

汚染水 沖合3km  
水深44mから海洋放出

汚染排気 150mの  
排気筒から放出

尾駁沼

使用済燃料受入建屋  
燃料3000トン

高レベル廃液  
ガラス固化建屋  
高レベル廃液約  
220m<sup>3</sup>

# 六ヶ所再処理工場の 実態とその危険性

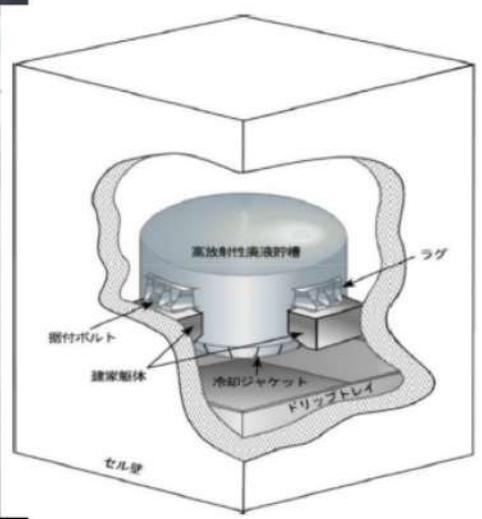
2021.6.29 スペースたんぽぽ 新ちょぼゼミシリーズ  
三陸の海を放射能から守る岩手の会世話人 永田文夫



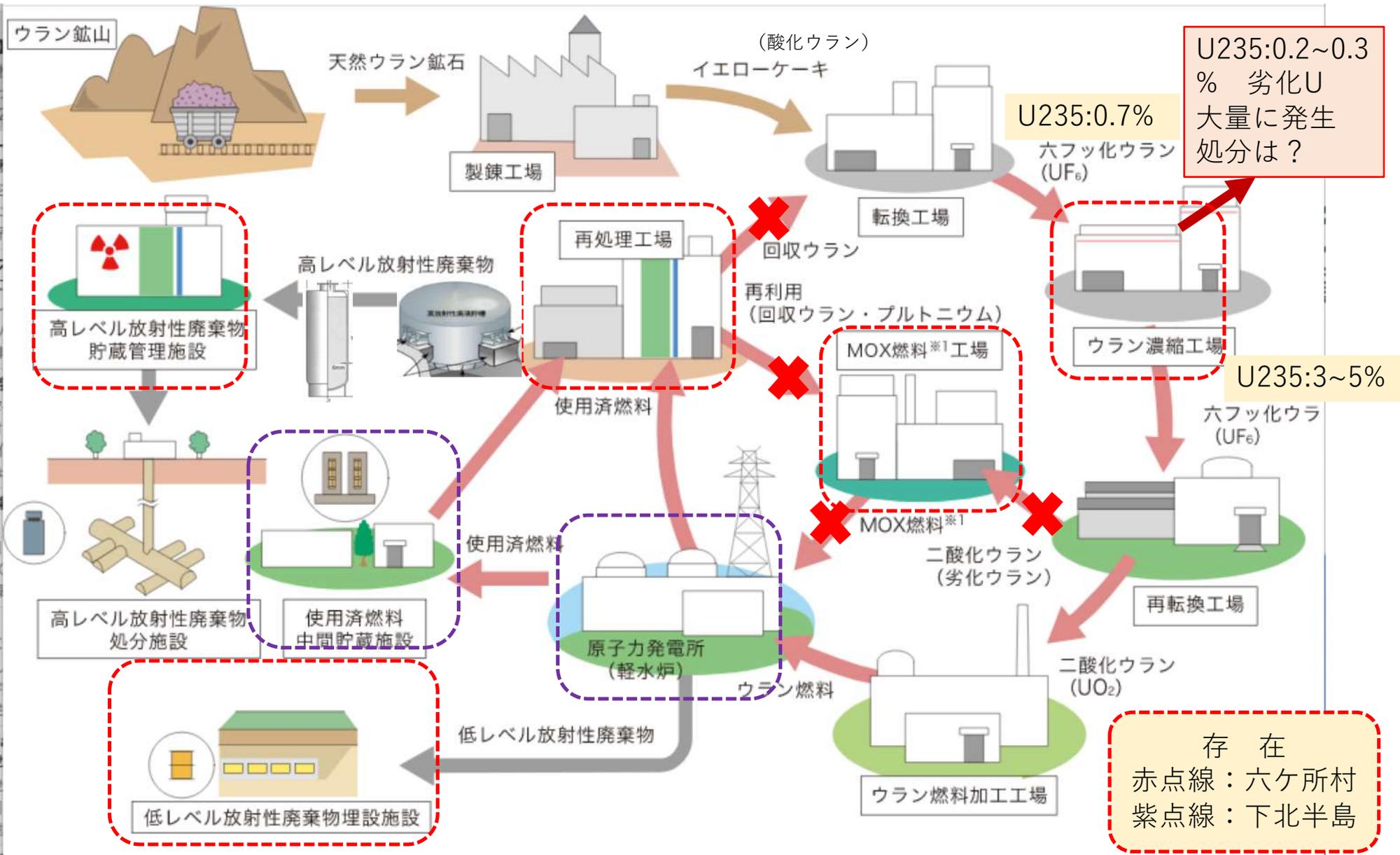
大型の廃液タンク（120m<sup>3</sup>）は1億キュリー以上の放射能を含み、それは何十億人ももの致死量にあたるものである。  
高木仁三郎

東海再処理工場

高レベル放射性廃液は2021.4 現在  
東海に約330m<sup>3</sup>、六ヶ所に約220m<sup>3</sup>貯蔵中

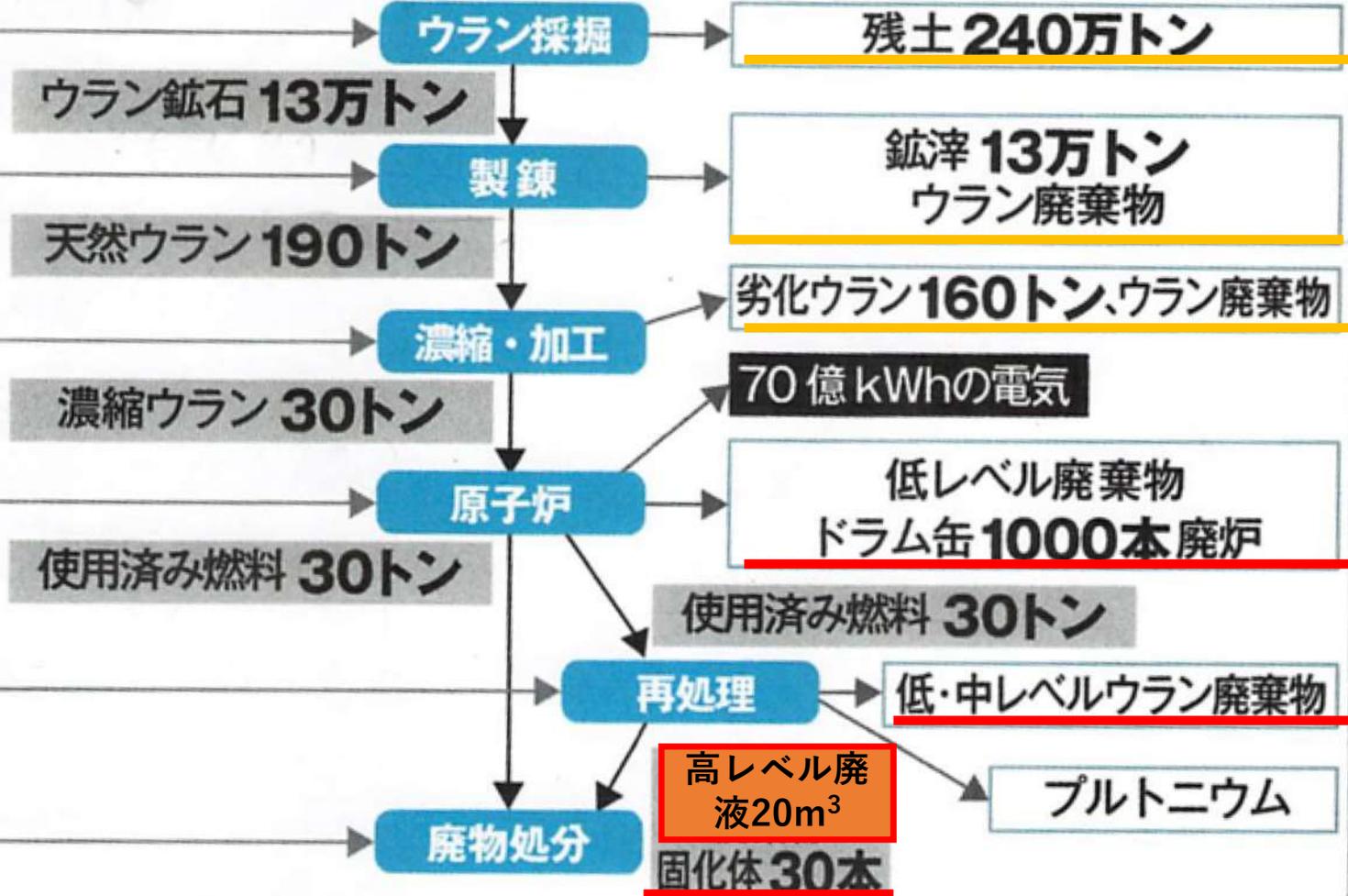


青森県下北半島（六ヶ所村他）に集中する核燃サイクル？  
 施設（プルトニウム取得，危険と放射能汚染を広げつつ）



# 100万キロワットの原発が生む“核のゴミ”

資材・エネルギー



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)

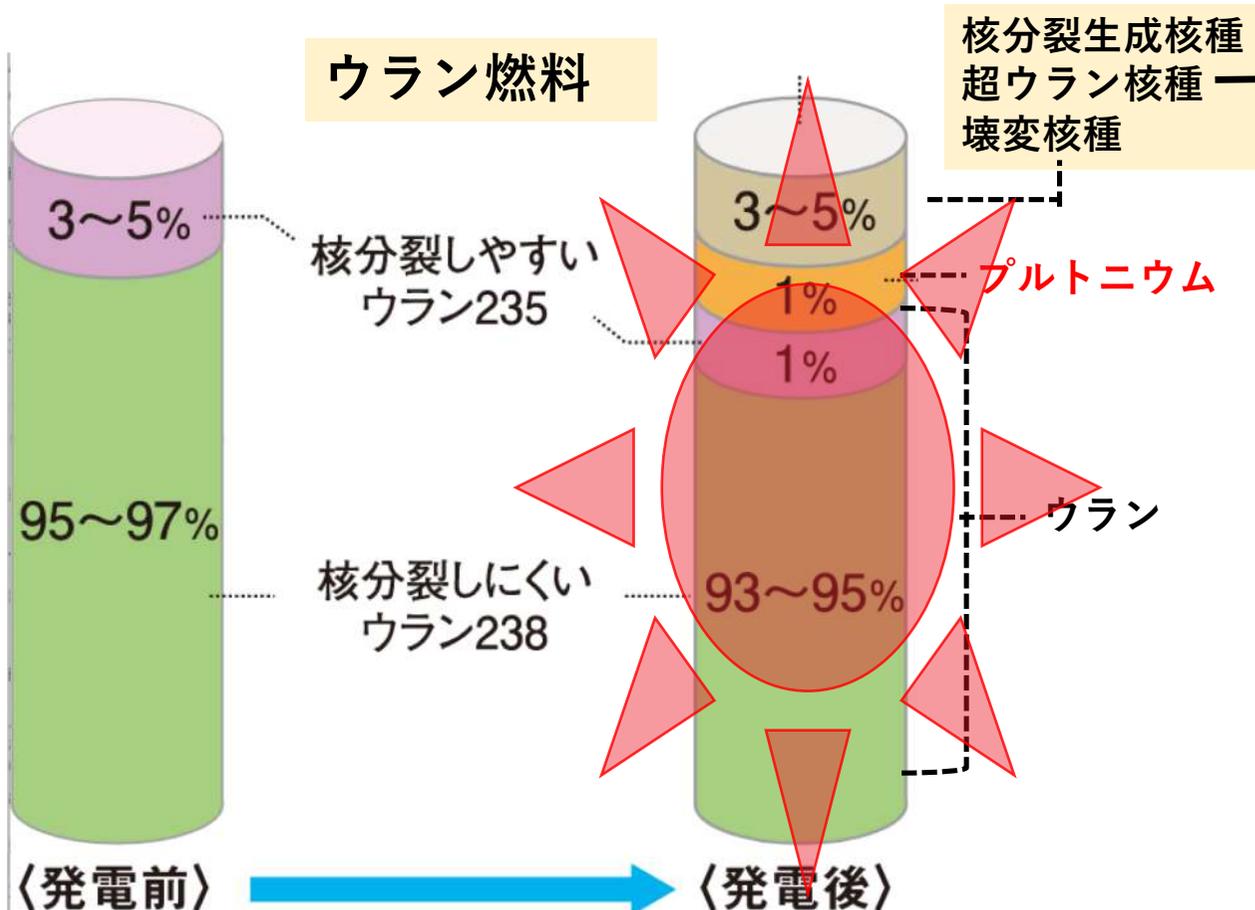
上流

下流

原発 (原子炉)

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

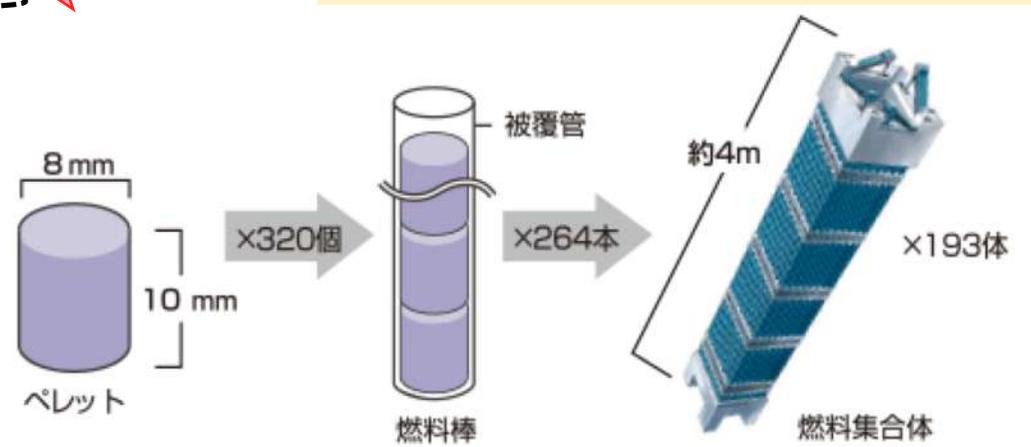
「原発のウソ」 小出裕章著



原子炉ウラン燃料中に生成する  
**放射性核種(1000核種以上)**  
(熱中性子が飛び交っている)

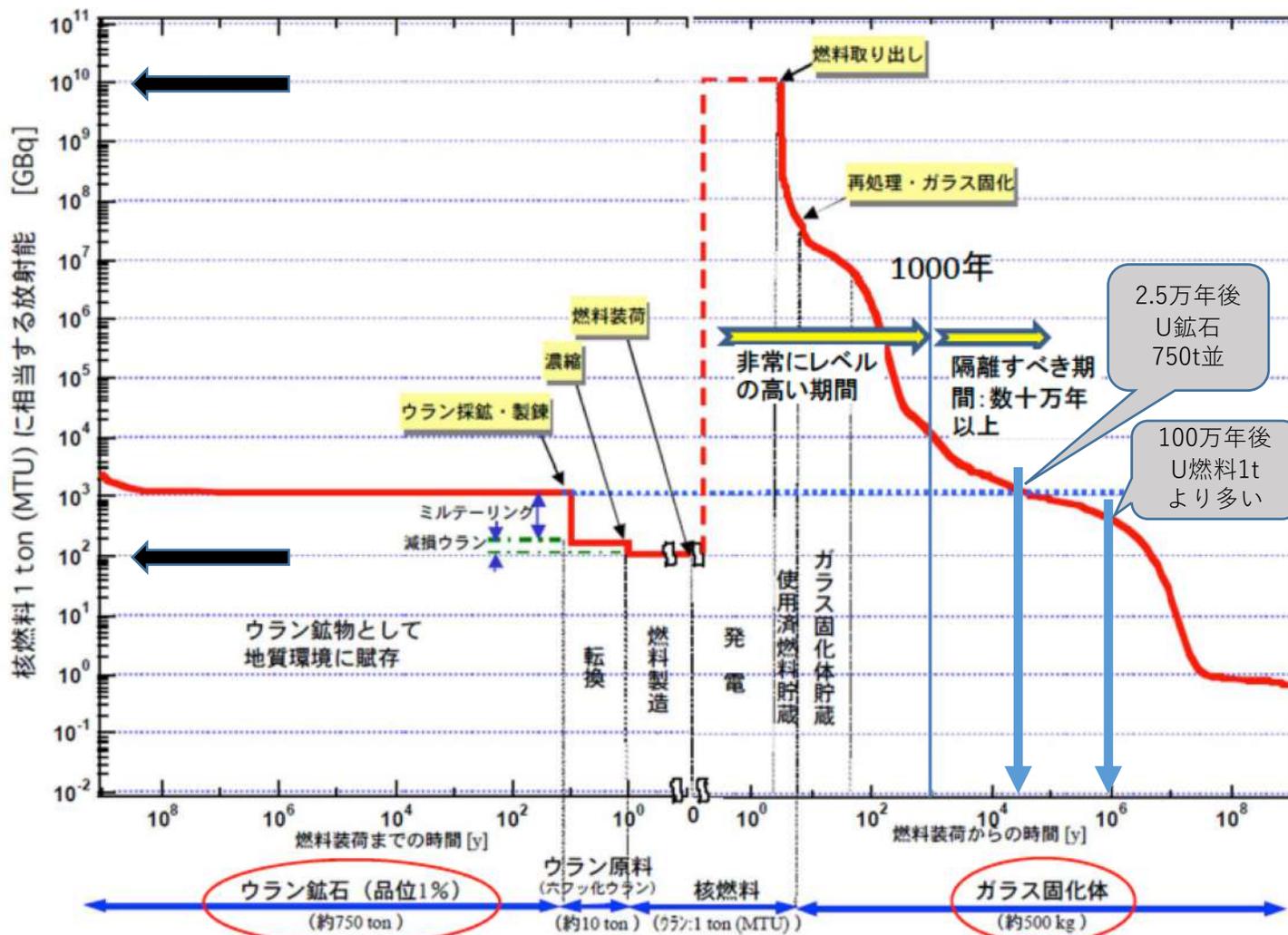
- ウラン235 (核分裂) より  
核分裂生成核種が発生
- ウラン238 (中性子捕獲) より  
TRU (超ウラン核種) が発生  
**プルトニウム**等
- 上記核種の壊変生成核種等

