

高レベル放射性廃液（ガラス固化体）に 含まれる放射能の経年変化

子孫核種は配慮せずに集計 含有放射能の最小値の推定

目 次

はじめに

- 1 再処理後発生する高レベル放射性廃液に含まれる全放射能の経年変化
- 2 高レベル放射性廃液に含まれるアクチノイド元素核種の放射能の経年変化
- 3 高レベル放射性廃液に含まれる核分裂生成核種の放射能の経年変化
- 4 高レベル放射性廃液に含まれる放射化等生成物の放射能の経年変化

おわりに

付録

- (別表 1) 5 年後再処理高レベル廃液、含有放射性核種と放射能一覧表
- 追加 (別表 2) 再処理後発生するガラス固化体、高レベル廃液に含まれる
全放射能の経年変化
- 追加 (図 - 6) ガラス固化体 1 本に含まれる放射能の経年変化と 1 トンの
ウラン燃料から発生する高レベル廃液中に含まれる放射能の経年変化

は　じ　め　に

「使用済軽水炉燃料の核種組成評価」(1999 日本原研)^{*1)}を基に 2020 年 12 月に「高レベル廃液の経過年数における放射性核種の量 g と放射能 Bq について一覧表」^{*2)}を作成し公開しました。見ていただいた方から、グラフにしてはどうかとのアドバイスがあり挑戦してみることにしました。

公開した一覧表末尾付録（別表）を基に核種を 3 つのグループ（アクチノイド核種、核分裂生成核種、放射化等生成核種）に分け、経過年を更に増加し核種毎の放射能を減衰計算し求め、両対数目盛りでグラフ化してみました。

原子炉で未反応の原料 U238 や U235、そして生成される Pu のうち 1.8%^{*3)}が回収されずに高レベル廃液に混入してくるとして計算しました。

※旧核燃料サイクル開発機構は高レベル廃液に生成量の約 0.5% の U や Pu の混入を

想定した図^{*4)}を作成していましたが、過小評価になります。

主にアクチノイド核種は、崩壊し子孫核種を生成しますが、各子孫核種の放射能量について正確に把握できないため、今回はこれを無視し、原子炉取出し 5 年後に再処理し生成した高レベル廃液が単純に半減期により減衰するとして放射能量を計算したものです。従って、子孫核種を含まない最小値の放射能を求めたことになります。

日本原子力研究開発機構 JAEA は経年変化後の質量 g から有害度（線量当量：Sv）を求めています^{*5)}が Sv への換算係数の根拠が不明なこと、経口摂取と吸入摂取で有害度が異なることへの配慮など不明確であり、本報告書は Bq の集計に留めました。

※ 本報告書作成後に会員からアクティブ試験結果から推定される回収率

U:91%,Pu:78% から想定される未回収分を基にしたガラス固化体の放射能もお知らせしたほうが良いのではと提案があり急遽集計したものを末尾に別表 2、図-6 として報告しました。

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

* 2) : 「PWR 使用済燃料(初期ウラン 235 濃度は 3.9wt%)を燃焼度 45GW d/tHM まで照射し取出し後 5 年目に再処理し発生する高レベル廃液の 5 年、1000 年、8000 年、10 万年経過後の各放射性核種の量 g と放射能 Bq 一覧表」→一部抜粋（末尾付録別表）

<http://sanriku.my.coocan.jp/PRHAWComp2.pdf>

* 3) : 日本原燃（六ヶ所再処理工場の事業主体）が国へ提出した事業計画にはウラン U、プルトニウム Pu は各 98.2% を製品として回収するとされています。従って未回収の 1.8% 分は高レベル廃液に移行することになります。

* 4) : https://atomica.jaea.go.jp/data/fig/fig_pict_05-01-03-15-05.html

* 5) : 「使用済核燃料の潜在的放射性毒性評価のためのデータベース」

<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Data-Code-2010-012.pdf>

1 再処理後発生する高レベル放射性廃液に含まれる全放射能の経年変化 (0.8倍するとガラス固化体1本に含まれる放射能になります)

(表-1)

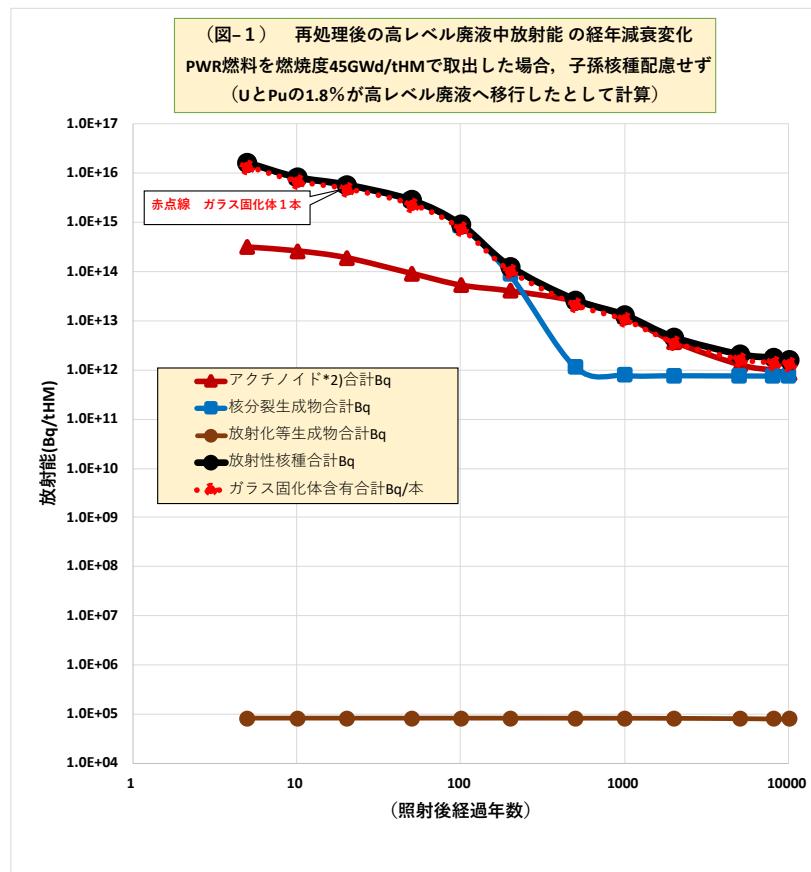
PWR燃料を燃焼度45GWd/tHMで取出した場合 再処理後の高レベル廃液中放射能の経年減衰変化 (UとPuの1.8%が高レベル廃液へ移行したとして計算*1) (U235初期濃度は3.9wt%)

高レベル廃液組成\経過年	照射後経過年数と放射能Bq/tHM											
	5	10	20	50	100	200	500	1000	2000	5000	8000	10000
アクチノイド*2合計	3.18E+14	2.67E+14	1.94E+14	9.30E+13	5.36E+13	4.09E+13	2.55E+13	1.23E+13	3.79E+12	1.30E+12	1.00E+12	8.54E+11
核分裂生成物合計	1.65E+16	8.18E+15	5.75E+15	2.80E+15	8.72E+14	8.73E+13	1.16E+12	7.85E+11	7.77E+11	7.70E+11	7.63E+11	7.58E+11
放射化等生成物合計	8.38E+04	8.38E+04	8.38E+04	8.38E+04	8.38E+04	8.38E+04	8.38E+04	8.37E+04	8.37E+04	8.36E+04	8.35E+04	8.34E+04
放射性核種合計	1.68E+16	8.44E+15	5.95E+15	2.89E+15	9.25E+14	1.28E+14	2.67E+13	1.31E+13	4.57E+12	2.07E+12	1.77E+12	1.61E+12
ガラス固化体含有合計Bq/本	1.35E+16	6.75E+15	4.76E+15	2.31E+15	7.40E+14	1.03E+14	2.14E+13	1.05E+13	3.65E+12	1.66E+12	1.41E+12	1.29E+12

*1) UとPuの1.8%が高レベル廃液へ移行したとする根拠は日本原燃の回収目標値が98.2%と申請されていたことによる。

*2) アクチノイド：原子番号89番Acからチニウム以上103番Lrローレンシウムまで15元素の核種を指す。全て放射性でありU,Pu等同位体は超長半減期のものが多い。

アクチノイド核種は全て4つの崩壊系列に従い崩壊する、崩壊により出現する子孫核種の放射能量には配慮していないことに注意してください。したがって図表の放射能合計は最小の値になります。



○ 縦軸の単位はウラン燃料1トンを原子炉で燃焼させた使用済燃料から生成する高レベル廃液の放射能Bqを表している。

○ 使用済燃料800トンから1000本のガラス固化体ができるのでガラス固化体1本に含まれる放射能は使用済燃料0.8トン分からの放射能として計算できる。

図表からわかること（ガラス固化体に含まれる放射能）

1) ガラス固化体1本0.8t相当に含まれる合計放射能は

$$5年後1.68 \times 10^{16} \text{Bq} \times 0.8 = 1.3 \times 10^{16} \text{ (1京3千兆Bq)}$$

$$100年後9.25 \times 10^{14} \text{Bq} \times 0.8 = 7.4 \times 10^{14} \text{ (740兆Bq)}$$

$$500年後2.67 \times 10^{13} \text{Bq} \times 0.8 = 2.1 \times 10^{13} \text{ (21兆Bq)}$$

$$1000年後1.31 \times 10^{13} \text{Bq} \times 0.8 = 1.0 \times 10^{13} \text{ (10兆Bq)}$$

$$10000年後1.61 \times 10^{12} \text{Bq} \times 0.8 = 1.3 \times 10^{12} \text{ (1兆3千億Bq)}$$

