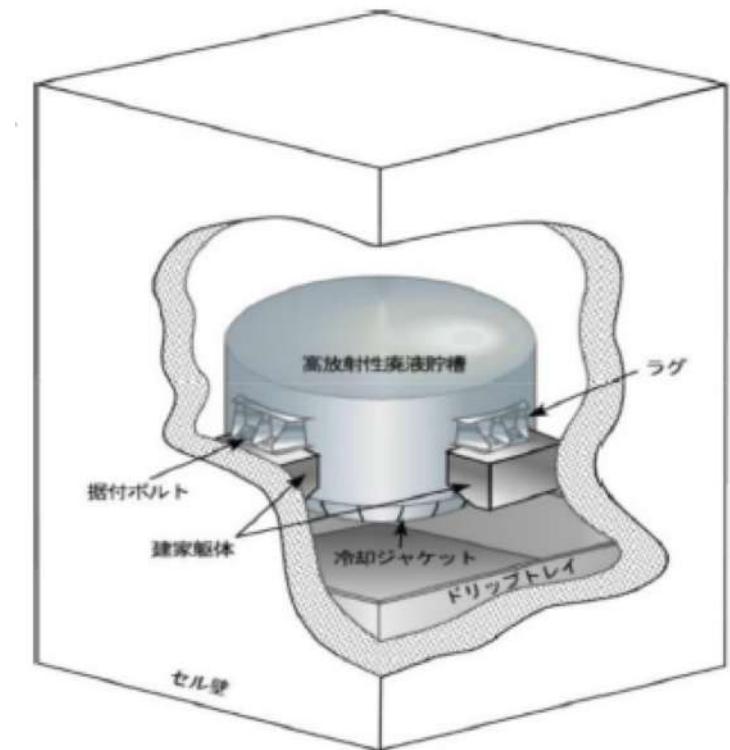


東海・六ヶ所再処理工場の重大事故 本当にこわい核のゴミ“高レベル廃液”



高レベル放射性廃液は2021.4現在
東海に約340m³, 六ヶ所に約220m³貯蔵中

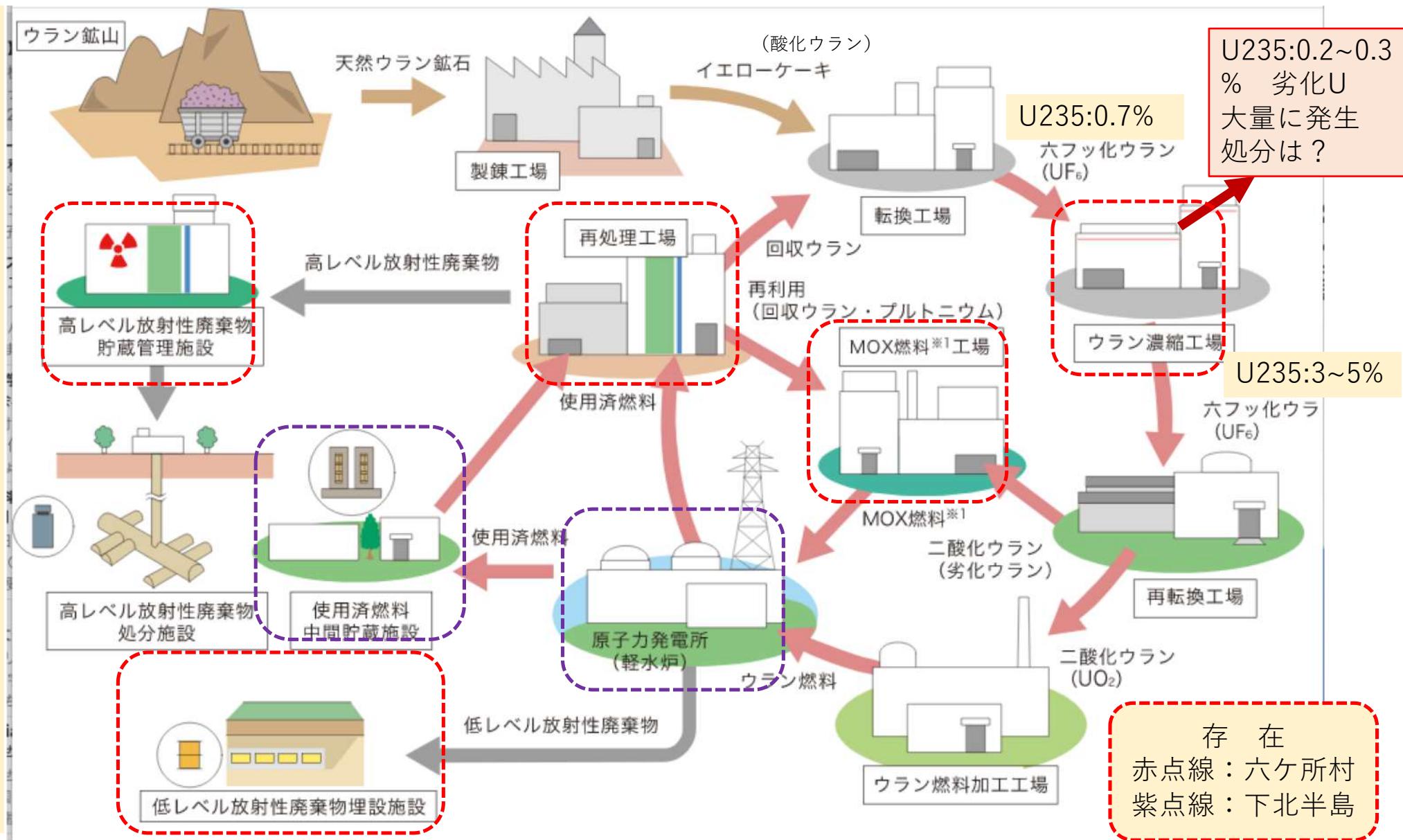
大型の廃液タンク（120m³）は
1億キュリー以上の放射能を含み,
それは何十億人の致死量にあ
たるものである。 高木仁三郎



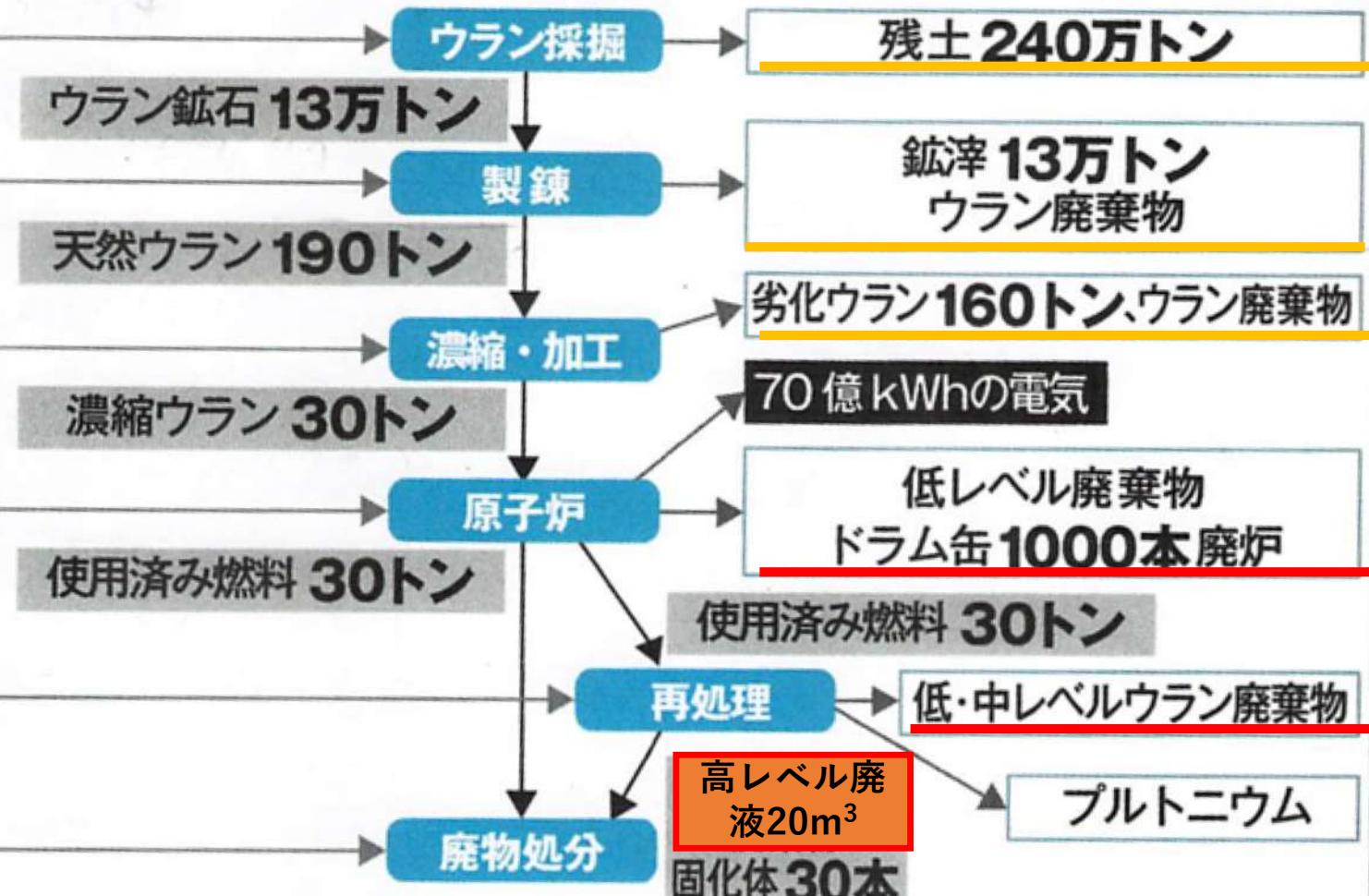
2021.5.25放射線被ばくを学習する会
三陸の海を放射能から守る岩手の会
永田文夫



設青森県下北半島（六ヶ所村他）に集中する核燃サイクル施
（プルトニウム取得、危険と放射能汚染を広げつつ）



100万キロワットの原発が生む“核のゴミ”



半減期
U238:44.7億年
U235: 7.0億年

ウラン廃棄物
(崩壊生成物幾らか)

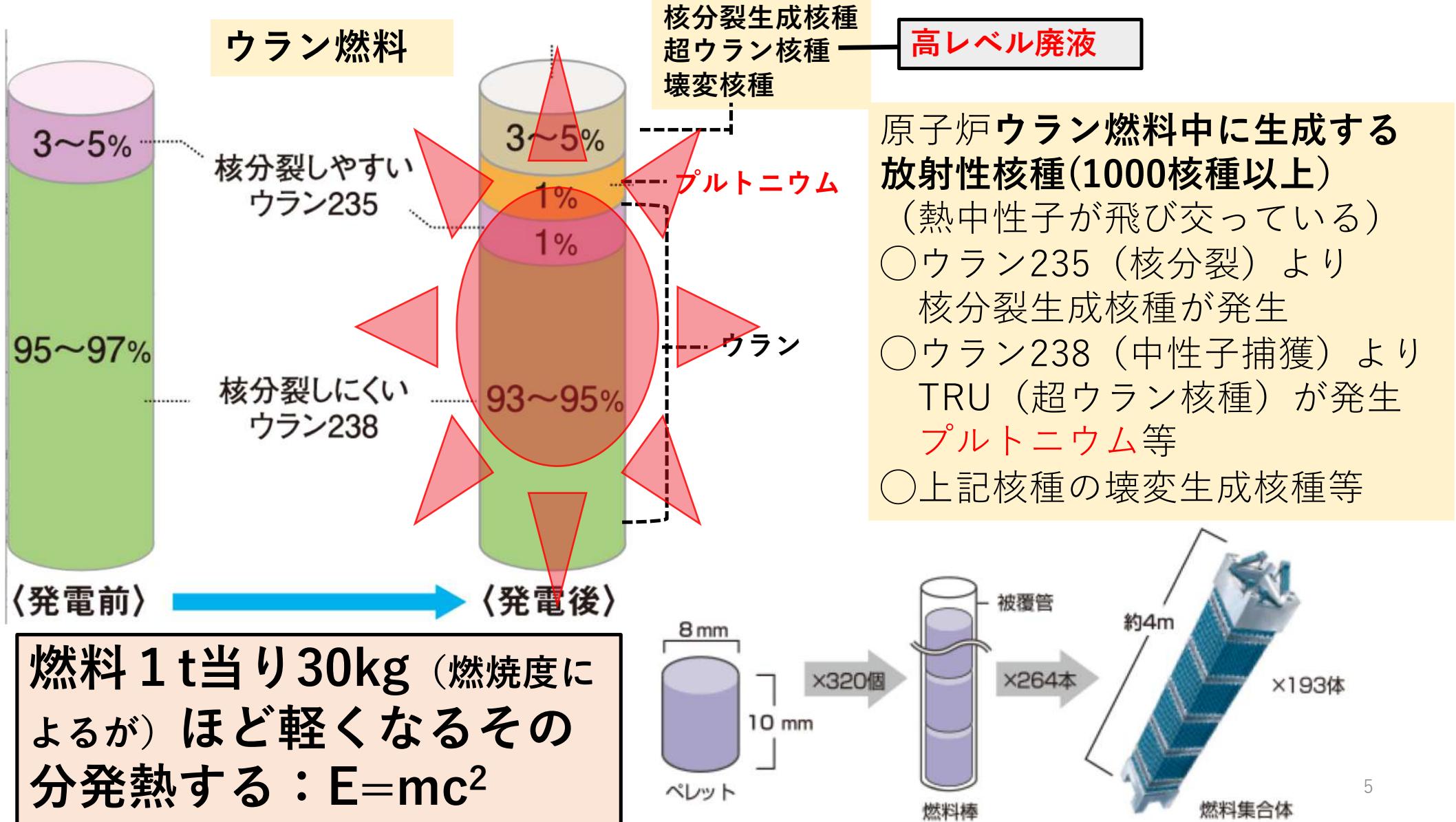
原発 (原子炉)

核分裂廃棄物
放射能は上流の一億倍
TRU等廃棄物
崩壊生成物
未回収ウラン
(Pu)

上流

下流

「原発のウソ」小出裕章著

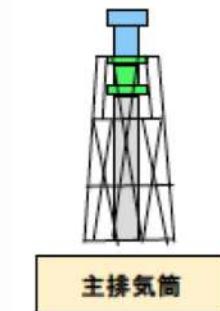
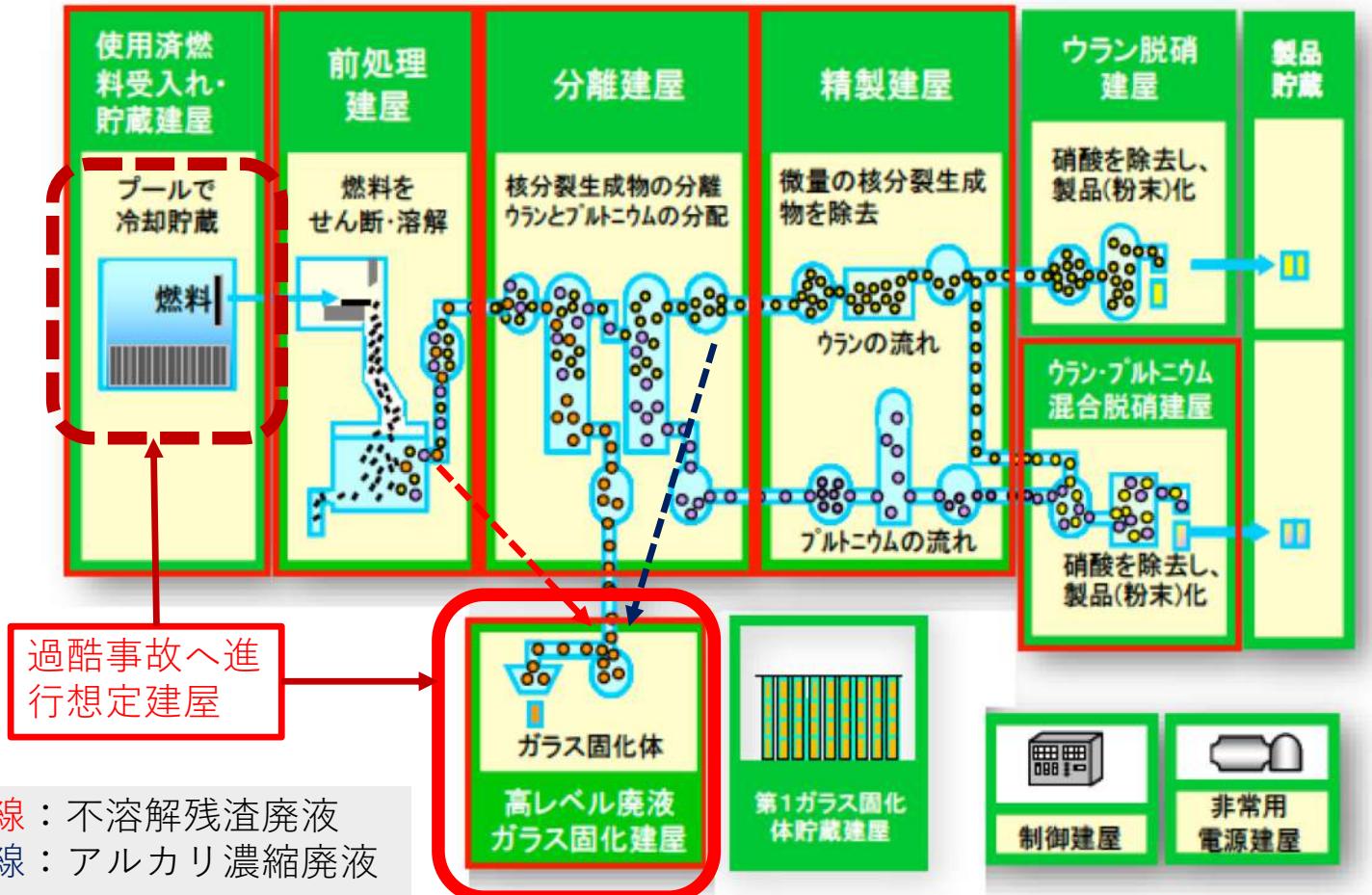


第一部 再処理工場の重大事故と シミュレーション

1. 高レベル廃液（発生・貯蔵）
2. 福島第一原発事故汚染と比較
3. ウラルの核惨事
4. 旧西ドイツ政府シミュレーション
5. ノルウェー政府シミュレーション
6. 東海・六ヶ所再処理工場 高木評価

最も心配なところ 高レベル廃液貯槽
次いで心配なところ 使用済燃料プール

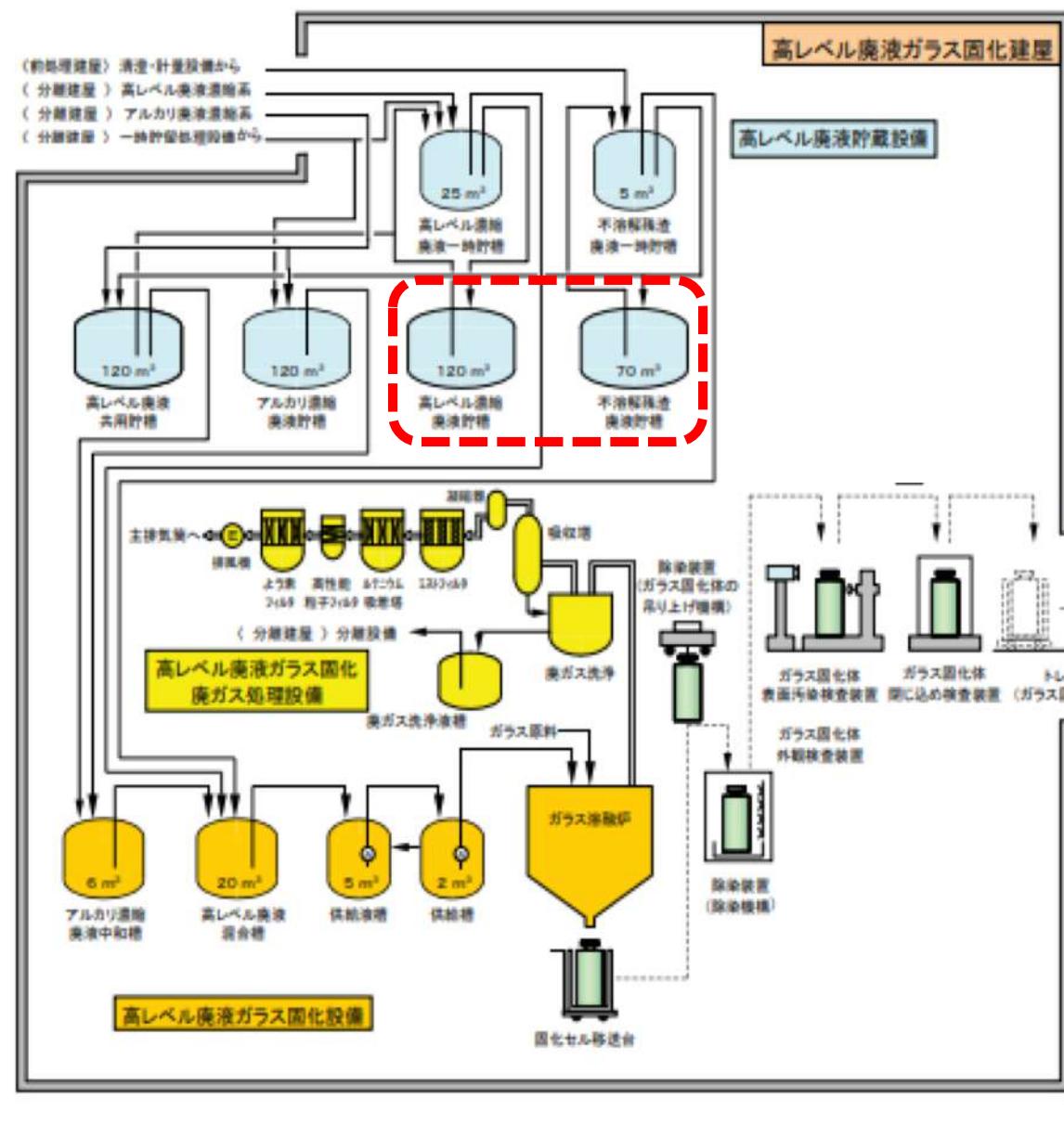
六ヶ所再処理施設の工程概要



■: 重大事故の発生を仮定する貯槽等を内包する建屋

■: 重大事故等対策を考慮して新設する建屋等

(第271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(平成31年4月23日)に加筆 <<https://www.nsr.go.jp/data/000268488.pdf>>)



最も危険な貯槽 高レベル廃液貯槽設備にある

- 高レベル濃縮廃液貯槽 (120m³×2基)
- 不溶解残渣廃液貯槽 (70m³×2基)