**燃料 1 t 当り 30kg** (燃焼度によるが) **ほど軽くなるその分発熱する:  $E=mc^2$**



## 放射能の推移から眺めた高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の特徴 (濃縮度4.5%の核燃料1MTU相当)

高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の処分について  
新大綱策定会議第12回資料第1-1号3頁 朽山 修



**上流と下流で放射能1億倍増加の根拠**  
 ウラン燃料装荷時点の放射能は1000  
 ギガベクレル、原子炉で燃やした後  
 燃料取出し時点の放射能は100億ギ  
 ガベクレル、挿入前の放射能は100億ギ  
**100万年後も放射能は強い**

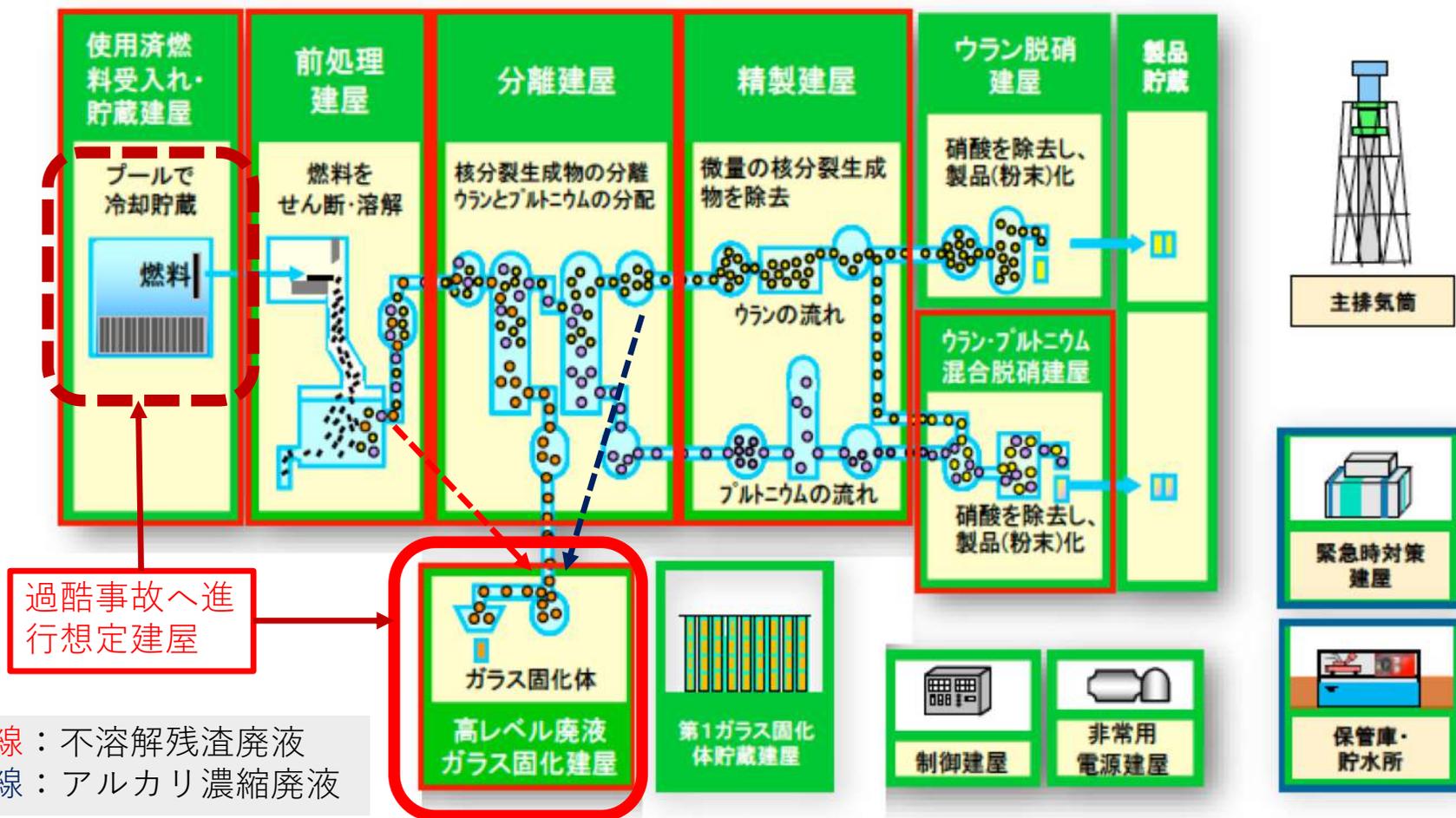
# 第一部

## 再処理工場の背信的な安全審査 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. ウラルの核惨事
  3. 旧西ドイツ政府シミュレーション
  4. 東海・六ヶ所再処理工場 高木評価
  5. 六ヶ所再処理工場で重大事故は起きない  
蒸発乾固止まりの高レベル廃液審査
- \* IAEAは高レベル廃液貯槽爆発を考慮

## 六ヶ所再処理施設の工程概要

最も心配な 高レベル廃液貯槽  
次いで心配な 使用済燃料プール

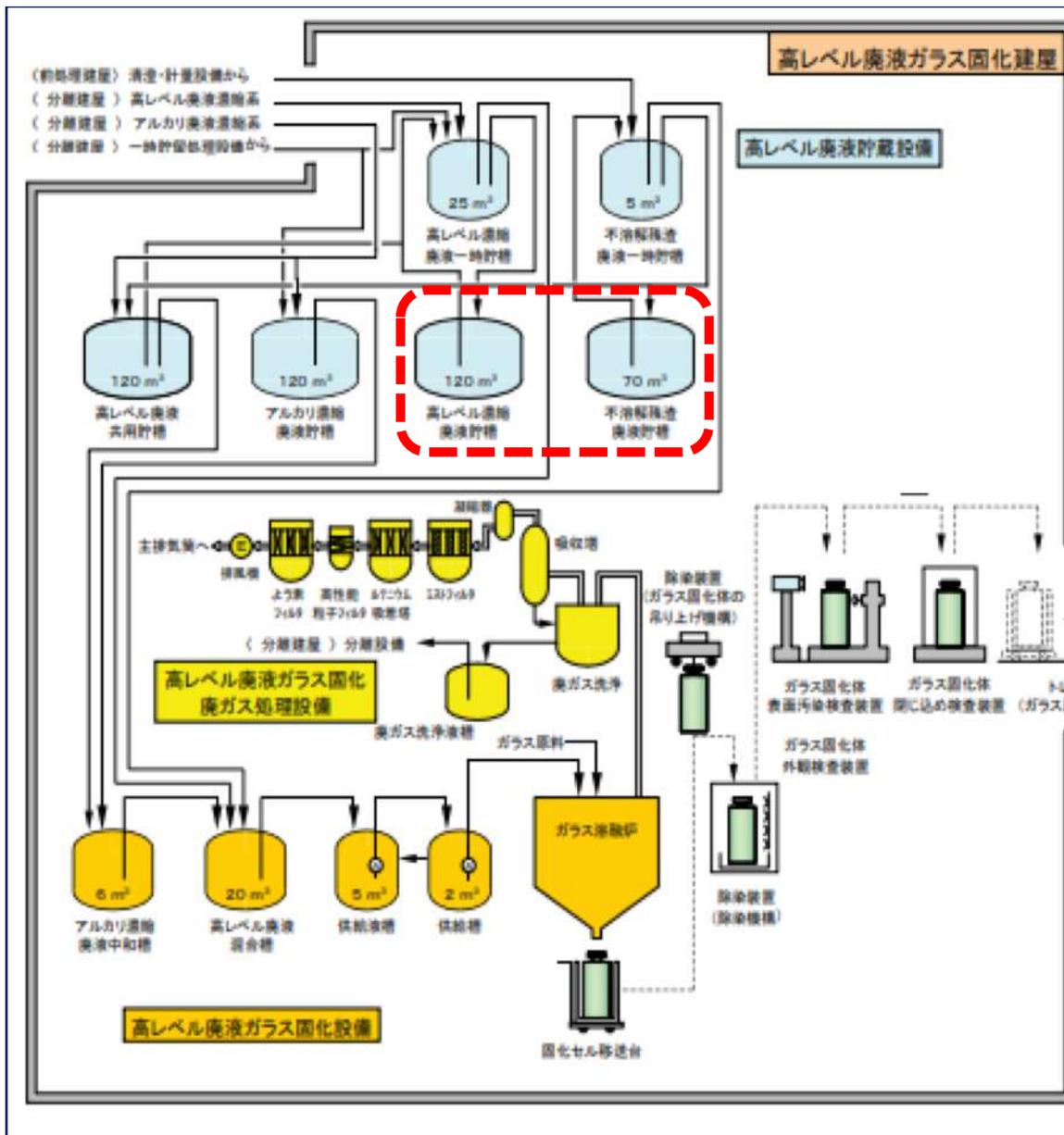


過酷事故へ進行想定建屋

赤点線：不溶解残渣廃液  
青点線：アルカリ濃縮廃液

   : 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**  
 (120m<sup>3</sup>×2基)
- **不溶解残渣廃液貯槽**  
 (70m<sup>3</sup>×2基)

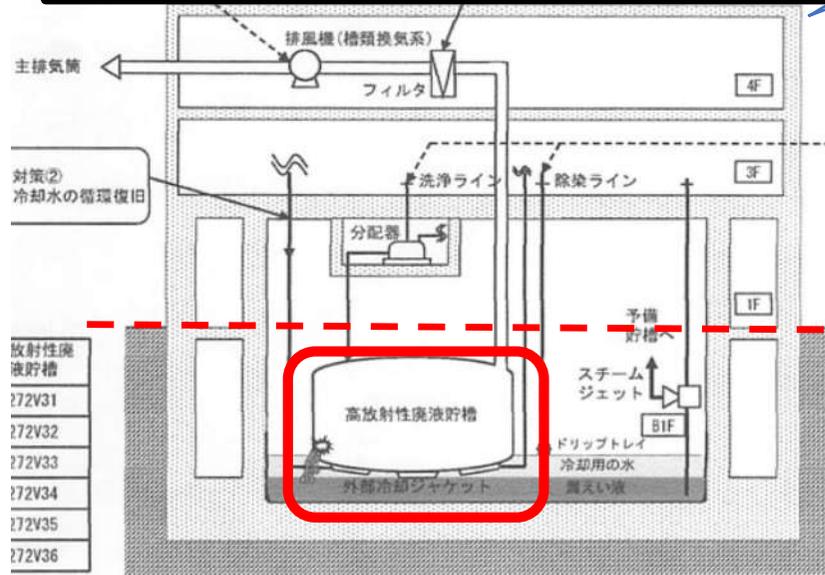
**放射性物質が濃縮，崩壊熱，放射線分解水素が発生しており絶えず攪拌冷却掃気が必要です。**