※ガラス固化体のオーバーパックは1000年の寿命とNUMOが認めている。1000年後は1本に10兆Bq、最終処分4万本埋設予定であり放射能は4 × 10^17 Bq=40京ベクレルにもなる。環境へ漏れ出しを覚悟しなければならない。

2) グラフより核分裂生成物合計は200年後まで全体合計に近似して推移、アクチノイド核種は200年経過後の持つ放射能が核分裂生成合計よりも多くなり、500年以降は全体合計値とほぼ一致して推移している。同時にアクチノイド核種の子孫核種の放射能が1)の値に加わるため、実際の放射性核種の合計はこのグラフの数倍多くなることことが想定される。

※子孫核種の放射能量の推移について正確に把握できないので今回はこれを無視した形で計算した。

3) 放射化等生成物のガラス固化体への放射能寄与は全体の量と比較し 10^{8} (1億) ~ 10^{12} (1兆) 分の1程度で無視できる値であった。(燃料被覆管のジルカロイ合金の放射化生成物は高レベル廃液への移行が不明であり集計対象外にした。)

* 日本原子力研究開発機構JAEAやNUMOは、使用済燃料の有害度として g ,BqをSv換算しているが、Sv換算の係数の根拠が不明であり、経口摂取と吸入摂取では生体影響が異ることへの配慮など、不明確でありSv換算計算はせずBqに留めた。

JAEAの「使用済燃料の潜在的放射性毒性評価のためのデータベース」を参照してください。

<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Data-Code-2010-012.pdf>

2 高レベル放射性廃液に含まれるアクチノイド元素核種の放射能の経年変化

* 5年経過時の値を基に計算したもの、各壊変系列子孫核種について配慮していません。表の合計Bq値は最小の放射能値になります。

(表-2)

PWR燃料を燃焼度45GWd/IHMで取出した場合 再処理後の高レベル廃液中放射能の年次減衰変化 (UとPuの1.8%が高レベル廃液へ移行したとして計算) (U235初期濃度は3.9wt%)

核種名	年数	照射後経過年数と放射能Bq										半減期 年	
		5	10	20	50	100	200	500	1000	2000	5000	8000	10000
Th232	4.198E+00	4.198E+00	4.198E+00	4.198E+00	4.198E+00	4.198E+00	4.198E+00	4.198E+00	4.198E+00	4.198E+00	4.198E+00	4.198E+00	4.198E+00
U238	2.073E+08	2.073E+08	2.073E+08	2.073E+08	2.073E+08	2.073E+08	2.073E+08	2.073E+08	2.073E+08	2.073E+08	2.073E+08	2.073E+08	2.073E+08
U235	1.191E+07	1.191E+07	1.191E+07	1.191E+07	1.191E+07	1.191E+07	1.191E+07	1.191E+07	1.191E+07	1.191E+07	1.191E+07	1.191E+07	1.191E+07
U236	2.173E+08	2.173E+08	2.173E+08	2.173E+08	2.173E+08	2.173E+08	2.173E+08	2.173E+08	2.173E+08	2.173E+08	2.172E+08	2.172E+08	2.172E+08
Np237	1.647E+10	1.647E+10	1.647E+10	1.647E+10	1.647E+10	1.647E+10	1.647E+10	1.647E+10	1.646E+10	1.645E+10	1.643E+10	1.642E+10	214000
Pu242	2.027E+09	2.027E+09	2.027E+09	2.027E+09	2.027E+09	2.026E+09	2.025E+09	2.023E+09	2.020E+09	2.008E+09	1.997E+09	1.990E+09	373300
U234	8.099E+08	8.099E+08	8.099E+08	8.098E+08	8.097E+08	8.095E+08	8.088E+08	8.076E+08	8.053E+08	7.985E+08	7.918E+08	7.873E+08	245000
Th230	2.942E+06	2.942E+06	2.942E+06	2.940E+06	2.937E+06	2.930E+06	2.917E+06	2.892E+06	2.817E+06	2.745E+06	2.698E+06	2.690E+06	80000
Pa231	1.057E+06	1.057E+06	1.056E+06	1.055E+06	1.053E+06	1.046E+06	1.035E+06	1.014E+06	9.514E+05	8.929E+05	8.560E+05	8.328E+05	152
Pu239	2.487E+11	2.486E+11	2.486E+11	2.480E+11	2.474E+11	2.451E+11	2.416E+11	2.348E+11	2.154E+11	1.976E+11	1.885E+11	24100	
Cm245	3.125E+10	3.123E+10	3.121E+10	3.113E+10	3.101E+10	3.075E+10	3.001E+10	2.880E+10	2.656E+10	2.079E+10	1.627E+10	1.383E+10	8500
Am243	1.259E+12	1.259E+12	1.257E+12	1.254E+12	1.236E+12	1.202E+12	1.146E+12	1.044E+12	7.871E+11	5.933E+11	4.918E+11	7.370	
Th229	1.259E+04	1.258E+04	1.257E+04	1.256E+04	1.236E+04	1.201E+04	1.145E+04	1.042E+04	7.834E+03	5.889E+03	4.873E+03	7300	
Pu240	4.035E+11	4.033E+11	4.029E+11	4.016E+11	3.995E+11	3.953E+11	3.830E+11	3.631E+11	3.269E+11	2.382E+11	1.735E+11	1.406E+11	6570
Cm246	5.834E+09	5.829E+09	5.821E+09	5.795E+09	5.753E+09	5.668E+09	5.423E+09	5.034E+09	4.347E+09	2.793E+09	1.793E+09	1.336E+09	4700
Am241	5.202E+13	5.161E+13	5.079E+13	4.841E+13	4.468E+13	3.807E+13	2.355E+13	1.049E+13	2.134E+12	1.752E+10	1.427E+08	5.854E+06	433
Am242m	2.848E+11	2.784E+11	2.660E+11	2.320E+11	1.847E+11	1.170E+11	2.980E+10	2.979E+09	3.188E+07	3.649E+01	4.082E-02	4.569E-09	152
Pu238	3.046E+12	2.928E+12	2.705E+12	2.134E+12	1.438E+12	6.526E+11	6.101E+10	1.129E+09	4.355E+05	2.219E+05	1.087E+15	1.554E+22	87.7
Cm243	8.920E+11	7.899E+11	6.194E+11	2.986E+11	8.850E+10	7.775E+09	5.272E+06	2.443E+01	7.556E-10	1.552E-41	2.823E-73	2.391E-94	28.5
Ac227	1.658E+05	1.414E+05	1.028E+05	3.957E+04	8.056E+03	3.338E+02	2.376E-02	2.476E-09	4.335E-23	1.444E-64	4.101E-106	1.072E-133	21.8
Cm244	1.664E+14	1.374E+14	9.371E+13	2.972E+13	4.385E+13	9.545E+10	9.842E+05	3.970E-03	1.147E-19	1.558E-69	1.748E-119	1.205E-152	18.1
Pu241	9.121E+13	7.157E+13	4.406E+13	1.028E+13	9.095E+11	7.116E+09	3.408E+03	7.839E-08	8.587E-29	5.451E-92	2.715E-155	2.556E-197	14.3
Th228	1.646E+09	2.689E+08	7.180E+06	1.366E+02	1.859E-06	3.410E-22	2.124E-69	7.319E-149	1.992E-305	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.9
Cm242	1.313E+12	5.538E+09	9.858E+01	5.561E-19	9.940E-53	3.176E-120	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.446
Pu233	1.648E+10	7.072E-11	1.303E-51	8.137E-174	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.0739
Th234	1.151E+10	1.802E+13	4.418E+59	6.508E-196	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.066
Ac225	1.251E+04	1.462E-51	1.995E-161	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.0274
Np239	1.267E+12	8.377E-224	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.0064
Th231	6.642E+06	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.0029
アクチ合計Bq	3.184E+14	2.665E+14	1.941E+14	9.304E+13	5.364E+13	4.089E+13	2.553E+13	1.230E+13	3.790E+12	1.302E+12	1.002E+12	8.538E+11	

* 5年後のデータ (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/JAEA-Research-99-004.pdf>

(表2-1)

Uの同位元素(表-2)から

	5	10	20	50	100	200	500	1000	2000	5000	8000	10000
U238	2.07E+08											
U235	1.19E+07											
U236	2.17E+08											
U234	8.10E+08	8.10E+08	8.10E+08	8.10E+08	8.10E+08	8.09E+08	8.09E+08	8.08E+08	8.05E+08	7.99E+08	7.92E+08	7.87E+08
U合計 Bq	1.25E+09	1.24E+09	1.24E+09	1.23E+09	1.22E+09							

(表2-2)