放射性物質が濃縮、崩壊熱が発生しており絶えず攪拌冷却掃気が必要です。

加えて臨界量以上のプルトニウム239が含まれることがわかりました。

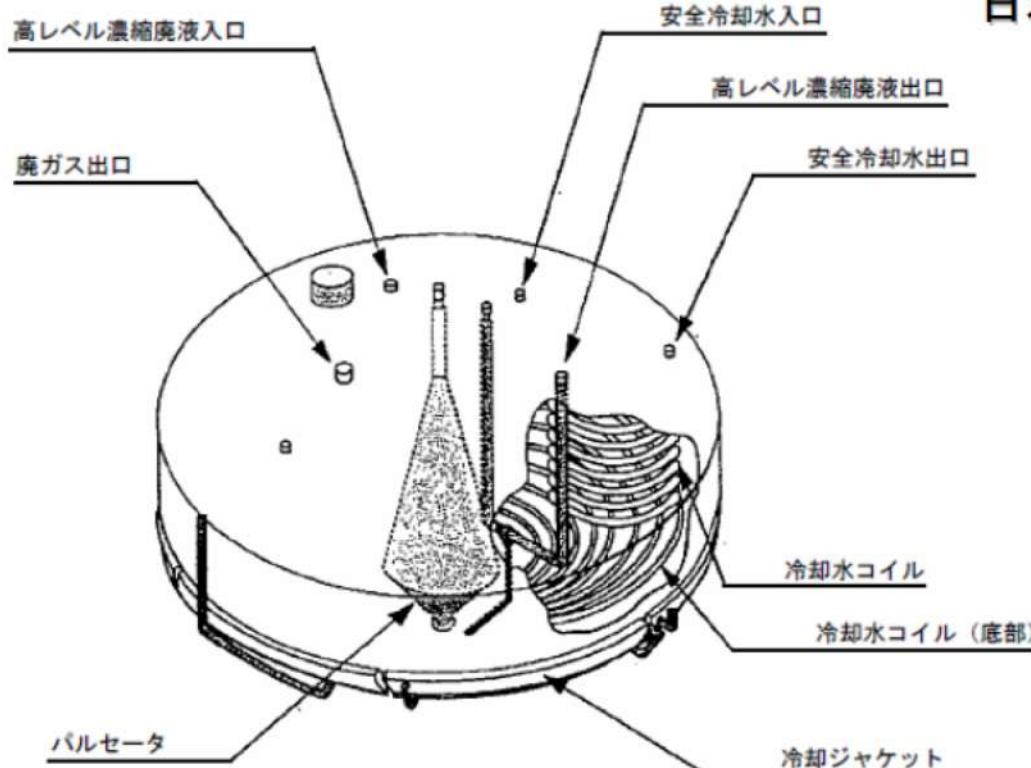
高レベル廃液（貯槽）

冷却できなくなると大事故へ

乾固→溶融→揮発・爆発こそが重大事故になる。

蒸発乾止まりの評価は背信行為！





120m³貯槽
直径約6.8m
高さ約4.8m
板厚22mm
材質 ステンレス316ULC

高レベル廃液貯槽の冷却が止まると
六ヶ所工場の最も早い貯槽では

- ・約24時間で沸騰が始まる。
- ・発生する水素が爆発濃度に達するのは約35時間後

 東海工場については

- ・約48時間で沸騰が開始され、
- ・発生水素が爆発濃度に達するのは約33時間後

 以上国へ報告されている。

* 原子力学会誌では**約15時間で沸騰し、掃気が止まると約7時間で水素爆発濃度に達するとある。**

(使用済み燃料を当面4年間冷却を15年冷却後再処理することに変更したことにより沸騰時間等伸びた。)

高レベル廃液貯槽建屋は攻撃等に脆弱 東海：津波

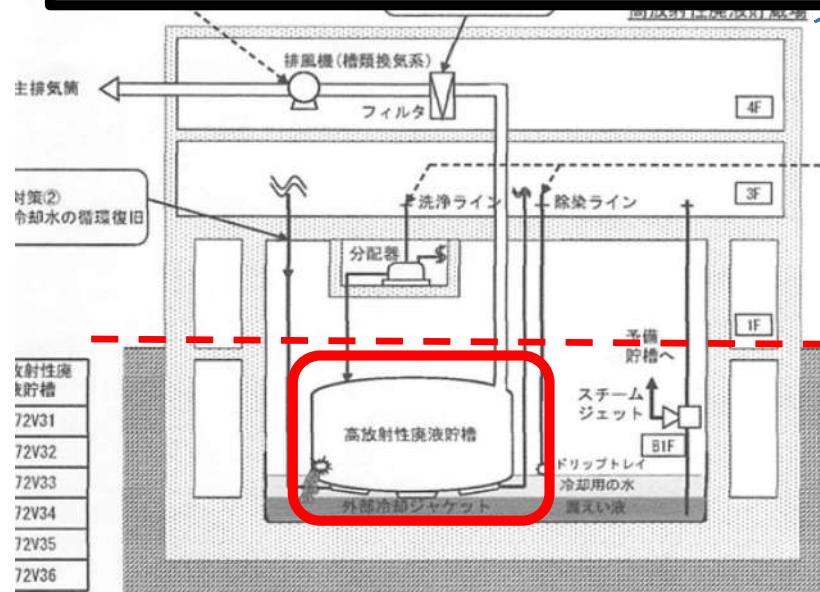
冷蔵セル排気フィルタ

東海再処理
施設

六ヶ所再処理工場

風機

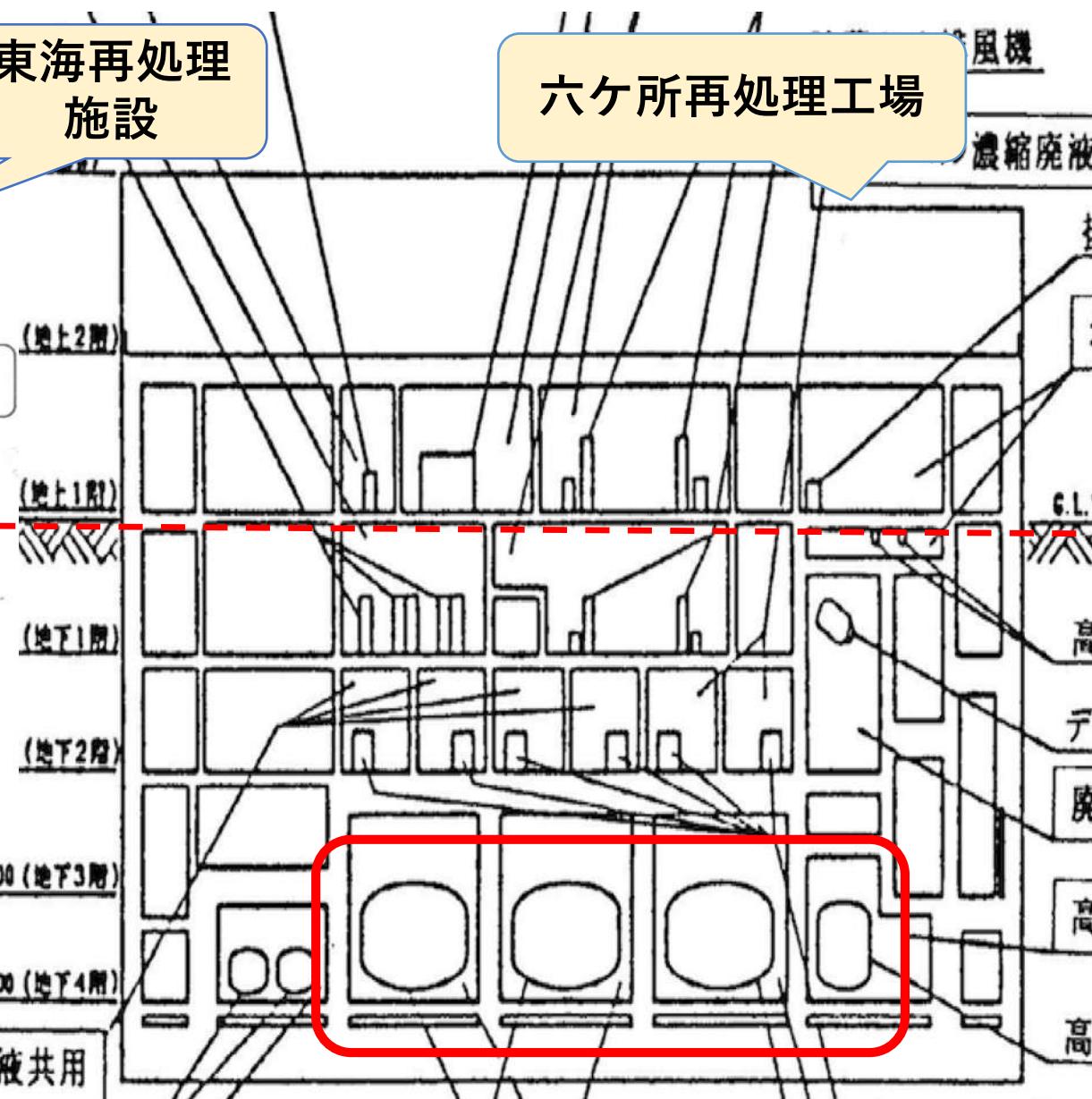
濃縮廃液



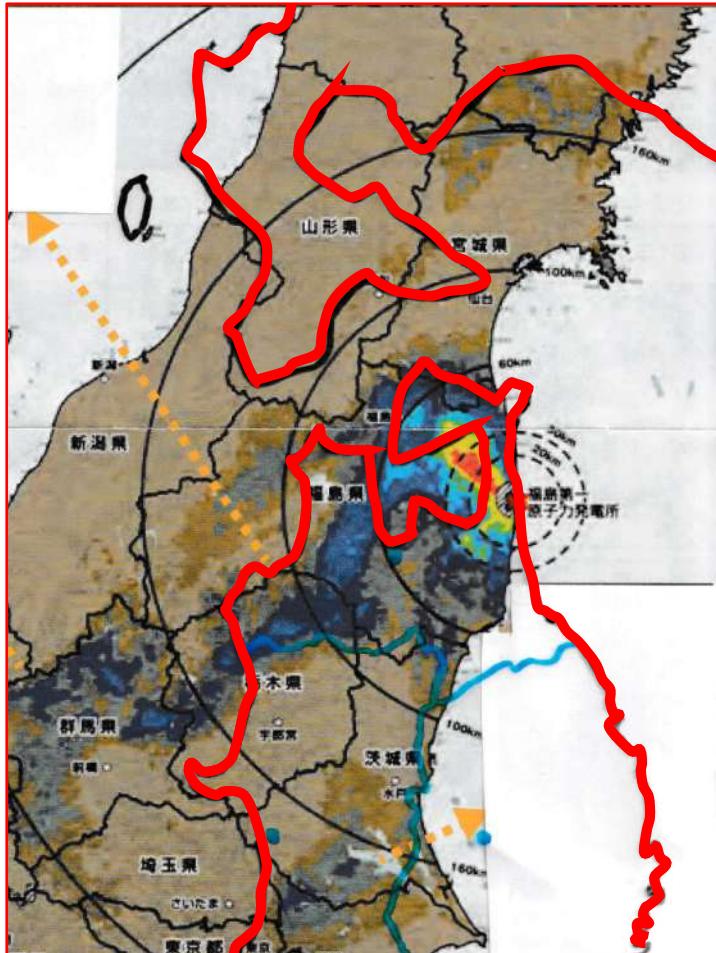
T.M.S.L. 約+38,500 (地下3階)

T.M.S.L. 約+34,000 (地下4階)

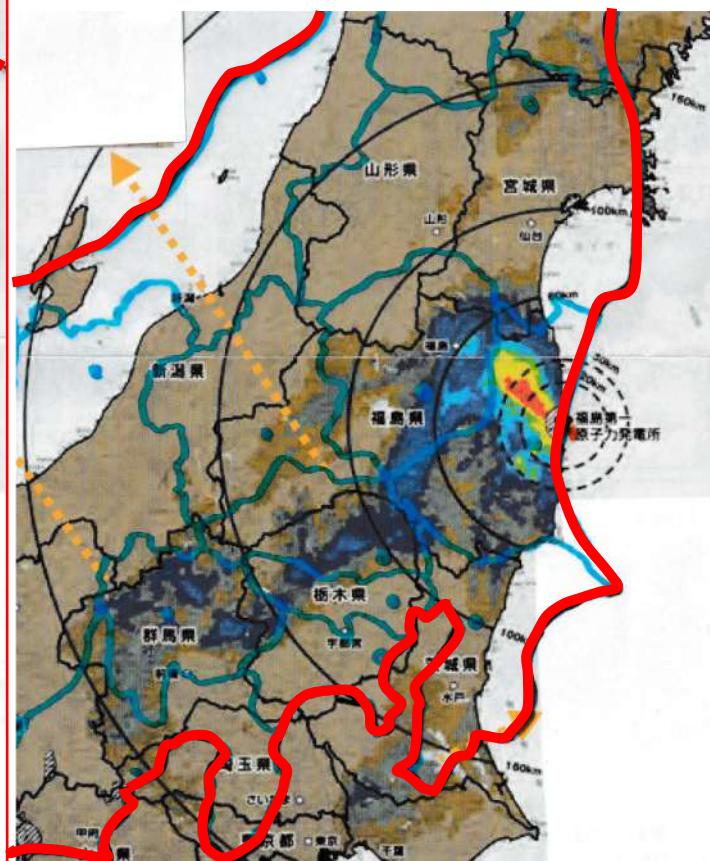
高レベル廃液共用



東海・六ヶ所再処理工場で福島原発事故程度の放射性物質の放出が起こった場合の汚染分布 しかし！



福島原発事故セシウム汚染分布に東海と六ヶ所工場を重ねると



東海・六ヶ所工場の高レベル廃液中にセシウム137は
福島原発事故大気放出の各々79倍と35倍含まれている。

他にストロンチウム90、ウラン、
プルトニウム、アメリシウム等
多数の放射性核種を含む。
重大事故時にこれらが放出される可能性が高い。

ウラルの核惨事

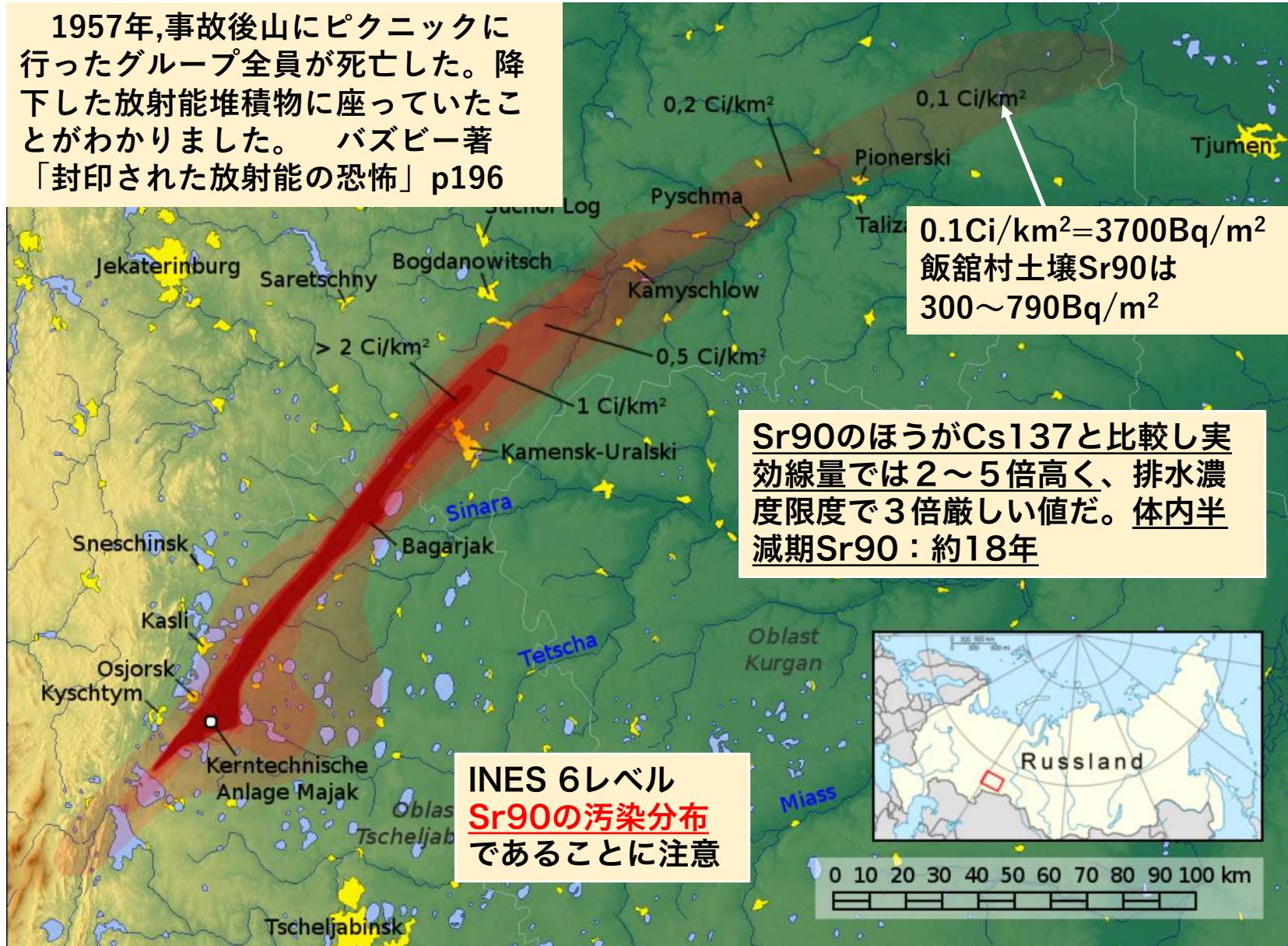
1957・9・29

（マヤーク事故、キシユテム事故とも言われている）
マヤーク核兵器用再処理施設で高レベルの硝酸（塩）廃棄液体が入った貯蔵タンクが冷却系統の故障により化学的爆発（TNT火薬70トン相当）が起こりタンク内放射性核種の約9割が施設とその周辺に、約1割にあたる

200万キュリーが300km²にわたり汚染した。
事故は32年後1989年に真相が明らかにされた。

13
ATOMICA(04-10-03-03)

1957年、事故後山にピクニックに行ったグループ全員が死亡した。降下した放射能堆積物に座っていたことがわかりました。 バズビー著「封印された放射能の恐怖」p196



独 原子炉安全研究所作成
旧西ドイツ内務省委託評価報告書
一九七六年八月提出（IRS290報告）

核再処理工場の重大事故

1977.1.15
毎日新聞

国民の半数死亡も

西独で報告書が波紋

【ボン十四日伊藤（光）特派員】使用する核燃料再処理工場で万一、冷却施設が不能になれば、西独人口の半数に当たる三千万人が強力な放射能被爆で死亡する——こんなショッキングな内容を盛った研究報告の存在が、西独の運

邦自然保護市民運動連盟によってスッパ抜かれ、報告を隠していた内務省と自然保護団体の間で大論争を呼んでいる。

市民運動連盟の発表によると、この報告は、内務省の委託でケルンの原子炉安全研究所が作成

た。報告書によれば、再処理工場で冷却施設が完全に停止すると、発電によって工場周囲百キロの大規模な衝撃を受けている。

全住民が致死量の十倍から二百倍の放射能を浴び即死、最終的死者数は西独全人口の半分の三千五万人に上る可能性があるという。

ノルウェー政府調べ

英國セラフィールド再処理工場の高レベル廃液大気放出事故の評価報告書を

二〇〇九年三月公開



翻訳・解説

<http://sanriku.my.coocan.jp/NRReport0903.pdf>

報告書英文

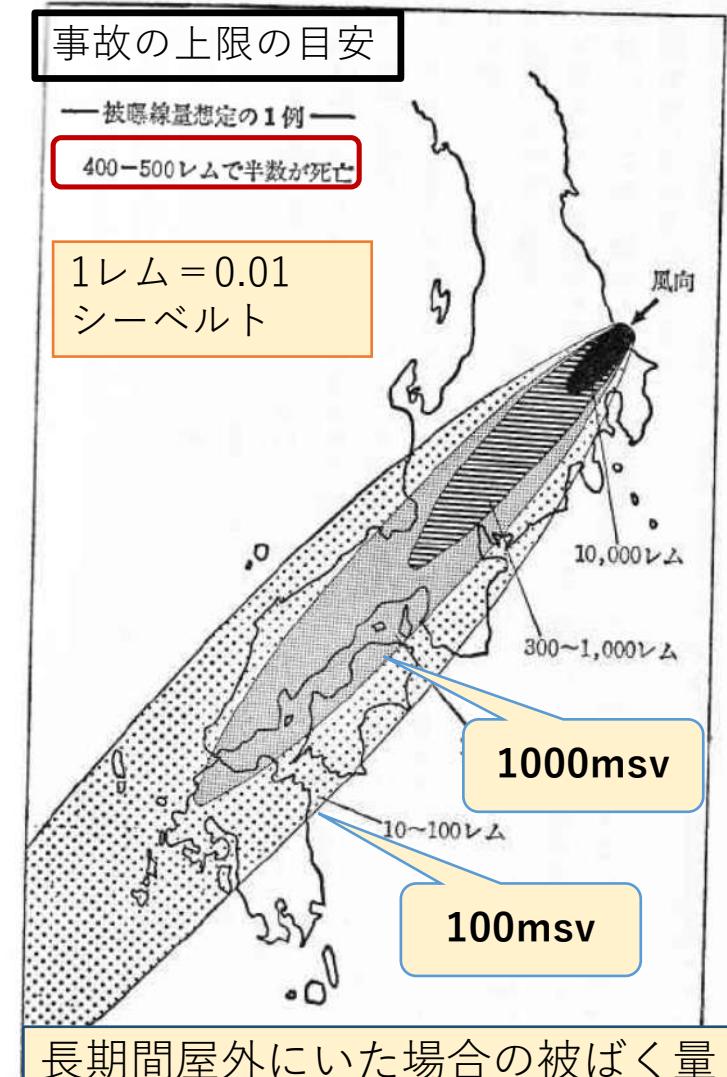
http://sanriku.my.coocan.jp/StralevarenRapport_2009_7.pdf

Figur 4.3: Fallout of ^{137}Cs (Bq/m^2) after a worst case accident releasing 10 % of the total assumed ^{137}Cs inventory from the HASTs at Sellafield.