**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。**

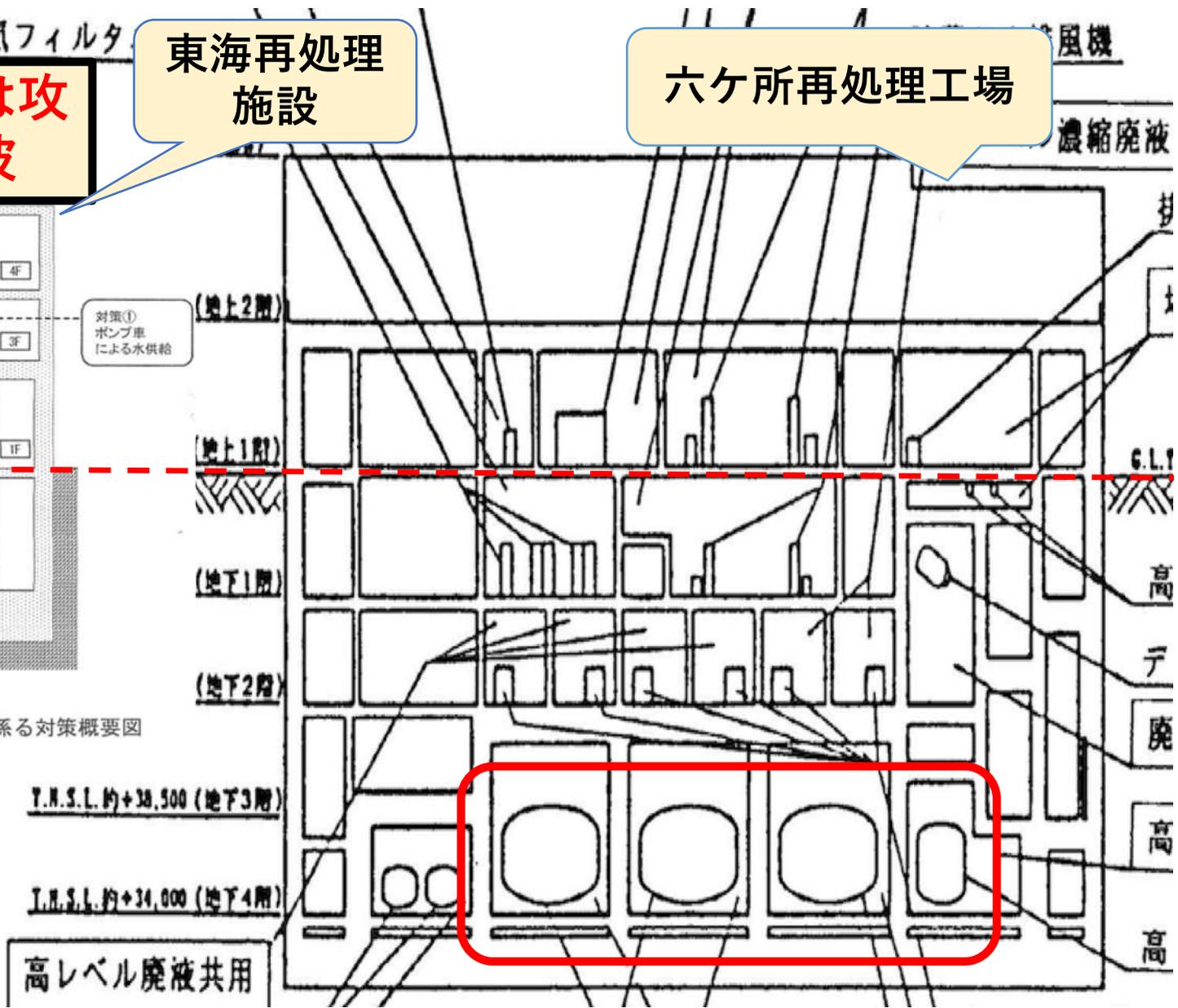
**高レベル廃液貯槽建屋は攻撃等に脆弱 東海：津波**

東海再処理施設

六ヶ所再処理工場

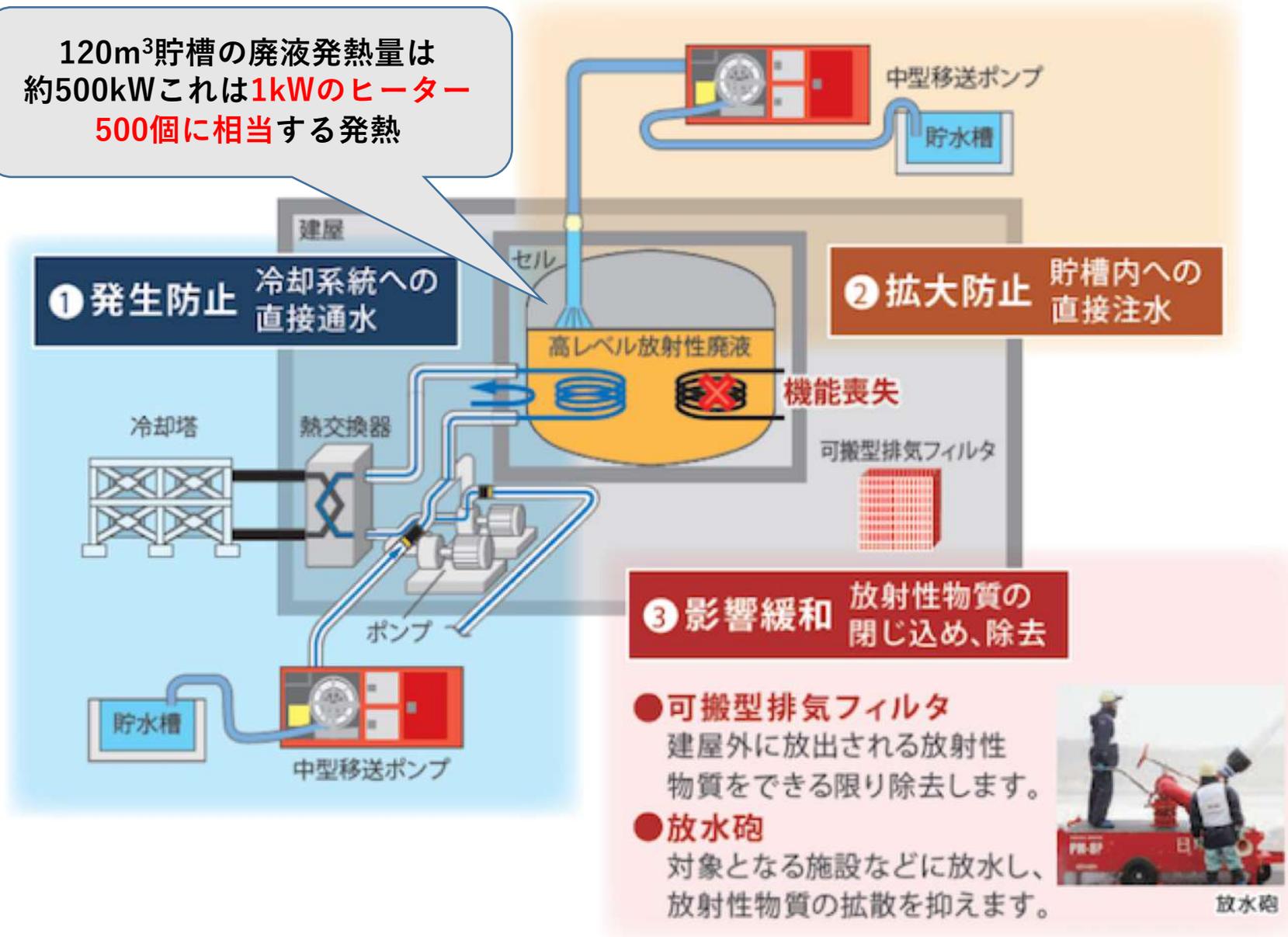


(3)-2②-2  
廃液貯蔵場における高放射性廃液貯槽の漏えいに伴う沸騰に係る対策概要図

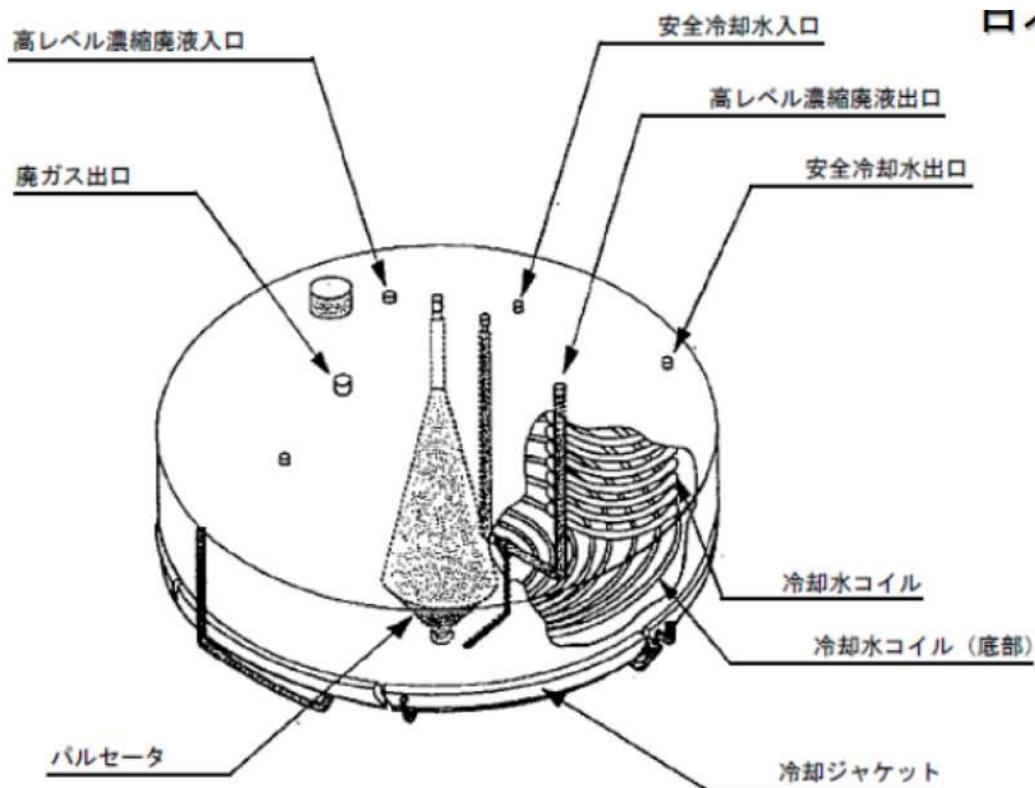


Y.N.S.L. 約+38,500 (地下3階)  
Y.N.S.L. 約+34,000 (地下4階)  
高レベル廃液共用

120m<sup>3</sup>貯槽の廃液発熱量は  
約500kWこれは1kWのヒーター  
500個に相当する発熱



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。（電源／冷却水）



120m<sup>3</sup>貯槽  
 直径約6.8m  
 高さ約4.8m  
 板厚22mm  
 材質 ステン  
 レス316ULC

口今

## 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

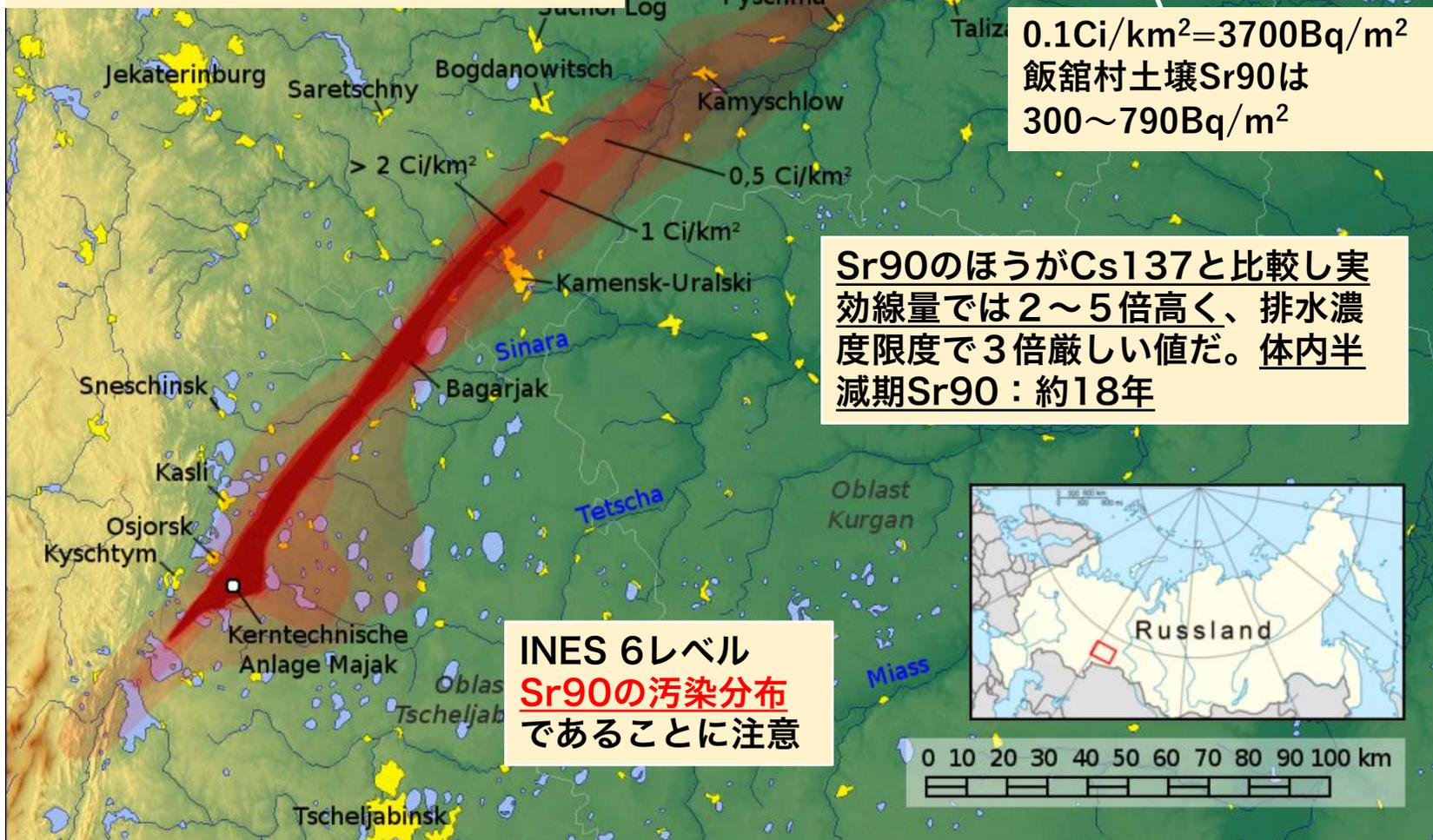
- ・ 約48時間で沸騰が開始され、
- ・ 発生水素が爆発濃度に達するのは約33時間後

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。)

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



0.1Ci/km<sup>2</sup>=3700Bq/m<sup>2</sup>  
飯舘村土壌Sr90は  
300~790Bq/m<sup>2</sup>

Sr90のほうがCs137と比較し実効線量では2~5倍高く、排水濃度限度で3倍厳しい値だ。体内半減期Sr90：約18年

INES 6レベル  
Sr90の汚染分布  
であることに注意

# 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システムの故障により化学的爆発(硝酸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300km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。

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)

1977.1.15  
 毎日新聞

核再処理工場の重大事故

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】使用済み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曝で死亡する！こんなショッキングな内容を盛った研究報告の存在が、西独の連

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、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、爆発によって工場周囲百キロの範囲で

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三千万人になる可能性があるという。

市民運動側は、内務省がこのような重大な研究結果を国民の目から隠していたことを非難、マイホーファー内相とマッソーヘーファー科学技術相に対し引責辞職を要求している。さらに同連盟の科学者グループは、この研究が主とし

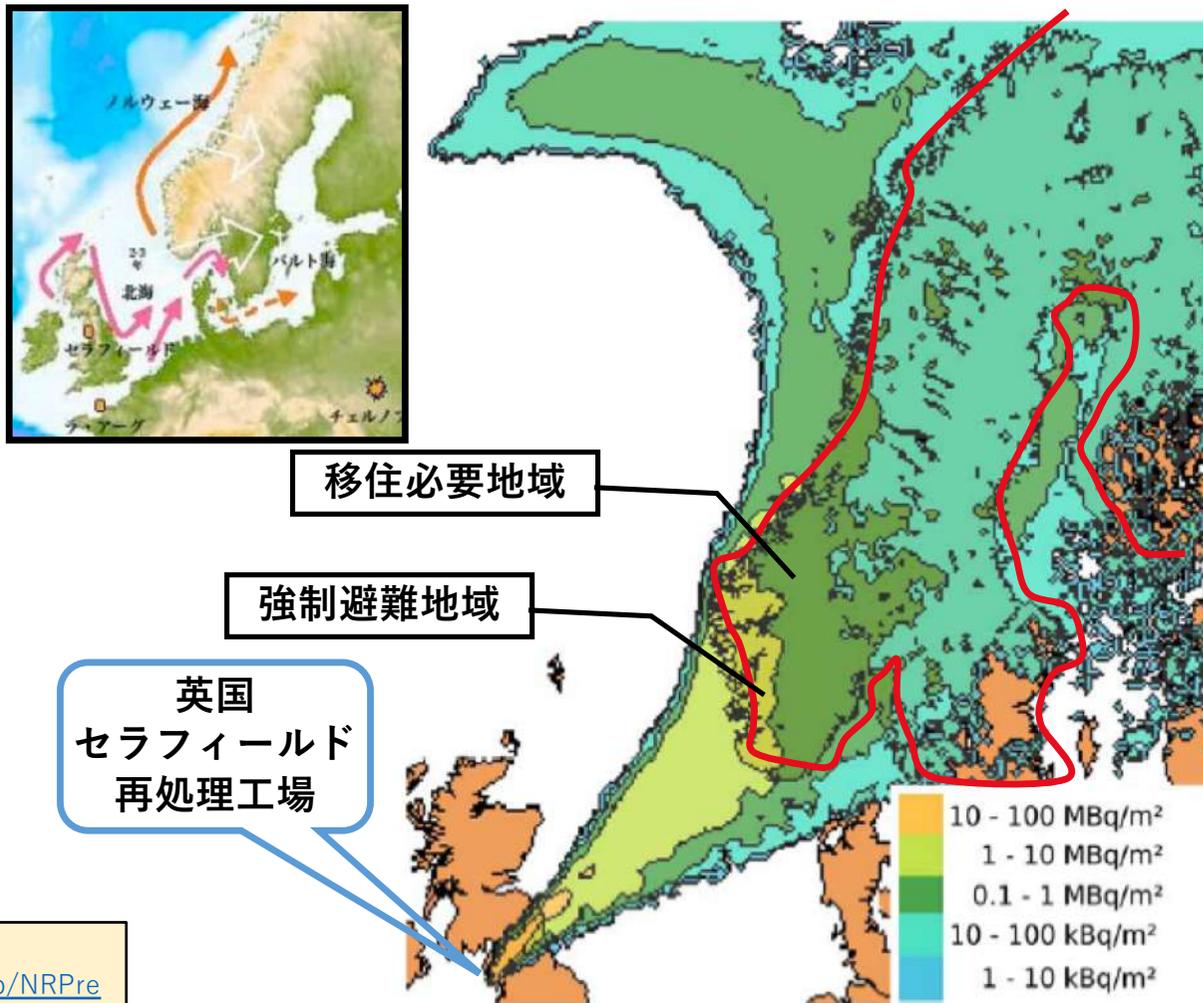
の姿勢のものも批判している。これに対し内務省は、報告を公表しなかったのは一連の総合的研究がまだ完成していなかったからだと弁明、三千万人殺傷死の可能性も、安全対策をまったく放棄した場合を想定した理論上の、最大事故を指し「過言でないとして、市民運動側の発表を「パニックづくりをねらったもの」と批判する声

聞している核燃料再処理工場の建設費を削減、全国八百五十の市民運動団体を結集する同盟が、キャンペーンと乗り出したことには大きな衝撃を与えている。

- この計画はゴアレーベン再処理工場計画(1400t/年)で1979年断念
- 六ヶ所再処理工場計画(800t/年)
- 東海再処理工場(210t/年)

「再処理工場で冷却施設が完全に停止すると、(高レベル放射性廃液のタンクの)爆発によって工場周囲百キロの範囲で全住民が致死量の十倍〜二百倍の放射線を浴び即死、最終的死者数は西独人口の半分の三千万人になる可能性があるという。」

評価  
 高レベル廃液千立法m中の  
 全セシウム一三七の十%が  
 放出時最悪のケースを想定し



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

ノルウェー政府調べ  
 英国セラフィールド再  
 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

ノルウェー政府は英  
 国へ廃液を早急に固  
 化することを求めて  
 いる

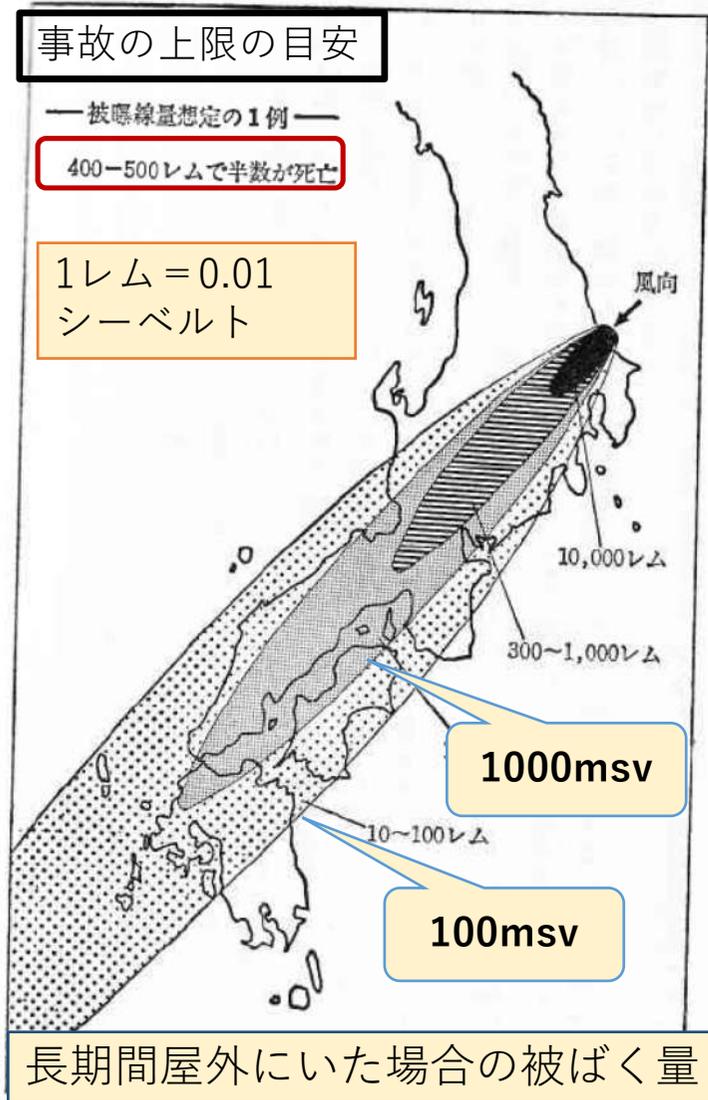
翻訳・解説

<http://sanriku.my.coocan.jp/NRPreport0903.pdf>

報告書英文

[http://sanriku.my.coocan.jp/StralevernRapport\\_2009\\_7.pdf](http://sanriku.my.coocan.jp/StralevernRapport_2009_7.pdf)

・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も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)



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)

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↓揮発(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

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 (Sr60・Ru  
 106・Cs134・137) の1%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を喪失(大地震, 暴風雨, 竜巻, 航空機墜落, 落雷, 火山灰の降下, 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安全審査

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！

〔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  
→揮発性放射性物質が直接環境へ放出される。

## 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

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

「核燃料再処理工場の重大事故評価  
西ドイツRS290報告をめぐって」  
高木仁三郎(岩波 科学Vol.47 No.5)

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なる。固化↓溶融↓揮発（爆発）↓放射性物質の大放射を想定しないですむならば重大事故とは言えない

「六ヶ所再処理工場に関する質問主意書」 204国会-18号

令和3年2月17日答弁書 福島みずほ議員提出

質問一の2

・・・高レベル廃液は福島原発以上の大事故を起こす可能性があることをきちんと認識し、蒸発乾固後の対策を講じさせるべきではないか。この点についてどのような対策を講じているのか、あるいはどのような理由で講じていないのかを含めて、政府の見解を示されたい。

答弁一の2

本件審査は、事業指定基準規則及び事業指定基準規則解釈に基づき、・・・対策が有効に機能するかを原子力規制委員会で確認したものであり、御指摘の「蒸発乾固後の揮発や爆発」の対策については対象としていない。

質問三の2

・・・国は絶対に再処理工場で大事故を起こさせない確固たる姿勢が求められる。福島原発事故のような人々を難民にする重大事故を絶対に二度と繰り返さない嚴重審査を行う決意を示されたい。

答弁三の2

・・・原子力規制委員会は、最新の科学的知見や国際原子力機関等の規制基準を参考にしつつ再処理施設の規制に必要な基準を設定し、六ヶ所再処理施設がその基準に適合しているか否かを本件審査で確認したものである。

第15回原子力災害事前対策等に関する検討チーム会合平成28年11月25日資料4

### 3. 再処理施設の防護措置

- IAEA基準では、再処理施設の災害対策上のハザードを①臨界事故、②大規模火災又は爆発(水素爆発等)、③大容量液体貯槽の破裂(蒸発乾固)、④使用済燃料貯蔵設備の事故と定めていることから、これらのハザードについてその特性を考慮した「運用の概念」(1頁参照)を整理する。

IAEA基準は  
高レベル廃液貯槽の  
破裂事故を指摘して  
いた!!!  
破裂の審査をなぜし  
ないのか!