Puの同位元素(表-2)から

	5	10	20	50	100	200	500	1000	2000	5000	8000	10000
Pu242	2.03E+09	2.02E+09	2.02E+09	2.01E+09	2.00E+09	1.99E+09						
Pu239	2.49E+11	2.49E+11	2.49E+11	2.48E+11	2.48E+11	2.47E+11	2.45E+11	2.42E+11	2.35E+11	2.15E+11	1.98E+11	1.87E+11
Pu240	4.04E+11	4.03E+11	4.02E+11	4.02E+11	4.00E+11	3.95E+11	3.83E+11	3.63E+11	3.27E+11	2.38E+11	1.74E+11	1.41E+11
Pu238	3.05E+12	2.93E+12	2.71E+12	2.13E+12	1.44E+12	6.53E+11	6.10E+10	1.13E+09	4.35E+05	2.22E-05	1.08E-15	1.55E-22
Pu241	9.12E+13	7.16E+13	4.41E+13	1.03E+13	9.10E+11	7.12E+09	3.41E+03	7.84E-08	8.59E-29	5.45E-92	2.72E-155	2.56E-197
Pu合計 Bq	9.49E+13	7.52E+13	4.74E+13	1.31E+13	3.00E+12	1.30E+12	6.91E+11	5.64E+11	4.56E+11	3.73E+11	3.29E+11	

(表2-3) アクチノイド全体に占める(U+Pu)の割合%を求める

U+Pu合計Bq	9.49E+13	7.52E+13	4.74E+13	1.31E+13	3.00E+12	1.31E+12	6.92E+11	6.09E+11	5.65E+11	4.57E+11	3.74E+11	3.30E+11
アクチ合計のU+Pu%	29.8	28.2	24.4	14.0	5.6	3.2	2.7	5.0	14.9	35.1	37.3	38.7

アクチ-アクチノイド

(表2-4)

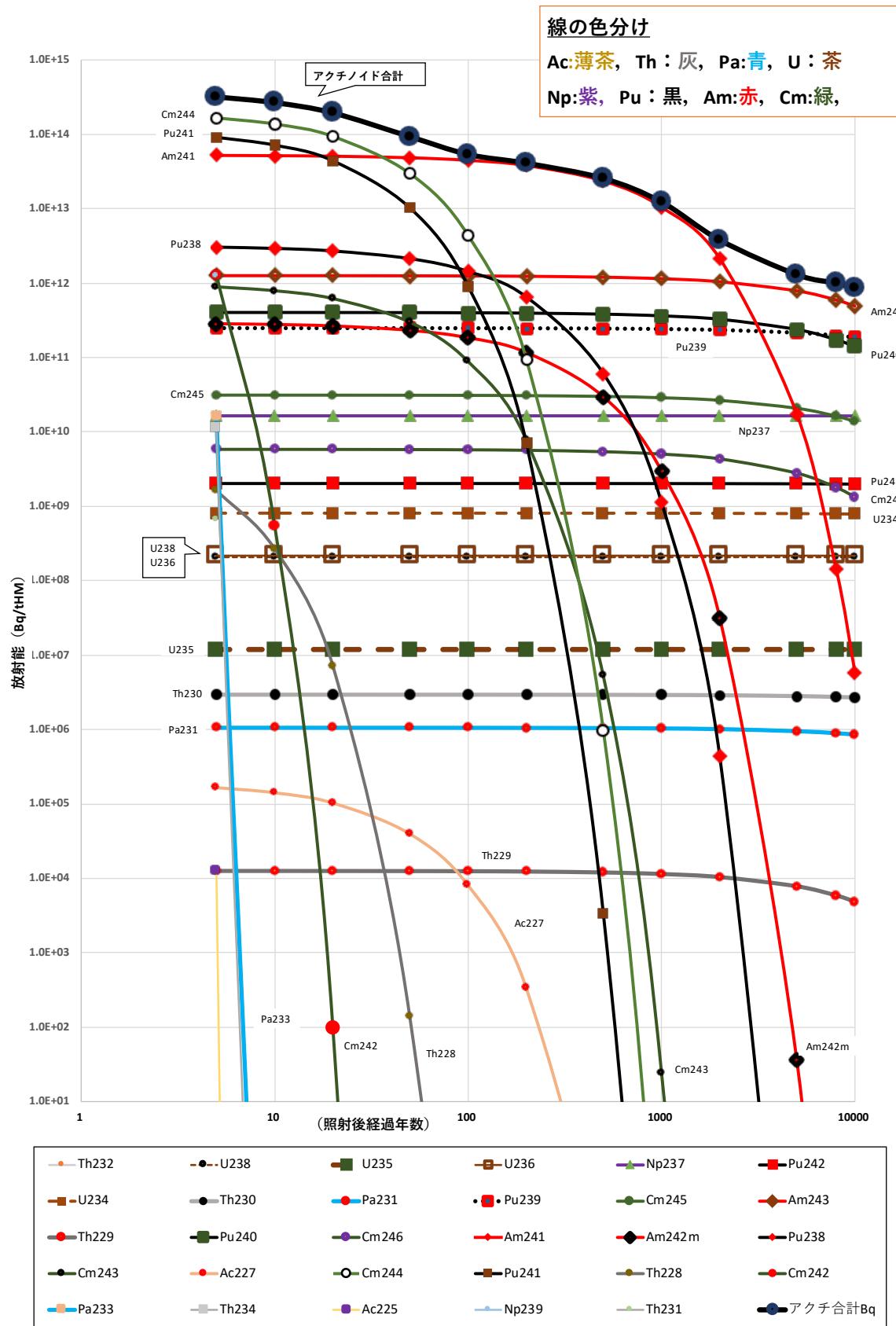
(表2-3) の合計より全放射能合計中の(U+Pu)の割合%を求める

放射性核種合計Bq	1.68E+16	8.44E+15	5.95E+15	2.89E+15	9.25E+14	1.28E+14	2.67E+13	1.31E+13	4.57E+12	2.07E+12	1.77E+12	1.61E+12
全放射能のU+Pu%	0.6	0.9	0.8	0.5	0.3	1.0	2.6	4.7	12.4	22.1	21.2	20.5

表-2、表-2～表-2-4からわかること

1) 照射後5年再処理発

(図-2) 再処理後の高レベル廃液中アクチノイド元素核種放射能の経年減衰変化
PWR燃料を燃焼度45GWd/tHMで取出した場合：子孫核種配慮せず
(UとPuの1.8%が高レベル廃液へ移行したとして計算)



3 高レベル放射性廃液に含まれる核分裂生成核種の放射能の経年変化

(表-3) PWR燃料燃焼度45GWd/tHMで取出した場合 再処理後の高レベル廃液中放射能 の年次減衰変化 UとPuの1.8%が高レベル廃液へ移行したとして計算 (U235初期濃度は3.9wt%)