東海再処理工場の高レベル廃液タンクへ攻撃を受けた場合

破壊 → 冷却停止 → 廃液沸騰 → 蒸発乾固 → 溶融 → 振発（放射能の全面放出）・爆発

高木仁三郎著「核時代を生きる」
講談社現代新書（一九八三）から



第10図 東海再処理工場が爆撃されたら
(東京→大阪の向きに秒速5メートルの風を仮定)

- ・大型の廃液タンクは一億キュリー以上の放射能を含みそれは何十億人の致死量に当たる・・・結果として、何百万人の人々が障害を発生させ、日本は全土的に回復不可能な汚染状態となろう。(高木)

高レベル廃液大気放出事故高木評価
百立法メートルの高レベル廃液（Sr90・Ru
106・Cs134・137）の一%が放出時
その場に1ヶ月居た時の被曝線量



六ヶ所再処理工場で高レベル放射性廃液の冷却能力喪失（大地震、暴風雨、竜巻、航空機墜落、落雷、火山灰の落下、火砕流などによる大停電や冷却水系の配管破損など）した場合

冷却停止 → 廃液沸騰 → 蒸発乾固 → 溶融
↓一部揮発（爆発）

再処理工場重大事故を蒸発乾固止まりの審査

新規制基準適合性審査：国民を守る審査をせず
* 起こる可能性がある事故を評価せず！深層防護せず！

西ドイツ政府報告書より

表 2 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

〔ケース 3〕 再処理工場の高レベル廃液貯槽の事故
冷却能力の喪失 → 高レベル廃液が完全に蒸発する
→ 挥発性放射性物質が直接環境へ放出される。

原子力規制委員会は第2段階
蒸発乾固で評価を止め合格とした

西ドイツ重大事故評価=東海攻撃評価？

ノルウェー重大事故評価
Cs0.1から10%までを評価

高木仁三郎氏の
六ヶ所再処理工場評価は
Cs, Sr, Ru 1 %放出とする
控えめな評価である

原子力機構（東海再処理工場）へ
地元団体と「重大事故防止」の働きかけ

原子力機構は2013・7 高レベル廃液の潜在するハザードを認め
2016・1からガラス固化を開始した。しかしトラブル続き

原子力機構高レベル廃液

「早く固め保管を」

3団体安全性の質問状

日本原子力研究開発機構（東海村）の使用済み核燃料再処理施設に貯蔵されている高レベル放射性廃液について、県内外の三つの脱原発・反原発団体が29日、事故防止対策や今後の廃液処理の見通しなどをただす質問状を原子力機構に提出した。液体のままだと事故時に深刻な放射能汚染を引き起こす恐れがあるのでして「早く固めて保管してほしい」と求めた。

質問状を出したのは県内の「脱原発とうかい塾」

と、盛岡市の「三陸の海を

ケ所村）にも同様の質問状

岩手の会は、日本原燃の六ヶ所再処理工場（青森県六ヶ所村）にも同様の質問状

岩手の会は、「放射能から守る岩手の会」。質問状を読み上げて高レベル放射性廃液の安全性をただす市民団体の関係者=東海村

原子力機構への提出には72団体が賛同し、12月28日までに文書で回答するよう求めた。電源喪失で廃液が冷却できなくなつた場合、爆発や大量の放射性物質の放出で、原発事故にも増して過酷な事態に至る恐れがある」と指摘したうえで、液体より安定したガラス固化を求めた。

2007年の新潟県中越沖地震を受けた耐震化工事のため、ガラス固化作業は09年以降、止まっている。原子力機構は今年度中に作業を再開する計画をもつているとし、「国の確認や地元の理解を得ながら、ガラス固化化に努力したい」と述べた。（栗田有宏）

高レベル放射性廃液

原発の使用済み核燃料を切断して硝酸に溶かし、再利用するプロトニウムとウランを回収した後に残る液体。ヨウ素やセシウムなどの核分裂生成物が含まれ、放射線量が極めて高い。発熱するため、貯蔵時は冷却し、発生する水素がたまつて爆発しないようにする必要がある。

さらににより安定した形で貯蔵するため、高温で廃液とガラスを混ぜ、冷やし固めた「ガラス固化体」にしてステンレス製容器に入れたらうえで、放射線量が下がるまで数万年以上にわたって管理することが求められる。

東海再処理工場では、ガラス固化する前の廃液の状態で大量に貯蔵されている。

二

美行

朝日 11/30(水)

茨城 片反
第3種郵便物認可



当者は「廃液393立方メートルを保管している。ガラス固化すると容器（高さ約15m、直徑約40cmの円筒形）400～500本分になる」と説明。「廃液の危険性は認識している」として、震災後、国の指示に従い、電源喪失に備えた移動式発電機の配備や、東京電力福島第一原発を襲った15mの津波を想定した浸水防止対策などの緊急安全対策を実施していると答えた。ストレステスト（耐性評価）も受けた予定という。

原子力機構は今年度中に作業を再開する計画をもつていて、ガラス固化作業は09年以降、止まっている。

原子力機構は今年度中に作業を再開する計画をもつていて、ガラス固化作業は09年以降、止まっている。このため、ガラス固化作業は09年以降、止まっている。元の理解を得ながら、ガラス固化化に努力したい」と述べた。（栗田有宏）

第二部 高レベル廃液(ガラス固化体)に 含まれる放射性核種

1. 真実を隠してきた事業者と国(経過)
2. 原子炉内生成核種（核分裂核種と中性子捕獲TRU核種）
3. 廃液（固化体）に含まれる放射性核種一覧
4. 廃液（固化体）の放射能の経年変化 永久に残る放射能
5. 放射性物質は微量でも危険，こわい内部被ばく

両再処理工場 廃液中の放射能濃度
川田龍平議員質問主意書により

2021.5 現在東海約330m³, 六ヶ所約220m³貯蔵

セラフィールド
Sr90
 $4.6 \times 10^{15} \text{Bq/m}^3$

セラフィールド
Cs137
 $6.3 \times 10^{15} \text{Bq/m}^3$

		東海再処理工場	六ヶ所再処理工場
高レベル廃液貯蔵量		約394m ³	約202m ³
放射性核種	放射能濃度	放射能濃度	
	(Bq/m ³)	(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	1×10^{-20}		

自己崩壊熱が
発生しています

1cm³に32億
Bq含む

	(2013年2月1日現在 両事業所公表)	
	東海再処理工場	六ヶ所再処理工場
放射性核種	放射能濃度	放射能濃度
	(Bq/m ³)	(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
が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
ませんでした。

1cm³に26億Bq含む

六ヶ所ではストロンチウム90他濃度を隠蔽

原発事故を踏まえた。が!
明らかにされました。〇一三年に

原爆・原発事故と再処理工場高レベル廃液の比較

・セシウム137について比較（再処理工場は2013.2.1現在の値）

原爆・事故 /再処理工場廃液	Bq	Ci	広島原爆と比較	福島と比較
1 広島原爆	8.9×10^{13}	2405	1	0.006
2 チェルノブイリ原発事故	8.5×10^{16}	2300000	956	5.7
3 福島原発事故(大気放出)	1.5×10^{16}	405000	168	1
※ マヤーク核施設事故 (放出)	2.0×10^{16}		225	1.3
4 六ヶ所再処理工場高レベル廃液	5.2×10^{17}	14000000	5821	34.6
5 東海再処理工場高レベル廃液	1.2×10^{18}	32000000	13306	79

※ ウラルの核惨事
またキシュテム事故
とも言う。セシウム
137の環境放出量の
記載はないがSr90の
量が出ており同程度
の放射能放出であった
と仮定すると（東
海廃液やセラフィー
ルド廃液の組成濃度
はCs137 > Sr90である）
上記のようになる。
「アトミカ（キ
シュテム事故）09-
03-02-07」

*出典 1:UNSCEAR2000 年報告附属書 C 2:チェルノブイリフォーラム 2005 3:JAEA 関僚会議へ日本政府
報告書（平成 23 年 5 月） 4:川田龍平議員質問主意書答弁書（2013.2.26） 5:JAEA の HP(2013.2.1)

原爆・原発事故と再処理工場高レベル廃液の比較

・ストロンチウム90について比較（再処理工場は2013.2.1現在の値）

	原爆・事故/再処理工場廃液	Sr-90 Bq	福島事故と比較	チェルノブイリと比較
1	広島原爆	0.058×10^{15}	0.41	0.0058
2	マヤーク再処理施設事故	20×10^{15}	143	2
3	チェルノブイリ原発事故	10×10^{15}	71	1
4	福島原発事故（大気放出）	0.14×10^{15}	1	0.014
5	*六ヶ所再処理高レベル廃液	364×10^{15}	2600	36.4
6	東海再処理高レベル廃液	867×10^{15}	6200	86.7

*六ヶ所再処理高レベル廃液についてSr90濃度は非公開、Cs137濃度を基に東海・セラフィールドの廃液組成比から推定

高レベル廃液 1滴（経口摂取）で 4Sv を
超え致死線量 7Sv に近い値になる！

ストロンチウム90
90000000Bq
経口摂取で
2500mSv被ばく

セシウム137
130000000Bq
経口摂取で
1700mSv被ばく

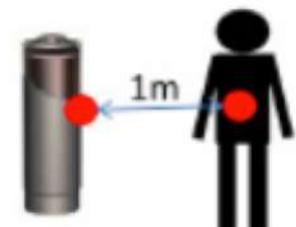
Cs137とSr90の2核種だけで半数致死線量の
4000mSvを超えてしまいます。
他の核種も多数含まれており 1滴で致死量
7000mSvに近い値になる。



ガラス固化体 1本には約0.52m³ の廃液が閉込められています。
この側に立つと約20秒で死亡します（7Sv）。1m離れたところ
では約4分で死亡します。

ガラス固化体製造直後

表面線量 1,500,000 (mSv/時)	1m位置 100,000 (mSv/時)
------------------------------	----------------------------



（図はNUMO HPから）

経口実効線量 Sr90 : 2.8×10^{-5} mSv/Bq
(線量告示) Cs137: 1.3×10^{-5} mSv/Bq

三陸の海を放射能から守る
岩手の会（略称）三陸の海・岩手の会
郵便振替 02240-5-102650
ホームページ《再処理／岩手の環境》
<http://sanriku.my.coocan.jp/>
《本紙の全バックナンバー掲載》

止めよう！
《再処理》

《天惠の海》
2020(令和2年)
4月 30日
第204号
編集事務局 S.Oshida
TEL・FAX 019-623-1636

原子力規制委員会 第89回 核燃施設等新規制基準適合性審査会合 日本原燃提出資料
六ヶ所再処理工場 廃液中放射能量データに〈フルトニウム〉の記載あり
完成後フル運転時 高レベル廃液貯槽に
臨界量を超えるフルトニウム239が存在

たために看過出来ない問題です。

ました。
(下の表参照)
これは臨界量を超える数値です。フルトニウム239は核分裂性物質であり、核爆発を起す可能性があります。既に、同工場には約二〇四tの廃液があります。この中に危険な核種が臨界量以上も含むとすれば、事故防止の大事故を起

ところがその後、二〇一五(平成二十七)年二月の第九回「新規制基準適合性審査会合」への提出資料を見て、高レベル廃液貯槽についていなかったフルトニウム239のデータが記載されていることに気が付きました。そこでそのデータから、六ヶ所再処理工場の七核種と、東海再処理工場の二五核種について(日本原子力研究開発機構は国会直後にホームページで公表)概ね知ることが出来たと判断しました。(裏面に一覧表)。

六ヶ所工場貯槽中のフルトニウムの重さ 既に貯まっている約220m³の廃液は大丈夫か？

審査会	高レベル廃液	不溶解残渣廃液	高レベル廃液	不溶解残渣廃液		
2015.12.21	貯槽(120m ³)	貯槽(70m ³)	貯槽(120m ³)	貯槽(70m ³)	半減期	質量g
核種名	放射能量 Bq	放射能量 Bq	計算値 g	計算値 g	年	
Pu 238	2.10×10^{14}	3.50×10^{14}	331	552	87.7	283
Pu 239	2.01×10^{13}	3.35×10^{13}	8,750	14,600	24100	239
Pu 240	3.21×10^{13}	5.34×10^{13}	3,830	6,370	6570	240
Pu 241	4.42×10^{15}	7.36×10^{15}	1,160	1,930	14.4	241
Pu 242	1.34×10^{11}	2.24×10^{11}	914	1,529	373000	242
合計			約 15000	約 25000		

* (参考) 放射能Bqから質量gを求める計算式

►高レベル廃液貯槽、不溶解残渣廃液貯槽に金属で臨界5.6kg(溶液では510g、溶融状態では不明)を超えるフルトニウム239が含まれる。臨界の審査されず！！

2015.12.21審査会資料2-2からわかる

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)

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)	高レベル廃液混合槽(20m ³)	供給液槽(5m ³)	供給槽(2m ³)	不溶解残渣廃液槽(70m ³)
Sr90	8.63E+17	1.80E+17	1.44E+17	3.59E+16	1.44E+16	0.00E+00
Y90	8.63E+17	1.80E+17	1.44E+17	3.60E+16	1.44E+16	0.00E+00
Ru106	4.21E+14	8.78E+13	7.02E+13	1.76E+13	7.02E+12	2.18E+14
Rh106	4.21E+14	8.78E+13	7.02E+13	1.76E+13	7.02E+12	2.18E+14
Cs134	2.01E+16	4.19E+15	3.35E+15	8.38E+14	3.35E+14	0.00E+00
Cs137	1.27E+18	2.65E+17	2.12E+17	5.31E+16	2.12E+16	0.00E+00
Ba137M	1.21E+18	2.51E+17	2.01E+17	5.02E+16	2.01E+16	0.00E+00
Ce144	2.63E+13	5.48E+12	4.39E+12	1.10E+12	4.39E+11	0.00E+00
Pr144	2.63E+13	5.48E+12	4.39E+12	1.10E+12	4.39E+11	0.00E+00
Sb-125	7.20E+15	1.50E+15	1.20E+15	3.00E+14	1.20E+14	1.18E+11
Prm147	4.95E+16	1.03E+16	8.25E+15	2.06E+15	8.25E+14	8.08E+11
Eu154	6.16E+16	1.71E+16	1.30E+16	3.41E+15	1.30E+15	1.34E+12
Pu238	2.10E+14	4.38E+13	3.51E+13	8.76E+12	3.51E+12	3.50E+14
Pu239	2.01E+13	4.19E+12	3.35E+12	8.38E+11	3.35E+11	3.35E+13
Pu240	3.21E+13	6.68E+12	5.35E+12	1.34E+12	5.35E+11	5.34E+13
Pu241	4.42E+15	9.21E+14	7.37E+14	1.84E+14	7.37E+13	7.36E+15
Pu242	1.34E+11	2.80E+10	2.24E+10	5.60E+09	2.24E+09	2.24E+11
Am241	6.76E+16	1.65E+16	1.40E+16	3.66E+15	1.40E+15	3.64E+14
Am242	2.88E+14	5.99E+13	4.80E+13	1.20E+13	4.80E+12	1.19E+12
Am243	7.93E+14	1.65E+14	1.32E+14	3.31E+13	1.32E+13	3.29E+12
Cm242	2.38E+14	4.97E+13	3.97E+13	9.94E+12	3.97E+12	9.89E+11
Cm243	6.54E+14	1.36E+14	1.09E+14	2.72E+13	1.09E+13	2.71E+12
Cm244	6.10E+16	1.27E+16	1.02E+16	2.54E+15	1.02E+15	2.53E+14

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

原子炉級プルトニウム 1 g の毒性

同位体	年摂取限度 (酸化物吸入の場合)	組成の例	1 g 中の放射能 (左の組成の場合)	年摂取限度* との比較(同左)
Pu-238	6.5×10^2 ベクレル	1%	6.3×10^9 ベクレル	970万倍
Pu-239	5.9×10^2 ベクレル	65%	1.5×10^9 ベクレル	250万倍
Pu-240	5.9×10^2 ベクレル	22%	1.8×10^9 ベクレル	310万倍
Pu-241	2.7×10^4 ベクレル	15%	5.7×10^{11} ベクレル	2100万倍
Pu-242	6.3×10^2 ベクレル	7%	1.0×10^7 ベクレル	2万倍
合 計		100%	5.8×10^{11} ベクレル	3630万倍

* 鞍業人の年間摂取制限値。一般人の制限値はこの50分の1と考えれば、原子炉級プルトニウム 1 g は一般人の制限値の18億人分となる。

高木仁三郎著「プルトニウムのすべて」CNIC90頁より [▲](#)

「原子炉級Pu 1 g は一般人の制限値の
18億人分となる（酸化物吸入時）」

高レベル廃液貯槽120m³1基にPuは約15000g含まれる。この貯槽の冷却が停止し沸騰→乾固→溶融→揮発、爆発（臨界、硝酸塩）したならプルトニウムの酸化物微粒が飛散する可能性あり。
 $18\text{億人}/\text{g} \times 15000\text{ g} = 27\text{兆人}$ の制限値になる。

実効線量係数（吸入摂取）(Pu239の)
 Cs137: $6.7 \times 10^{-6}\text{mSv/Bq}$ (1/1200)
 Sr90 : $3.0 \times 10^{-5}\text{mSv/Bq}$ (1/280)

告示*の実効線量係数[mSv/Bq]を使用し120m³貯槽中高レベル廃液に含むPuの危険度を求める

[Bq]	実効線量係数 (酸化物吸入摂取)
Pu238 $2.10E+14$	$\times 1.1 \times 10^{-2} [\text{mSv/Bq}] = 2.31 \times 10^{12} \text{ mSv}$
Pu239 $2.01E+13$	$\times 8.3 \times 10^{-3} [\text{mSv/Bq}] = 1.67 \times 10^{11} \text{ mSv}$
Pu240 $3.21E+13$	$\times 8.3 \times 10^{-3} [\text{mSv/Bq}] = 2.66 \times 10^{11} \text{ mSv}$
Pu241 $4.42E+15$	$\times 8.4 \times 10^{-5} [\text{mSv/Bq}] = 3.71 \times 10^{11} \text{ mSv}$
Pu242 $1.34E+11$	$\times 7.7 \times 10^{-3} [\text{mSv/Bq}] = 1.03 \times 10^8 \text{ mSv}$

合計 $3.11 \times 10^{12} \text{ mSv} = 3.11 \times 10^9 \text{ Sv}$
 7Svが致死線量（外部被ばく）とすると
 これは内部被ばくであるが
 約4.4億人の吸入致死線量になる

☆ 経口摂取については吸入摂取の約1/1000ほどの有害度になっている。

* <https://www.nsr.go.jp/data/000306810.pdf>

の
毒
性
(
貯
槽
中
)
プ
ル
ト
ニ
ウ
ム

[六ヶ所再処理工場] ○審査資料で明らかになった高レベル廃液中の核種とその濃度：PWR原発初期²³⁵U濃度4.5wt%，

燃焼度45000MWd /t・Upr15年冷却後再処理し発生した廃液

○同工場2013.2のデータはアクティブ試験で発生したもの， PWR使用済燃料185トン（燃焼度12000～48000 MWd/t・U_{Pr}，冷却年数5～21年）， BWR使用済燃料239トン（燃焼度15000～40000 MWd/t・U_{Pr}，冷却年数8～20年）が再処理されて発生した廃液（東海は不明）

東海再処理工場 六ヶ所再処理工場			
高レベル廃液	約394m ³	約202m ³	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	15.12.21資料から計算 *3)
	(Bq/m ³)	(Bq/m ³)	(Bq/m ³)
1 Sr-89	1.2×10 ⁻⁷ *1)		
2 Sr-90	2.2×10 ⁻¹⁵ *2)		7.19E+15
3 Y-90	2.2×10 ⁻¹⁵		7.19E+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	3.51E+12
9 Rh-106	1.6×10 ⁻¹¹		3.51E+12
10 Te-125m	3.7×10 ⁻¹¹		
11 Sb-125	1.6×10 ⁻¹²	1.4×10 ⁻¹²	6.00E+13
12 Cs-134	8.5×10 ⁻¹²	2.5×10 ⁻¹³	1.68E+14
13 Ba-137m	3.0×10 ⁻¹⁵		1.01E+16
14 Cs-137	3.2×10 ⁻¹⁵	2.6×10 ⁻¹⁵	1.06E+16
15 Ce-141	7.1×10 ⁻²⁰		

* 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
HPI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
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

(2013年2月1日現在 両事業所公表)			
	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
		(Bq/m ³)	(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 6.82E+14
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 7.32E+14
24	Cm-242	3.3×10 ⁻⁶	
25	Cm-244	2.6×10 ⁻¹³	4.4×10 ⁻¹³ 5.08E+14
(両再処理工場で公開しなかった核種と放射能濃度)			
26	Pu238		1.75E+12
27	Pu239		1.68E+11
28	Pu240		2.68E+11
29	Pu241		3.68E+13
30	Pu242		1.12E+09
31	Am242		2.40E+12
32	Am243		6.61E+12
33	Cm243		5.45E+12

* 赤文字は核分裂核種

審査会資料にU核種は隠蔽

2020年7月21日にリモートで行われた院内集会（原子力規制を監視する会、FoE Japan主催）において

質問4で六ヶ所再処理工場のプルトニウムとウランの両製品回収率を追及した結果事業計画書において両物質について
98.2%の回収率として申請されていることがわかった。残り1.8%が高レベル廃液に移行することが推定できた。

* この回収目標はアクティブ試験経過報告書においても確認できた。

高レベル廃液にウランも大量に含まれることがわかつた。
(隠蔽されてきた)

物質



原子

電子

原子核

原子核

陽子

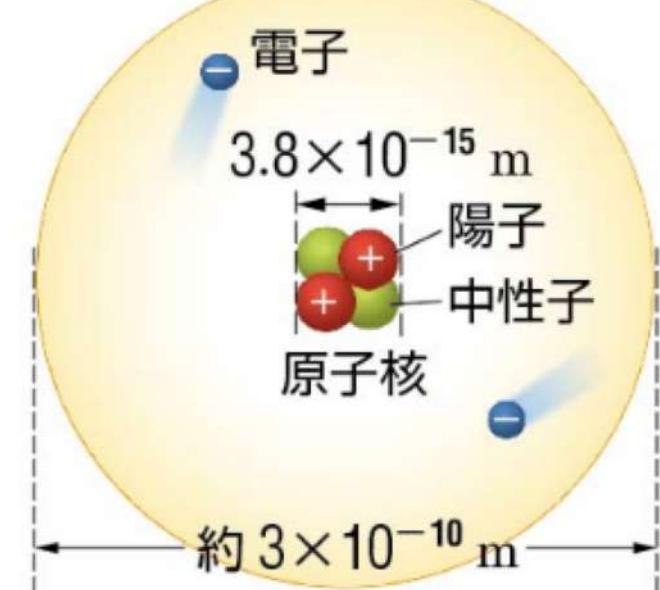
中性子

$^{235}_{92}\text{U}$

$^{238}_{92}\text{U}$

周期律表は陽子の数（原子番号）の順に元素記号を並べたもの
陽子と中性子の数の和を質量数と言
う（原子の質量を支配、電子は軽く無視できる）。

原子	電荷		
	原子核	陽子	+
	中性子	0	
電子		●	-



©Hamajima Shoten, Publishers

原子の構造 例：ヘリウム原子He

放射線放出 陽子同士は反発、中性子の存在で安定する。

陽子や中性子が多いと原子核が不安定になる。そのため

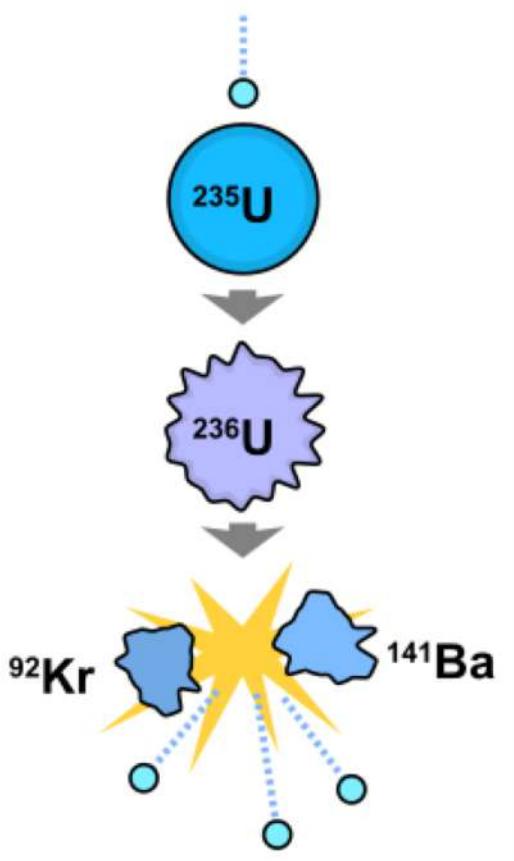
陽子が多い時は、核の外に二個の陽子と二個の中性子で出していく（ α 線）放出

中性子が多い時は、中性子が陽子に変化し電子を放出（ β 線）しバランスを保とうとする。原子番号が増す。

余ったエネルギーが電磁波（ γ 線）として放出される。

<質量とエネルギーの等価性 $E=mc^2$ >

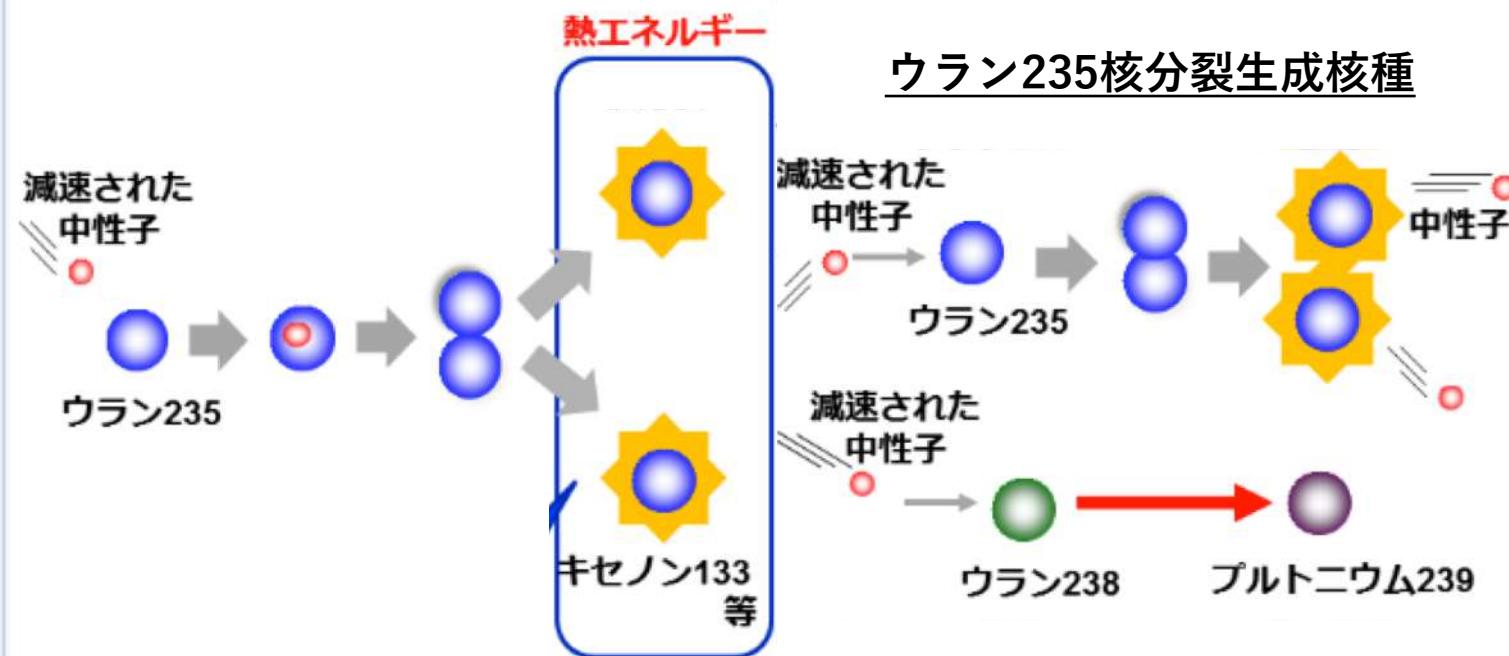




核分裂反応 中性子を吸収したウラン²³⁵が、クリプトン92とバリウム141に分裂した例。この分裂の際、平均2 - 3個の高速中性子が放出される。この中性子が別のウラン235に再び吸収され、新たな核分裂反応を引き起こすことを核分裂連鎖反応という。核分裂連鎖反応は指数関数的に反応する^[1]。