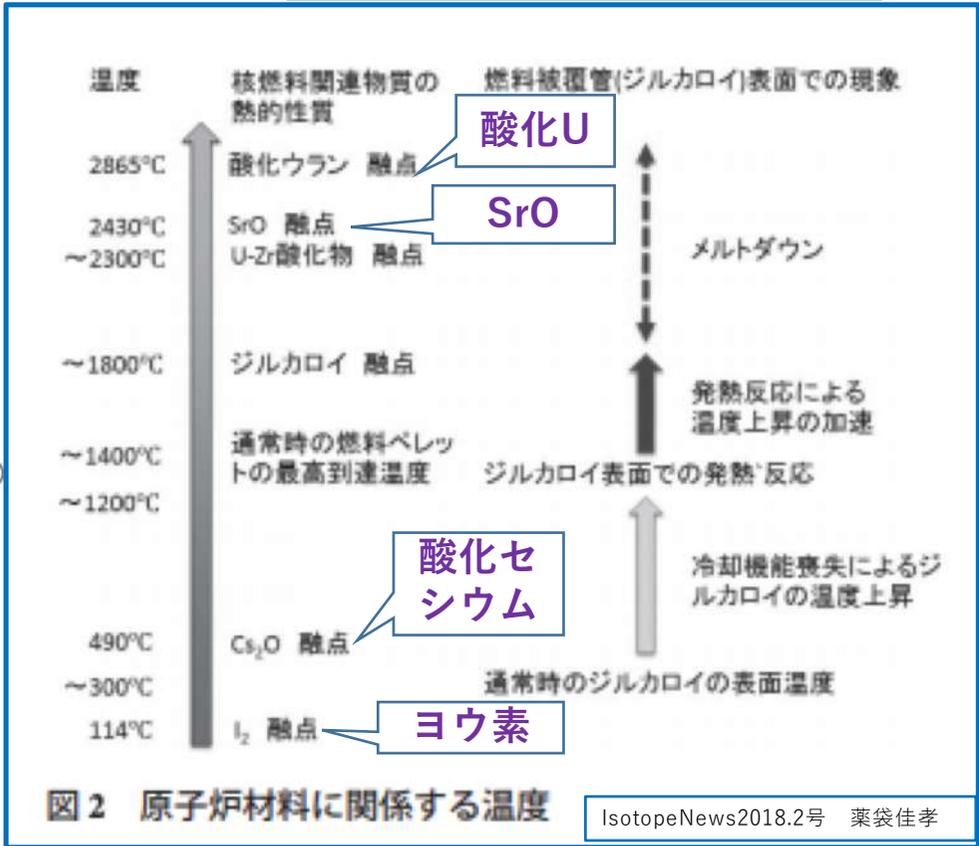
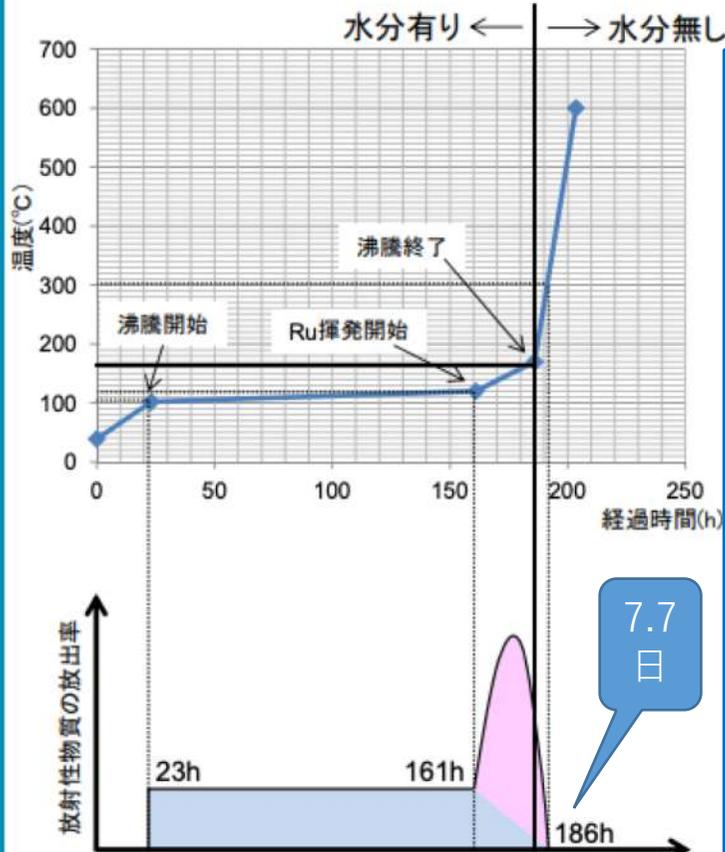
### 3. 冷却機能喪失後の事象進展

#### 3.1 高レベル濃縮廃液



高レベル廃液ガラス固化建屋 高レベル濃縮廃液一時貯槽の例

高レベル廃液が蒸発乾固で収まるのならばガラス固化不要  
ルテニウム以外の放射能は？



高レベル濃縮廃液が冷却喪失した場合  
一時貯槽(二五立法m)を例に評価  
ルテニウムだけ(含有放射能の5%)  
蒸発乾固後600度までの評価  
評価

# 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と放射能

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

放射能単位 Bq : ベクレル (1秒1発 (崩壊) 1ベクレル)

両再処理工場 廃液中の放射能濃度  
川田龍平参議院議員質問主意書により

2021.6現在東海約330m<sup>3</sup>、六ヶ所約220m<sup>3</sup>貯蔵

		東海再処理工場		六ヶ所再処理工場		(2013年2月1日現在 両事業所公表)	
高レベル廃液貯蔵量		約394m <sup>3</sup>		約202m <sup>3</sup>		東海再処理工場	
放射性核種		放射能濃度		放射能濃度		放射能濃度	
		(Bq/m <sup>3</sup> )		(Bq/m <sup>3</sup> )		(Bq/m <sup>3</sup> )	
1	Sr-89	1.2×10 <sup>-7</sup>		16	Ce-144	3.5×10 <sup>10</sup>	
2	Sr-90	2.2×10 <sup>15</sup>		17	Pr-144	3.5×10 <sup>10</sup>	
3	Y-90	2.2×10 <sup>15</sup>		18	Pm-147	1.8×10 <sup>13</sup>	
4	Zr-95	4.4×10 <sup>-3</sup>		19	Sm-151	5.5×10 <sup>13</sup>	
5	Nb-95	9.6×10 <sup>-3</sup>		20	Eu-154	6.6×10 <sup>13</sup>	3.1×10 <sup>13</sup>
6	Rh-103m	6.0×10 <sup>-14</sup>		21	Eu-155	3.5×10 <sup>12</sup>	
7	Ru-103	6.0×10 <sup>-14</sup>		22	Np-237	1.4×10 <sup>10</sup>	
8	Ru-106	1.6×10 <sup>11</sup>	3.1×10 <sup>11</sup>	23	Am-241	5.3×10 <sup>13</sup>	4.7×10 <sup>13</sup>
9	Rh-106	1.6×10 <sup>11</sup>		24	Cm-242	3.3×10 <sup>6</sup>	
10	Te-125m	3.7×10 <sup>11</sup>		25	Cm-244	2.6×10 <sup>13</sup>	4.4×10 <sup>13</sup>
11	Sb-125	1.6×10 <sup>12</sup>	1.4×10 <sup>12</sup>	* 1) 東海再処理工場の数値で7.1×10 <sup>-20</sup> のような値がありましたがHPに掲載された、そのまま掲載しました。			
12	Cs-134	8.5×10 <sup>12</sup>	2.5×10 <sup>13</sup>	* 2) 六ヶ所再処理工場はSr-90のような重要核種が公開されませんでした。			
13	Ba-137m	3.0×10 <sup>15</sup>					
14	Cs-137	3.2×10 <sup>15</sup>	2.6×10 <sup>15</sup>				
15	Ce-141	1.1×10 <sup>-20</sup>					

セラフィールド  
Sr90  
4.6×10<sup>15</sup>Bq/m<sup>3</sup>

セラフィールド  
Cs137  
6.3×10<sup>15</sup>Bq/m<sup>3</sup>

自己崩壊熱が  
発生しています

1cm<sup>3</sup>に32億  
Bq 含む

1cm<sup>3</sup>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

原発事故を踏まえ二〇一三年に  
明らかにされました。が！

# 原爆・原発事故と再処理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)

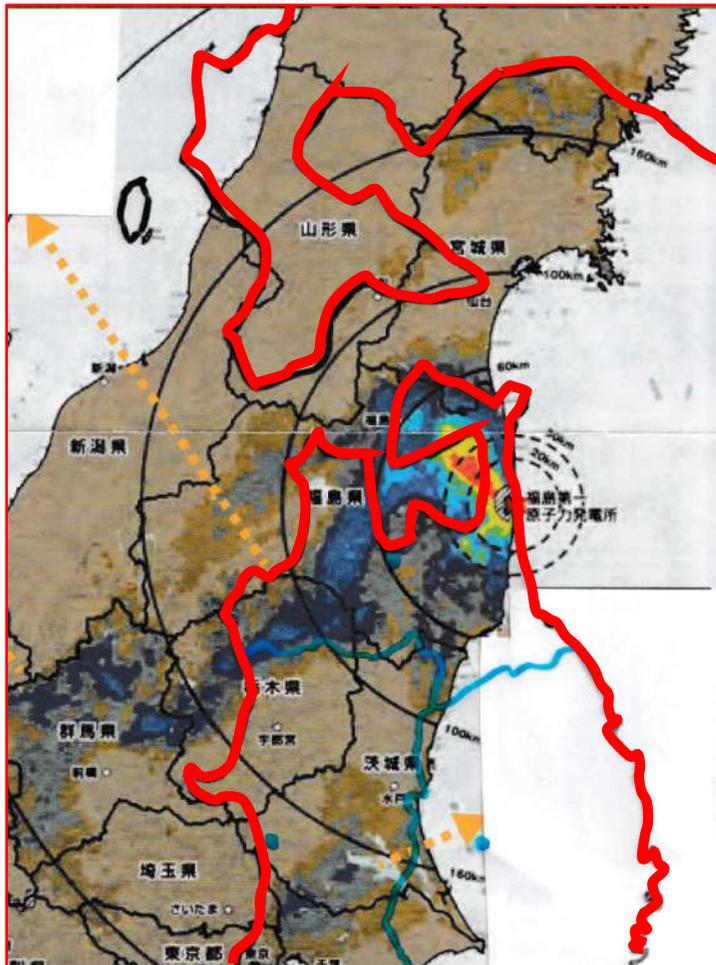
原爆・事故 / 再処理工場廃液	Bq	Ci	広島原爆と比較	福島と比較
1 広島原爆	$8.9 \times 10^{13}$	2405	1	0.006
2 チェルノブイリ原発事故	$8.5 \times 10^{16}$	2300000	956	5.7
3 福島原発事故(大気放出)	$1.5 \times 10^{16}$	405000	168	1
※ マヤーク核施設事故 (放出)	$2.0 \times 10^{16}$		225	1.3
4 六ヶ所再処理工場高レベル廃液	$5.2 \times 10^{17}$	14000000	5821	34.6
5 東海再処理工場高レベル廃液	$1.2 \times 10^{18}$ $1.1 \times 10^{18}$	32000000	12360 13306	73 79

※ ウラルの核惨事  
またキシテム事故  
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」

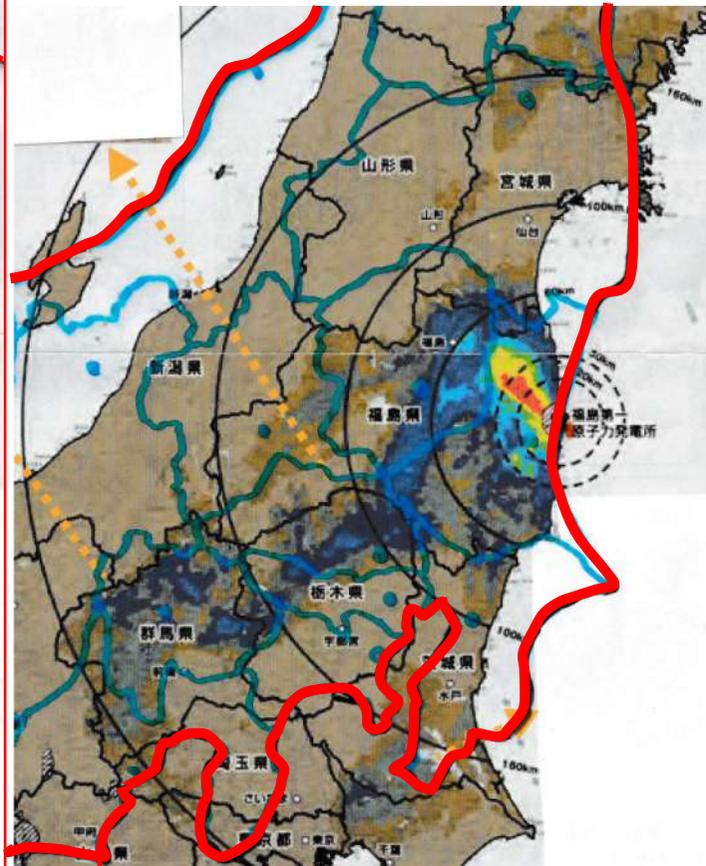
□ は2021.6現在

\* 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 閣僚会議へ日本政府  
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)

# 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73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。

# 原爆・原発事故と再処理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	$0.058 \times 10^{15}$	0.41	0.0058
2	マヤーク再処理施設事故	$20 \times 10^{15}$	143	2
3	チェルノブイリ原発事故	$10 \times 10^{15}$	71	1
4	福島原発事故 (大気放出)	$0.14 \times 10^{15}$	1	0.014
5	* 六ヶ所再処理高レベル廃液	$364 \times 10^{15}$	2600	36.4
6	東海再処理高レベル廃液	$867 \times 10^{15}$	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

□ は2021.6現在の値

**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  
 郵便番号 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》**

**《天恵の海》**  
 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  
 廃液中放射能データに〈プルトニウム〉の記載あり  
**六ヶ所再処理工場 完成後フル運転時 高レベル廃液貯槽に**  
**臨界量を超えるプルトニウム239が存在**

「これは無かったのに...」  
 二〇一五年の審査会資料に「プルトニウム」  
 とあるがその後、二〇一五(平二七)年二  
 月の第八九回「新規制基準適合性審査会合」  
 への提出資料を見て、高レベル廃液貯槽核種  
 について、前記の二〇一三年の資料には載っ  
 ていなかったプルトニウム五核種のデータ  
 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  
 フル運転時を想定し、貯槽中のプルトニウ  
 ム239の放射能量(Bq)から、その重量  
 (g)を計算してみました。すると、七〇m<sup>3</sup>  
 不溶解残渣廃液貯槽と二〇m<sup>3</sup>高レベル廃液  
 貯槽にプルトニウム239が、各々1.4・6  
 kgと、8・8kg存在することがわかり  
 ました。(下の表参照)  
 これは臨界量を超える数値です。プルトニウ  
 ム239は核分裂性物質であり、核爆発を起  
 こす可能性があります。既に、同工場には約二  
 〇m<sup>3</sup>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、大事故防止の  
 ために看過出来ない問題です。