核種名	照射後経過年数と放射能Bq												
	5	10	20	50	100	200	500	1000	2000	5000	8000	10000	半減期year
In115	3.837.E-01	3.837.E-01	3.837.E-01	3.837.E-01	3.837.E-01	3.837.E-01	3.837.E-01	3.837.E-01	3.837.E-01	3.837.E-01	3.837.E-01	3.837.E-01	5.1E+14
I129													16000000
Pd107	2.315.E+09	2.315.E+09	2.315.E+09	2.315.E+09	2.315.E+09	2.315.E+09	2.315.E+09	2.315.E+09	2.314.E+09	2.313.E+09	2.313.E+09	2.313.E+09	6500000
Tc98	3.634.E+05	3.634.E+05	3.634.E+05	3.634.E+05	3.634.E+05	3.634.E+05	3.634.E+05	3.634.E+05	3.633.E+05	3.631.E+05	3.630.E+05	3.628.E+05	4200000
Cs135	1.700.E+10	1.700.E+10	1.700.E+10	1.700.E+10	1.700.E+10	1.700.E+10	1.700.E+10	1.700.E+10	1.699.E+10	1.697.E+10	1.697.E+10	1.697.E+10	3000000
Zr93	9.068.E+10	9.068.E+10	9.068.E+10	9.068.E+10	9.067.E+10	9.067.E+10	9.066.E+10	9.064.E+10	9.059.E+10	9.047.E+10	9.034.E+10	9.026.E+10	1500000
Tc99	6.555.E+11	6.554.E+11	6.554.E+11	6.554.E+11	6.553.E+11	6.553.E+11	6.553.E+11	6.552.E+11	6.449.E+11	6.387.E+11	6.346.E+11	6.346.E+11	214000
Se79	1.582.E+10	1.582.E+10	1.582.E+10	1.581.E+10	1.580.E+10	1.579.E+10	1.574.E+10	1.565.E+10	1.549.E+10	1.500.E+10	1.453.E+10	1.422.E+10	65000
Nb94	1.191.E+07	1.191.E+07	1.191.E+07	1.190.E+07	1.188.E+07	1.183.E+07	1.171.E+07	1.151.E+07	1.112.E+07	1.002.E+07	9.029.E+06	8.426.E+06	20000
Ra226	5.386.E+03	5.386.E+03	5.351.E+03	5.282.E+03	5.169.E+03	4.950.E+03	4.346.E+03	3.492.E+03	2.269.E+03	6.187.E+02	1.683.E+02	7.092.E+01	1600
Sm151	1.381.E+13	1.329.E+13	1.231.E+13	9.769.E+12	6.646.E+12	3.077.E+12	3.053.E+11	6.246.E+09	2.934.E+06	2.711.E+04	2.411.E-14	5.120.E-21	90
Y91	4.434.E+04	4.179.E+04	3.712.E+04	2.602.E+04	1.439.E+04	4.400.E+03	1.258.E+02	3.170.E-01	2.404.E-06	8.780.E-22	3.022.E-37	1.639.E-47	58.5
Cs137	4.752.E+15	4.236.E+15	3.367.E+15	1.690.E+15	5.358.E+14	5.385.E+13	5.469.E+10	5.001.E+05	5.905.E-05	6.883.E-35	7.154.E-65	8.889.E-85	30.17
Sr90	3.232.E+15	2.865.E+15	2.252.E+15	1.094.E+15	3.284.E+14	2.959.E+13	2.165.E+10	1.140.E+05	4.537.E-06	1.993.E-37	7.762.E-69	1.090.E-89	28.8
Pb210	4.500.E+02	3.852.E+02	2.823.E+02	1.111.E+02	2.349.E+01	1.049.E+00	9.358.E-05	1.426.E-11	5.278.E-25	1.680.E-65	4.575.E-106	5.366.E-133	22.3
Cd113m	1.206.E+12	9.418.E+11	5.740.E+11	1.300.E+11	1.093.E+10	7.737.E+07	2.741.E+01	3.796.E-10	1.530.E-31	4.767.E-96	1.160.E-160	1.471.E-203	14
Eu152	7.158.E+10	5.483.E+10	3.217.E+10	6.498.E+09	4.518.E+08	2.184.E+06	2.469.E-01	4.996.E-13	4.553.E-36	1.548.E-105	4.032.E-175	2.565.E-221	13
Kr85													10.7
Eu154	1.952.E+14	1.299.E+14	5.745.E+13	4.976.E+12	8.435.E+10	2.424.E+07	5.754.E-04	7.503.E-22	4.335.E-57	2.461.E-163	9.294.E-270	0.000.E+00	8.5
Pm146	7.883.E+10	4.198.E+10	1.190.E+10	2.715.E+08	4.978.E+05	1.674.E+00	6.367.E-17	1.459.E-44	5.068.E-99	3.211.E-263	0.000.E+00	0.000.E+00	5.5
Eu155	9.088.E+13	4.480.E+13	1.089.E+13	1.563.E+11	1.325.E+08	9.521.E+01	3.534.E-17	3.340.E-48	2.490.E-109	1.236.E-293	0.000.E+00	0.000.E+00	4.9
Rh102	3.811.E+10	1.154.E+10	1.057.E+09	8.127.E+05	5.245.E+00	2.185.E-10	1.579.E-41	5.993.E-94	3.113.E-197	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	2.9
Sb125	1.108.E+14	3.069.E+13	2.355.E+12	1.065.E+09	2.835.E+03	2.011.E-08	7.171.E-42	3.563.E-98	4.137.E-209	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	2.7
Pm147	1.964.E+15	5.242.E+14	3.733.E+13	1.348.E+10	2.467.E+04	8.268.E-08	3.112.E-42	3.509.E-100	2.349.E-214	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	2.6234
Cs134	1.732.E+15	3.226.E+14	1.119.E+13	4.667.E+08	2.342.E+01	5.897.E-14	9.415.E-58	1.775.E-131	9.769.E-277	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	2.062
Ru106													1
Ce144	5.707.E+14	6.633.E+12	8.963.E+08	2.211.E-03	9.959.E-23	2.020.E-61	1.687.E-177	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.778
Ag110m	1.839.E+12	1.211.E+10	5.253.E+05	4.287.E-08	6.583.E-30	1.552.E-73	2.034.E-204	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.69
Po210	4.500.E+02	4.807.E-02	5.484.E-10	8.145.E-34	1.575.E-73	5.885.E-153	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.379
Tm170	6.023.E-05	3.190.E+01	8.950.E-08	1.976.E-33	3.435.E-76	1.038.E-161	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.352
Te127m	2.141.E+09	1.904.E+04	1.507.E-06	7.464.E-37	2.315.E-87	2.228.E-188	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.298
Tb160	1.225.E+06	2.804.E-02	1.469.E-17	2.113.E-63	8.343.E-140	1.301.E-292	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.000.E+00	0.197
Zr95	1.549.E+08	3.884.E-01	2.441.E-18	6.060.E-70	5.942.E-156	0.000.E+00	0.175						
Sb125	2.431.E+04	1.835.E-05	1.046.E-23	1.935.E-78	1.163.E-169	0.000.E+00	0.165						
Sr89	3.927.E+05	4.866.E-06	7.472.E-28	2.705.E-93	2.308.E-202	0.000.E+00	0.138						
Ru103													0.108
Nb95	3.404.E+08	6.616.E-08	2.499.E-39	1.348.E-133	1.037.E-290	0.000.E+00	0.0958						
Te129m	4.983.E-02	1.921.E-18	2.857.E-51	9.393.E-150	0.000.E+00	0.0917							
Ce141	6.238.E-01	7.642.E-18	1.147.E-51	3.880.E-153	0.000.E+00	0.089							
Yb169	3.721.E-13	2.446.E-30	1.058.E-64	8.549.E-168	0.000.E+00	0.0876							
Ra225	1.253.E+04	8.586.E-34	4.031.E-108	0.000.E+00	0.0405								
Ra223	1.657.E+05	1.453.E-43	1.117.E-139	0.000.E+00	0.03132								
Ra224	1.649.E+09	5.039.E-142	0.000.E+00	0.01									
Y90	3.272.E+15	2.138.E-191	0.000.E+00	0.0073									
Pr144	5.698.E+14	0.000.E+00	0.0000329										
Rh103m	4.083.E+04	0.000.E+00	0.0000019										
合計Bq	1.651.E+16	8.175.E+15	5.752.E+15	2.800.E+15	8.717.E+14	8.730.E+13	1.162.E+12	7.852.E+11	7.766.E+11	7.697.E+11	7.629.E+11	7.583.E+11	

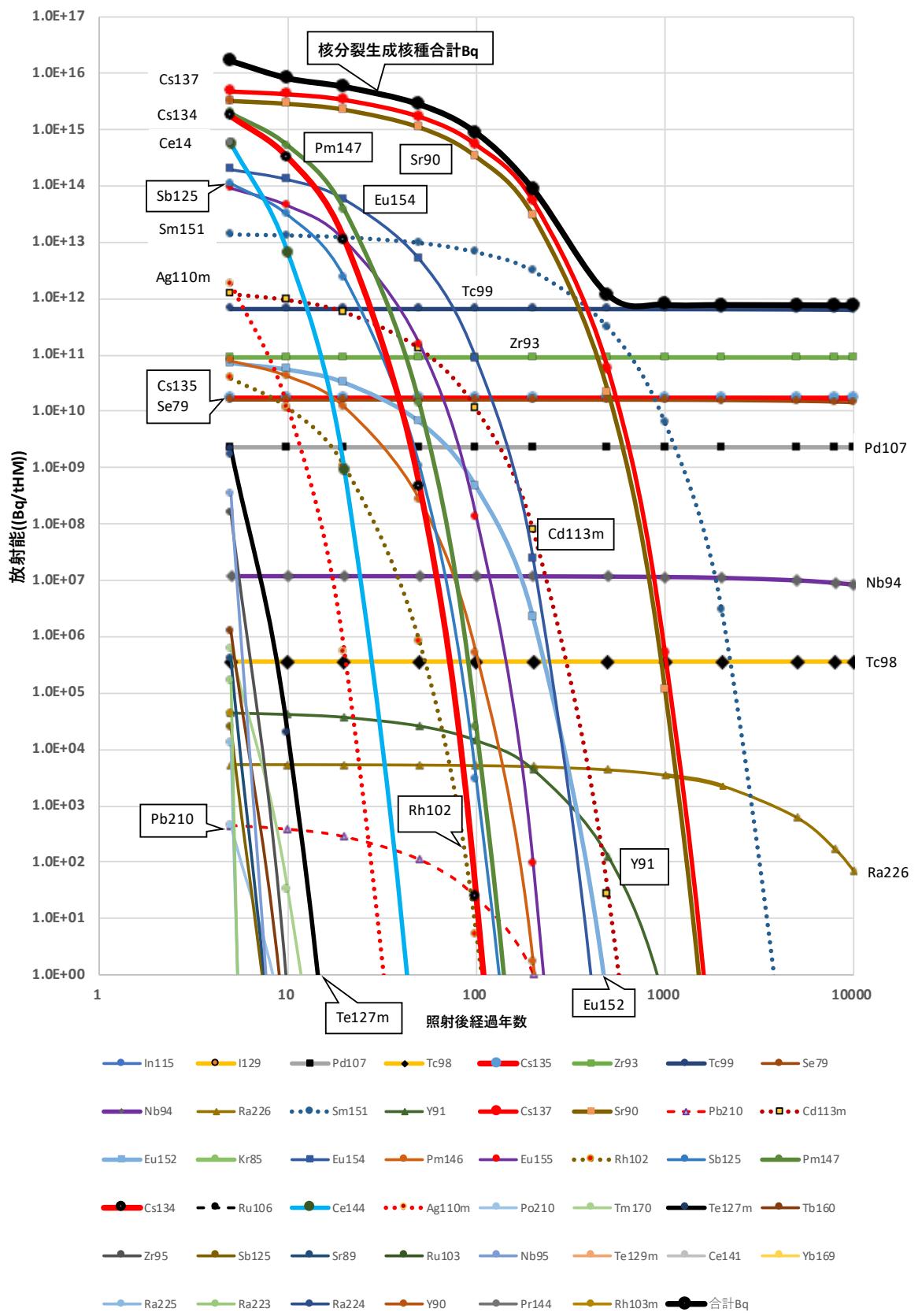
集計から除いた核種

ヨウ素I129は揮発性であり多くはヨウ素フィルターにより除去されること、クリプトンKr85は希ガスであり再処理の工程でそのまま大気中へ放出されること、ルテニウムRuはその何割かはルテニウム吸着塔で除去される可能性があり、ガラス固化体への移行は少ないことが予想されるので除いた。