原子力災害 原子炉内の生成物

軽水炉型原子力発電所と核分裂生成物の生成



ウラン238中性子捕獲生成核種 TRU（超ウラン元素）核種

元素の周期表

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18		
1	1 H 水素 1.008																	2 He ヘリウム 4.003	1	
2	3 Li リチウム 6.941	4 Be ベリリウム 9.012																		
3	11 Na ナトリウム 22.99	12 Mg マグネシウム 24.31																		
4	19 K カリウム 39.1	20 Ca カルシウム 40.08	21 Sc スカンジウム 44.96	22 Ti チタン 47.88	23 V バナジウム 50.94	24 Cr クロム 52	25 Mn マンガン 54.94	26 Fe 鉄 55.85	27 Co コバルト 58.93	28 Ni ニッケル 58.69	29 Cu 銅 63.55	30 Zn 亜鉛 65.39	31 Ga ガリウム 69.72	32 Ge ゲルマニウム 72.61	33 As ヒ素 74.92	34 Se セレン 78.95	35 Br 臭素 79.9	36 Kr クリプトン 83.8		4
5	37 Rb ルビジウム 85.47	38 Sr ストロンチウム 87.62	39 Y イットリウム 88.91	40 Zr ジルコニウム 91.22	41 Nb ニオブ 92.91	42 Mo モリブデン 95.94	43 Tc (99)*	44 Ru テクネチウム 101.1	45 Rh ロジウム 102.9	46 Pd パラジウム 106.4	47 Ag 銀 107.9	48 Cd カドミウム 112.4	49 In インジウム 114.8	50 Sn スズ 118.7	51 Sb アンチモン 121.8	52 Te テルル 127.6	53 I ヨウ素 126.9	54 Xe キセノン 131.3		5
6	55 Cs セシウム 132.9	56 Ba バリウム 137.3	57~71 ランタノイド	72 Hf ハフニウム 178.5	73 Ta タンタル 180.9	74 W タンゲステン 183.8	75 Re レニウム 186.2	76 Os オスミウム 190.2	77 Ir イリジウム 192.2	78 Pt 白金 195.1	79 Au 金 197.0	80 Hg 水銀 200.6	81 Tl タリウム 204.4	82 Pb 鉛 207.2	83 Bi ビスマス (210)	84 Po ボロニウム (210)	85 At アスタチン (220)	86 Rn ラトン (222)		6
7	87 Fr フランシウム (223)	88 Ra ラジウム (226)	89~103 アクチノイド	104 Rf ラザホーシュウム (261)*	105 Db トフニウム (262)*	106 Sg シーポキウム (263)*	107 Bh (264)*	108 Hs ホーリウム (265)*	109 Mt マイトネリウム (266)*	110 Unn ウンウンニリウム (269)*	109 Uuu ウンウンウニウム (272)*	112 Unb ウンウンビウム (277)*		114 Unq ウンウンケジウム (289)*		116 Unh ウンウンヘキシウム (289)*		118 Uuo ウンウンオクチウム (296)*		7

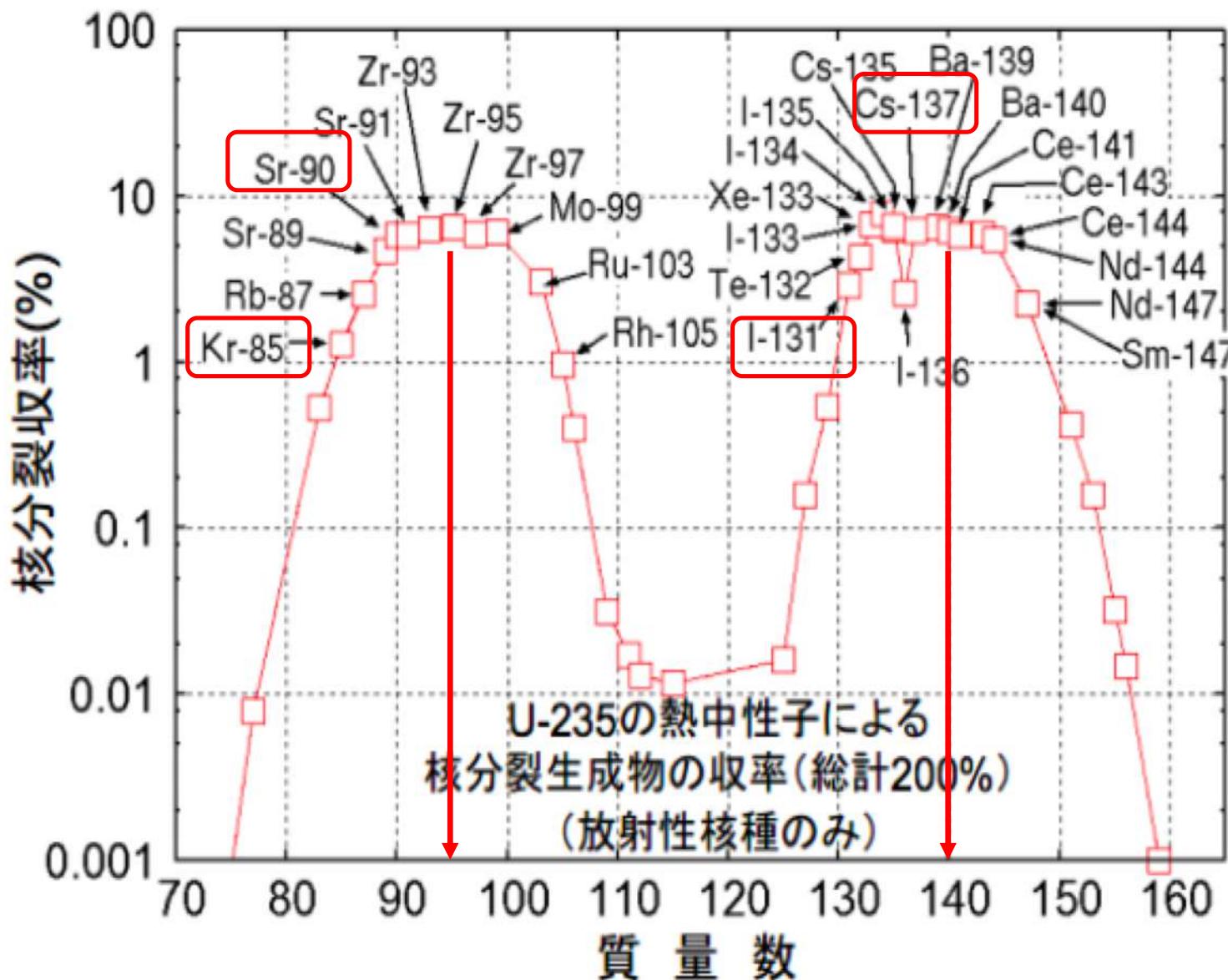
*をつけた元素は人工的につくられたもので、天然には存在しない。原子番号110番以降は暫定的名称で性質は解明されていない。

()をつけた値は、その元素の代表的な放射性同位体の質量数である(IUPAC)

Ver. 2.10 4/30/2005 著作: 清藤英樹@理科雑学アドベンチャー(<http://www.hello.to/science>)

U235:核分裂
U238 : 中性子
捕獲 Pu等
TRU核種生成

57~71 ランタノイド	57 La セリウム 138.9	58 Ce ネオジム 140.1	59 Pr プロセオジム 140.9	60 Nd ネオジム 144.2	61 Pm プロメチウム (145)	62 Sm サマリウム 150.4	63 Eu ユウロピウム 152.0	64 Gd カドリニウム 157.3	65 Tb テルビウム 158.9	66 Dy ジスプロシウム 162.5	67 Ho ホルミウム 164.9	68 Er エルビウム 167.3	69 Tm ツリウム 168.9	70 Yb イッテルビウム 173.0	71 Lu ルテチウム 175.0				
89~103 アクチノイド	89 Ac アクチニウム (227)	90 Th トリウム 232.0	91 Pa プロトアクチニウム 231.0	92 U ウラン 238.0	93 Np ネプツニウム (237)*	94 Pu ブルトニウム (239)*	95 Am アメリシウム (243)*	96 Cm キュリウム (247)*	97 Bk バークリウム (247)*	98 Cf カリホルニウム (252)*	99 Es アインスタインウム (252)*	100 Fm フェルミウム (257)*	101 Md メンデレビウム (256)*	102 No ノーヘリウム (259)*	103 Lr ローレンシウム (260)*				



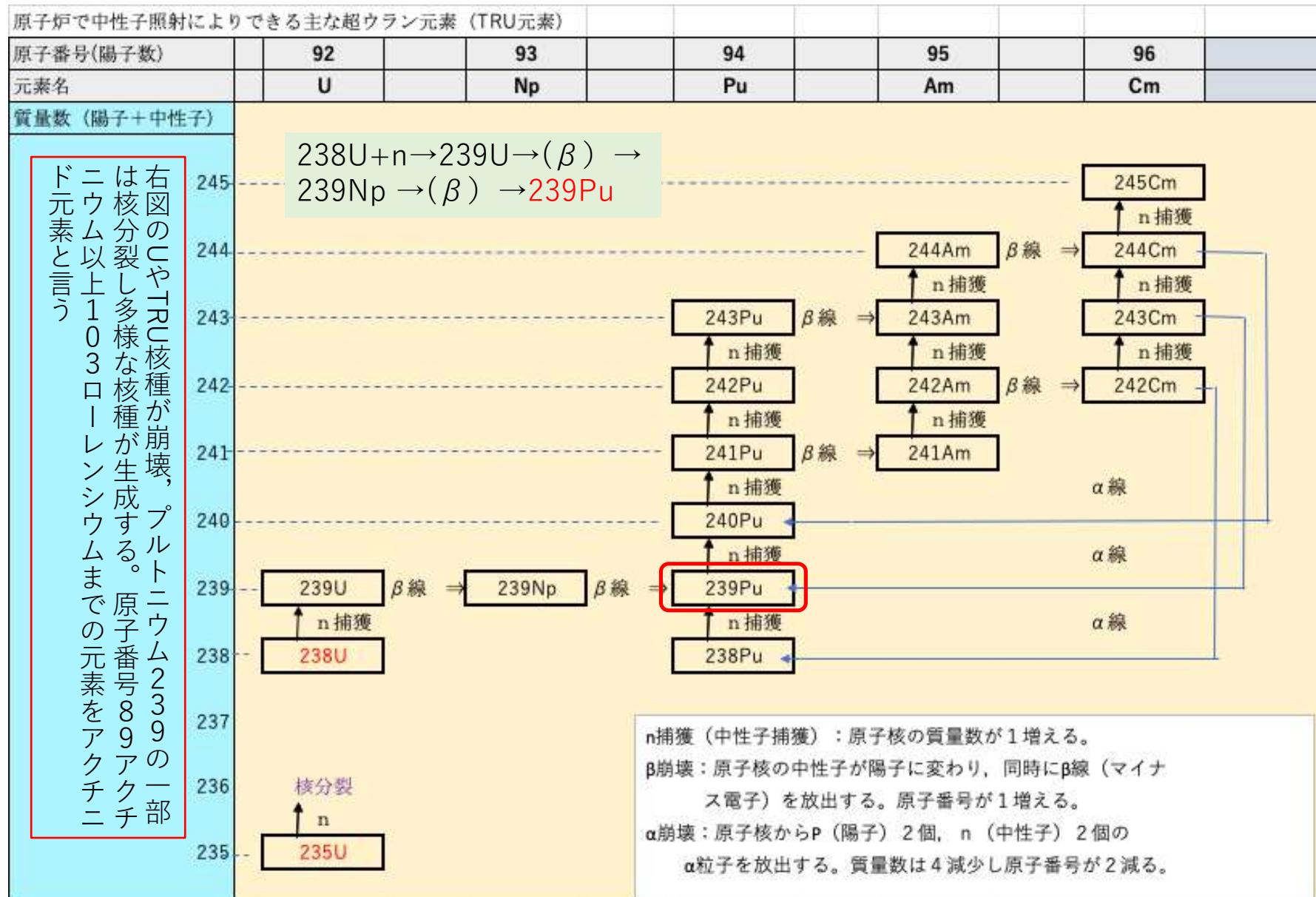
U235の核分裂で生
成される放射性核種
は質量数
 95 ± 10

140 ± 10 が多い

原子番号
Se34~Sm62の
放射性同位体が生成
(Pu239も一部核分裂)

500種以上の
放射性核種が核分裂
で生成、短半減期の
ものは減少する

※ 超ウラン元素 (TRU) 核種
原子炉臨界時ウラン238の中
性子捕獲等により生成する主な
超ウラン元素 (TRU) 核種
※ 臨界が止まると、自己崩壊



原子炉停止時
元素になる。ウラン238は左図放射性壊変ウラン系列により壊変し鉛206で安定化にあるウラン238(半減期4.47億年)はアクチニウム系列により壊変。

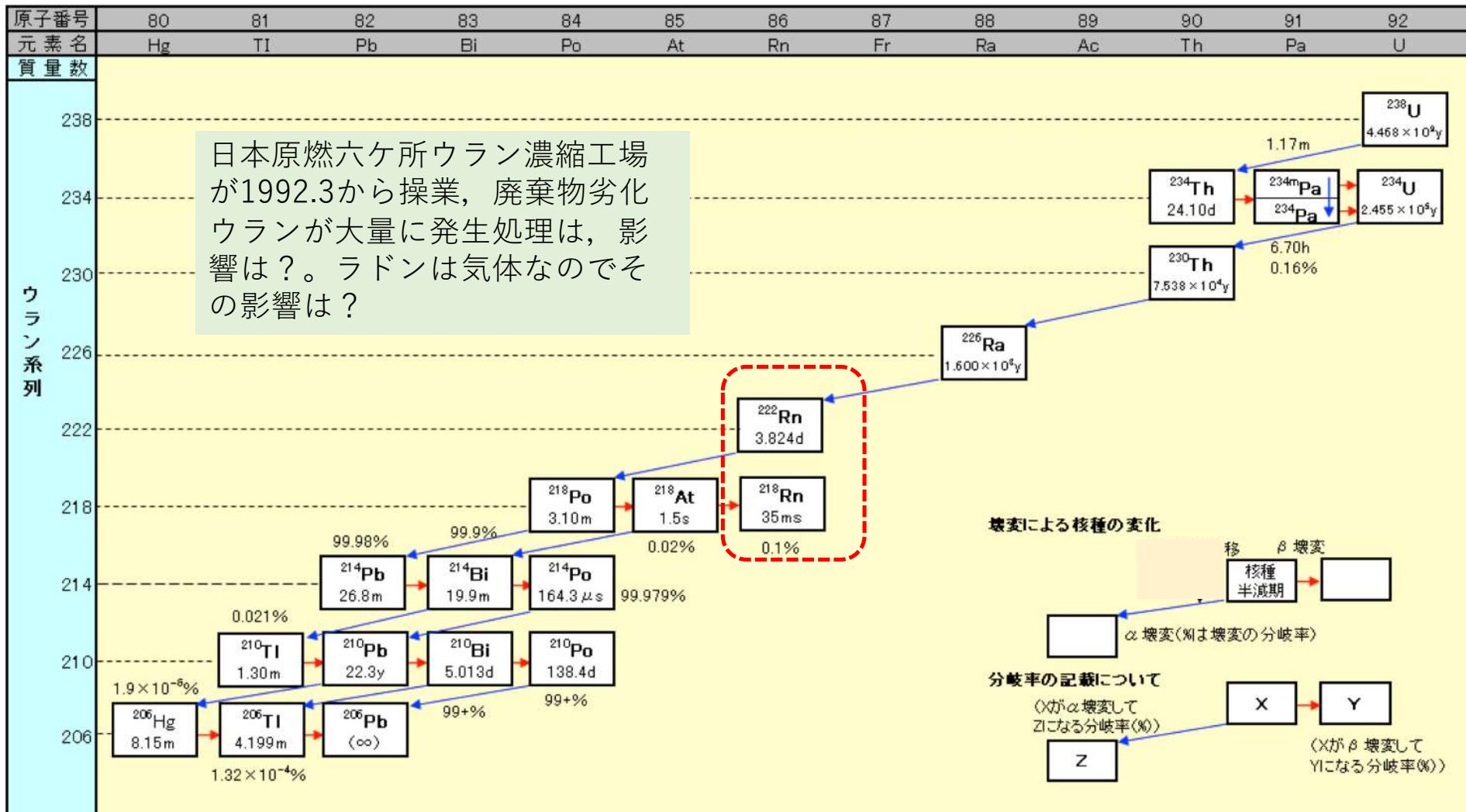


図1-1 天然放射性核種の壊変系列図(ウラン系列)(1/4)

【出典】国立天文台(編):理科年表 2010年版 参考(2009年10月) p.468-469

日本原子力研究所の存在
使用済軽水炉燃料の核種組成評価
一九九九年二月



目 次	
1. はじめに	1
2. 使用済燃料の核種組成評価	1
2. 1 対象燃料	1
2. 2 評価手法	1
2. 3 セル体系	2
2. 4 初期組成の設定	2
3. 評価核種	4
4. 照射履歴	4
4. 1 PWR燃料の照射履歴	5
4. 2 BWR燃料の照射履歴	5
5. 運転炉の核種組成評価	6
5. 1 燃焼計算による核種組成評価	6
5. 2 結果の検討	7
5. 2. 1 実燃焼模擬計算と簡易燃焼計算による核種組成の比較	7
5. 2. 2 燃料タイプ（取出燃焼度・UO ₂ 燃料・MOX燃料）および 炉型（PWR・BWR）による核種組成の比較	8
6. 炉物理的検討	11
6. 1 原子炉への装荷燃料重量	11
6. 2 炉物理量の検討	12
6. 2. 1 無限倍増率の比較	12
6. 2. 2 転換比の比較	12
6. 2. 3 中性子スペクトルの比較	13
6. 2. 4 1群断面積の比較	13
6. 3 アクチニド核種生成量の燃焼変化の検討	14
7. まとめ	14
謝 辞	16
参考文献	16
付録 使用済軽水炉燃料の核種組成データ	89
付録1：取出燃焼度 33GWd/tHMのPWR-UO ₂ 燃料に対する核種組成データ	91
付録2：取出燃焼度 45GWd/tHMのPWR-UO ₂ 燃料に対する核種組成データ	106
付録3：取出燃焼度 60GWd/tHMのPWR-UO ₂ 燃料に対する核種組成データ	121
付録4：取出燃焼度 33GWd/tHMのPWR-MOX燃料に対する核種組成データ	136

ウラン燃料1トンを燃焼終了取出し冷却5年後、使用済燃料を再処理し得た高レベル廃液に含まれる核種と放射能（ウラン、プルトニウムは一・八%が廃液に移行するとして計算）。千年後、八千年後、ガラス固化体一本に使用済燃料○・八トン分が移行します。