**六ヶ所工場貯槽中のプルトニウムの重さ 既に貯まっている約220m<sup>3</sup>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	半減期	質量数
2015.12.21	貯槽(120m <sup>3</sup> )	貯槽(70m <sup>3</sup> )	貯槽(120m <sup>3</sup> )	貯槽(70m <sup>3</sup> )	年	
核種名	放射能 Bq	放射能 Bq	計算値 g	計算値 g	年	
Pu 238	2.10 × 10 <sup>14</sup>	3.50 × 10 <sup>14</sup>	331	552	87.7	283
<b>Pu 239</b>	<b>2.01 × 10<sup>15</sup></b>	<b>3.35 × 10<sup>15</sup></b>	<b>8,750</b>	<b>14,800</b>	<b>24100</b>	<b>239</b>
Pu 240	3.21 × 10 <sup>13</sup>	5.34 × 10 <sup>13</sup>	3,830	6,370	6570	240
Pu 241	4.42 × 10 <sup>15</sup>	7.36 × 10 <sup>15</sup>	1,180	1,930	14.4	241
Pu 242	1.34 × 10 <sup>11</sup>	2.24 × 10 <sup>11</sup>	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臨界(金属5.6kg, 溶液では510g, 溶融状態では不明)を超えるプルトニウム239が含まれることがわかる。\*2015.12.21 審査会資料2-2からわかる。臨界の審査なし! 追及中

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

(単位: Bq)

核種	高レベル濃縮廃液貯槽 (120m <sup>3</sup> )	高レベル濃縮廃液一時貯槽 (25m <sup>3</sup> )	高レベル廃液混合槽 (20m <sup>3</sup> )	供給液槽 (5m <sup>3</sup> )	供給槽 (2m <sup>3</sup> )	不溶解残渣廃液貯槽 (70m <sup>3</sup> )
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
Pm147	4.95E+16	1.03E+16	8.25E+15	2.06E+15	8.25E+14	8.08E+11
Pu134	8.18E+16	1.71E+16	1.38E+16	3.41E+15	1.38E+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+15	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	8.78E+16	1.83E+16	1.48E+16	3.68E+15	1.48E+15	3.84E+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	$6.5 \times 10^2$ ベクレル	1%	$6.3 \times 10^9$ ベクレル	970万倍
Pu-239	$5.9 \times 10^2$ ベクレル	65%	$1.5 \times 10^9$ ベクレル	250万倍
Pu-240	$5.9 \times 10^2$ ベクレル	22%	$1.8 \times 10^9$ ベクレル	310万倍
Pu-241	$2.7 \times 10^4$ ベクレル	15%	$5.7 \times 10^{13}$ ベクレル	2100万倍
Pu-242	$6.3 \times 10^2$ ベクレル	7%	$1.0 \times 10^7$ ベクレル	2万倍
合計		100%	$5.8 \times 10^{13}$ ベクレル	3630万倍

\* 職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。

「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120m<sup>3</sup>1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。  
 $18\text{億人/g} \times 15000\text{g} = 27\text{兆人}$  の制限値になる。

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

高木仁三郎著「プルトニウムのすべて」CNIC90頁より

告示\*の実効線量係数[mSv/Bq]を使用し120m<sup>3</sup>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	$2.10 \times 10^{14}$ × $1.1 \times 10^{-2}$ [mSv/Bq] = $2.31 \times 10^{12}$ mSv
Pu239	$2.01 \times 10^{13}$ × $8.3 \times 10^{-3}$ [mSv/Bq] = $1.67 \times 10^{11}$ mSv
Pu240	$3.21 \times 10^{13}$ × $8.3 \times 10^{-3}$ [mSv/Bq] = $2.66 \times 10^{11}$ mSv
Pu241	$4.42 \times 10^{15}$ × $8.4 \times 10^{-5}$ [mSv/Bq] = $3.71 \times 10^{11}$ mSv
Pu242	$1.34 \times 10^{11}$ × $7.7 \times 10^{-3}$ [mSv/Bq] = $1.03 \times 10^9$ mSv

合計  $3.11 \times 10^{12}$  mSv =  $3.11 \times 10^9$  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>

プルトニウムの毒性  
 （貯槽中）

〔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<sup>235</sup>U濃度4.5wt%，  
 燃焼度45000MWd /t・U<sub>Pr</sub>15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<sub>Pr</sub>，冷却年数5～21年），BWR使用済燃料239トン（燃焼度15000～40000 MWd/t・U<sub>Pr</sub>，冷却年数8～20年）が再処理されて発生した廃液（東海は不明）

東海再処理工場六ヶ所再処理工場				(2013年2月1日現在 両事業所公表)			
高レベル廃液	約394m <sup>3</sup>	約202m <sup>3</sup>	六ヶ所新規制基準審査会		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	15.12.21資料から計算 *3)	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 <sup>3</sup> )	(Bq/m <sup>3</sup> )	(Bq/m <sup>3</sup> )		(Bq/m <sup>3</sup> )	(Bq/m <sup>3</sup> )	(Bq/m <sup>3</sup> )
1 Sr-89	1.2×10 <sup>-7</sup> *1)			16 Ce-144	3.5×10 <sup>10</sup>		2.19E+11
2 Sr-90	2.2×10 <sup>15</sup>	*2)	7.19E+15	17 Pr-144	3.5×10 <sup>10</sup>		2.19E+11
3 Y-90	2.2×10 <sup>15</sup>		7.19E+15	18 Pm-147	1.8×10 <sup>13</sup>		4.13E+14
4 Zr-95	4.4×10 <sup>-3</sup>			19 Sm-151	5.5×10 <sup>13</sup>		
5 Nb-95	9.6×10 <sup>-3</sup>			20 Eu-154	6.6×10 <sup>13</sup>	3.1×10 <sup>13</sup>	6.82E+14
6 Rh-103m	6.0×10 <sup>-14</sup>			21 Eu-155	3.5×10 <sup>12</sup>		
7 Ru-103	6.0×10 <sup>-14</sup>			22 Np-237	1.4×10 <sup>10</sup>		
8 Ru-106	1.6×10 <sup>11</sup>	3.1×10 <sup>11</sup>	3.51E+12	23 Am-241	5.3×10 <sup>13</sup>	4.7×10 <sup>13</sup>	7.32E+14
9 Rh-106	1.6×10 <sup>11</sup>		3.51E+12	24 Cm-242	3.3×10 <sup>6</sup>		1.98E+12
10 Te-125m	3.7×10 <sup>11</sup>			25 Cm-244	2.6×10 <sup>13</sup>	4.4×10 <sup>13</sup>	5.08E+14
11 Sb-125	1.6×10 <sup>12</sup>	1.4×10 <sup>12</sup>	6.00E+13	(両再処理工場で公開しなかった核種と放射能濃度)			
12 Cs-134	8.5×10 <sup>12</sup>	2.5×10 <sup>13</sup>	1.68E+14	26 Pu238			1.75E+12
13 Ba-137m	3.0×10 <sup>15</sup>		1.01E+16	27 Pu239			1.68E+11
14 Cs-137	3.2×10 <sup>15</sup>	2.6×10 <sup>15</sup>	1.06E+16	28 Pu240			2.68E+11
15 Ce-141	7.1×10 <sup>-20</sup>			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

\* 1) 東海再処理工場の数値で7.1×10<sup>-20</sup>のような値がありましたがHPIに掲載された、そのまま掲載しました。  
 \* 2) 六ヶ所再処理工場はSr-90のような重要核種が公開されませんでした。  
 \* 3) 15.12.21の第89回「核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合」資料2-2, P38

\* 赤文字は核分裂核種

審査会資料にU核種は隠蔽

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

高レベル廃液  
1滴 0.05ml

Cs137とSr90の2核種だけで半数致死線量の4Sv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7Svに近い値になる。

\*2015.12の安全審査のCs137とSr90の2核種の濃度で計算すると1滴が17Svもの線量になりました。

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

ガラス固化体1本には約0.52m<sup>3</sup>の廃液が閉込められています。この側に立つと約20秒で死亡線量(7Sv)。1m離れたところでは約4分で死亡線量。外部被ばく



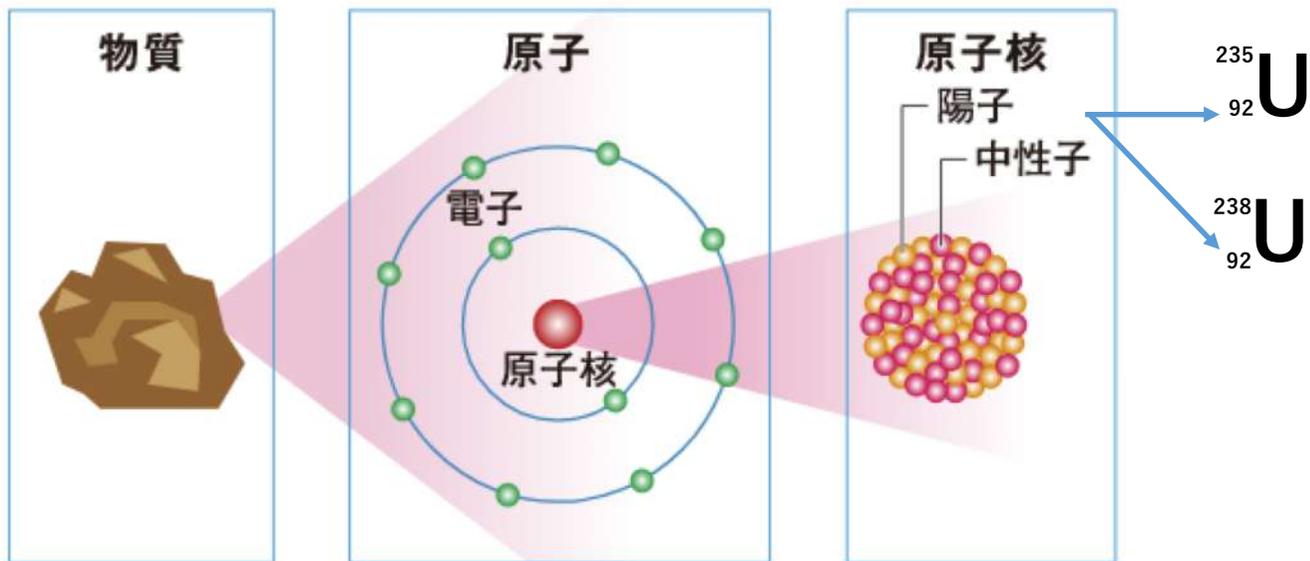
(図はNUMO HPから)

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）において質問により，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。

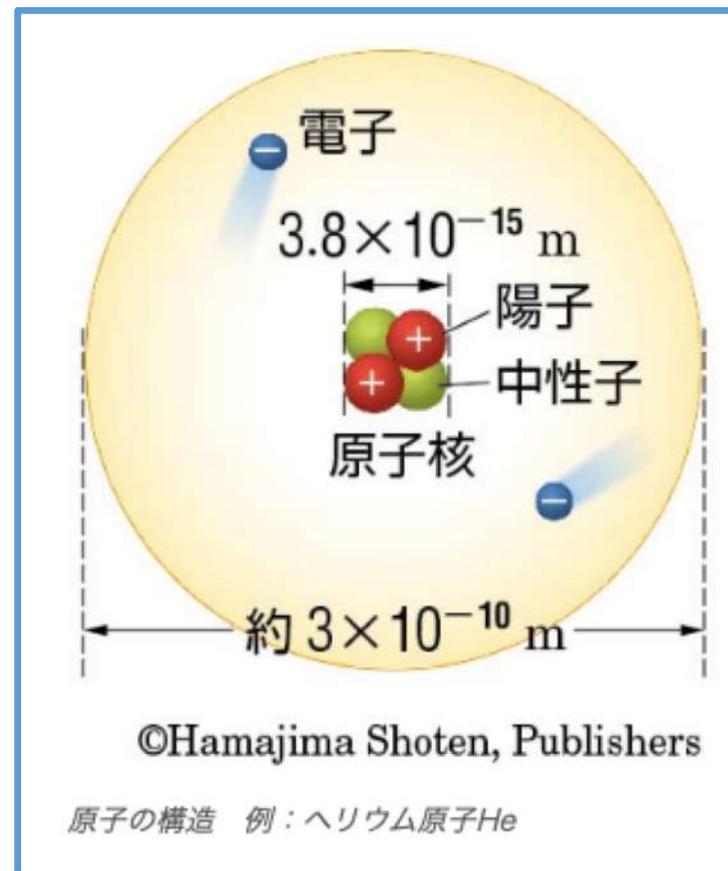
→高レベル廃液に含まれる核種一覧表を作成することができた。

（**隠蔽されてきた**）  
**ウランも高レベル廃液に  
大量に含まれることがわ  
かった。**



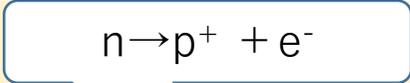
周期律表は陽子の数（原子番号）の順に元素記号を並べたもの。陽子と中性子の数の和を質量数と言う（原子の質量を支配，電子は軽く無視できる）。

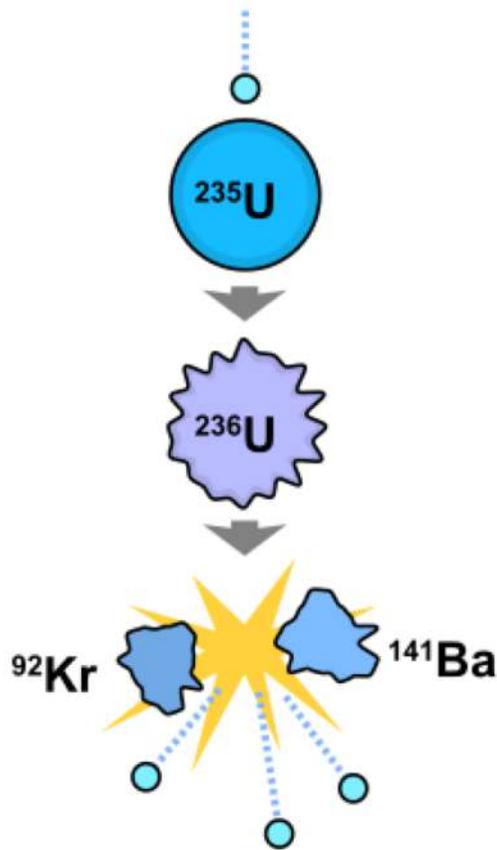
		電 荷	
原子	原子核	陽子	+
		中性子	0
	電 子		-



原子核から放射線放出 陽子同士は反発，中性子の存在で安定する。陽子や中性子が多すぎる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が出ていく（ $\alpha$ 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（ $\beta$ 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（ $\gamma$ 線）として放出される。 <質量とエネルギーの等価性  $E=mc^2$  >

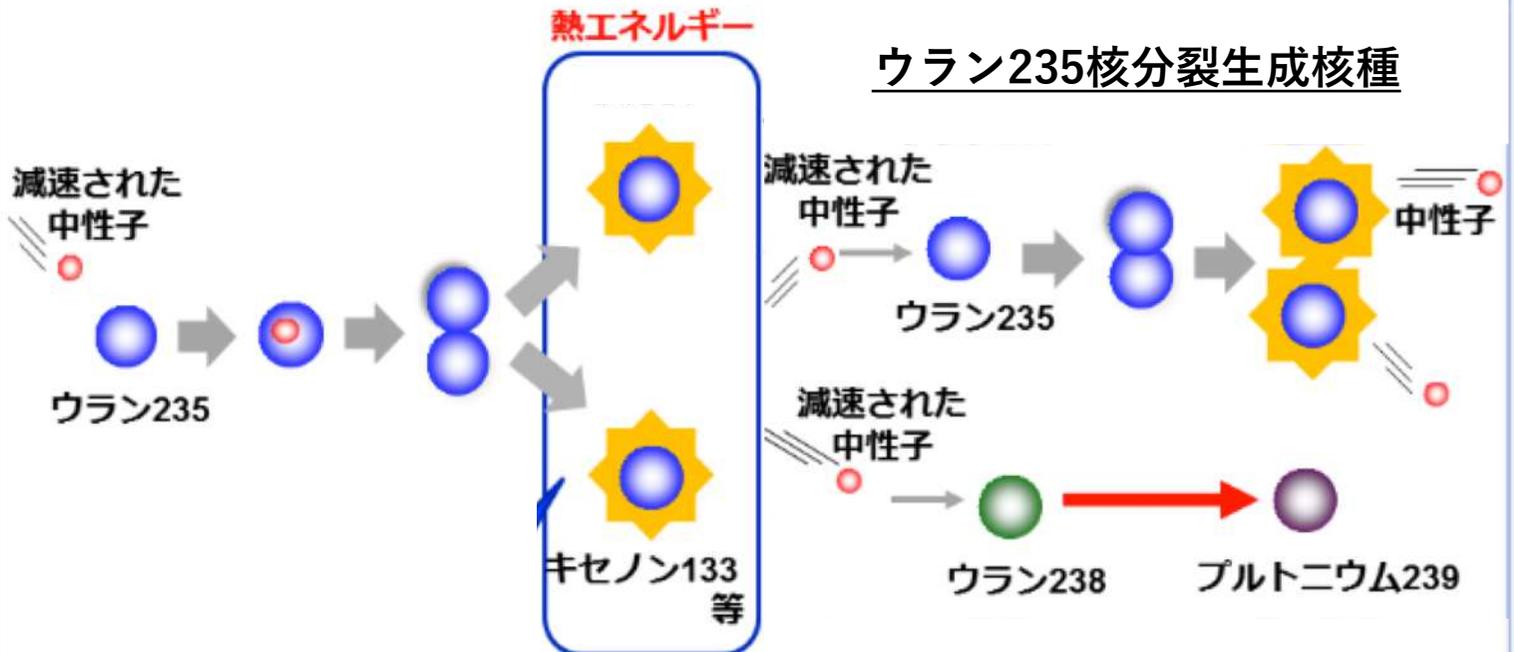




核分裂反応 中性子を吸収したウラン  $^{235}\text{U}$  が、クリプトン92とバリウム141に分裂した例。この分裂の際、平均2 - 3個の高速中性子が放出される。この中性子が別のウラン235に再び吸収され、新たな核分裂反応を引き起こすことを核分裂連鎖反応という。核分裂連鎖反応は指数関数的に反応する<sup>[1]</sup>。