表-3, 図-3からわかること

1) 経年変化について
核種名の()は半減期を示す
 ○100年後まで 表-3でCe144 (0.77) よりも短い半減期の核種は50年で1 Bq以下になる。またCs134(2.1),Rh102(2.9)は100年強でほぼ1 Bq以下になる。合計Bqは当初1.65京Bqが100年後には5.3%872兆Bqまで減衰した。
 ○100年～1000年 Y91(58.1)よりも短い半減期の核種は1000年で1 Bq以下になる。2.6年～14年の半減期の核種は200年以内に、Pb210(22.3)は500年以内に、Y91は1000年内に1 Bq以下になる。1000年後の合計Bqは7852億Bqと当時の0.0048%になる。
 ○1000年～10000年 初当生成量が最も多いCs137(30.1),Sr90(28.8)は2000年までに、Sm151(90)は5000年までに放射能が1 Bq以下になる。Ra226(1600)は10000年後に70Bqほどになるが他の1万年を超える半減期の核種Tc99,Cs135,Zr93等の放射能は殆ど減少しない。図-3から約500年後から合計Bqのグラフが平坦になっていることがわかる。表から1000年時に7852兆Bqだったが1万年後は7583兆Bqと96.5%であることからもあまり減少しないことがわかる。

(図-3) 高レベル放射性廃液中核分裂生成物の経年放射能変化

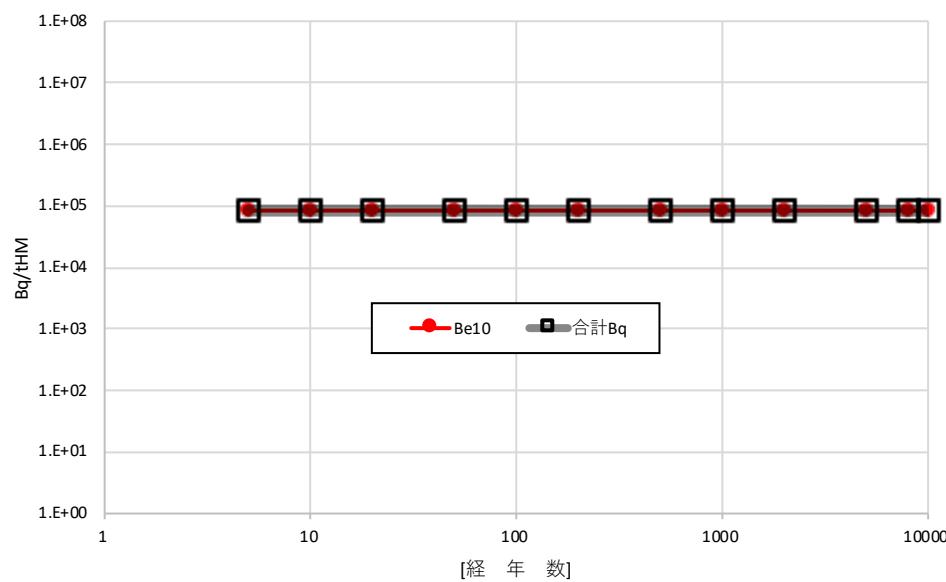


4 高レベル放射性廃液に含まれる放射化生成核種の放射能の経年変化

(表-4) PWR燃料燃焼度45GWd/tHMで取出した場合 再処理後の高レベル廃液中放射能の年次減衰変化 UとPuの1.8%が高レベル廃液へ移行したとして計算

核種名	照射後経過年数と放射能Bq/t HM												半減期年
	5	10	20	50	100	200	500	1000	2000	5000	8000	10000	
Be10	83795.3	83795.1	83794.7	83793.6	83791.8	83788.2	83777.3	83759.0	83722.9	83614.1	83505.3	83433.2	1600000
C14													5730
H3													12.33
合計Bq/tHM	83795.3	83795.1	83794.7	83793.6	83791.8	83788.2	83777.3	83759.0	83722.9	83614.1	83505.3	83433.2	

(図-4) 高レベル廃液中放射化等生成物の放射能経年変化



- 1) 炭素14は再処理の工程やガラス固化の段階で酸化されCO₂になりガラス固化体に含まれてこないので、除いた。
- 2) トリチウムは再処理の工程で酸化されHTO(H₂Oの形)になりガラス固化時には高温で蒸発しガラス固化体に含まれてこないので、除いた。
- 3) 燃料集合体の燃料被覆管等のジルカロイ合金や構造材の放射化生成物は高レベル廃液への移行量が不明であり集計対象外にした。大部分はせん断後ハル(さや管)・エンドピースに含まれたまま貯蔵されるのではないか。
Co60, Ni63, Mo93, Zr93などが発生するとされている。

おわりに

1トンのウラン燃料が燃焼し再処理され発生する高レベル廃液には1000年経過後も10.5兆ベクレルの放射能（ガラス固化体にはその8割、10兆ベクレル）が含まれることがわかりました。この中には製品として未回収のプルトニウムとウランが1.8%含むとじ計算したものですが、六ヶ所再処理工場のアクティブ試験の定期報告書から計算するとプルトニウムは22%，ウランは9%が未回収との結果^{*}になりました。大量の超長半減期のPu,Uがガラス固化体に含まれることになります。このガラス固化体が4万本最終処分場に埋設される計画であり、数百年、数千年後漏れ出し汚染はほぼ永久に続くことになるでしょう。

* <http://sanriku.my.coocan.jp/2012actUPurec.pdf>

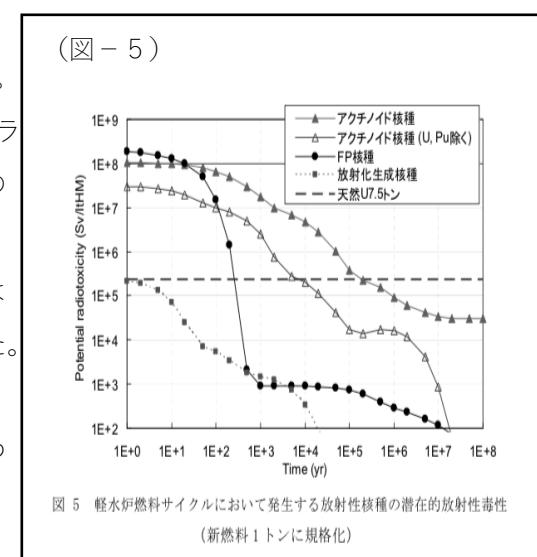
高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の最終処分場の立候補地が出てきました。しかし、埋設されるガラス固化体に何がどれだけ含まれているか明らかにされていません。日本原燃はU,Puの回収率を尋ねた私たちの質問に対し「商業機密であり公開できない」と回答しています。ガラス固化体にどのような放射性核種がどれだけ含まれているか、素人の私たちで調べていくより他なく、できる範囲でまとめたものが本報告書です。原子炉取出し5年後再処理した高レベル廃液に含まれる放射性核種の減衰を調べた単純なものです。次々と疑問が出てき、子孫核種の検討等不備の面や間違いもあると思います。廃液とそのガラス固化体に含まれる核種とその最小限の放射能量として捉えて頂き、経過年と放射能評価の一つの視点からのたたき台として参考にして頂けるならば幸いです。

日本原子力研究開発機構JAEAは「使用済燃料の潜在的放射性毒性評価のためのデータベース」(1頁参照)を公開しています。

このまとめとして図-5が掲載されています。この縦軸は有害度Svになっておりますが、ガラス固化体の有害度については高レベル廃液へのU,Puの混入率が不明でありこの図から読み取れません。BqやgからSvへの換算係数には疑問があり、今回私たちは検討しませんでした。子孫核種により追加される放射能については、多種多様であり正確に把握できず、これらについては今後の検討課題としていきます。

お気づきの点などご指摘お願いします。

エクセルにデータを書き込んだ表はご入用の方にメール添付しますので、お知らせください。さらに発展させて頂き情報共有することができると嬉しいです。



付録 (別表)5年後再処理し発生した高レベル廃液に含有する放射性核種と放射能一覧表

PWR使用済燃料(初期U235濃度3.9wt%)を燃焼度45Gwd/tHM照射し取出5年後に再処理し、発生高レベル廃液の1000年、8000年、10万年経過後の各放射性核種量gと放射能Bq一覧表