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の一覧表【半減期順】												
上記出典からU燃料1tについて照射取出し5年後のデータを読み取り、これより各経過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	半減期year	1tのU燃料当り発生 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					
		5年後	g/tHM	U,Pu : 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
1 In115	5.1E+14	1.705			1.705	1.705	1.705	1.700	0.384	0.384	0.384	0.38
2 Th232	1.41E+10	0.0010404			0.001	0.001	0.001	0.001	4.198	4.198	4.198	4.19
3 U238	4468000000	927760	16699.68	16699.680	16699.677	16699.659	16699.421	207296494.963	207296462.804	207296237.690	207293279.07	
4 U235	703800000	8290.2	149.22	149.224	149.223	149.222	149.209	11909521.685	11909509.955	11909427.851	11908348.81	
5 U236	23420000	5054.9	90.99	90.988	90.986	90.967	90.719	217300192.505	217293761.302	217248748.206	216658013.41	
6 I129	16000000	241.53			241.530	241.520	241.446	240.486	1544668604.651	1544601688.433	1544133356.064	1537991311.87
7 Pd107	6500000	122			122.000	121.987	121.896	120.706	2315456506.111	2315209603.560	2313482022.729	2290896120.88
8 Tc98	4200000	0.011333			0.011	0.011	0.011	0.011	363448.980	363389.003	362969.442	357500.02
9 Cs135	3000000	521.74			521.740	521.619	520.777	509.823	17004859259.259	17000930756.365	16973456636.382	16616467737.00
10 Np237	2140000	632.91			632.910	632.705	631.272	612.738	16472282030.049	16466947512.785	16429654232.675	15947292031.02
11 Be10	1600000	0.00010157			0.000	0.000	0.000	0.000	83795.250	83758.956	83505.340	80242.60
12 Zr93	1500000	958.3			958.300	957.857	954.764	915.025	90677849462.366	90635957078.511	90343251800.856	86582983219.79
13 Pu242	373300	770.69	13.87	13.872	13.847	13.668	11.522	2026995592.139	2023235338.531	1997108157.050	1683497864.06	
14 U234	245000	195.42	3.52	3.518	3.508	3.439	2.651	809903924.647	807615805.274	791778951.930	610329156.54	
15 Tc99	214000	1052			1052.000	1048.598	1025.091	760.935	655451713395.639	653332136194.254	638685777596.365	474102756967.82
16 Th230	80000	0.0041011			0.004	0.004	0.004	0.002	2942093.478	2916712.295	2745070.279	1236997.93
17 Se79	65000	6.1546			6.155	6.089	5.651	2.119	15820977604.674	15653162185.294	14527251999.267	5446408922.19
18 Pa231	32800	0.00060693			0.001	0.001	0.001	0.000	1057369.338	1035258.890	892903.987	127776.89
19 Pu239	24100	6028.1	108.51	108.506	105.429	86.204	6.115	248663442073.647	241613429482.003	197553610588.872	14012796726.29	
20 Nb94	20000	0.0016969			0.002	0.002	0.001	0.000	11914404.255	11508555.908	9029429.955	372325.13
21 Cm245	8500	4.9297			4.930	4.544	2.567	0.001	31247078031.213	28800108131.039	16273728381.680	8980076.80
22 Am243	7370	170.83			170.830	155.496	80.501	0.014	1259111848166.570	1146090710344.140	593337454997.946	103641212.09
23 Th229	7300	1.5942E-06			0.000	0.000	0.000	0.000	12588.048	11447.784	5889.284	0.94
24 Pu240	6570	2678	48.20	48.204	43.377	20.727	0.001	403534246575.342	363129494182.066	173511959208.850	10568007.11	
25 C14	5730	0.00026378			0.000	0.000	0.000	0.000	43404338.070	38458944.562	16490997.681	242.07
26 Cm246	4700	0.51098			0.511	0.441	0.157	0.000	5833710430.721	5033799727.311	1792888931.803	2296.42
27 Ra226	1600	1.4754E-07			0.000	0.000	0.000	0.000	5385.863	3492.300	168.308	0.00
28 Am241	433	411.26			411.260	82.965	0.001	0.000	52021810585225.100	10494604440653.400	142702094.427	0.00
29 Am242m	152	0.79366			0.794	0.008	0.000	0.000	284806220095.694	2979126688.597	0.000	0.00
30 Sm151	90	14.223			14.223	0.006	0.000	0.000	13814834437086.100	6245510673.698	0.000	0.00
31 Pu238	87.74	267.68	4.82	4.818	0.002	0.000	0.000	0.000	3045704554901.510	1129160096.690	0.000	0.00
32 Y91	58.5	1.7884E-08			0.000	0.000	0.000	0.000	44344.660	0.317	0.000	0.00
33 Cs137	30.17	1488			1488.000	0.000	0.000	0.000	4752049819877140.000	500136.580	0.000	0.00
34 Sr90	28.8	634.55			634.550	0.000	0.000	0.000	3231504629629630.000	114018.252	0.000	0.00
35 Cm243	28.5	0.46801			0.468	0.000	0.000	0.000	892026857266.623	24.430	0.000	0.00
36 Pb210	22.3	1.5965E-10			0.000	0.000	0.000	0.000	450.006	0.000	0.000	0.00
37 Ac227	21.773	6.2076E-08			0.000	0.000	0.000	0.000	165788.165	0.000	0.000	0.00
38 Cm244	18.11	55.699			55.699	0.000	0.000	0.000	166384571516507.000	0.004	0.000	0.000
39 Pu241	14.29	1322.1	23.80	23.798	0.000	0.000	0.000	0.000	91213993478305.000	0.000	0.000	0.000

左表..半減期が短いものの推移。千年後にはみなゼロベクレルに減衰。こやTRU等アクチニド核種はおよそ二割程度と少なくなります。下に放射能の合計、ガラス固化体一本に入る放射能の計があります。5年後の核種が壊変してできる子孫放射性核種について

	M5	12.33	1.000E-12	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
43	Kr85	10.7	22.262		22.262	0.000	0.000	323098845519516.000	0.000	0.000	0.000
44	Eu154	8.5	19.36		19.360	0.000	0.000	195226890756303.000	0.000	0.000	0.000
45	Pm146	5.5	0.0047952		0.005	0.000	0.000	78825205479.452	0.000	0.000	0.000
46	Eu155	4.9	5.2288		5.229	0.000	0.000	90875786701777.500	0.000	0.000	0.000
47	Rh102	2.9	0.00085409		0.001	0.000	0.000	38113549695.740	0.000	0.000	0.000
48	Sb125	2.7	2.8322		2.832	0.000	0.000	110770488888889.000	0.000	0.000	0.000
49	Pm147	2.6234	57.393		57.393	0.000	0.000	1964495365882880.000	0.000	0.000	0.000
50	Cs134	2.062	36.256		36.256	0.000	0.000	1732049741592720.000	0.000	0.000	0.000
51	Th228	1.9131	0.000054388		0.000	0.000	0.000	1645904002.597	0.000	0.000	0.000
52	Ru106	1	7.127		7.127	0.000	0.000	887513207547170.000	0.000	0.000	0.000
53	Ce144	0.778	4.8433		4.843	0.000	0.000	570654455869751.000	0.000	0.000	0.000
54	Ag110m	0.69	0.010574		0.011	0.000	0.000	1838956521739.130	0.000	0.000	0.000
55	Cm242	0.446	0.010732		0.011	0.000	0.000	1312515287403.180	0.000	0.000	0.000
56	Po210	0.379	2.7135E-12		0.000	0.000	0.000	450.034	0.000	0.000	0.000
57	Tm170	0.352	2.7304E-09		0.000	0.000	0.000	602294.118	0.000	0.000	0.000
58	Te127m	0.298	6.1375E-06		0.000	0.000	0.000	2140648945.727	0.000	0.000	0.000
59	Tb160	0.197	2.9247E-09		0.000	0.000	0.000	1224810.914	0.000	0.000	0.000
60	Zr95	0.175	1.9515E-07		0.000	0.000	0.000	154946165.414	0.000	0.000	0.000
61	Sb124	0.165	3.7674E-11		0.000	0.000	0.000	24305.806	0.000	0.000	0.000
62	Sr89	0.138	3.6539E-10		0.000	0.000	0.000	392700.537	0.000	0.000	0.000
63	Ru103	0.108	6.0388E-13		0.000	0.000	0.000	716.578	0.000	0.000	0.000
64	Nb95	0.0958	2.3467E-07		0.000	0.000	0.000	340363037.029	0.000	0.000	0.000
65	Te129m	0.0917	4.4653E-17		0.000	0.000	0.000	0.050	0.000	0.000	0.000
66	Ce141	0.089	5.9301E-16		0.000	0.000	0.000	0.624	0.000	0.000	0.000
67	Yb169	0.0876	4.1729E-28		0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
68	Pa233	0.0739	0.000021497		0.000	0.000	0.000	16479780703.537	0.000	0.000	0.000
69	Th234	0.066	0.000013469		0.000	0.000	0.000	11511965811.966	0.000	0.000	0.000
70	Ra225	0.0405	8.6505E-12		0.000	0.000	0.000	12530.765	0.000	0.000	0.000
71	Ra223	0.03132	8.7697E-11		0.000	0.000	0.000	165741.800	0.000	0.000	0.000
72	Ac225	0.0274	5.8436E-12		0.000	0.000	0.000	12511.844	0.000	0.000	0.000
73	Ra224	0.01	2.7989E-07		0.000	0.000	0.000	1649351785.714	0.000	0.000	0.000
74	Y90	0.0073	0.16288		0.163	0.000	0.000	3272474885844750.000	0.000	0.000	0.000
75	Np239	0.0064	0.00014681		0.000	0.000	0.000	1266927301255.230	0.000	0.000	0.000
76	Th231	0.0029	3.3708E-08		0.000	0.000	0.000	664197044.335	0.000	0.000	0.000
77	Pr144	0.0000329	0.00020451		0.000	0.000	0.000	569810030395137.000	0.000	0.000	0.000
78	Rh103m	0.0000019	6.0528E-16		0.000	0.000	0.000	40826.244	0.000	0.000	0.000

合計	958840.36	23615.88	20881.61	20649.73	20121.50	1.804E+16	1.309E+13	1.767E+12	6.194E+11		
U合計	941300.50	16943.40	16943.40	16943.39	16943.30	16942.00	1.25E+09	1.24E+09	1.23E+09	1.05E+09	
Pu合計	11066.57	199.20	199.20	162.66	120.60	17.64	9.49E+13	6.08E+11	3.73E+11	1.57E+10	

ガラス固化体1本（0.8t分相当*3）含有合計Bq

1.44E+16	1.05E+13	1.41E+12	4.96E+11
----------	----------	----------	----------

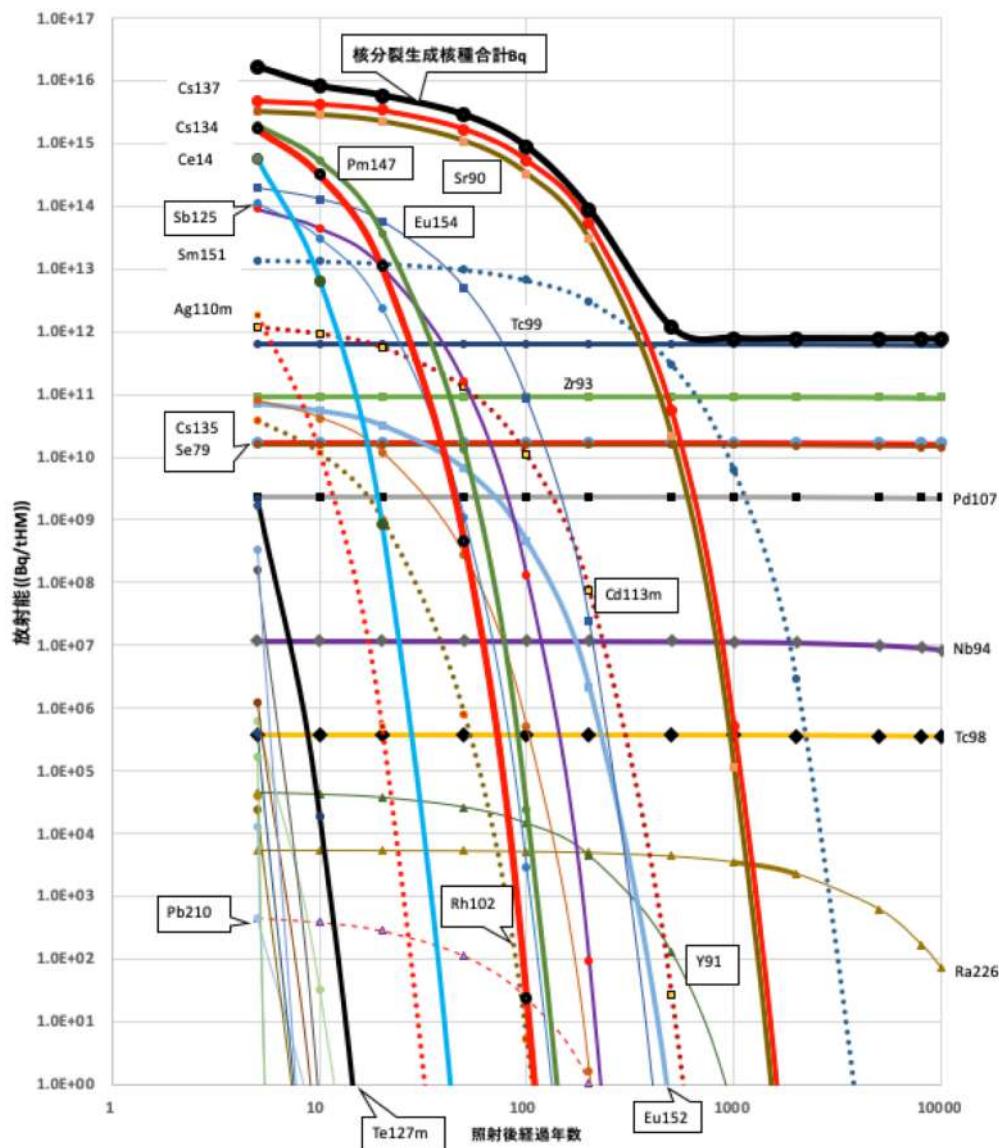
*1) : 日本原燃事業計画でU,Puは98.2%回収とある。未回収は1.8%は高レベル廃液に移行することになる。

*2) : HM(heavy metal)比重約2.0のウランを指している t:はトン

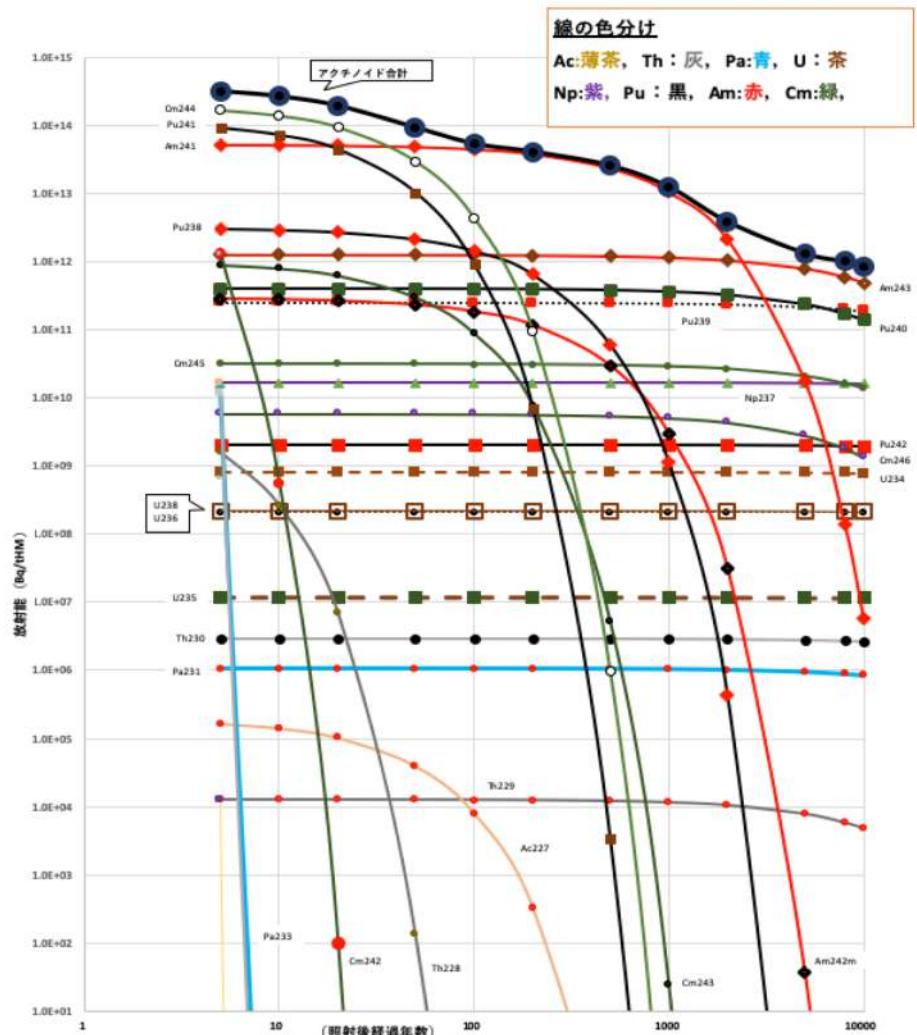
*3) : 日本原燃は年に800トン使用済燃料を再処理し、発生するガラス固化体は1000本と国会答弁している。

(三陸の海を放射能から守る岩手の会)

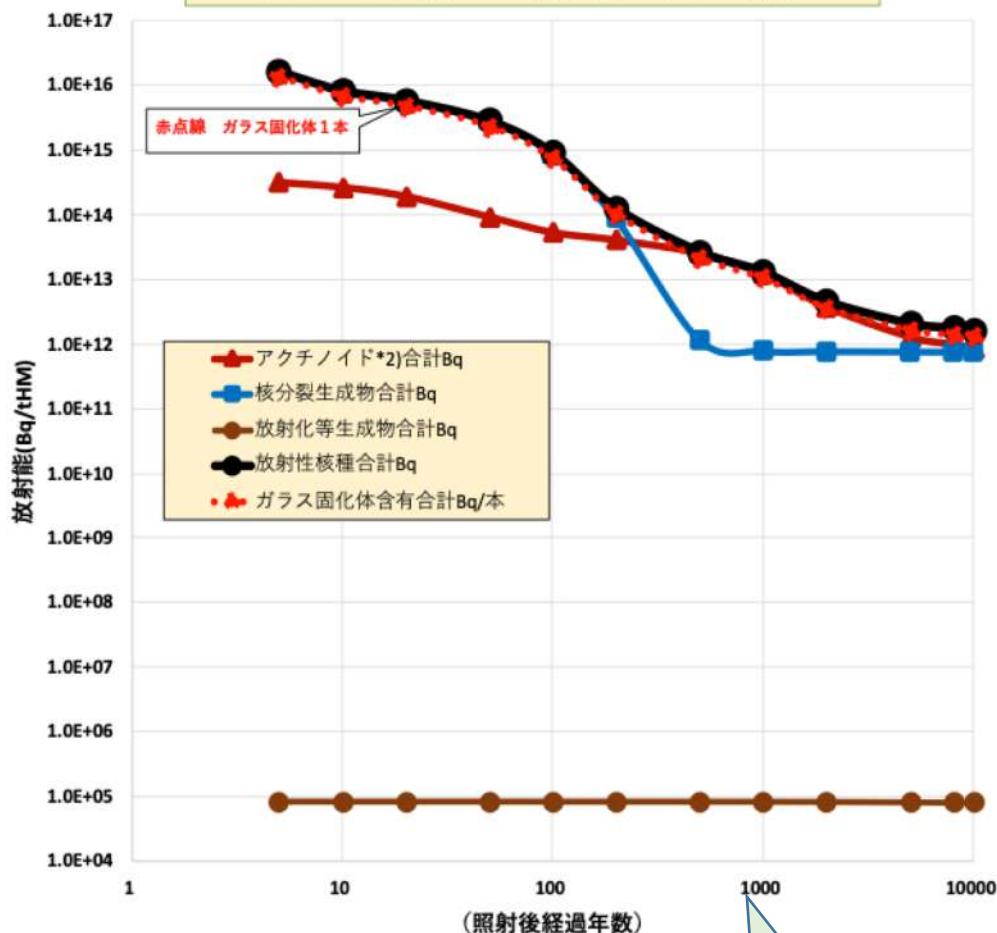
(図-1) 同一炉心取出材焼成中核分裂生成物の年減衰能変化



(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)



(図-1) 再処理後の高レベル廃液中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)

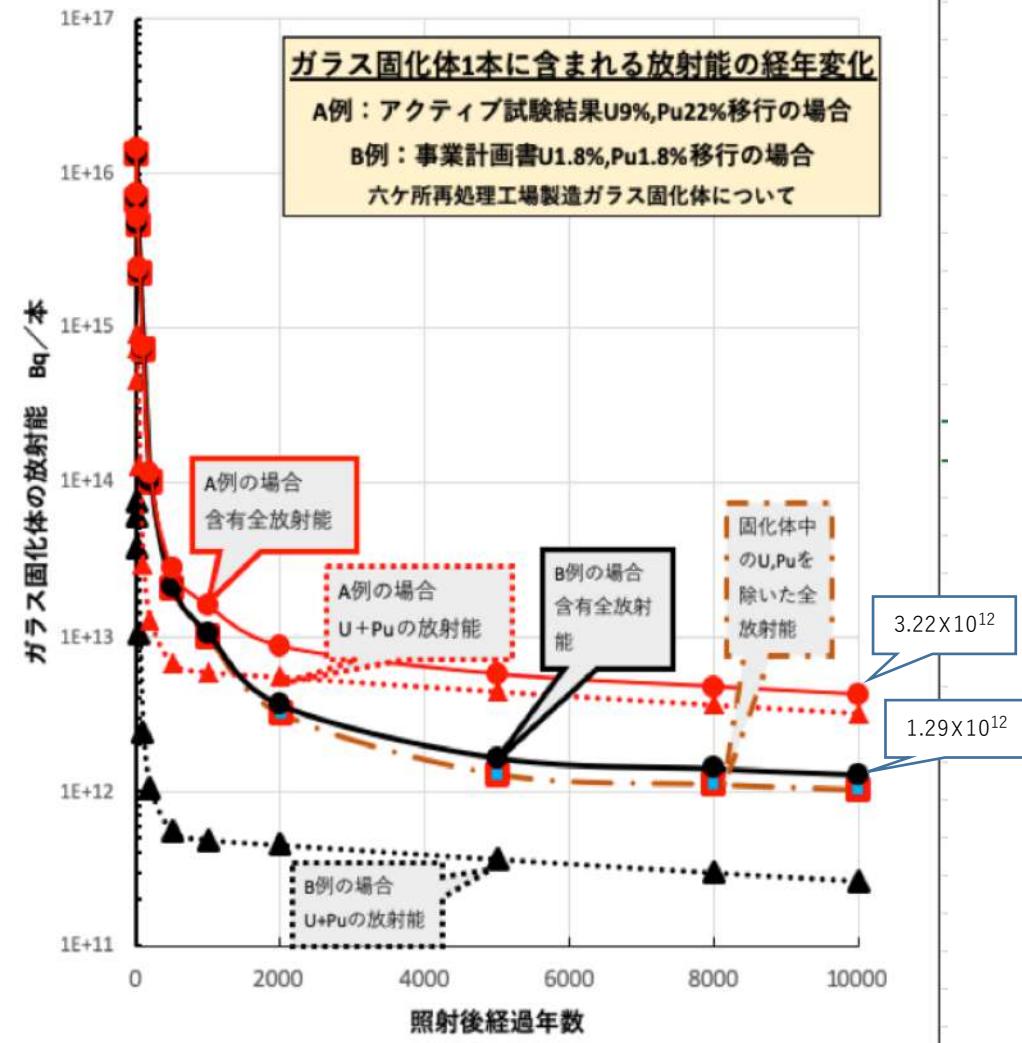


詳しくは <http://sanriku.my.coocan.jp/2101HLWVW.pdf>

詳しくは <http://sanriku.my.coocan.jp/210203VWBq.pdf>

ガラス固化体1本に含まれる放射能の経年変化

A例：アクティブ試験結果U9%,Pu22%移行の場合
B例：事業計画書U1.8%,Pu1.8%移行の場合
六ヶ所再処理工場製造ガラス固化体について



Child cancer risk higher near nuclear plants: study

原子力発電所の近くに住んでいる子供達の発癌率は高い。ロイター

12/8/2007 BERLIN (Reuters) -

A German

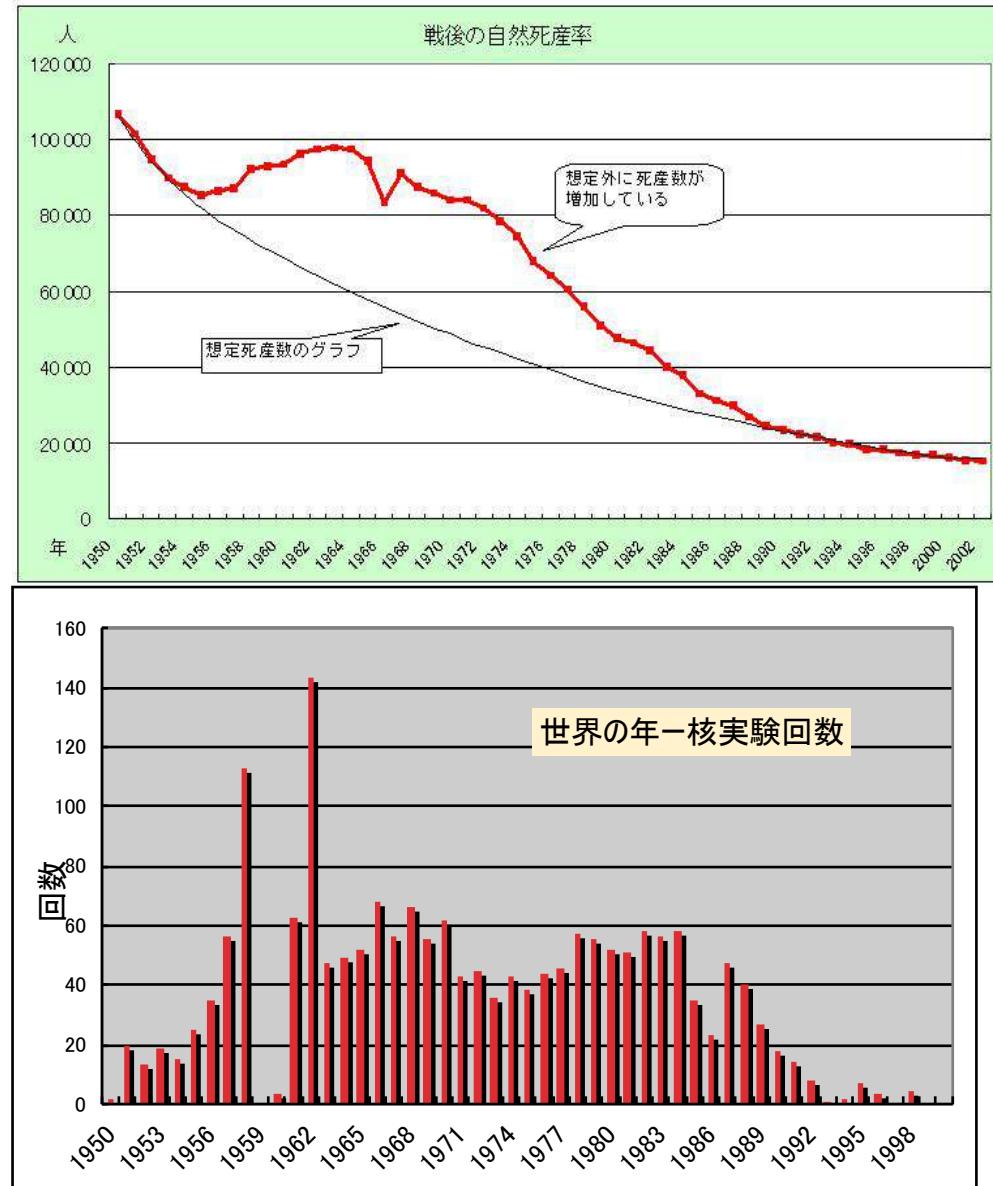
study has found that young children living near nuclear power plants have a significantly higher risk of developing leukemia and other forms of cancer, a German newspaper reported on Saturday. "Our study confirmed that in Germany a connection has been observed between the distance of a domicile to the nearest nuclear power plant and the risk of developing cancer, such as leukemia, before the fifth birthday," Suddeutsche Zeitung newspaper quoted the report as saying.