## 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

周期\族	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	族\周期						
1	1 <b>H</b> 水素 1.008	<div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">典型非金属元素</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">典型金属元素</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">遷移金属元素</div> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <table border="1" style="width: 100%; text-align: center;"> <tr> <td>原子番号</td> <td>元素記号</td> </tr> <tr> <td colspan="2">元素名</td> </tr> <tr> <td colspan="2">原子量</td> </tr> </table> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <p style="text-align: center; font-size: small;">元素記号の元素は単体が常温で</p> <p style="text-align: center; font-size: x-small;">標準書体は固体 下線の書体は液体 斜体の書体は気体</p> </div>																原子番号	元素記号	元素名		原子量		2 <b>He</b> ヘリウム 4.003	1
原子番号	元素記号																								
元素名																									
原子量																									
2	3 <b>Li</b> リチウム 6.941	4 <b>Be</b> ベリリウム 9.012											5 <b>B</b> ホウ素 10.81	6 <b>C</b> 炭素 12.01	7 <b>N</b> 窒素 14.01	8 <b>O</b> 酸素 16.00	9 <b>F</b> フッ素 19.00	10 <b>Ne</b> ネオン 20.18	2						
3	11 <b>Na</b> ナトリウム 22.99	12 <b>Mg</b> マグネシウム 24.31											13 <b>Al</b> アルミニウム 26.98	14 <b>Si</b> ケイ素 28.09	15 <b>P</b> リン 30.97	16 <b>S</b> 硫黄 32.07	17 <b>Cl</b> 塩素 35.45	18 <b>Ar</b> アルゴン 39.95	3						
4	19 <b>K</b> カリウム 39.1	20 <b>Ca</b> カルシウム 40.08	21 <b>Sc</b> スカンジウム 44.96	22 <b>Ti</b> チタン 47.88	23 <b>V</b> バナジウム 50.94	24 <b>Cr</b> クロム 52	25 <b>Mn</b> マンガン 54.94	26 <b>Fe</b> 鉄 55.85	27 <b>Co</b> コバルト 58.93	28 <b>Ni</b> ニッケル 58.69	29 <b>Cu</b> 銅 63.55	30 <b>Zn</b> 亜鉛 65.39	31 <b>Ga</b> ガリウム 69.72	32 <b>Ge</b> ゲルマニウム 72.61	33 <b>As</b> ヒ素 74.92	34 <b>Se</b> セレン 78.95	35 <b>Br</b> 臭素 79.9	36 <b>Kr</b> クリプトン 83.8	4						
5	37 <b>Rb</b> ルビジウム 85.47	38 <b>Sr</b> ストロンチウム 87.62	39 <b>Y</b> イットリウム 88.91	40 <b>Zr</b> ジルコニウム 91.22	41 <b>Nb</b> ニオブ 92.91	42 <b>Mo</b> モリブデン 95.94	43 <b>Tc</b> テクネチウム (99)*	44 <b>Ru</b> ルテチウム 101.1	45 <b>Rh</b> ロジウム 102.9	46 <b>Pd</b> パラジウム 106.4	47 <b>Ag</b> 銀 107.9	48 <b>Cd</b> カドミウム 112.4	49 <b>In</b> インジウム 114.8	50 <b>Sn</b> スズ 118.7	51 <b>Sb</b> アンチモン 121.8	52 <b>Te</b> テルル 127.6	53 <b>I</b> ヨウ素 126.9	54 <b>Xe</b> キセノン 131.3	5						
6	55 <b>Cs</b> セシウム 132.9	56 <b>Ba</b> バリウム 137.3	57~71 ランタノイド	72 <b>Hf</b> ハフニウム 178.5	73 <b>Ta</b> タンタル 180.9	74 <b>W</b> タングステン 183.8	75 <b>Re</b> レニウム 186.2	76 <b>Os</b> オスmium 190.2	77 <b>Ir</b> イリジウム 192.2	78 <b>Pt</b> 白金 195.1	79 <b>Au</b> 金 197.0	80 <b>Hg</b> 水銀 200.6	81 <b>Tl</b> タリウム 204.4	82 <b>Pb</b> 鉛 207.2	83 <b>Bi</b> ビスマス 209.0	84 <b>Po</b> ポロニウム (210)	85 <b>At</b> アスタチン (210)	86 <b>Rn</b> ラドン (222)	6						
7	87 <b>Fr</b> フランシウム (223)	88 <b>Ra</b> ラジウム (226)	89~103 アクチノイド																	7					

ビスマスBiより原子番号の大きい赤アンダーライン元素の同位体は全て放射性

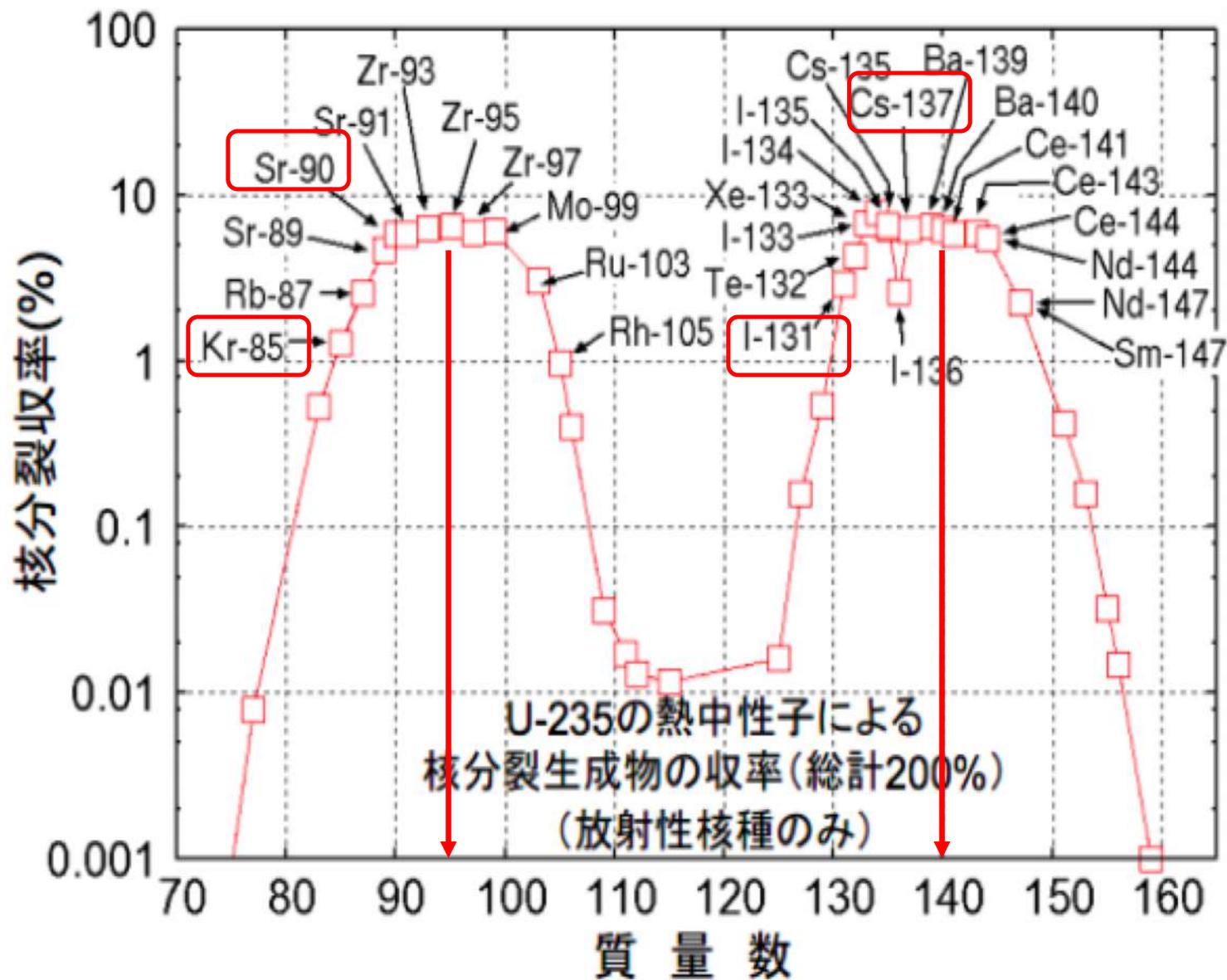
\*をつけた元素は人工につくられたもので、天然には存在しない \*原子番号110番以降は暫定的名称で性質は解明されていない

( )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

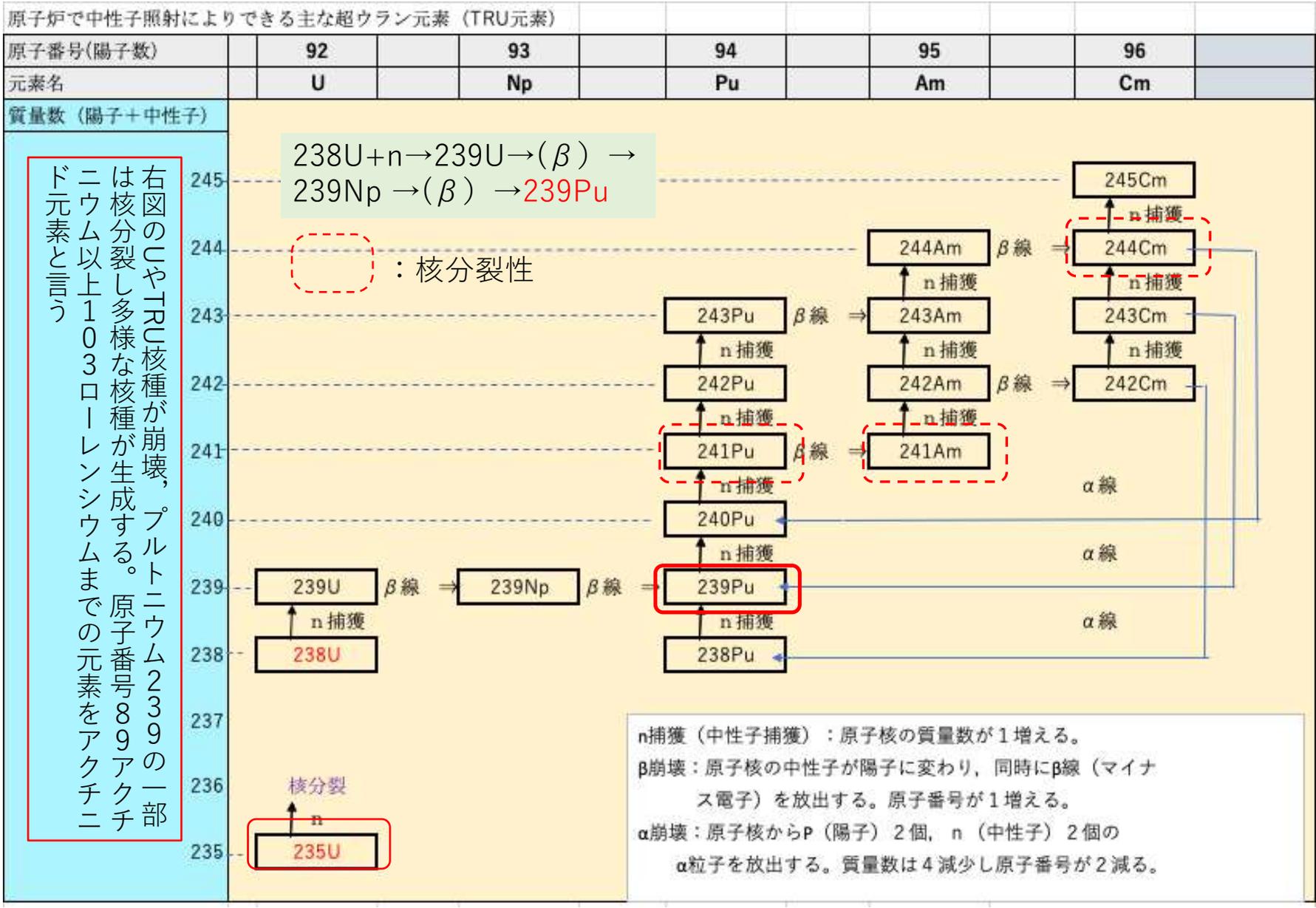
57~71 ランタノイド	57 <b>La</b> ランタン 138.9	58 <b>Ce</b> セリウム 140.1	59 <b>Pr</b> プラセオジム 140.9	60 <b>Nd</b> ネオジム 144.2	61 <b>Pm</b> プロメチウム (145)	62 <b>Sm</b> サマリウム 150.4	63 <b>Eu</b> ユウロピウム 152.0	64 <b>Gd</b> ガドリニウム 157.3	65 <b>Tb</b> テルビウム 158.9	66 <b>Dy</b> ジスプロシウム 162.5	67 <b>Ho</b> ホルミウム 164.9	68 <b>Er</b> エルビウム 167.3	69 <b>Tm</b> ツリウム 168.9	70 <b>Yb</b> イットルビウム 173.0	71 <b>Lu</b> ルテチウム 175.0
89~103 アクチノイド	89 <b>Ac</b> アクチニウム (227)	90 <b>Th</b> トリウム 232.0	91 <b>Pa</b> プロトアクチニウム 231.0	92 <b>U</b> ウラン 238.0	93 <b>Np</b> ネプツニウム (237)*	94 <b>Pu</b> プルトニウム (239)*	95 <b>Am</b> アメリシウム (243)*	96 <b>Cm</b> キュリウム (247)*	97 <b>Bk</b> バークリウム (247)*	98 <b>Cf</b> カリホルニウム (252)*	99 <b>Es</b> アインスタイニウム (252)*	100 <b>Fm</b> フェルミウム (257)*	101 <b>Md</b> メンデレビウム (256)*	102 <b>No</b> ノーベリウム (259)*	103 <b>Lr</b> 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  $95 \pm 10$   $140 \pm 10$ 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



右図のこやTRU核種が崩壊、プルトニウム239の一部は核分裂し多様な核種が生成する。原子番号89アクチニウム以上103ローレンシウムまでの元素をアクチニド元素と言う

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、自己崩壊だけ

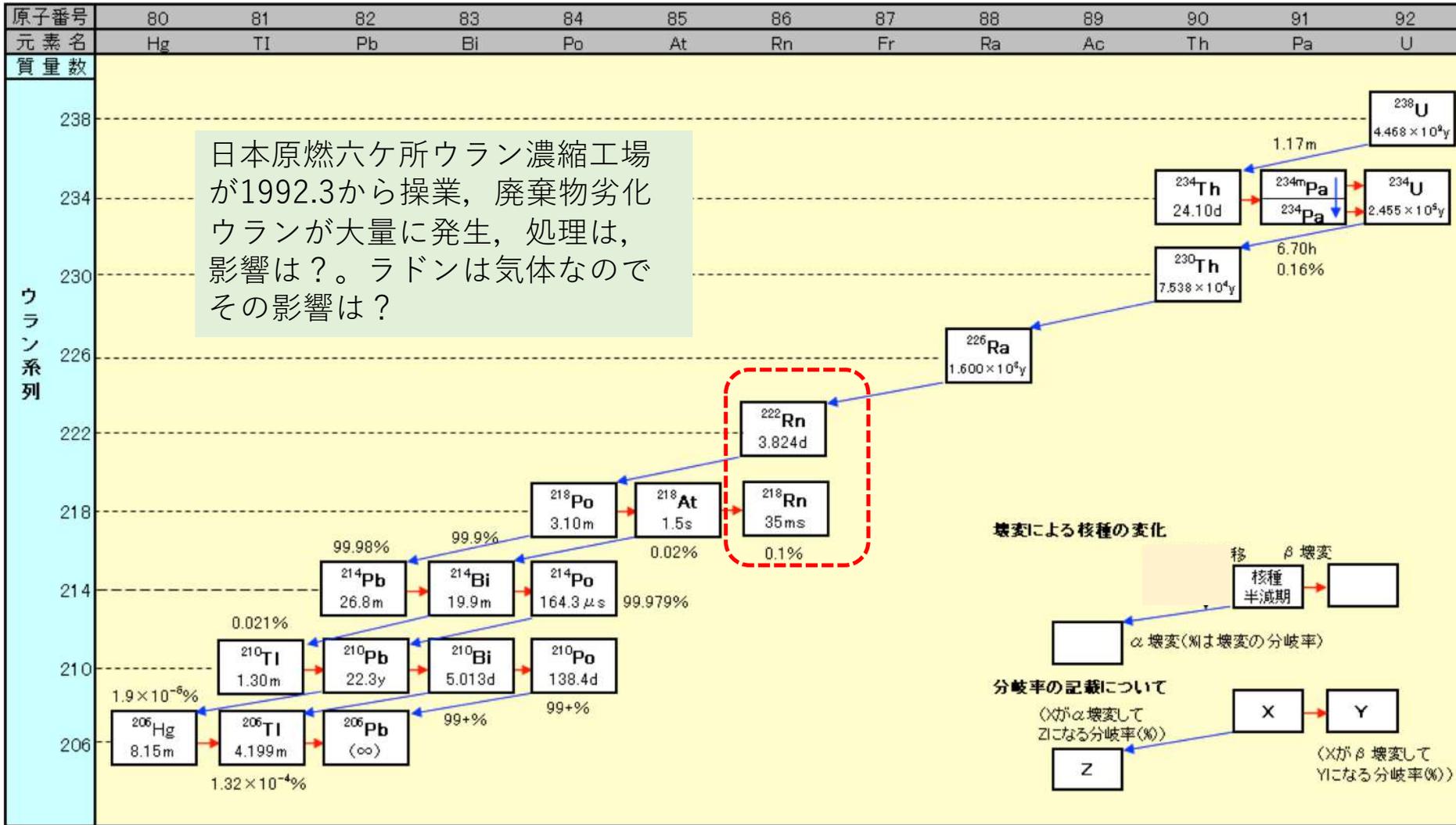
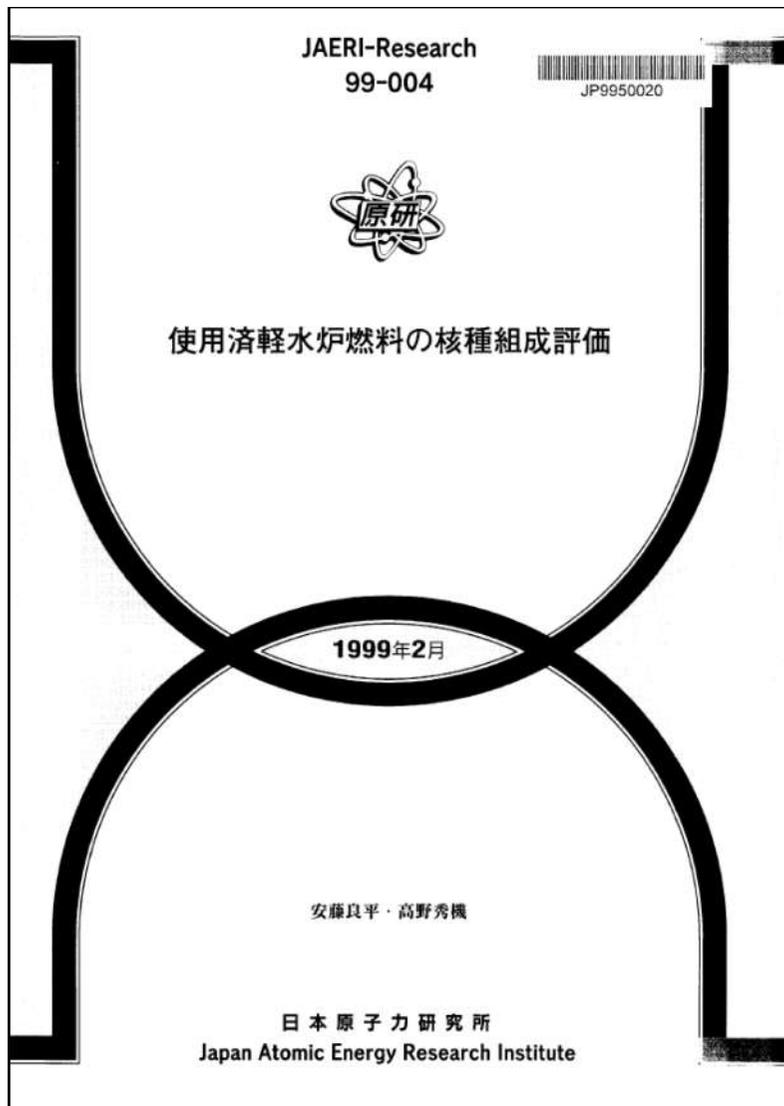