(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>

上記出典からU燃料1tについて照射取出5年後のデータを読み取り、これより各経年について放射性核種の量gと放射能Bqを減衰計算したもの。

核種名	1tのU燃料当たり発生 未回収*1)					高レベル廃液 含有核種g/tHM *2)					高レベル廃液 含有核種のBq/tHM				
	半減期year	5年後	g/tHM	UPu: 1.8%	5年後	1000年後	8000年後	10万年後	5年後	1000年後	8000年後	10万年後			
U 238	4468000000	927760	16699.68	16699.68	16699.68	16699.68	16699.42		207296495	207296463	207296238	207293279			
U 235	703800000	8290.2	149.22	149.22	149.22	149.22	149.21		11909522	11909510	11909428	11908349			
Pu 239	24100	6028.1	108.51	108.51	105.43	86.20	6.11		248663442074	241613429482	197553610589	14012796726			
U 236	23420000	5054.9	90.99	90.99	90.99	90.97	90.72		217300193	217293761	217248748	216658013			
Pu 240	6570	2678	48.20	48.20	43.38	20.73	0.00		403534246575	363129494182	173511959209	10568007			
Cs 137	30.17	1488	1488.00	0.00	0.00	0.00	0.00		4752049819877140	500137	0	0			
Pu 241	14.29	1322.1	23.80	23.80	0.00	0.00	0.00		91213993478305	0	0	0			
Tc 99	214000	1052	1052.00	1048.60	1025.09	760.93			655451713396	653332136194	638685777596	474102756968			
Zr 93	1500000	958.3	958.30	957.86	954.76	915.02			90677849462	90635957079	90343251801	86582983220			
Pu 242	373300	770.69	13.87	13.85	13.67	11.52			2026995592	2023235339	1997108157	1683497864			
Sr 90	28.8	634.55	634.55	0.00	0.00	0.00			3231504629629630	114018	0	0			
Np 237	2140000	632.91	632.91	632.71	631.27	612.74			16472282030	16466947513	16429654233	15947292031			
Cs 135	3000000	521.74	521.74	521.62	520.78	509.82			17004859259	17000930756	16973456636	16616467737			
Am 241	433	411.26	411.26	82.97	0.00	0.00			52021810585225	#####	142702094	0			
Pu 238	87.74	267.68	4.82	4.82	0.00	0.00			3045704554902	1129160097	0	0			
I 129	16000000	241.53	241.53	241.52	241.45	240.49			1544668605	1544601688	154413356	1537991312			
U 234	245000	195.42	3.52	3.51	3.44	2.65			809903925	807615805	791778952	610329157			
Am 243	7370	170.83	170.83	155.50	80.50	0.01			1259111848167	1146090710344	593337454998	103641212			
Pd 107	6500000	122	122.00	121.99	121.90	120.71			2315456506	2315209604	2313482023	2290896121			
Pm 147	2.6234	57.393	57.39	0.00	0.00	0.00			1964495365882880	0	0	0			
Cm 244	18.11	55.699	55.70	0.00	0.00	0.00			166384571516507	0	0	0			
Cs 134	2.062	36.256	36.26	0.00	0.00	0.00			1732049741592720	0	0	0			
Kr 85	10.7	22.262	22.26	0.00	0.00	0.00			323098845519516	0	0	0			
Eu 154	8.5	19.36	19.36	0.00	0.00	0.00			195226890756303	0	0	0			
Sm 151	90	14.223	14.22	0.01	0.00	0.00			13814834437086	6245510674	0	0			
Ru 106	1	7.127	7.13	0.00	0.00	0.00			887513207547170	0	0	0			
Se 79	65000	6.1546	6.15	6.09	5.65	2.12			15820977605	15653162185	14527251999	5446408922			
Eu 155	4.9	5.2288	5.23	0.00	0.00	0.00			90875786701778	0	0	0			
Cm 245	8500	4.9297	4.93	4.54	2.57	0.00			31247078031	28800108131	16273728382	8980077			
Ce 144	0.778	4.8433	4.84	0.00	0.00	0.00			570654455869751	0	0	0			
Sb 125	2.7	2.8322	2.83	0.00	0.00	0.00			11077048888889	0	0	0			
In 115	5.1E+14	1.705	1.71	1.70	1.70	1.70			0	0	0	0			
Am 242 m	152	0.79366	0.79	0.01	0.00	0.00			284806220096	2979126689	0	0			
Cm 246	4700	0.51098	0.51	0.44	0.16	0.00			5833710431	5033799727	1792888932	2296			
Cm 243	28.5	0.46801	0.47	0.00	0.00	0.00			892026857267	24	0	0			
Y 90	0.0073	0.16288	0.16	0.00	0.00	0.00			3272474885844750	0	0	0			
Cd 113 m	14	0.14458	0.14	0.00	0.00	0.00			12063365510746	0	0	0			
Tc 98	4200000	0.011333	0.01	0.01	0.01	0.01			363449	363389	362969	357500			
Cm 242	0.446	0.010732	0.01	0.00	0.00	0.00			1312515287403	0	0	0			
Eu 152	13	0.0107155	0.01	0.00	0.00	0.00			71581275304	0	0	0			
Ag 110 m	0.69	0.010574	0.01	0.00	0.00	0.00			1838956521739	0	0	0			
Pm 146	5.5	0.0047952	0.00	0.00	0.00	0.00			78825205479	0	0	0			
Th 230	80000	0.0041011	0.00	0.00	0.00	0.00			2942093	2916712	2745070	1236998			
Nb 94	20000	0.0016969	0.00	0.00	0.00	0.00			11914404	11508556	9029430	372325			
Th 232	14100000000	0.0010404	0.00	0.00	0.00	0.00			4	4	4	4			
Rh 102	2.9	0.00085409	0.00	0.00	0.00	0.00			38113549696	0	0	0			
Pa 231	32800	0.00060693	0.00	0.00	0.00	0.00			1057369	1035259	892904	127777			
C 14	5730	0.00026378	0.00	0.00	0.00	0.00			43404338	38458945	16490998	242			
Pr 144	0.0000329	0.00020451	0.00	0.00	0.00	0.00			569810030395137	0	0	0			
Np 239	0.0064	0.00014681	0.00	0.00	0.00	0.00			1266927301255	0	0	0			
Be 10	1600000	0.00010157	0.00	0.00	0.00	0.00			83795	83759	83505	80243			
Th 228	1.9131	0.000054388	0.00	0.00	0.00	0.00			1645904003	0	0	0			
Pa 233	0.0739	0.000021497	0.00	0.00	0.00	0.00			16479780704	0	0	0			
Th 234	0.066	0.000013469	0.00	0.00	0.00	0.00			11511965812	0	0	0			
Te 127 m	0.298	6.1375E-06	0.00	0.00	0.00	0.00			2140648946	0	0	0			
Th 229	7300	1.5942E-06	0.00	0.00	0.00	0.00			12588	11448	5889	1			
Ra 224	0.01	2.7989E-07	0.00	0.00	0.00	0.00			1649351786	0	0	0			
Nb 95	0.0958	2.3467E-07	0.00	0.00	0.00	0.00			340363037	0	0	0			
Zr 95	0.175	1.9515E-07	0.00	0.00	0.00	0.00			154946165	0	0	0			
Ra 226	1600	1.4754E-07	0.00	0.00	0.00	0.00			5386	3492	168	0			
Ac 227	21.773	6.2076E-08	0.00	0.00	0.00	0.00			165788	0	0	0			
Th 231	0.0029	3.3708E-08	0.00	0.00	0.00	0.00			664197044	0	0	0			
Y 91	58.5	1.7884E-08	0.00	0.00	0.00	0.00			44345	0	0	0			
Tb 160	0.197	2.9247E-09	0.00	0.00	0.00	0.00			1224811	0	0	0			
Tm 170	0.352	2.7304E-09	0.00	0.00	0.00	0.00			602294	0	0	0			
Sr 89	0.138	3.6539E-10	0.00	0.00	0.00	0.00			392701	0	0	0			
Pb 210	22.3	1.5965E-10	0.00	0.00	0.00	0.00			450	0	0	0			
Ra 223	0.03132	8.7697E-11	0.00	0.00	0.00	0.00			165742	0	0	0			
Sb 124	0.165	3.7674E-11	0.00	0.00	0.00	0.00			24306	0	0	0			
Ra 225	0.0405	8.6505E-12	0.00	0.00	0.00	0.00			12531	0	0	0			
Ac 225	0.0274	5.8436E-12	0.00	0.00	0.00	0.00			12512	0	0	0			
Po 210	0.379	2.7135E-12	0.00	0.00	0.00	0.00			450	0	0	0			
H 3	12.33	1.0002E-12	0.00	0.00	0.00	0.00			357	0	0	0			
Ru 103	0.108	6.0388E-13	0.00	0.00	0.00</										