無視する原子力推進機関

2005年6月30日発表

低線量被ばくでも危険！ 世界初、大規模疫学調査結果

・米国環境保護庁の委託調査
米科学アカデミー報告書



我が国の戦後
1950年から2000年までの自然死産率の増減と世界の核実験の回数のグラフは重なる。分裂する細胞は放射線に弱い

上の図

<http://www.mhlw.go.jp/toukei/saikin/hw/jinkou/geppo/nengai02/xls/toukei.xls> 田中優氏

下の図 原子力市民年鑑を基に作成永田文夫 41



日本原燃(株) ウラン濃縮工場 (尾駒沼の向こうに六ヶ所再処理工場が見えています。)

1992年 3月 ウラン濃縮工場操業 ($^{235}\text{U}0.7\%$ の六フッ化ウランを、3~5%まで遠心分離で濃縮する工場)

～2005年11月 濃縮機4基製造推定合計5900tSWU (劣化U約7300トン発生)

2005年11月～2012年 3月 操業一時停止

～2017年9月 濃縮機2基製造推定合計376tSWU(劣化U約475トン発生)

2017年9月～ 操業一時停止

日本原燃(株) 再処理工場

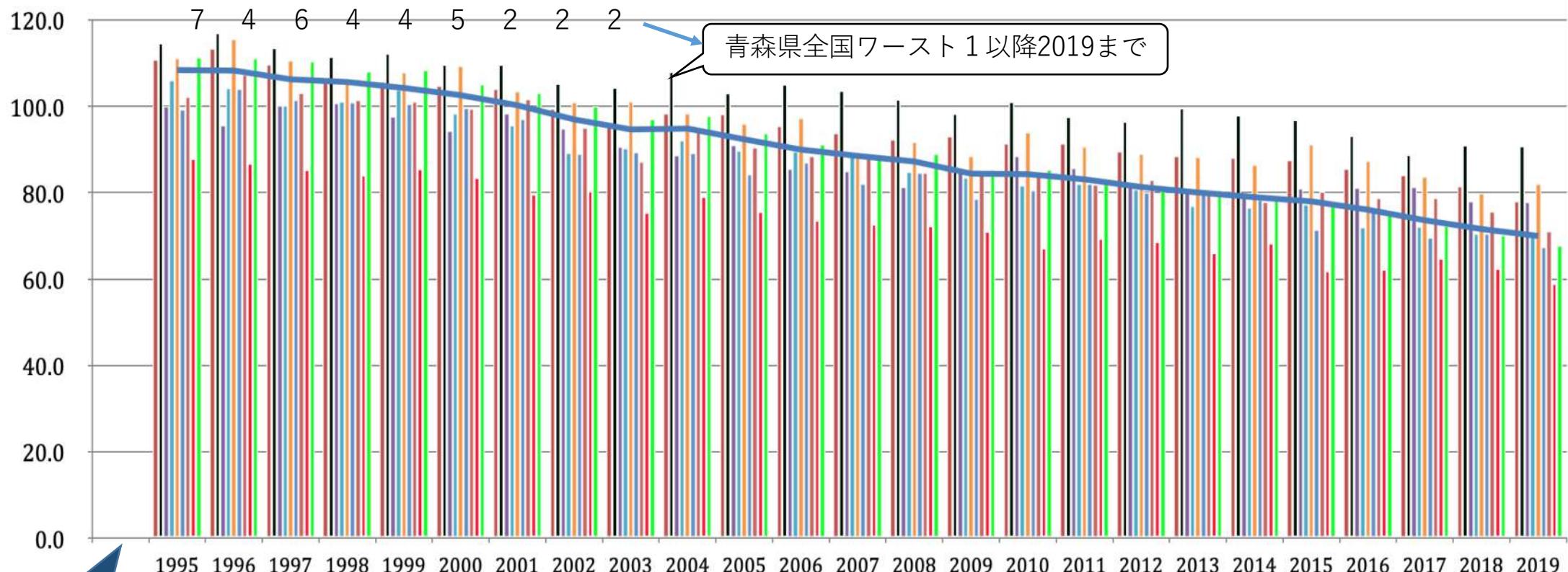
2006年3月～2008年10月アクティブ試験 (実際の使用済燃料を使用しPu,Uを製造) 燃料425 t せん断実施

* SWU：分離仕事量単位 (濃縮独自の単位：5.8tSWUで4%濃縮ウラン1t生産：劣化ウラン7.3 t 発生)

U濃度0.25%程度の劣化ウラン廃棄物が大量に発生！

全がん死亡率 都道府県比較

— 全国 ■ 北海道 ■ 青森県 ■ 岩手県 ■ 宮城県 ■ 秋田県 ■ 山形県 ■ 福島県 ■ 長野県 ■ 東京都
 東北・北海道・長野県・東京・全国 75歳未満男女計年齢調整別全がん死亡率（10万人対）表



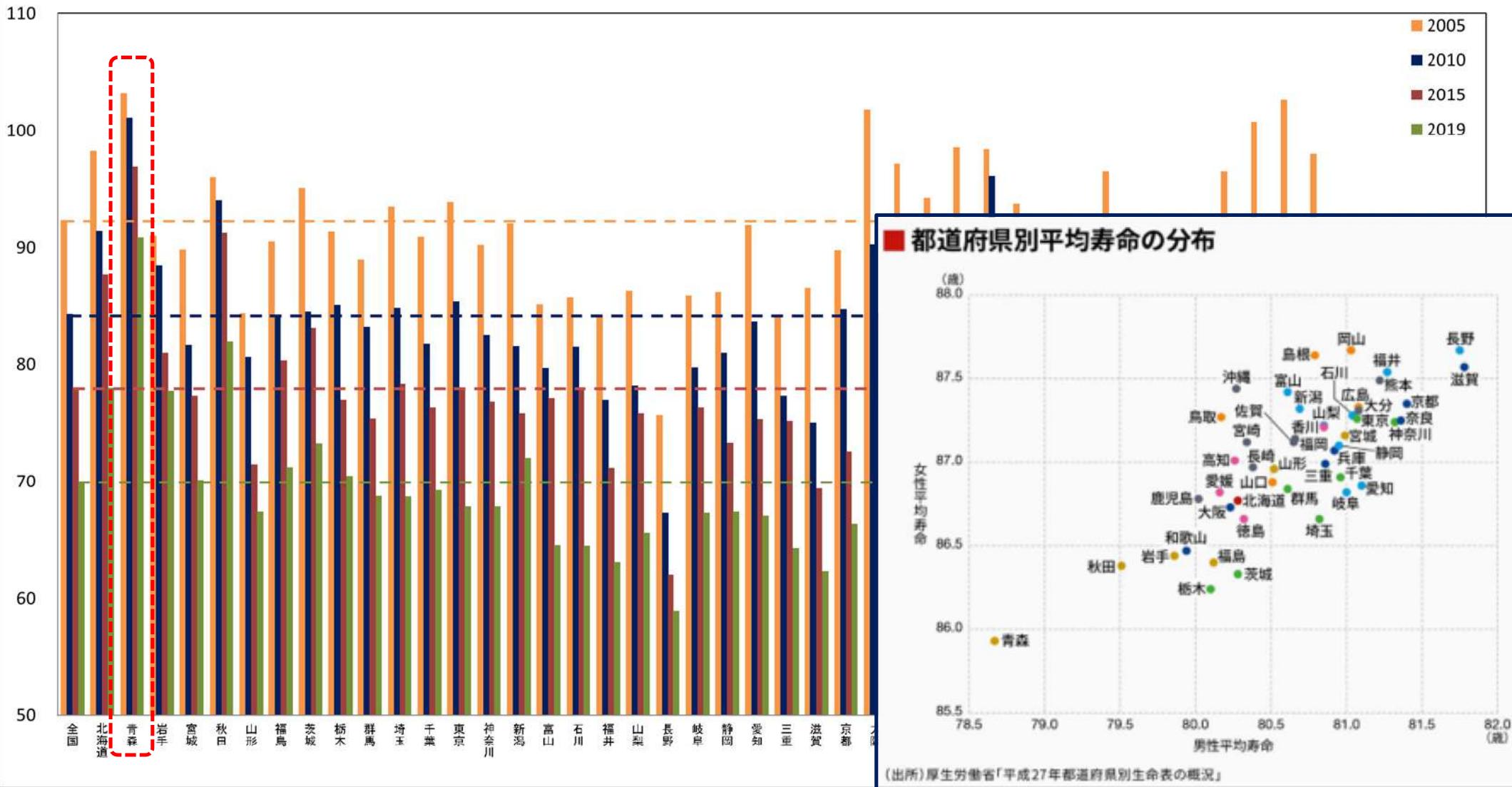
1992.3日本原
燃六ヶ所U濃
縮工場操業

U濃縮工場で扱ったUは2005.11 で
4基計5900 t SWU(0.7%²³⁵U8300t)

この間休止しかし2006～
2008年度にかけてアクティ
ブ試験実施U燃料425 t

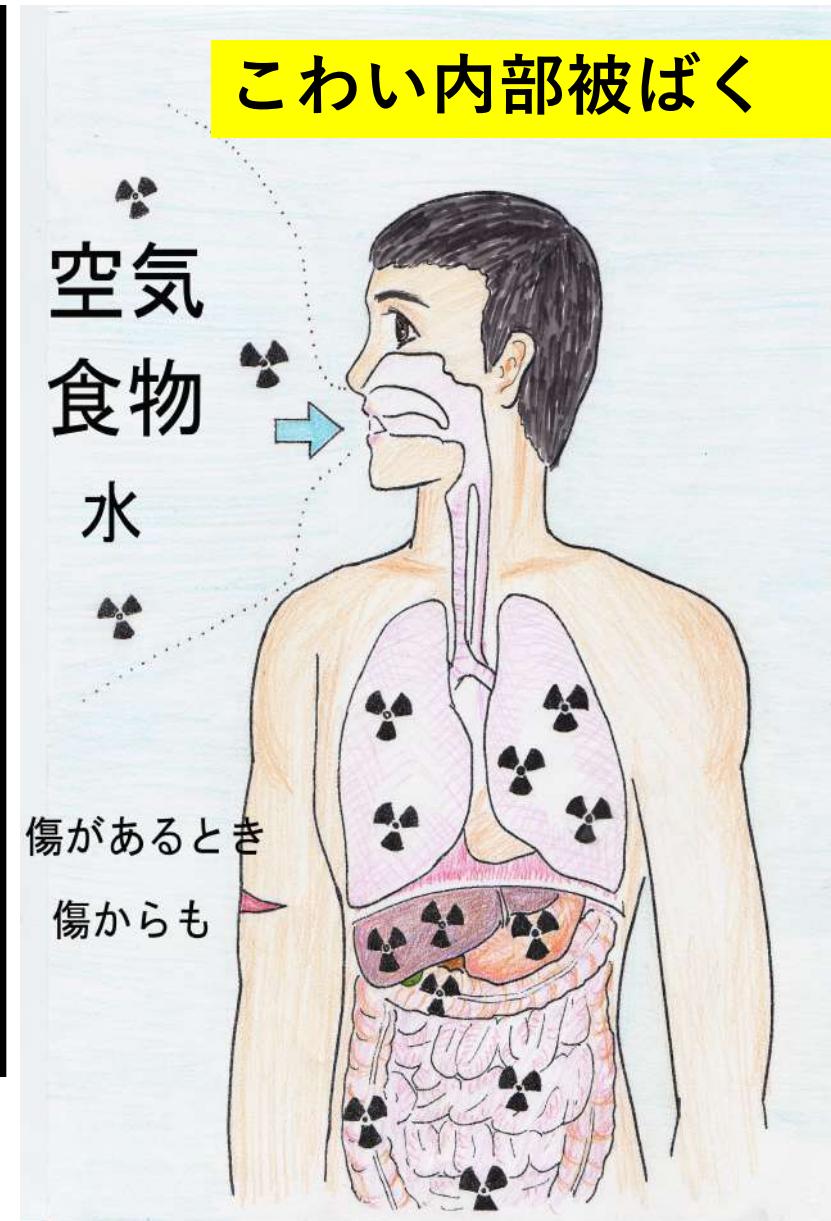
2012.3～2017.9 2基
計376tSWU(0.7%²³⁵U540t)

都道府県別 悪性新生物 75歳未満年齢調整死亡率推移（男女計）

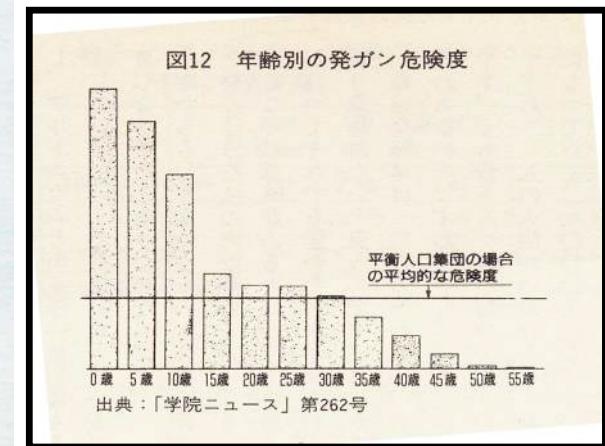


人工放射能には特定臓器に濃縮し集中被ばくするものがあります

ヨウ素129：甲状腺
ストロンチウム90：骨
プルトニウム239：
肺、骨、生殖腺
セシウム137：筋肉、
生殖腺



細胞分裂（DNA複製）が盛んな胎児乳幼児ほど影響が大きい



第三部 六ヶ所再処理工場の 現状と問題点

1. 蒸発乾固止まりの廃液重大事故定義：乾固後の評価せず
2. 廃液のガラス固化は失敗している：終了報告書評価せず
3. 合格させるため、法律を改悪した原子力規制委員会
 - 使用前検査実施者を国から事業者へ、国は確認のみ
 - 事業者提出申請書目標値未達成でも合格
⇒例：Pu・U製品回収率98.2%を大きく下回っている
4. 施設設備の老朽化と腐食、ガバナンスの低下

高レベル廃液の重大事故を蒸発乾固で止めることは国による犯罪的定義だ！
人々の安全よりも核政策優先の定義、到底許されない⇒重大事故への道

＜審査書案 P.140～＞

重大事故を仮定する際の考え方(1)

＜再処理施設の重大事故とは＞

○再処理施設の重大事故とは、再処理規則第1条の3で定める設計上定める条件より厳しい条件の下で発生する事故であって、以下に掲げるものである。

1. 臨界事故
2. 冷却機能の喪失による蒸発乾固※
3. 放射線分解により発生する水素による爆発
4. 有機溶媒等による火災又は爆発（3. に掲げるものを除く。）
5. 使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する使用済燃料の著しい損傷
6. 放射性物質の漏えい（1. から5. に掲げるものを除く。）

超過小評価になる前提！

※ 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。

重大事故定義で高レベル廃液等の冷却喪失による蒸発乾固事故を脚注で最終的に溶質が乾燥・固化に至るまでの現象としている。固化したもののがそのまま安全ならば高レベル廃液をガラス固化せず乾燥固化させるとよいことに定しないですむならば重大事故とは言えない

まだに終了していない アクティブ試験（使用済燃料使用） ガラス固化失敗続き、終了報告未審査

延期回数	延期期間	延期月数	延期理由
1	2006.4-2007.1	(10)	従業員の被曝
2	2007.2-2007.8	7	耐震入力ミス
3	2007.9-2008.2	6	ガラス溶融炉
4	2008.3-2008.5	3	ガラス溶融炉
5	2008.6-2008.7	2	ガラス溶融炉
6	2008.8-2008.11	4	ガラス溶融炉
7	2008.12-2009.2	3	ガラス溶融炉
8	2009.3-2009.8	6	ガラス溶融炉
9	2009.9-2010.8	12	ガラス溶融炉
10	2010.9-2012.8	24	ガラス溶融炉
11	2012.9-2013.10	14	ガラス溶融炉
12	2013.11-2014.10	12	国の審査
13	2014.11-2015.11	13	国の審査
14	2015.12-2017.11	24	国の審査
15	2017.12-2020.7	32	国の審査
16	2020.8-2022.4~9		国設工認等



⚠️ アクティブ試験の総合評価をどこでどのように厳重に行い
公表するのかあいまいのままにしてはいけない

六ヶ所再処理工場

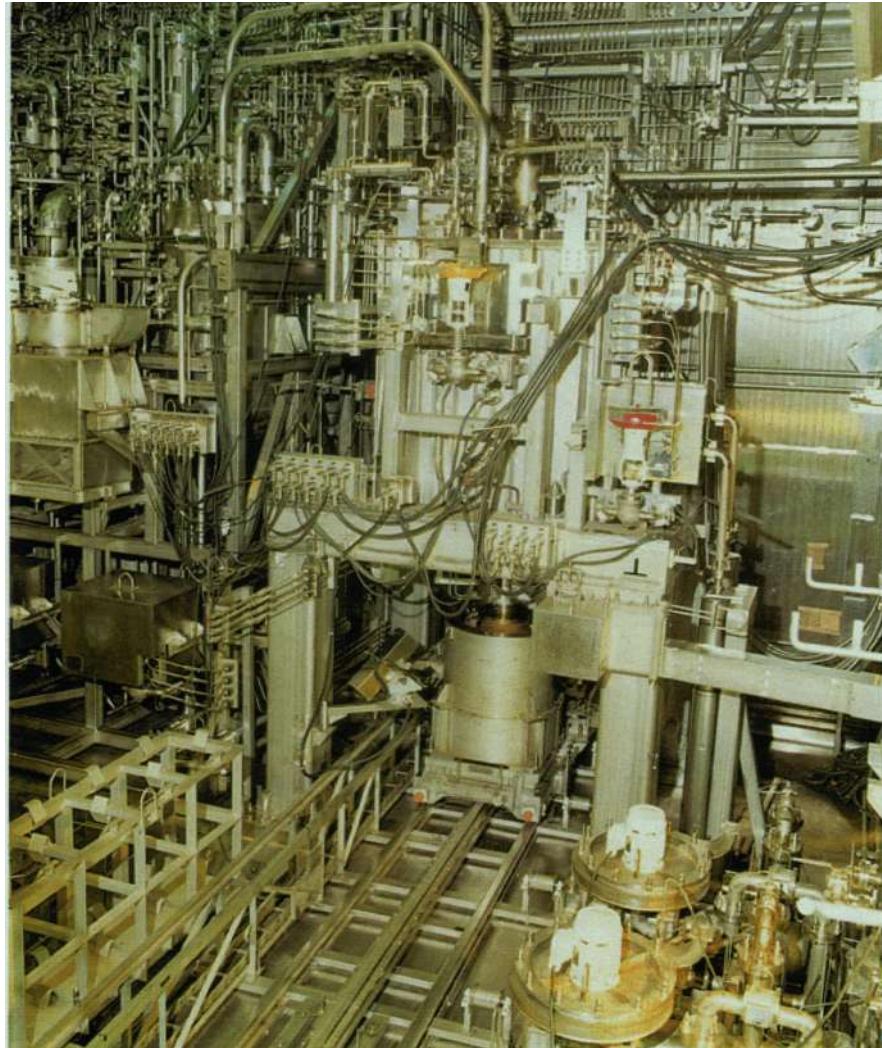
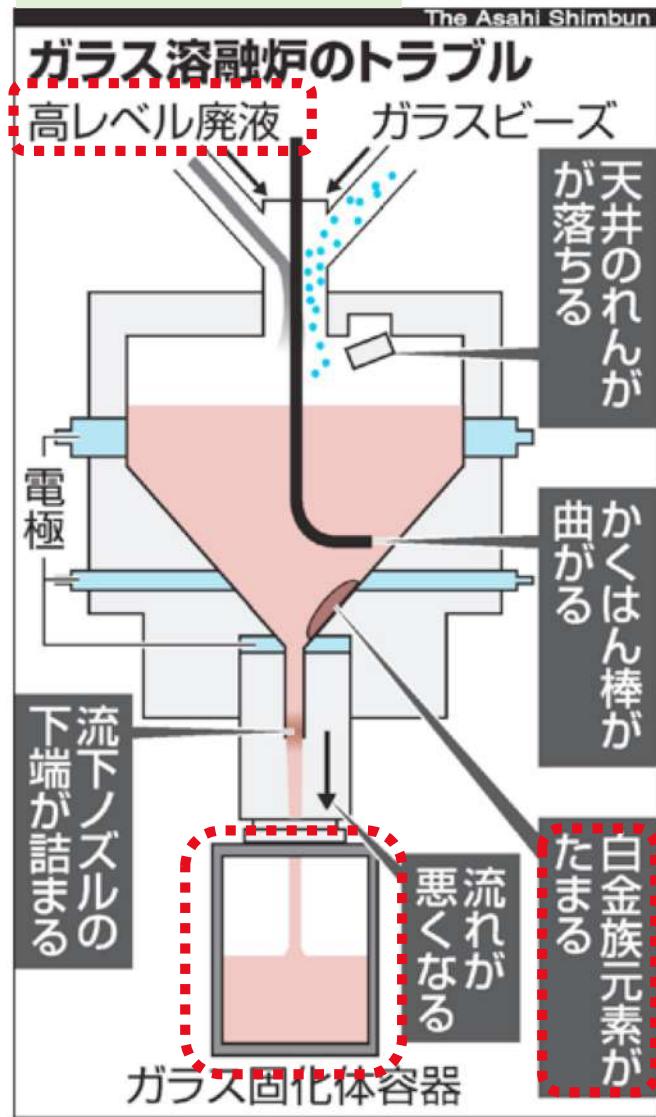