図1-1 天然放射性核種の壊変系列図(ウラン系列)(1/4)

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

原子炉内や高レベル廃液に 大量にあるウラン238 (半減期44.7億年) は左図放射性壊変ウラン系列により壊変し鉛206で安定元素になる。ウラン235はアクチニウム系列により壊変。



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 <sub>2</sub> 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 無限増倍率の比較 .....	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 <sub>2</sub> 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 <sub>2</sub> 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 <sub>2</sub> 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

使用済軽水炉燃料の核種組成評価  
日本原子力研究所 一九九九年二月  
の存在

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【半減期降順】

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。

(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> (その1/その2)

	核種名	半減期year	1tのU燃料当り発生		未回収*1 U,Pu:1.8%	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	0.383
2	Th232	1.41E+10	0.0010404			0.001	0.001	0.001	0.001	4.198	4.198	4.198	4.198
3	U238	4468000000	927760	16699.68	16699.680	16699.677	16699.659	16699.421	207296494.963	207296462.804	207296237.690	207293279.075	
4	U235	703800000	8290.2	149.22	149.224	149.223	149.222	149.209	11909521.685	11909509.955	11909427.851	11908348.817	
5	U236	23420000	5054.9	90.99	90.988	90.986	90.967	90.719	217300192.505	217293761.302	217248748.206	216658013.412	
6	U237	16000000	241.53		241.530	241.520	241.446	240.486	1544668604.651	1544601688.433	1544133356.064	1537991311.876	
7	Pd107	6500000	122		122.000	121.987	121.896	120.706	2315456506.111	2315209603.560	2313482022.729	2290896120.884	
8	Tc98	4200000	0.011333		0.011	0.011	0.011	0.011	363448.980	363389.003	362969.442	357500.022	
9	Cs135	3000000	521.74		521.740	521.619	520.777	509.823	17004859259.259	17000930756.365	16973456636.382	16616467737.007	
10	Np237	2140000	632.91		632.910	632.705	631.272	612.738	16472282030.049	16466947512.785	16429654232.675	15947292031.028	
11	Be10	1600000	0.00010157		0.000	0.000	0.000	0.000	83795.250	83758.956	83505.340	80242.606	
12	Zr93	1500000	958.3		958.300	957.857	954.764	915.025	90677849462.366	90635957078.511	90343251800.856	86582983219.792	
13	Pu242	373300	770.69	13.87	13.872	13.847	13.668	11.522	2026995592.139	2023235338.531	1997108157.050	1683497864.060	
14	U234	245000	195.42	3.52	3.518	3.508	3.439	2.651	809903924.647	807615805.274	791778951.930	610329156.545	
15	Tc99	214000	1052		1052.000	1048.598	1025.091	760.935	655451713395.639	653332136194.254	638685777596.365	474102756967.823	
16	Th230	80000	0.0041011		0.004	0.004	0.004	0.002	2942093.478	2916712.295	2745070.279	1236997.930	
17	Se79	65000	6.1546		6.155	6.089	5.651	2.119	15820977604.674	15653162185.294	14527251999.267	5446408922.192	
18	Pa231	32800	0.00060693		0.001	0.001	0.001	0.000	1057369.338	1035258.890	892903.987	127776.896	
19	Pu239	24100	6028.1	108.51	108.506	105.429	86.204	6.115	248663442073.647	241613429482.003	197553610588.872	14012796726.296	
20	Nb94	20000	0.0016969		0.002	0.002	0.001	0.000	11914404.255	11508555.908	9029429.955	372325.133	
21	Cm245	8500	4.9297		4.930	4.544	2.567	0.001	31247078031.213	28800108131.039	16273728381.680	8980076.806	
22	Am243	7370	170.83		170.830	155.496	80.501	0.014	1259111848166.570	1146090710344.140	593337454997.946	103641212.090	
23	Th229	7300	1.5942E-06		0.000	0.000	0.000	0.000	12588.048	11447.784	5889.284	0.947	
24	Pu240	6570	2678	48.20	48.204	43.377	20.727	0.001	403534246575.342	363129494182.066	173511959208.850	10568007.112	
25	C14	5730	0.00026378		0.000	0.000	0.000	0.000	43404338.070	38458944.562	16490997.681	242.078	
26	Cm246	4700	0.51098		0.511	0.441	0.157	0.000	5833710430.721	5033799727.311	1792888931.803	2296.420	
27	Ra226	1600	1.4754E-07		0.000	0.000	0.000	0.000	5385.863	3492.300	168.308	0.000	
28	Am241	433	411.26		411.260	82.965	0.001	0.000	52021810585225.100	10494604440653.400	142702094.427	0.000	
29	Am242m	152	0.79366		0.794	0.008	0.000	0.000	284806220095.694	2979126688.597	0.000	0.000	
30	Sm151	90	14.223		14.223	0.006	0.000	0.000	13814834437086.100	6245510673.694	0.000	0.000	
31	Pu238	87.74	267.68	4.82	4.818	0.002	0.000	0.000	3045704554901.510	1129160096.690	0.000	0.000	
32	Y91	58.5	1.7884E-08		0.000	0.000	0.000	0.000	44344.660	0.31	0.000	0.000	
33	Cs137	30.17	1488		1488.000	0.000	0.000	0.000	4752049819877140.000	500136.584	0.000	0.000	
34	Sr90	28.8	634.55		634.550	0.000	0.000	0.000	3231504629629630.000	114018.252	0.000	0.000	
35	Cm243	28.5	0.46801		0.468	0.000	0.000	0.000	892026857266.623	24.430	0.000	0.000	
36	Pb210	22.3	1.5965E-10		0.000	0.000	0.000	0.000	450.006	0.000	0.000	0.000	
37	Ac227	21.773	6.2076E-08		0.000	0.000	0.000	0.000	165788.165	0.000	0.000	0.000	
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	91213993478305.000	0.000	0.000	0.000	

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量(g), 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, 十万年後の放射能。半減期降順に並べた一覽表。子孫核種配慮せず。左表の核分裂生成核種, アクチニド核種はおよそ半々です。ガラス固化体一本に使用済燃料〇・八トン分が移行します。

42	H3	12.33	1.0002E-12		0.000	0.000	0.000	0.000	356.925	0.000	0.000	0.000	
43	Kr85	10.7	22.262		22.262	0.000	0.000	0.000	323098845519516.000	0.000	0.000	0.000	
44	Eu154	8.5	19.36		19.360	0.000	0.000	0.000	195226890756303.000	0.000	0.000	0.000	
45	Pm146	5.5	0.0047952		0.005	0.000	0.000	0.000	78825205479.452	0.000	0.000	0.000	
46	Eu155	4.9	5.2288		5.229	0.000	0.000	0.000	90875786701777.500	0.000	0.000	0.000	
47	Rh102	2.9	0.00085409		0.001	0.000	0.000	0.000	38113549695.740	0.000	0.000	0.000	
48	Sb125	2.7	2.8322		2.832	0.000	0.000	0.000	11077048888889.000	0.000	0.000	0.000	
49	Pm147	2.6234	57.393		57.393	0.000	0.000	0.000	1964495365882880.000	0.000	0.000	0.000	
50	Cs134	2.062	36.256		36.256	0.000	0.000	0.000	1732049741592720.000	0.000	0.000	0.000	
51	Th228	1.9131	0.000054388		0.000	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	0.000	887513207547170.000	0.000	0.000	0.000	
53	Ce144	0.778	4.8433		4.843	0.000	0.000	0.000	570654455869751.000	0.000	0.000	0.000	
54	Ag110m	0.69	0.010574		0.011	0.000	0.000	0.000	1838956521739.130	0.000	0.000	0.000	
55	Cm242	0.446	0.010732		0.011	0.000	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	0.000	450.034	0.000	0.000	0.000	
57	Tm170	0.352	2.7304E-09		0.000	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	0.000	2140648945.727	0.000	0.000	0.000	
59	Tb160	0.197	2.9247E-09		0.000	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	0.000	154946165.414	0.000	0.000	0.000	
61	Sb125	0.165	3.7674E-11		0.000	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	0.000	392700.537	0.000	0.000	0.000	
63	Ru103	0.108	6.0388E-13		0.000	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	0.000	340363037.029	0.000	0.000	0.000	
65	Te129m	0.0917	4.4653E-17		0.000	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	0.000	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	0.000	
68	Pa233	0.0739	0.000021497		0.000	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	0.000	11511965811.966	0.000	0.000	0.000	
70	Ra225	0.0405	8.6505E-12		0.000	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	0.000	165741.800	0.000	0.000	0.000	
72	Ac225	0.0274	5.8436E-12		0.000	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	0.000	1649351785.714	0.000	0.000	0.000	
74	Y90	0.0073	0.16288		0.163	0.000	0.000	0.000	3272474885844750.000	0.000	0.000	0.000	
75	Np239	0.0064	0.00014681		0.000	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	0.000	664197044.335	0.000	0.000	0.000	
77	Pr144	0.0000329	0.00020451		0.000	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	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

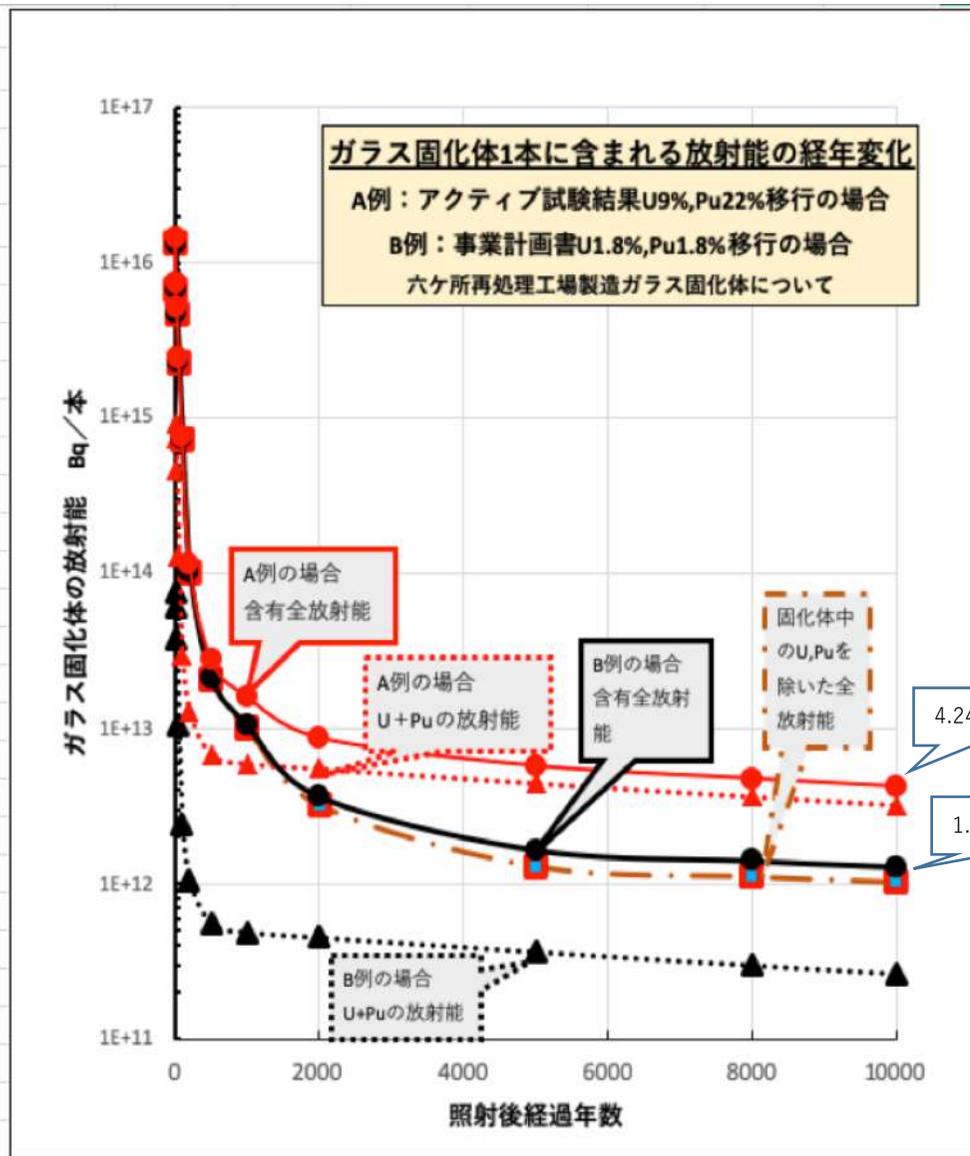
左表…半減期が短いものの推移。千年後にはみなゼロベクレルに減衰。CoやTc等アクチノイド核種はおよそ二割程度と少なくなります。下に放射能の合計、ガラス固化体一本に入る放射能の計があります。5年以降、核種が壊変してできる子孫放射性核種については検討していません。最小の放射能値になります。

\*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)



事業計画書通りのB例  
 (U1.8%Pu1.8%移行) 時

10万年後のガラス固化体の全放射能は一覧表から  $4.96 \times 10^{11}$  Bq であり 固化体の中になったウラン燃料0.8tの放射能の約40倍であり、これでは永久に天然ウラン並になることはない。

1万年後の放射能ウラン燃料の約110~350倍

$4.24 \times 10^{12}$

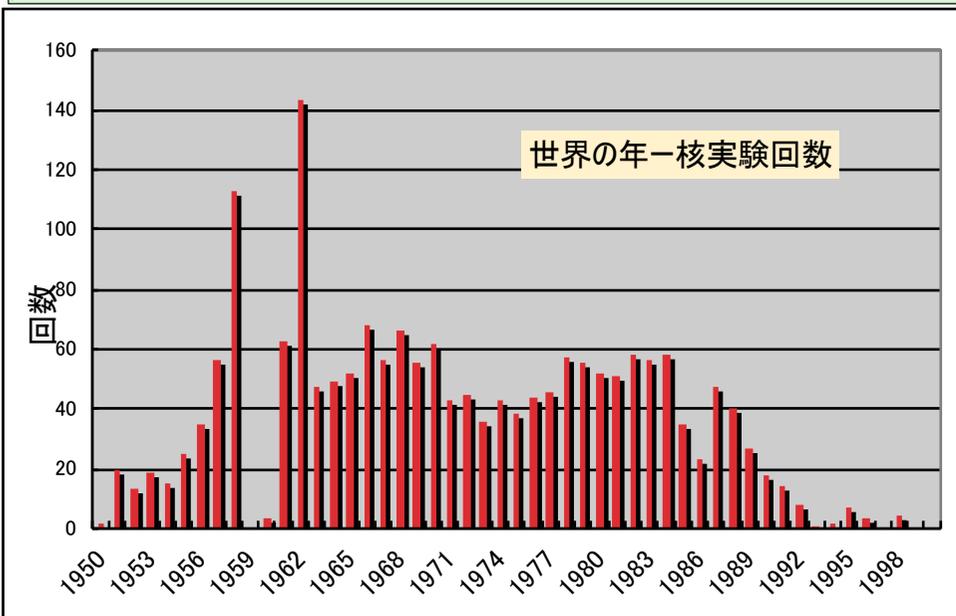
$1.29 \times 10^{12}$

U燃料0.8トンの放射能は約  $1.2 \times 10^{10}$  Bq

ガラス固化体の放射能の経年変化、永久に天然ウラン並に減衰しない

\*5年経過後の放射能が上図では0年のところに印されています。  
 \*縦軸は対数目盛りになっています。





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 43



日本原燃(株) ウラン濃縮工場 (尾駁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!