追加（別表2）再処理後発生するガラス固化体、高レベル放射性廃液に含まれる全放射能の経年変化						
(Bq/tHM : 1トンのウラン燃料より生ずる放射能、0.8倍するとガラス固化体1本に含まれる放射能になります。)						
PWR燃料を燃焼度45GWd/tHMで取出し後5年目に再処理し発生する高レベル廃液の放射能の経年減衰変化						
(UとPuの1.8%が高レベル廃液へ移行の例とU9%+Pu22%が移行とした二例について計算) (U235初期濃度は3.9wt%)						
高レベル廃液組成 \ 経過年	5	10	20	50	100	200
単位はBq/tHM (ガラス固化体はBq/本)						
アクチノイド(U,Pu1.8%含有) 合計	3.18E+14	2.67E+14	1.94E+14	9.30E+13	5.36E+13	4.09E+13
核分裂生成物合計	1.65E+16	8.18E+15	5.75E+15	2.80E+15	8.72E+14	8.73E+13
放射化等生成物合計	8.38E+04	8.38E+04	8.38E+04	8.38E+04	8.38E+04	8.38E+04
放射性核種合計(U,Pu1.8%含有)	1.68E+16	8.44E+15	5.95E+15	2.89E+15	9.25E+14	1.28E+14
ガラス固化体含有合計(U,Pu1.8%含有) Bq/本	1.35E+16	6.75E+15	4.76E+15	2.31E+15	7.40E+14	1.03E+14
放射性核種合計(U9%,Pu22%)合計	1.79E+16	9.29E+15	6.48E+15	3.04E+15	9.59E+14	1.43E+14
ガラス固化体含有合計(U9%,Pu22%)Bq/本	1.43E+16	7.43E+15	5.18E+15	2.43E+15	7.67E+14	1.14E+14
U+Pu含まない放射性核種合計	1.67E+16	8.37E+15	5.90E+15	2.88E+15	9.22E+14	1.27E+14
U (1.8%) 合計	1.25.E+09	1.25.E+09	1.25.E+09	1.25.E+09	1.25.E+09	1.25.E+09
U (9%) 合計	6.23.E+09	6.23.E+09	6.23.E+09	6.23.E+09	6.23.E+09	6.23.E+09
Pu (1.8%) 合計	9.49E+13	7.52E+13	4.74E+13	1.31E+13	3.00E+12	1.30E+12
Pu (22%) 合計	1.16E+15	9.18E+14	5.79E+14	1.60E+14	3.66E+13	1.59E+13
U+Pu(1.8%)合計	9.49E+13	7.52E+13	4.74E+13	1.31E+13	3.00E+12	1.31E+12
(U9%,Pu22%)合計	1.16E+15	9.18E+14	5.79E+14	1.60E+14	3.66E+13	1.59E+13
高レベル廃液組成 \ 経過年	500	1000	2000	5000	8000	10000
単位はBq/tHM (ガラス固化体はBq/本)						
アクチノイド(U,Pu1.8%含有) 合計	2.55E+13	1.23E+13	3.79E+12	1.30E+12	1.00E+12	8.54E+11
核分裂生成物合計	1.16E+12	7.85E+11	7.77E+11	7.70E+11	7.63E+11	7.58E+11
放射化等生成物合計	8.38E+04	8.38E+04	8.37E+04	8.36E+04	8.35E+04	8.34E+04
放射性核種合計(U,Pu1.8%含有)	2.67E+13	1.31E+13	4.57E+12	2.07E+12	1.77E+12	1.61E+12
ガラス固化体含有合計(U,Pu1.8%含有) Bq/本	2.14E+13	1.05E+13	3.65E+12	1.66E+12	1.41E+12	1.29E+12
放射性核種合計(U9%,Pu22%)合計	3.44E+13	1.99E+13	1.09E+13	7.18E+12	5.95E+12	5.30E+12
ガラス固化体含有合計(U9%,Pu22%)Bq/本	2.76E+13	1.59E+13	8.71E+12	5.75E+12	4.76E+12	4.24E+12
U+Pu含まない放射性核種合計	2.60E+13	1.25E+13	4.00E+12	1.61E+12	1.39E+12	1.28E+12
U (1.8%) 合計	1.25.E+09	1.24.E+09	1.24.E+09	1.24.E+09	1.23.E+09	1.22.E+09
U (9%) 合計	6.23.E+09	6.22.E+09	6.21.E+09	6.18.E+09	6.14.E+09	6.12.E+09
Pu (1.8%) 合計	6.91E+11	6.08E+11	5.64E+11	4.56E+11	3.73E+11	3.29E+11
Pu (22%) 合計	8.45E+12	7.43E+12	6.89E+12	5.57E+12	4.56E+12	4.02E+12
U+Pu(1.8%)合計	6.92E+11	6.09E+11	5.65E+11	4.57E+11	3.74E+11	3.30E+11
(U9%,Pu22%)合計	8.45E+12	7.43E+12	6.89E+12	5.57E+12	4.56E+12	4.02E+12

Uは9%,Puは22%もが未回収であり殆どが高レベル廃液に移行することになります。この2つの例を基に高レベル廃液へ含まれる放射能とガラス固化体に含まれる量を計算しました。以下は具体的なアクティブ試験結果報告書による計算例（以下U9%,Pu22%を「A例」、事業申請のU,Pu各1.8%を「B例」とする）を中心に検討しました。以下図、表からわかることです。

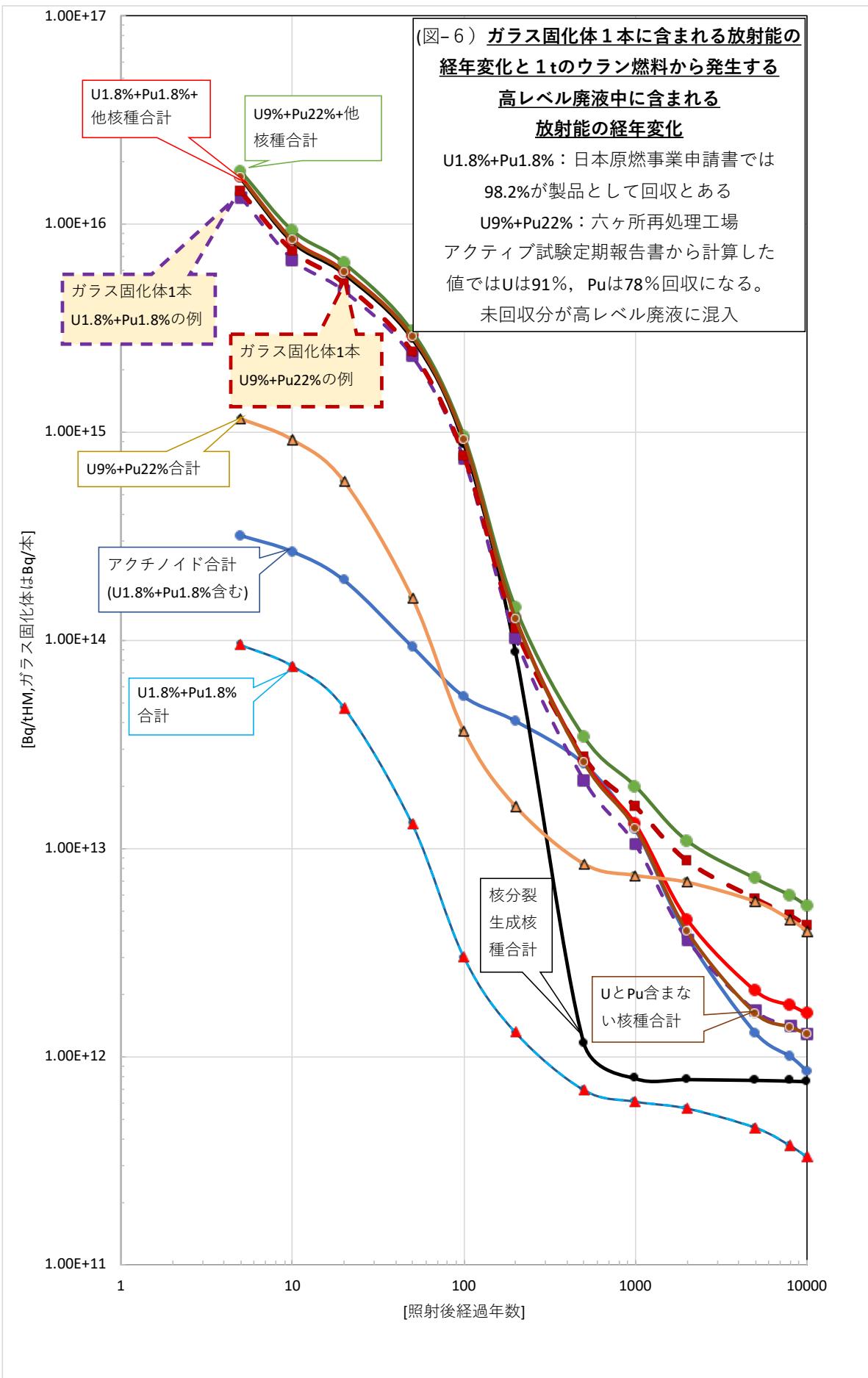
1) 図-6の破線2つがガラス固化体1本の放射能の経年変化です。200年過ぎるころからA,B例で差がでてきました。500年でA例は27.6兆Bq,B例は21.4兆Bq,1000年になるとA例15.9兆Bq,B例10.5兆Bqになります。5000年当たりからA例のグラフはU9%+Pu22%の曲線と近い値になり、半減期が長いUとPuが固化体の放射能の大部分を占めることがわかります。（しかし、実際はアクチノイド核種の子孫核種が増えてきます。これはグラフに反映されていません。このグラフは最小の含有放射能の目安としてください。）U+Puの放射能量を比較するとA例はB例の約12.2倍になりました（表の最下段の二例）。