図8 ガラス溶融炉

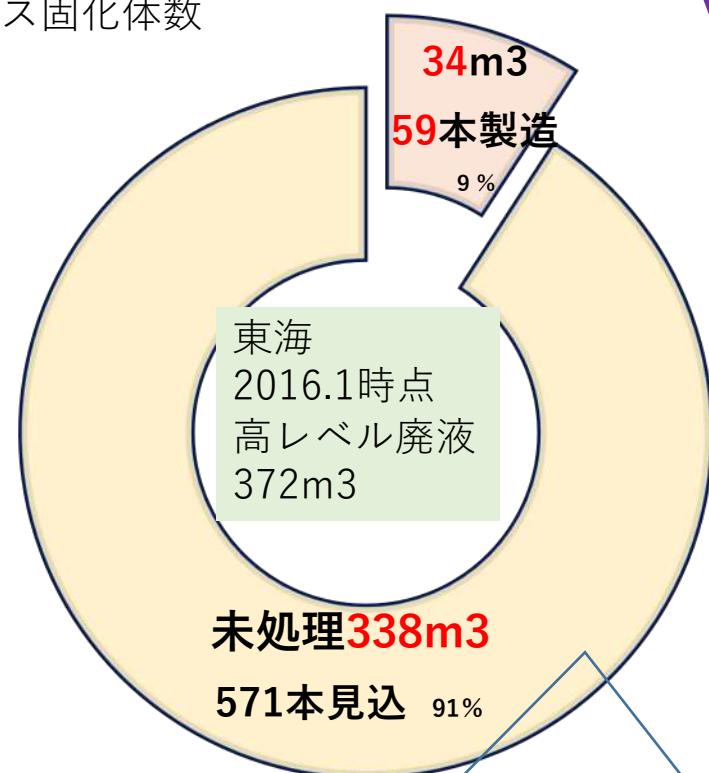
[出典] 動力炉・核燃料開発事業団 東海事業所パンフレット
「ガラス固化技術開発施設」

高レベル廃液はあまりに危険なのでガラス固化安定化させ地層処分する計画です。しかし六ヶ所・東海両再処理工場ともガラス固化がうまくいかず、不安定な廃液のまま、かなりの量がそのまま残つている危険な状況にあります。

東海再処理工場

2016.1以降

高レベル廃液量と
ガラス固化体数



2019.7.6再開 7本製造し7月末トラブルで
中断中。11月中旬までに50本製造予定だった

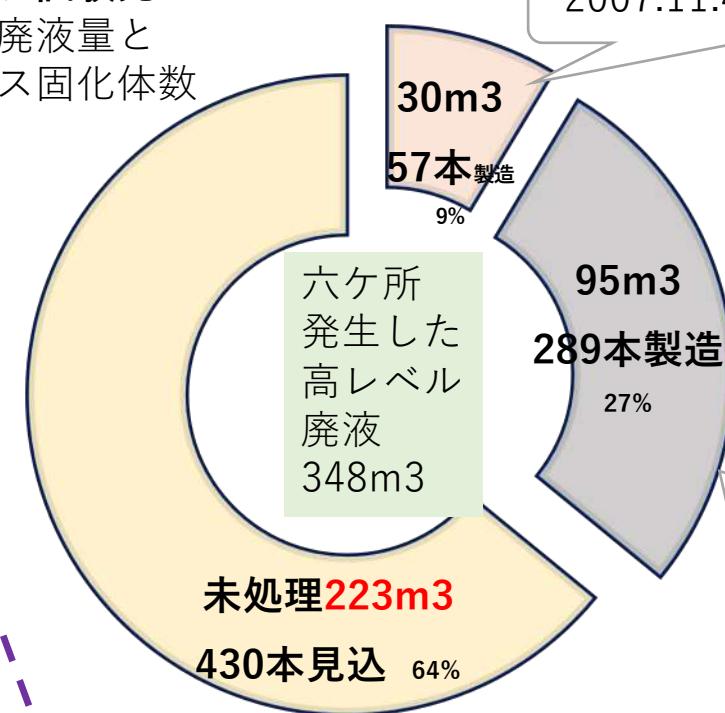
2016.1.28～2017.6.4
100本製造予定
白金族堆積で中断

両再処理工場とも高レベル廃液のガラス固化に失敗
その根拠図 国産技術にこだわっている状況ではない

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
発生ガラス固化体数



2007.11.4～2008.1.18

2008.2～2013.7

2012.12-2013.1

B炉試験終了

2013.5

A炉試験終了

残廃液が増加

Cs量変わらず

ガラス閉込め量

0.33m³/本と
少ない

A炉, B炉試験終了報告は未審査

ガラス固化閉込め計画 東海0.59m³/本, 六ヶ所0.52m³/本

両再処理工場の高レベル廃液とガラス固化体推移

東海再処理工場

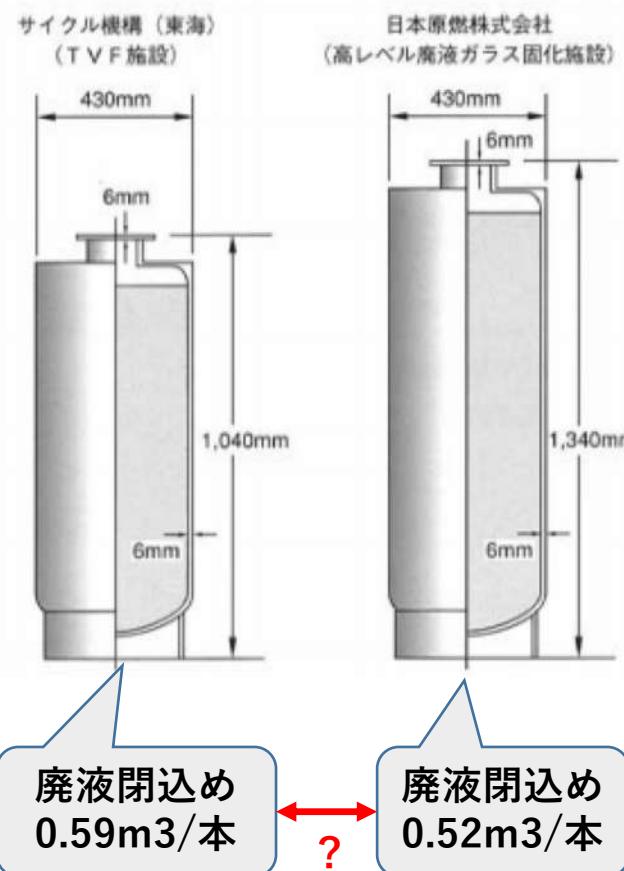
* 東海ではガラス固化を2016年1月、
9年ぶりに開始
2013.2 残廃液394m³(参質183-31)

2014.10 残廃液373m³ (IAEA報告)
2016.1 残廃液372m³(参質196-53)

2016.1～2017.6 稼働固化体59本
製造後中断 (100本予定, 白金族によるトラブル)

2018.4 残廃液338m³ (参質196-53)

2019.7.6～7 下旬稼働固化体7本(廃
液4m³?) 製造後中断 (50本予定,
原因調査中)



六ヶ所再処理工場

* 六ヶ所ではガラス固化体を
2007.11～2008.1稼働固化体57本
製造後中断

2008.10～2008.12稼働後
中断(白金族)

2009.1～稼働, 中断繰り返し
2012.1 残廃液233m³

○B炉試験終了2012.12～2013.1
2013.2 残廃液202m³(参質183-31)

○A炉試験終了2013.5
～2013.6 固化後長期中断中
2015.3 残廃液223m³ (参質189-55)
2018.4 残廃液223m³ (参質196-52)

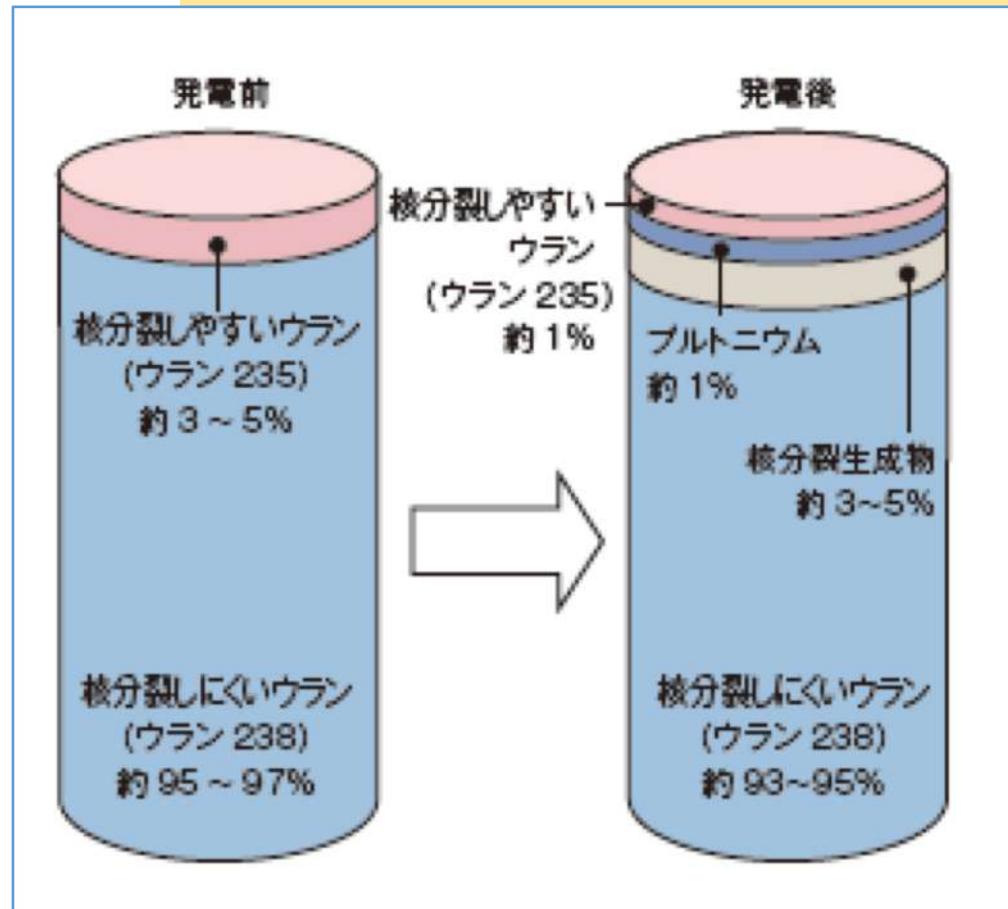
参質183-31とは、183国会参議院質問主意書31号

▶ 六ヶ所は英返還固化体の約二割のセシウム137閉込め効率！

製造工場	固化体：廃液	^{137}Cs 閉込量Bq/本 2012.12に換算	比較	備考 (廃液中Cs濃度は2013.2公表)
英國*	28本 :不明	(3.3～4.5) $\times 10^{15}$ 平均 3.9×10^{15}	1	容器150L, 2003～2005製返還固化体 AVM法ガラス固化
東海	59本 : 34m^3	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 $3.2 \times 10^{15}\text{Bq}/\text{m}^3$ LFCM法ガラス固化
六ヶ所	289本 : 95m^3	0.86×10^{15}	0.22	容器150L 2008～2013製造 廃液の ^{137}Cs 濃度 $2.6 \times 10^{15}\text{Bq}/\text{m}^3$ 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。

六ヶ所再処理工場アクティブ試験 プルトニウムとウランの回収率試算



発電後のウラン燃料の
約1%がプルトニウム
約94~96%がウラン。
これを再処理工場で回
収しています。

* アクティブ試験の2006.4~2008.10まで実際の
使用済燃料425トンが切断されプルトニウムと
ウランが回収されています。

NUMO[高レベル放射性廃棄物の処分について一緒に考えてみませ
んか？]：軽水炉内でのウラン燃料の燃焼による変化 p 59 より

表-12 BWR 燃料に係る製品中の原子核分裂生成物含有率
及び製品の回収率に関する確認結果と評価

製品の回収率	【供給した核燃料物質量】 ウラン : <input type="text"/> tU プルトニウム : <input type="text"/> tPu	<ul style="list-style-type: none"> ・ 製品の回収率が事業指定申請書に記載の所定の値以上であり、製品の回収率に問題がないことを確認した。
	【廃液への移行量】 ウラン : <input type="text"/> kgU プルトニウム : <input type="text"/> kgPu	(事業指定申請書に記載の所定の値) ウラン 4480 kgU に対して 4400 kgU 回収 (98.2%)
	【製品回収率】 ウラン : <input type="text"/> % プルトニウム : <input type="text"/> %	<ul style="list-style-type: none"> ・ プルトニウム 49.4 kgPu に対して 48.5 kgPu 回収 (98.2%)

プルトニウムとウランの回収率は98.2%以上と事業計画書で申請されている。

未回収1.8%は高レベル廃液へ移行する前提

左の表はアクティブ試験で98.2%を達成したとの報告だが、全部で425トン処理したうちの約4.5トン分(約1%)のものであり、これだけで「所定の値」達成とは言えないであろう。

(再処理施設アクティブ試験経過報告(第4ステップ) H20.2.27 44
ページ)

アクティブ試験全体のPuプルトニウム、Uウランの回収率は?
国も日本原燃も私達の質問に「商業機密」として答えません。
全体の処理量425トンで98.2%の申請回収率を達成をしたのだろうか?

原爆一五発分が不明

プルトニウムの回収約七八・四%だけ

機密として回答しないので、原燃定期報告書から
アクティブ試験全体のどことの回収率を試算しました。

処理された使用済燃料約425トン
これに含まれていたPu(PWR)は約1.0%であり
Puは約4.25トン（燃焼度、初期U濃度で違
が出るが）になる。

プルトニウム製品6.658トン
「U濃度とPu濃度が等しくなるように混合し
U・Pu混合粉末として缶に充填される」ので
Puは約3.33トン（78.4%の回収率）
未回収Puは21.6% 0.92トン（920kg）になる
*仮に使用済燃料に0.9%のPuが含まれていた
場合は86.9%になる。1.1%時は71.2%。
いずれも目標値の98.2%には全く届いていな
い。

未回収のPuはどこに消えたの？
→高レベル廃液（約220m³）
→ガラス固化体（346本）
→装置内→環境 →別途保管
*920kgはPu約8kgで原爆1個とすると115
発分に相当する。

IAEA査察は何を監視しているのだろうか！

1. 再処理工場の運転保守状況

(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（実績）
(令和2年3月分)

(使用済燃料)

		受入れ量		再処理量		在庫量（月末）	
		体数	ウラン量(トンU)	体数	ウラン量(トンU)	体数	ウラン量(トンU)
PWR 燃料	当月	0	0	0	0	3486	約1484
	累計	3942	約1690	456	約206		
BWR 燃料	当月	0	0	0	0	8583	約1484
	累計	9829	約1703	1246	約219		
合計	当月	0	0	0	0	12069	約2968
	累計	13771	約3393	1702	約425		

		生産量	
		ウラン製品	プルトニウム製品
当月		0トンU	0kg
累計		約366トンU	約6658kg

(注1) 使用済燃料のウラン量は、照射前金属ウラン質量換算とする。

(注2) ウラン製品量は、ウラン酸化物製品の金属ウランの質量換算とする。なお、ウラン試験に用いた金属ウラン（51.7tU）は、ウラン製品には含めていない。

(注3) プルトニウム製品量は、ウラン・プルトニウム混合酸化物の金属ウラン及び金属プルトニウムの合計質量換算とする。

ウランの回収率は約九一・五%だけ？

機密として回答が得られないでの原燃定期報告書から
アクリティブ試験全体でのこの回収率を試算した。

1. 再処理工場の運転保守状況

(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（実績）
(令和2年3月分)

(使用済燃料)

		受入れ量		再処理量		在庫量（月末）	
		体数	ウラン量(トンU)	体数	ウラン量(トンU)	体数	ウラン量(トンU)
PWR 燃料	当月	0	0	0	0	3486	約1484
	累計	3942	約1690	456	約206		
BWR 燃料	当月	0	0	0	0	8583	約1484
	累計	9829	約1793	1246	約219		
(製品)	当月	0	0	0	0	12069	約2968
	累計	13771	約3393	1702	約425		

		生産量	
		ウラン製品	プルトニウム製品
当月		0 トンU	0 kg
累計		約366 トンU	約6658 kg

(注1) 使用済燃料のウラン量は、照射前金属ウラン質量換算とする。

(注2) ウラン製品量は、ウラン酸化物製品の金属ウランの質量換算とする。なお、ウラン試験に用いた金属ウラン（51.7tU）は、ウラン製品には含めていない。

(注3) プルトニウム製品量は、ウラン・プルトニウム混合酸化物の金属ウラン及び金属プルトニウムの合計質量換算とする。

処理された使用済燃料約425トン
これに含まれているU(PWR)は約95%であり
Uは約403.8トン（燃焼度、初期U濃度で違いが出るが）になる。

ウラン製品 $366 + 3.3 = 369.3$ トン
「U濃度とPu濃度が等しくなるように混合し
U・Pu混合粉末として缶に充填される」ので
Uは約369.3トン（91.5%の回収率）

未回収Uは8.5% 34.5トンになる

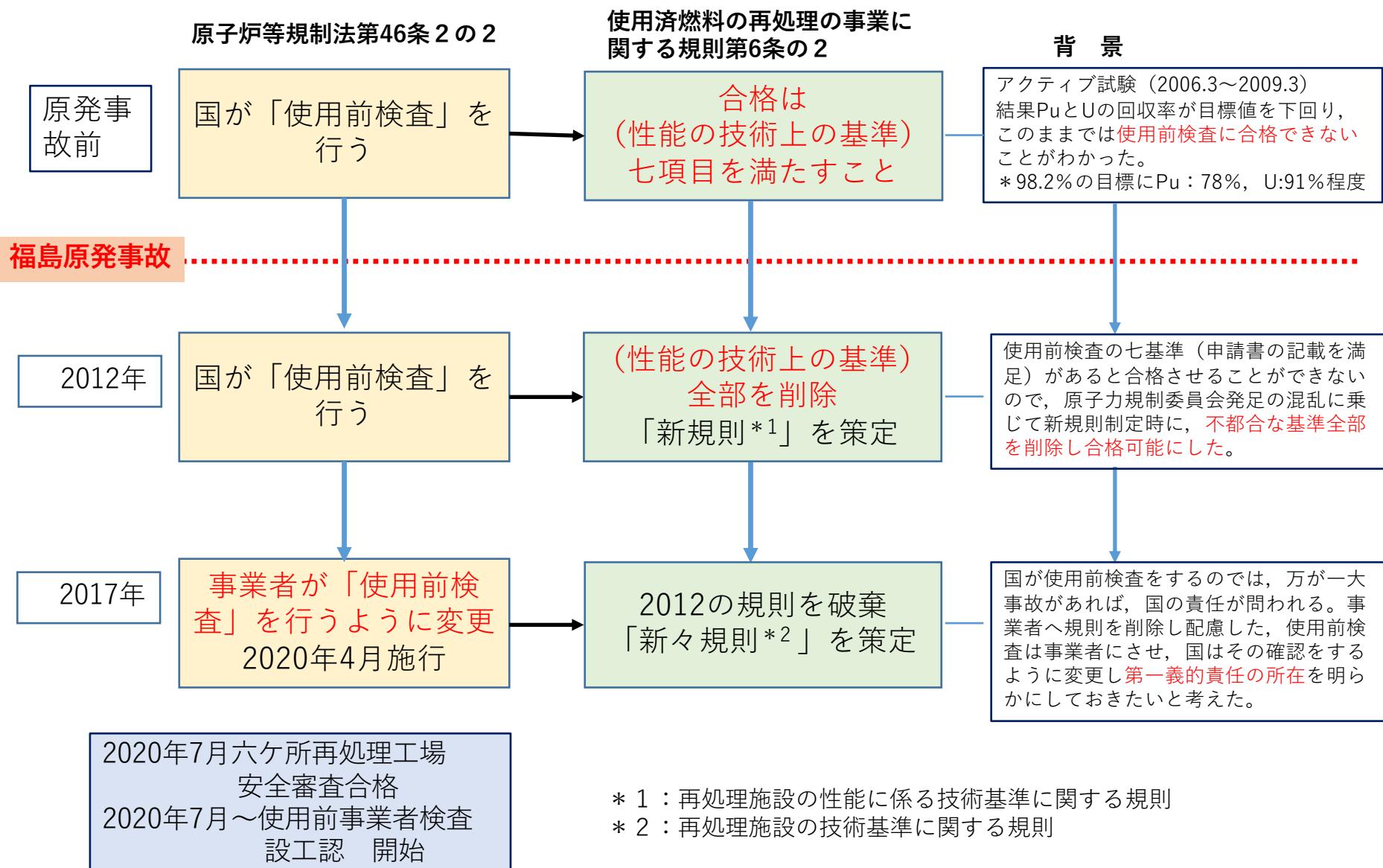
* 仮に使用済燃料に94%のUが含まれていた
場合は92.4%, 96%の場合は90.5%の回収率になる。

いずれも目標値の98.2%には全く届いていない。

未回収のUはどこに消えたの？
→高レベル廃液（約220m³）
→ガラス固化体（346本）
→装置内→環境 →別途保管

このように日本原燃事業計画書の目標を大きく下回るPu,Uの回収率であり、試験は失敗だった！

これまで国は六ヶ所再処理工場の使用前検査を合格させることができないので、原発事故後の混乱に乗じて法改悪なく事業者にさせることに変更した。また、**使用前検査を国では**し不都合な項目を削除した。



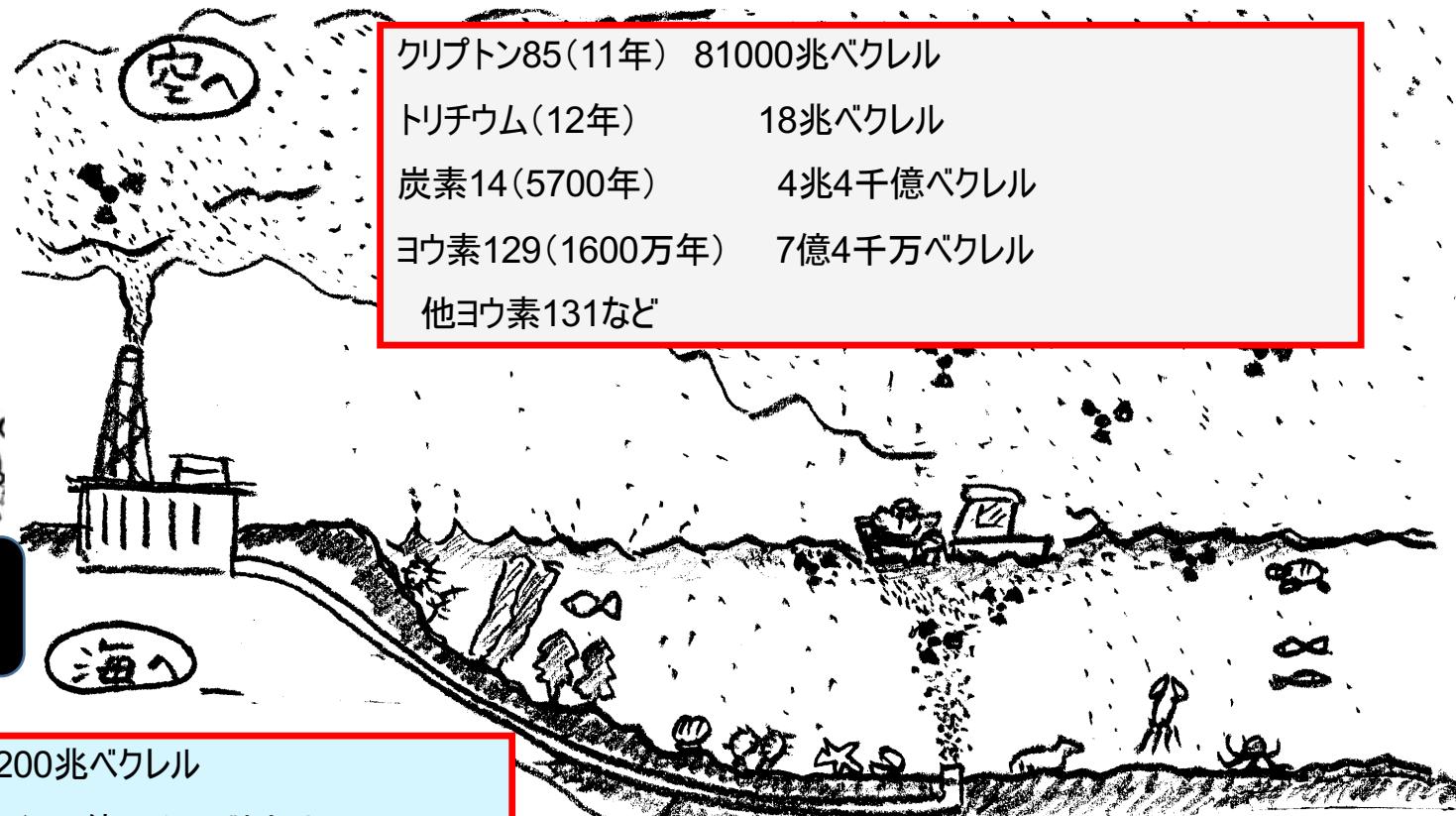
福島第一原発汚染水中トリチウム
八六〇兆ベクレルの約二・五倍を
三年間に海洋へ放出していました

