 3)ウィキペディア「ガラス固化体」：総重量約 500kg（正味重量 400kg）

* 4)六ヶ所再処理工場のフル操業時、年に 800 トンのウラン使用済燃料を処理し 520m³ の高レベル廃液を得、これから 1000 本のガラス固化体が生ずると答弁されている。衆議院決算行政監視委員会第三分科会第 162 回第 1 号稲見議員への答弁

表 2 の「5 年後」の項はウラン燃料 1 トンを原子炉内で照射後取出し、冷却 5 年後使用済燃料中の放射性核種の質量をあらわしている。表の値を 0.8 倍するとガラス固化体 1 本に含まれる核種とその質量になる。

4. ガラス固化体中のウランと鉱石中のウランを比較する

ガラス固化体中のウラン濃度は 表 2 の下部にある核種合計質量とウラン合計質量を拡大する（表 4）。

（表 4）

	高レベル廃液放射性核種 含有g/tHM		
	5年後	8000年後	10万年後
核種合計	23615.9	20649.7	20121.5
U合計	16943.4	16943.3	16942

この U 合計の 0.8 倍の量がガラス固化体 1 本 400kg に含まれるので。

（ウラン合計×0.8／400000）×100 でガラス固化体 1 本中のウラン％を求める。

いずれも 3.39％になる。

（表 5）

	ガラス固化体1本(400kg)中のU%		
	5年後g	8000年後g	10万年後g
U合計×0.8	13554.7	13554.6	13553.6
U%	3.39	3.39	3.39

5 年後も 8 千年後も 10 万年後も 3.39％で変わらないことがわかる。

天然ウラン鉱石中のウラン濃度は 0.3％～0.7％と文献^{*5)}に出ている。

* 5) 放医研報告書「ウラン鉱」

<https://www.nirs.qst.go.jp/db/anzendb/NORMDB/PDF/32.pdf>

ガラス固化体中のウラン濃度は天然ウラン鉱石のウラン濃度の約 4.8 倍～11.3 倍の濃度になる。固化体のウラン濃度は数十万年経ってもウラン鉱石並の濃度にはならないことがわかった。また、ガラス固化体には表 2 や図 2，図 3 を見てわかるように、天然ウラン鉱石には含まれていない原子炉内で中性子を吸収してできる超ウラン元素（Np,Pu,Am,Cm）や

核分裂により生成した長半減期の Tc99, Zr93, Cs135, I129, Pd107 など含まれてくるので内部被ばくによる有害性はウラン鉱石よりも格段に大きくなると思われる。

結論：高レベル廃液のガラス固化体 1 本に含まれるウラン濃度は 8 千年後も約 3.4%であり、天然ウラン鉱石中のウラン濃度は 0.3%～0.7%なので、固化体のウラン濃度は天然ウラン鉱石の約 4.8～11.3 倍の濃度になる。ガラス固化体のウラン濃度は超長半減期のものが多いため数十万年経過しても天然ウラン鉱石のウラン濃度並に減少することはない。

加えてガラス固化体には、天然ウラン鉱石には含まれていない核分裂生成物や超ウラン核種が加わり半永久的に減衰しないため、その放射能は同量（400kg）の鉱石よりも格段に大きくなると考えられる。

おわりに

2020 年 3 月に高レベル廃液に U や Pu が含まれていることが六ヶ所再処理工場新規規制基準審査資料によりわかり、同年 7 月の政府交渉で六ヶ所再処理工場のウラン・プルトニウムの回収率が 98.2%と申請されていることがわかった。加えて 1999 年原子力研究所発行の「使用済軽水炉燃料の核種組成評価」のエクセルデータ資料を小出裕章先生から提供いただき、高レベル廃液やそのガラス固化体について定量的に見ることができるようになった。このことにより、ガラス固化体のトラブル原因は白金族元素以外に未回収のウランやプルトニウム等 TRU 元素の混入も大きな要因になっているらしいことがわかってきた^{*6)}。そして今回、ガラス固化体は 8000 年で天然ウラン並になるという主張を国とは別の視点（ウラン濃度を比較）から検証することができた。

資源エネルギー庁は 8 千年で天然ウラン並になるというのならば、文言の定義を明確にし、誰もが納得する形で比較し提案すべきではないか。ガラス固化体 1 本とウラン鉱石 750 トンを比較し、定義不明の有害度を持ち出すなど人々を混乱させる説明は信頼を損ねる行為であろう。

現在計画されている高レベル廃棄物の地下最終処分場は 1 本 0.4 トンのガラス固化体 4 万本の貯蔵容量なので 16000 トンの固化体が地下に埋設されることになる。固化体は 3.39%のウラン濃度であり、埋設終了後は約 540 トンのウランを含む人工“鉱床”ができるわけであるが、危険で多様な超長半減期の放射性核種を含むため、未来世代の再利用は放射能汚染を広げることになり不可能であろう。しかも、バリアは千年ほどの寿命と聞く、その後放射性廃棄物は固化体から地下水に溶け環境へ出てくる可能性が強い。

未来の人たちに対して責任ある処分をするにはどうすればよいのか、まずは危険な放射性廃棄物の発生を止め、人々の真の代表による民主的な話し合いのもと現にある高レベル廃棄物をどうするか叡智を集め解決していくべきではないだろうか。（永田）

* 6) 「高レベル廃液ガラス固化トラブル原因は“白金族”よりも“ウラン・超ウラン元素”ではないか」

< *1 追補 >

この報告書をまとめている中、本会の会員から今中哲二氏がガラス固化体の 8 千年問題で考察されていたことの指摘があった。拝見するとまさに私達が疑問を持ち、思考停止になった箇所について出典を明らかにし整理されており、説得力がある内容で非常に参考になった。以下に紹介する。

.....

今中哲二氏京都大原子炉実験所 2016.9.14

「ガラス固化体の隔離期間は 8000 年 ??? についてのメモ」

<http://www.rri.kyoto-u.ac.jp/NSRG/etc/radwaste16-9-15.pdf>

今中氏は『再処理ガラス固化体の地層処分隔離期間 8 千年』は『地層処分のタメにするお話』として作られたようなもので、『再処理ガラス固化体の隔離期間は 20 万年から 100 万年』という基本的認識を変える必要はなかった。」とまとめられておられた。

エネ庁が主張する 8 千年のカラクリとして以下の 3 つを上げておられた。

- ① ウラン鉱石 750 トンとウラン燃料 1 トン（ガラス固化体 1.25 本：500kg）と比較
- ② 有害度として内部被ばく換算係数を使用し、核分裂生成物の寄与を減らし、残ったアクチノイド核種はウランとプルトニウムを除いて有害度を計算している。
- ③ 再処理工場のウランの回収率 99.5%，プルトニウムの回収率 99.6%としている。

この回収率はかなりあやしい*。

*このご指摘はその通りで、日本原燃は国へ両核種 98.2%の回収率として事業申請を提出していることがわかっている。しかし実際の使用済燃料を使用したアクティブ試験では、原燃の定期報告書*によると両核種とも 80%台の回収率と推定される。未回収分が高レベル廃液そしてガラス固化体へ移動することになる。

*以下の 1 ページ（1）使用済燃料受入れ量、再処理量及び在庫量並びに製品の生産量 を参照

https://www.jnfl.co.jp/ja/business/report/public_archive/safety-agreement-report/file/202009-cycle.pdf