2) A例とB例の核種合計グラフを見ると、500年後から差が大きくなっていることがわかります。これは核分裂生成核種が200年～500年にかけて急減していることから、半減期の長いものが多いアクチノイドが残るためにによるものと思われます。

*今福島第一原発トリチウムH3(860兆Bq)汚染水の海洋放出が問題になっています。A例のガラス固化体に含まれている放射能は1000年目で15.9兆Bqです。単純に比較できないのはH3の毒性とガラス固化体に含まれている核種の毒性が異なるからです。H3の毒性換算係数は $1.8 \times 10^{-11} \text{Sv/Bq}$ です。860兆Bqのトリチウムを経口摂取すると15480Sv、アクチノイド核種の換算係数は $10^{-7} \sim 10^{-8} \text{Sv/Bq}$ 程度ですので15.9兆Bqは低めに 10^{-8} で計算すると159000Svとなりガラス固化体1本のほうが丁度10倍毒性が強いことになります。（換算係数に疑問があるのですが・・・）。このようなガラス固化体が4万本も埋設されるのです。固化体を取り巻く20cmのオーバーパック（鋼）は千年もたないとされています。地下水を制御できないことは福島原発汚染水で明確になりました。数百m地下の水はお手上げでしょう。放射能が固化体より数百年後から漏れ始めるのではないかと推測されますが、海洋汚染がはじまったとき対処できるとは思えません。

* <http://sanriku.my.coocan.jp/2012actUPurec.pdf>

日本原燃(株)六ヶ所再処理工場の事業指定申請書ではUとPuの製品回収率が98.2%とし国へ提出されました。未回収分1.8%が高レベル廃液に移行しそしてガラス固化体に固定されることになります。アクティブ試験では実際にどれだけU,Puが回収されたのか日本原燃と国へ質問しましたが「商業機密」として答えません。それで同社の定期報告書に出ている具体的な数值から計算*し、回収率を求めたところUは約91%、Puは78%であることがわかりました。



再処理後発生するガラス固化体1本に含まれる全放射能の経年変化

(日本原燃六ヶ所再処理工場で製造の固化体)

PWR燃料を燃焼度45GWd/tHMで取出した場合、5年目に再処理し発生高レベル廃液の放射能の経年減衰変化(使用前燃料のU235初期濃度は3.9wt%)

U9%+Pu22%が高レベル廃液へ移行(A例), UとPuの各1.8%が移行(B例)とした二例について試算*(子孫核種の放射能は評価せず、最小値の推定です)

* U9%+Pu22%が廃液へ移行としたのは:日本原燃の定期報告書による製品回収量から、実際の使用済燃料を使用したアクティブ試験におけるUの回収率91%, Puの回収率78%と試算できるため未回収分が高レベル廃液へと移行するとしたもの。 → <http://sanriku.my.coocan.jp/2012actUPurec.pdf>

UとPuの各1.8%が廃液へ移行としたのは:日本原燃の事業指定申請書ではU,Puの98.2%が製品として回収されると申請されている。未回収分1.8%が移行。

*日本原燃は「商業機密」としてアクティブ試験全体の回収率を公開しようとしている。

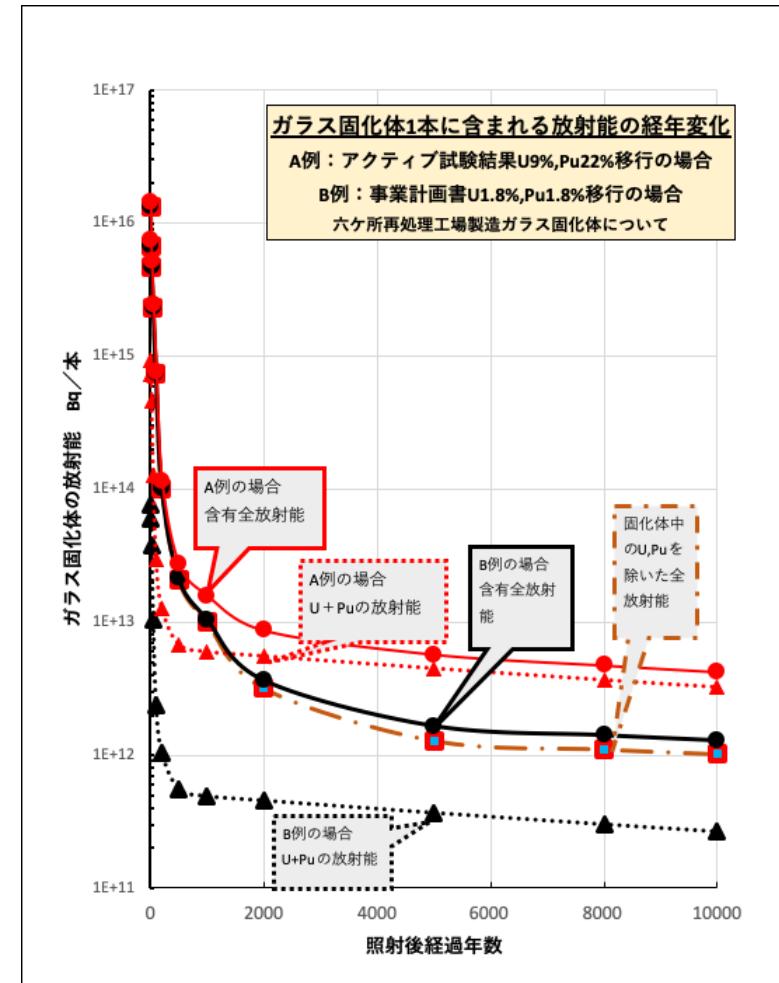
ガラス固化体の放射能\経過年	単位は[Bq/本]: ガラス固化体1本に含まれる放射能Bq					
	5	10	20	50	100	200
固化体(U,Pu除く)含有放射能	1.34E+16	6.69E+15	4.72E+15	2.30E+15	7.38E+14	1.02E+14
固化体含有U,Pu(各1.8%の場合)計	7.59E+13	6.01E+13	3.79E+13	1.05E+13	2.40E+12	1.04E+12
固化体含有U,Pu(U9%Pu22%の場合)計	9.28E+14	7.35E+14	4.64E+14	1.28E+14	2.93E+13	1.28E+13
固化体含有全放射能(U1.8%, Pu1.8%の場合)計	1.35E+16	6.75E+15	4.76E+15	2.31E+15	7.40E+14	1.03E+14
固化体含有全放射能(U9%,Pu22%の場合)計	1.43E+16	7.43E+15	5.18E+15	2.43E+15	7.67E+14	1.14E+14

ガラス固化体の放射能\経過年	単位は[Bq/本]: ガラス固化体1本に含まれる放射能Bq					
	500	1000	2000	5000	8000	10000
固化体(U,Pu除く)含有放射能	2.08E+13	9.98E+12	3.20E+12	1.29E+12	1.11E+12	1.03E+12
固化体含有U,Pu(各1.8%の場合)計	5.54E+11	4.87E+11	4.52E+11	3.65E+11	2.99E+11	2.64E+11
固化体含有U,Pu(U9%Pu22%の場合)計	6.76E+12	5.94E+12	5.51E+12	4.45E+12	3.65E+12	3.22E+12
固化体含有全放射能(U1.8%, Pu1.8%の場合)計	2.14E+13	1.05E+13	3.65E+12	1.66E+12	1.41E+12	1.29E+12
固化体含有全放射能(U9%,Pu22%の場合)計	2.76E+13	1.59E+13	8.71E+12	5.75E+12	4.76E+12	4.24E+12

図表からわかること

- 1) ガラス固化体中の放射能は約500年後までは急減するがその後約5000年までは緩やかに減少し以降は更に緩やかに減衰している。
- 2) A例の固化体の赤丸線とB例の黒丸線と比較すると1000年後1.5倍、10000年後は3.3倍と経過年が増加すると大きくなる。
- 3) A例の場合U+Puの赤点線が約1400年経過後U.Puを除いた全放射能の値を上回り、10000年後に含有全放射能の約76%を占めるようになる。
- 4) ガラス固化体中にU,Puが含まれない場合の放射能は赤四角の一点鎖線であり、再処理のU,Pu回収率が悪くなると赤丸線や黒丸線のように放射能が増加し(半)永久的に放射線を放出する。

※ 福島第一原発トリチウムH3(860兆Bq)汚染水の海洋放出が問題になっています。A例のガラス固化体に含まれている放射能は1000年目で15.9兆Bqです。H3の毒性換算係数は $1.8 \times 10^{-11} \text{ Sv/Bq}$ です。860兆Bqのトリチウムを経口摂取すると15480Sv被ばく、アクチノイド核種の換算係数は $10^{-7} \sim 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ 程度ですので15.9兆Bqは低めに 10^{-8} で計算すると159000Sv被ばくとなりガラス固化体1本のほうが福島汚染水全トリチウムの丁度10倍毒性が強いことになります。このようなガラス固化体が最終処分場に4万本も埋設されるのです。数百年後に漏れ出し開始?



データの根拠等詳しく知りたい方は以下をご覧ください。

[\(2021.2三陸の海・岩手の会\)](http://sanriku.my.coocan.jp/2101HLWVW.pdf)