再処理工場から3年間（2006.4-2009.3）に環境へ 投棄された放射能の累計（原燃発表値）

「被爆は年に
0.022mSv以下
で安全です。
保安院・原
燃」「そん
な！馬鹿な」



福島原発廃液860
兆Bqの2.5倍



クリプトン85(11年) 81000兆ベクレル
トリチウム(12年) 18兆ベクレル
炭素14(5700年) 4兆4千億ベクレル
ヨウ素129(1600万年) 7億4千万ベクレル
他ヨウ素131など

トリチウム(12年) 2200兆ベクレル
ヨウ素129(1600万年) 5億6千万ベクレル
ヨウ素131(8日) 5千6百万ベクレル

他にストロンチウム90、セシウム137、134ルテニウム106、プルトニウム240なども投棄。今のところ「検出限界以下」とのこと。

二〇〇六年～二〇〇八年度のアクティブ試験中に放射性物質を環境へ放出した結果

- ①クリプトン85の雲が工場周辺や工場内に頻繁に降下
- ②海水中のトリチウム濃度が広範囲で上昇、ヒラメの体内濃度増大
- ③尾駒沼のトリチウム濃度が数倍に上昇
- ④尾駒の井戸水からストロンチウム90が全国最高濃度検出
- ⑤尾駒沼の生物中ヨウ素129が数十倍に上昇
- ⑥六ヶ所農業者の日常食から平常の約27倍のヨウ素129が検出
- など公的機関のデータでわかりました。
- 驚くべきことは原燃・青森県は海洋水のトリチウム濃度をこの間50～60回測定し全て不検出（2Bq/L以下）と発表していることです



トリチウムを原発濃度限度の
二千八百倍で放出（原燃データより）

再処理では放出濃度規制なし

トリチウムTは水素と同じ元素です。殆どの場合水の形で放出されます。 HOH→HOT

海洋へ投棄日
2007年

福島第一
タンクの
H-3 総量
は約860兆
Bq

年度	海洋放 出回数	H-3原発濃度 限度の何倍 年平均	H-3海洋 放出量 約 兆Bq
2006	60	250	500
2007	75	560	1300
2008	72	150	360

ヨウ素129の放出基準限度は9ヘクレル/Lです。

原発放出
トリチウム濃度
限度の何倍か

本格操業になると、原発トリチウム濃度限度（6万ベクレル/ℓ）の約2700倍の濃度で1日置きに海洋へ放出。1回に約550m³

六ヶ所再処理・濃縮工場、虚偽報告（その1）

- 2017年になり配管や排気ダクトの腐蝕穴や機器の故障が長期にわたり放置されてきたことが発覚。
- 同年8月には非常用電源建屋への雨水漏えいに端を発し、屋外の配管ピットを点検せずに「異常なし」と14年間も虚偽記載してきたことが発覚。
- 会社ぐるみの虚偽報告発覚
2015.12ウラン濃縮工場で発覚した保安規定違反をめぐり、規制委から指摘を受けた業務改善を実施していないのに、「実施した」との虚偽報告を石原副社長をトップとする安全品質本部が行なっていたことが発覚（2017年10月）

- 更田規制委員長は「最も厳しいのは審査結果を不許可とすること」
- 田中知担当委員（委員長代理）は「もし安全確保上の問題を解決できないなら、しかるべき対応を取る」
(以上2017年10月)
- 原燃工藤社長2017年12月に再処理工場の完成時期の目標を2018年度から約3年伸ばし2021年度上期へ延期を表明した。（2020.8更に1年延期）

六ヶ所再処理 虚偽報告（その2）

○ 海水トリチウム濃度測定値疑惑

原燃は、下北沖海洋へトリチウムを2006年度に498兆ベクレル、2007年度に1321兆ベクレル、2008年度に360兆ベクレル放出してています。原燃と青森県は分担し海洋放出口の直上やその南北各5キロメートル、20キロメートル先で海水を50～60回測定し、トリチウムが全て不検出（ $2 \text{ Bq}/\text{リッ}$ の検出限界）とはあまりに不自然。

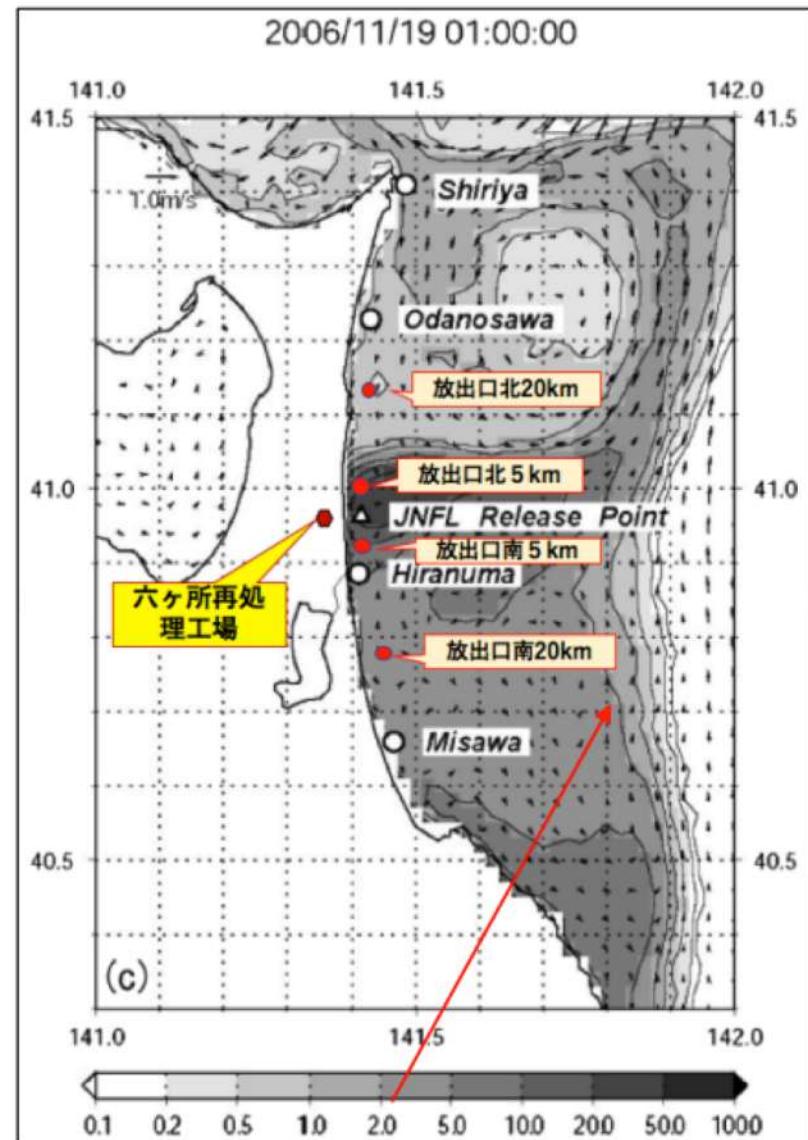
原燃と青森県による海洋モニタリングデータを操作している可能性が強い。

※同じ海洋海域のトリチウムを調べている東北電力、環境科学研究所では同時期にかなりの頻度で検出している事実、東海再処理工場、英仏再処理工場の海洋水データも同様。

※原子力学会の「下北沖海域における海洋中放射性核種移行予測システムの構築とケーススタディ」を見ても不検出は不自然だ。

→三陸沿岸からの反発を恐れたためでは？

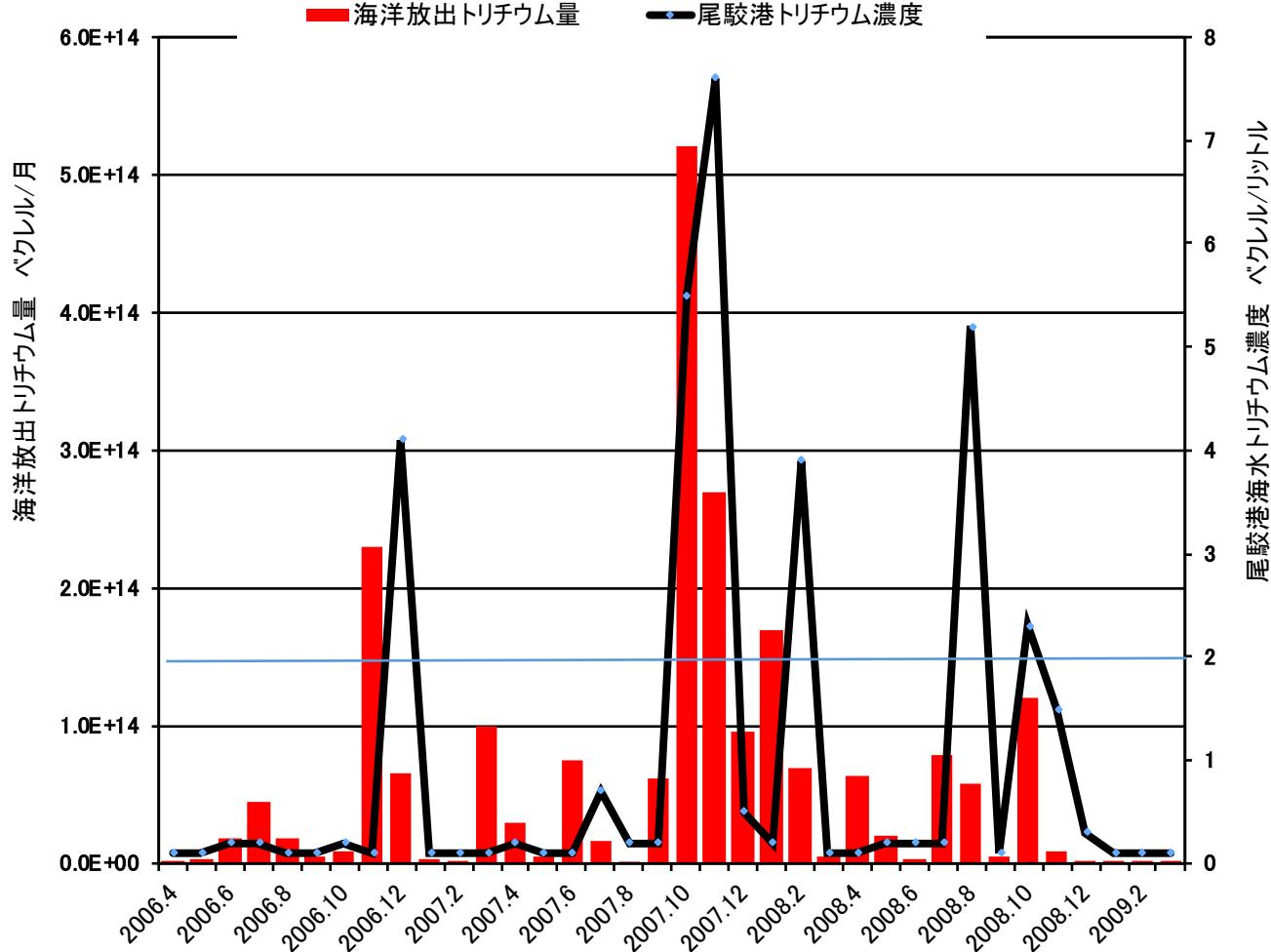
(図1) 計算予測基準地点と原燃・青森県実測地点図



環境科学技術研究所
(六ヶ所) の海水測定値

の変遷
データ6回あり
2ベクレル／トルを超える

アクティブ試験(2006.4～2009.3)
海洋放出トリチウム量—尾駒港海水トリチウム濃度図



六ヶ所再処理 ガバナンスの崩壊／施設の老朽化

1) 施設の老朽化が進んでいる

1993年工場建設当初1997年工場完成の予定であった。それが今年で24年経過、25回目の延期になった。腐食や落雷等によるトラブル続出

2) 日本原燃経営陣のガバナンス（統治能力・倫理意識）が崩壊しているのではないか。国策会社のおごり、安全面軽視、超巨大特殊核化学工場

- 副社長をトップとする安全管理部門が指摘されたウラン濃縮工場の業務改善を行わず国へ虚偽報告
- 従業員の士気の低下 雨水が溜まっていたピットを調べずに14年間異常なしと虚偽報告
- 原燃広報は国へ報告された高レベル廃液の水素爆発や沸騰到達時間を共有しないまま市民団体に対応、内部の情報伝達が疑問

約一五〇件漏れ、回収はわずか一六〇

広島原爆の死の炎一・五発分(1.5換算)が未回収

標準超す圧縮空気流入

監視不備やミス複合

再処理工場・検証結果

日本原燃は二十一日、六ヶ所貯水場で発生した西ガスなどの高レベル廃液による漏洩事故を明確にし、標準値の倍以上の圧縮空気が誤って配管に入ったことが直接の原因とした。標準値の倍以上の圧縮空気が誤って配管に入ったことが直接の原因となりますが、漏洩事故が起った原因は不明。監視システムの不備や人的ミスが複雑な関係でいる上、原燃の判断の甘さも咎めず、今後の対応に大きな課題を残しました。

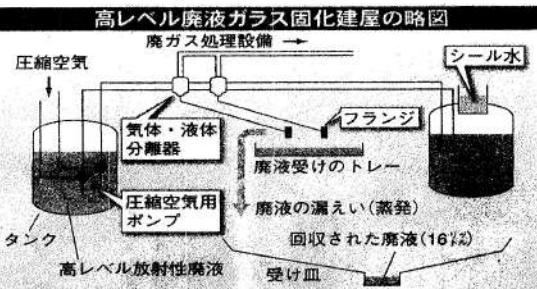
(関連記事2面)

「廃液検証が

保安院異例

六ヶ所用処理工場の問題に対する意見を述べて、原子力安全・保安院が、ついで、日本原燃に提出した。しかし保安院は、漏れた廃液の異常について、日本原燃は三十日、原因と対策を提出した。

高レベル廃液漏れ149リットル



廃液漏れ発生・確認への経緯

```

graph TD
    A[2008年12月 ガラス熔融炉から配管取り外し。フランジ取り付け]
    B[？ 配管の圧縮空気の通気量が3倍に]
    C[↓]
    D[2009年1月9日 廃液タンク内の液面底下始まる(漏えい開始)]
    E[↓]
    F[15日 点検時のミスで圧力が変化。大量の漏えい発生  
受け皿内に液体がたまり始める]
    G[↓]
    H[17～18日 受け皿に液体がたまり、警報・回復を繰り返す]
    I[↓]
    J[19日 配管の詰まりの除去作業を実施]
    K[↓]
    L[受け皿内の液体を分析分離、蒸留と確認]
    M[フランジからの漏出をカメラで確認]
    N[21日 フランジのトルトを締め、漏出の停止を確認  
圧縮空気の漏出を常時監視する]
    
```



六ヶ所再処理工場の“主な事故・トラブル”

<1993.4 再処理工場着工（当初1997年に稼働予定であった）>

2001.8 使用済燃料貯蔵プール漏水（2003.2、2005.6にも同施設で漏水）

<2006.3.31 アクティブ試験（実際の使用済燃料使用）開始（2007.8本格操業予定）>

2008.10 ガラス溶融炉に不溶解性残渣廃液（白金族を含む）廃液投入により白金族堆積炉内悪化

2008.12 ガラス溶融炉天井レンガ脱落（2010.6回収）

2009.1.22 ガラス溶融炉建屋で高レベル廃液約150リットルが漏えい、回収16リットル

（2月・3月排水モニターに異常波形、廃液回収量不明）

2010.7.30 高レベル廃液濃縮蒸発缶温度計部腐蝕による漏洩（以降加圧しそのまま運転）

<2011.3.11 福島第一原発事故>

2015.8.2 落雷により工場の主要建屋の計器が破損、270カ所の計測器に保安器設置

2016.12.14 ウラン濃縮工場で副社長ぐるみの虚偽報告が発覚、報告徴収命令が出される

2017.8 非常用電源建屋に配管ピットから雨水0.8トン流入、ピットの点検を14年間していなかったことがわかり、それまで原子力規制委員会へ虚偽報告をしていたことが発覚する。報告徴収命令が出る

過酷重大事故を本当に防ぐことができるのか

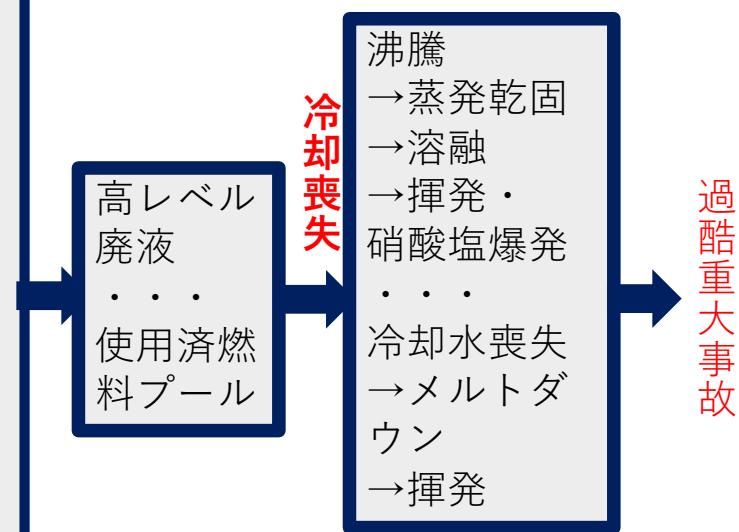
大地震 (700ガル：375ガルで建設された施設は？) 700ガルを超える
大地震が頻繁に起こっているが？

火山・カルデラ噴火 (55cm) 人が生きていけないのではないか？

大落雷 (270kA) : これを超える落雷がきたときは？測定器が破損し
制御できなくなるのでは？敷地内最大値211 k Aの1.3倍にしているが
国内の最大値を用いるべきだ

戦争 : 核施設が狙われる、絶対に戦争を避けなればならないその合意は
できているのか ○ミサイル攻撃 ○電磁波攻撃 ○その他
* 戦争は外部事象に含まれていないが、確率は高い

その他 (ウィルス感染、ヒューマンエラー等想定外事象等などもある)



このようなことに絶対ならない
ように、監視していきましょう

市民運動共同による成果と思われる事項（時代の流れもあるが）

- 1) 竣工を今まで延期させてくることができた。
(1997.8⇒2022.上期) 廃止の可能性も
- 2) 新規制基準審査を厳重にさせることができた。
(国民監視の目を意識させた：会議動画公開)
- 3) 東海再処理工場の廃止へと追い込めた
- 4) 高レベル廃液の早期安定化を東海で開始
(当初20年⇒12年半)
- 5) 深層防護（最悪時の対応）進展が少しあった
(高レベル廃液貯槽を水没させる等)

*重大事故を絶対に発生させない

→廃液の早期安定化を求める、撤退させる

環境基本法第13条を削除 放射性物質も公害物質として環境基本法関連法で規制されることになる
しかし環境基準等を定めず骨抜きにされている

2012年6月20日法案成立

- 第13条 放射性物質による大気の汚染、水質の汚濁及び土壤の汚染の防止のための措置については、原子力基本法その他の関係法律で定めるところによる。

措置：環境基準、公害防止計画、アセス 等

- 上記条項は公害対策基本法第8条として昭和42年8月制定 明文化されてきた。これが2012年6月削除された。
- ※46年もの間放置されてきました。

環境基本法の理念

第三条 環境の恵沢の享受と継承など 健康で文化的な生活、生態系、限りある環境、人類存続基盤の環境

第四条 環境への負荷の少ない持続的発展可能な社会の構築など

環境負荷の少ない健全な経済発展、支障の未然防止

第五条 国際的強調による地球環境保全の積極的推進

地球環境保全が人類共通の課題、国際的協調の下推進

まとめ

- 1) 国は高レベル廃液のとてつもない危険の真実を公開し、徹底した安全審査・監督を厳格に実施せよ。**
高レベル廃液を蒸発乾固止まりの過小評価をし、稼働を認可することは国民への背信行為である。
- 2) 現に存在する高レベル廃液の早期安定化を行うこと**
国内ガラス固化独自技術は破綻している。
これではいつまでも安定化できない。
英仏方式の導入を行い潜在する危険を払拭すべきである。
- 3) 再処理の技術は破綻している。撤退すべきである。**

三陸の海・岩手の会HPにこのスライド資料をアップする予定です。
<http://sanriku.my.coocan.jp/> （「岩手の環境、再処理」で検索）

おわりに

子孫や私達の安全を守るため声を発し続けていくことにより、国や自治体も動きはじめて、事業者の動きもありました。しかし動きが遅く、危険が迫ってきています。

黙っていることは大事故への道です。

この国この地で安心して暮らせるように一人一人が学習し勇気を出し声をあげ多様で豊かな命あふれる清澄な環境と安全安心な国土を取り戻しましょう。



TVF溶融炉、日本原燃溶融炉及びフランス式 溶融炉との比較 【参考資料】

	TVF溶融炉	日本原燃溶融炉	フランス(AREVA) *
溶融炉構造			
溶融炉外形寸法	約1.9W×1.9D×2.3H (m)	約2.9W×3.1D×2.8H (m)	扁平円筒 長軸1×短軸0.35×1.4H (m)
HAW及びガラス原料供給方式	・HAWをガラスカートリッジに含浸して供給	・HAWとガラスビーズを供給	・カルサイナで仮焼したHAWとガラスフリットと混合して供給
溶融炉の特徴	・ガラスへの直接通電によるジュール発熱によりガラスを溶融する (直接加熱方式) ・耐火レンガ(寿命:約5年)	・ガラスへの直接通電によるジュール発熱と間接加熱装置による加熱を併用して、ガラスを溶融する (直接加熱-間接加熱併用方式) ・耐火レンガ(寿命:約5年)	・高周波により溶融炉を加熱して、ガラスを溶融する(間接加熱方式) ・ガラスを毎回全量抜き出す ・耐食耐熱合金鋼(寿命:約5000時間)
白金族元素対策	・白金族元素の堆積に係る管理指標を設け、指標に達した時点で炉内ガラスの抜出しを行い、残留ガラスを除去する	・模擬廃液を用いた洗浄運転により定期的に炉内の白金族元素を抜き出し残留量を低減 ・運転終了毎にドレンアウトを実施	・外部加熱であるため、白金族元素堆積による電流短絡問題が発生しない

*【出典】E. Chauvin , R.Do Quang , F.Drain , F. Pereira Mendes , French Industrial Vitrification Plant 30 Years old , Robust and still Innovating , Proceedings of Global 2009