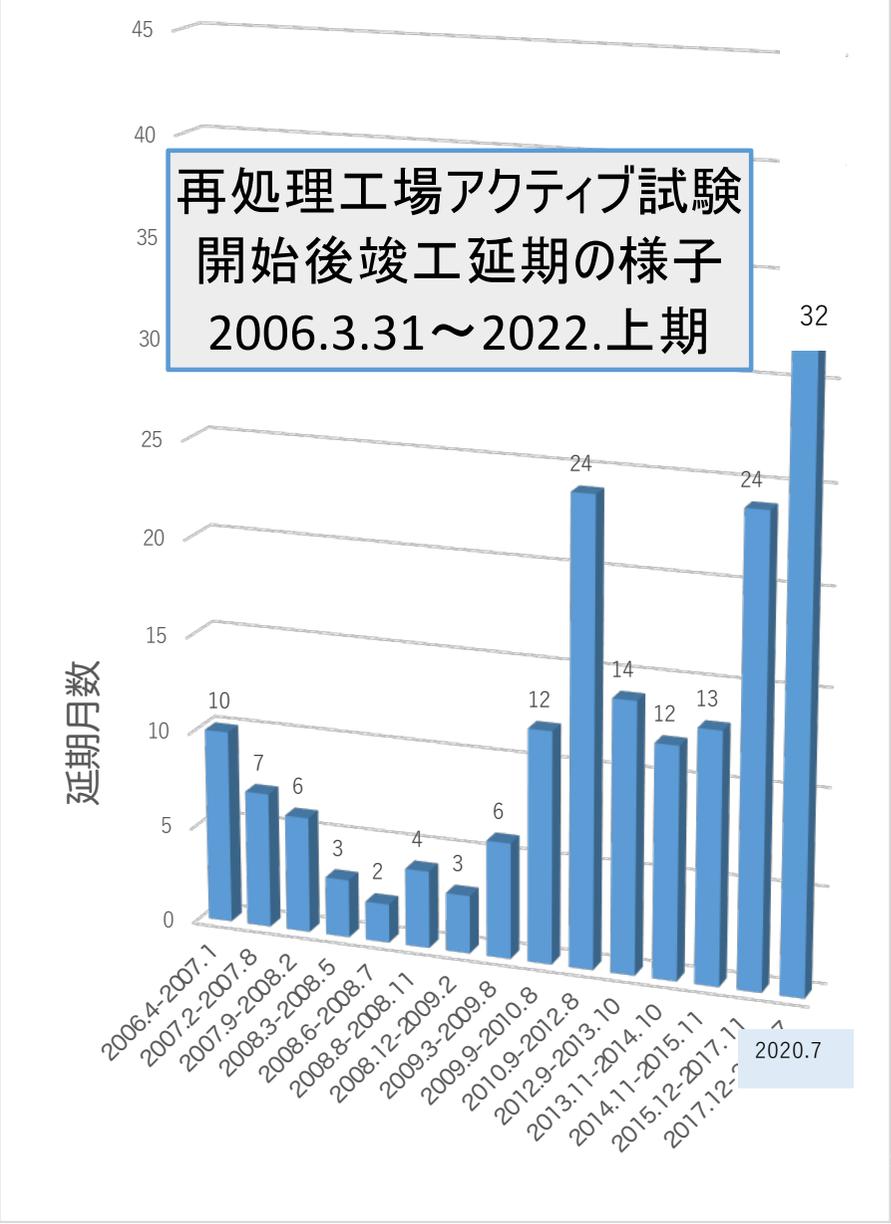
# 第三部

## 六ヶ所再処理工場の 現状と問題点

1. 蒸発乾固止まりの安全審査
  2. アクティブ試験失敗 ガラス固化失敗, Pu・U回収率未達成  
合格条件達成できず👉法律を改悪した原子力規制委員会
  3. その他：施設設備の老朽化と腐食, ガバナンスの低下  
放射能を垂れ流し (H3, Kr85, C14等), モニタリング不正等
- ※ 2020.12.14日本原燃は設工認\*承認申請書を国へ提出  
現在, 設工認と使用前事業者検査実施方針の検討中である
- \* 「設計及び工事の方法の認可」

**未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， 終了報告書未審査**

延期回数	延期期間	延期月数	延期理由
1	2006.3-2007.1	10	従業員の被曝
2	2007.2-2007.8	7	耐震入カミス
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があいまいのままにはいけない

六ヶ所再処理工場 A炉

The Asahi Shimbun

ガラス溶融炉のトラブル

高レベル廃液

ガラスビーズ

天井のれんが  
が落ちる

かくはん棒が  
曲がる

白金族元素が  
たまる

電極

流下ノズルの  
下端が詰まる

流れが  
悪くなる

ガラス固化体容器

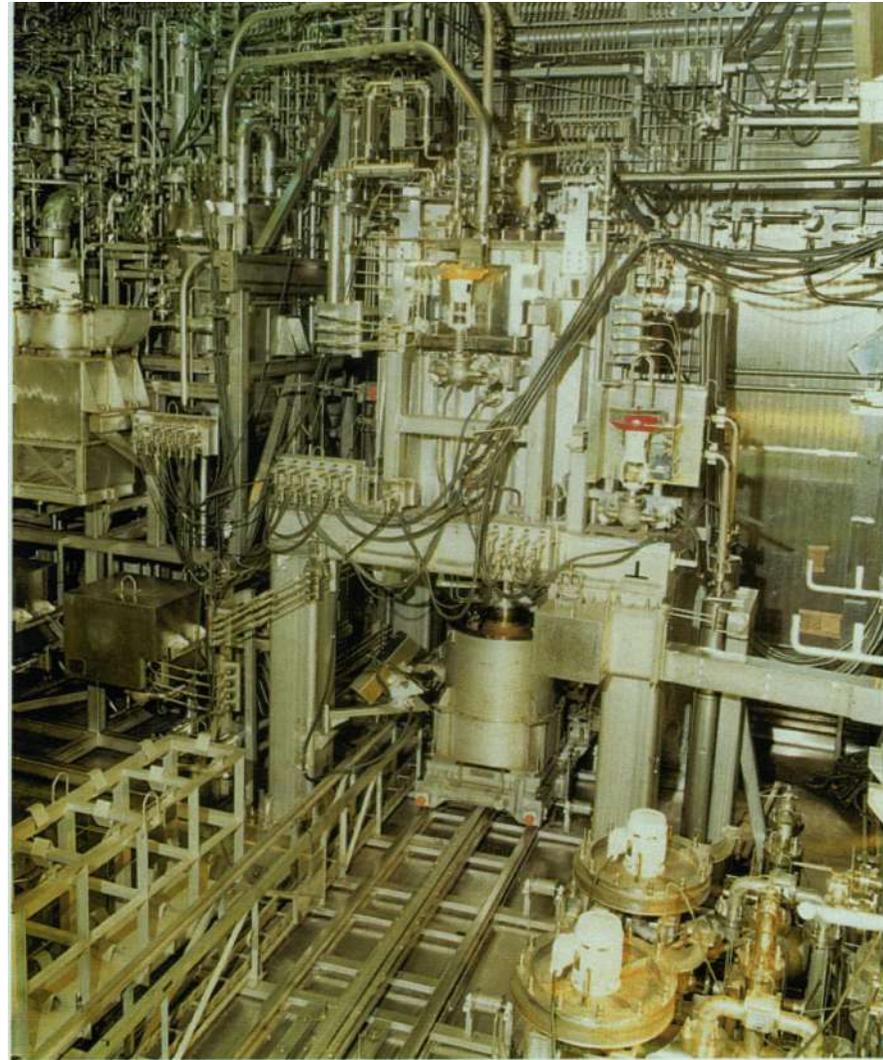


図8 ガラス溶融炉

[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っている危険な状況にあります。

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工場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直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として「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」の「反原子力茨城共同行動」と、盛岡市の「三陸の海を

放射能から守る岩手の会」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

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

を出している。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に求めた。電源喪失で廃液が冷却できなくなった場合、「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ってるとし、「国の確認や地元の理解を得ながら、ガラス固化に努力したい」と述べた。（栗田有宏）



高レベル放射性廃液

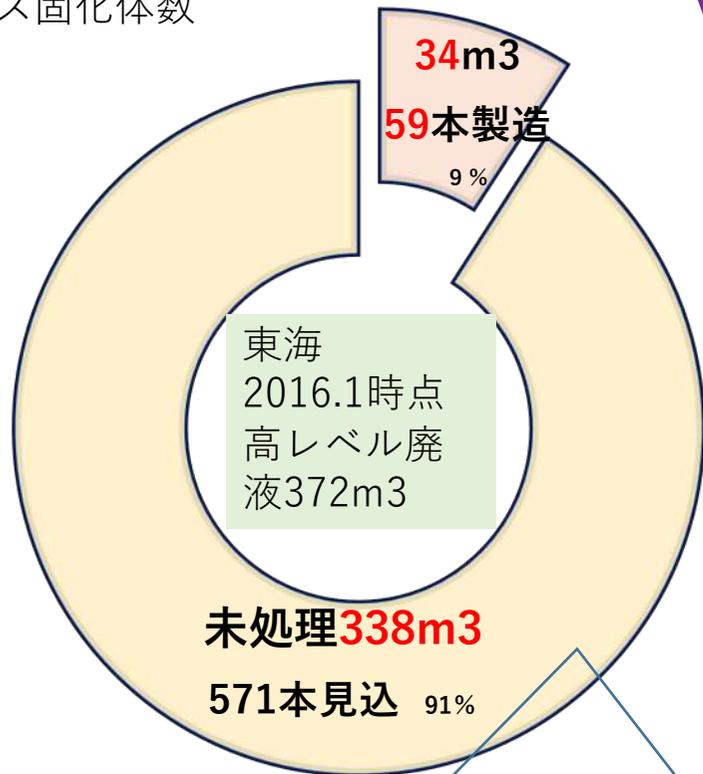
原発の使用済み核燃料を切断して硝酸に溶かし、再利用するブルトニウムとウランを回収した後に残る液体。ヨウ素やセシウムなどの核分裂生成物が含まれ、放射線量が極めて高い。発熱するため、貯蔵時は冷却し、発生する水素がたまると爆発しないようにする必要があり

さら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、冷や固めた「ガラス固化体」にしてステンレス製容器に入れ、放射線量が下がらないうえで、放射線量が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を大量に貯蔵されている。

**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

2016.1.28~2017.6.4  
100本製造予定  
白金族堆積で中断



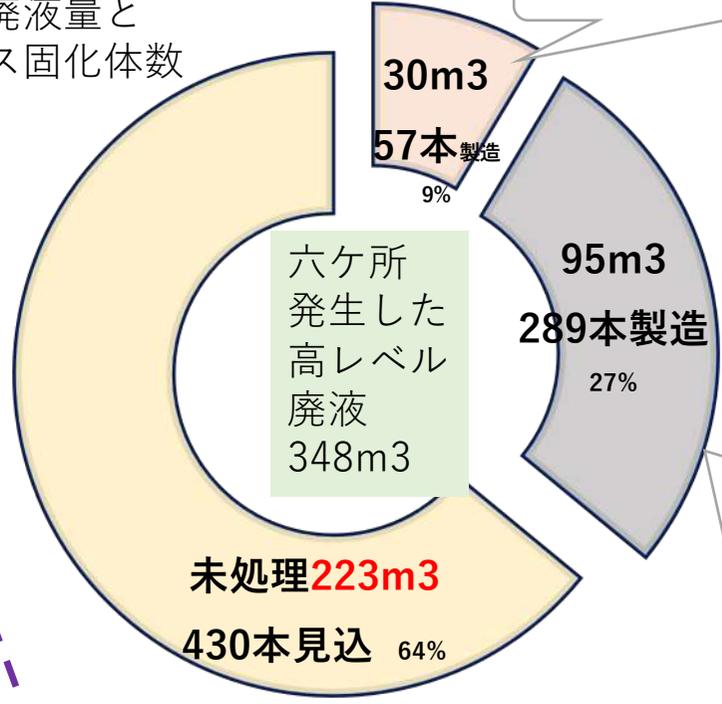
東海  
2016.1時点  
高レベル廃  
液372m<sup>3</sup>

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

**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



六ヶ所  
発生した  
高レベル  
廃液  
348m<sup>3</sup>

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  
**0.33m<sup>3</sup>/本と  
少ない**

A炉, B炉試験終了報告は未審査

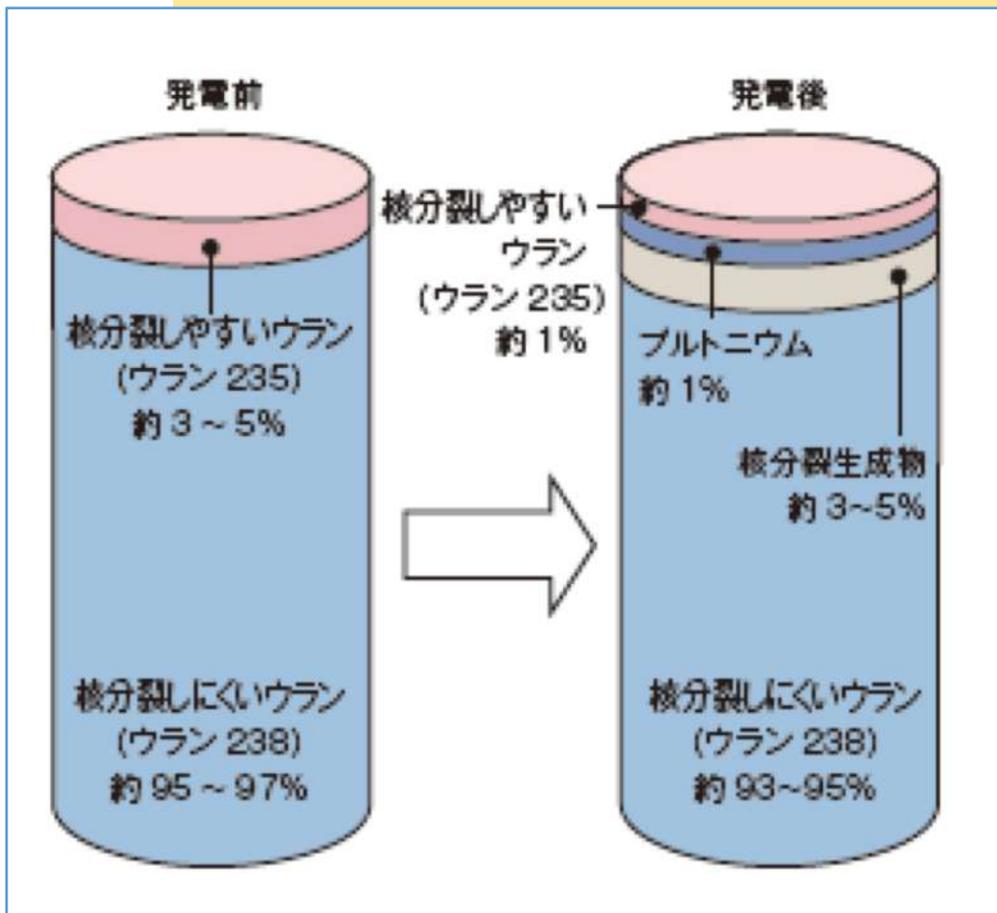
ガラス固化閉込め計画 東海0.59m<sup>3</sup>/本, **六ヶ所0.52m<sup>3</sup>/本**

▶▶ 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	<sup>137</sup> 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）
英国*	28本 :不明	(3.3~4.5) X10 <sup>15</sup> 平均 3.9X10 <sup>15</sup>	1	容器150L, 2003~2005製返還固化体 AVM法ガラス固化
東海	59本 : 34m <sup>3</sup>	容量110Lを150Lへ 換算 2.48X10 <sup>15</sup>	0.64	容器110L, 2016製造 廃液の <sup>137</sup> Cs濃度3.2X10 <sup>15</sup> Bq/m <sup>3</sup> LFCM法ガラス固化
六ヶ所	289本 : 95m <sup>3</sup>	0.86X10 <sup>15</sup>	0.22	容器150L 2008~2013製造 廃液の <sup>137</sup> Cs濃度2.6X10 <sup>15</sup> Bq/m <sup>3</sup> 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 p59 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	<b>【供給した核燃料物質量】</b> ウラン: <input type="text"/> tU プルトニウム: <input type="text"/> tPu	・ 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。  (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%)  プルトニウム ・ 49.4 kgPu に対して 48.5 kgPu 回収 (98.2%)
	<b>【廃液への移行量】</b> ウラン: <input type="text"/> kgU プルトニウム: <input type="text"/> kgPu	
	<b>【製品回収率】</b> ウラン: <input type="text"/> % プルトニウム: <input type="text"/> %	

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？

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（燃烧度，初期U濃度で違いが出るが）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%の回収率には全く届  
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220m<sup>3</sup>）  
→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		

(製品)

	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。

機密とし回答しないので、原燃定期報告書から  
アクティブ試験全体のPuとUの回収率を試算しました。  
プルトニウムの回収約七八・四%だけ  
原爆一一五発分が不明 再処理は未完成技術！

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（燃烧度，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！

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		

(製品)

	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。

機密として回答が得られないので原燃定期報告書から  
アクティブ試験全体でのこの回収率を試算した。  
ウランの回収率は約九一・五%だけ？  
ウラン三四・五トンが不明

アクティブ試験で

○ガラス固化試験失敗

○Pu, U回収率目標以下

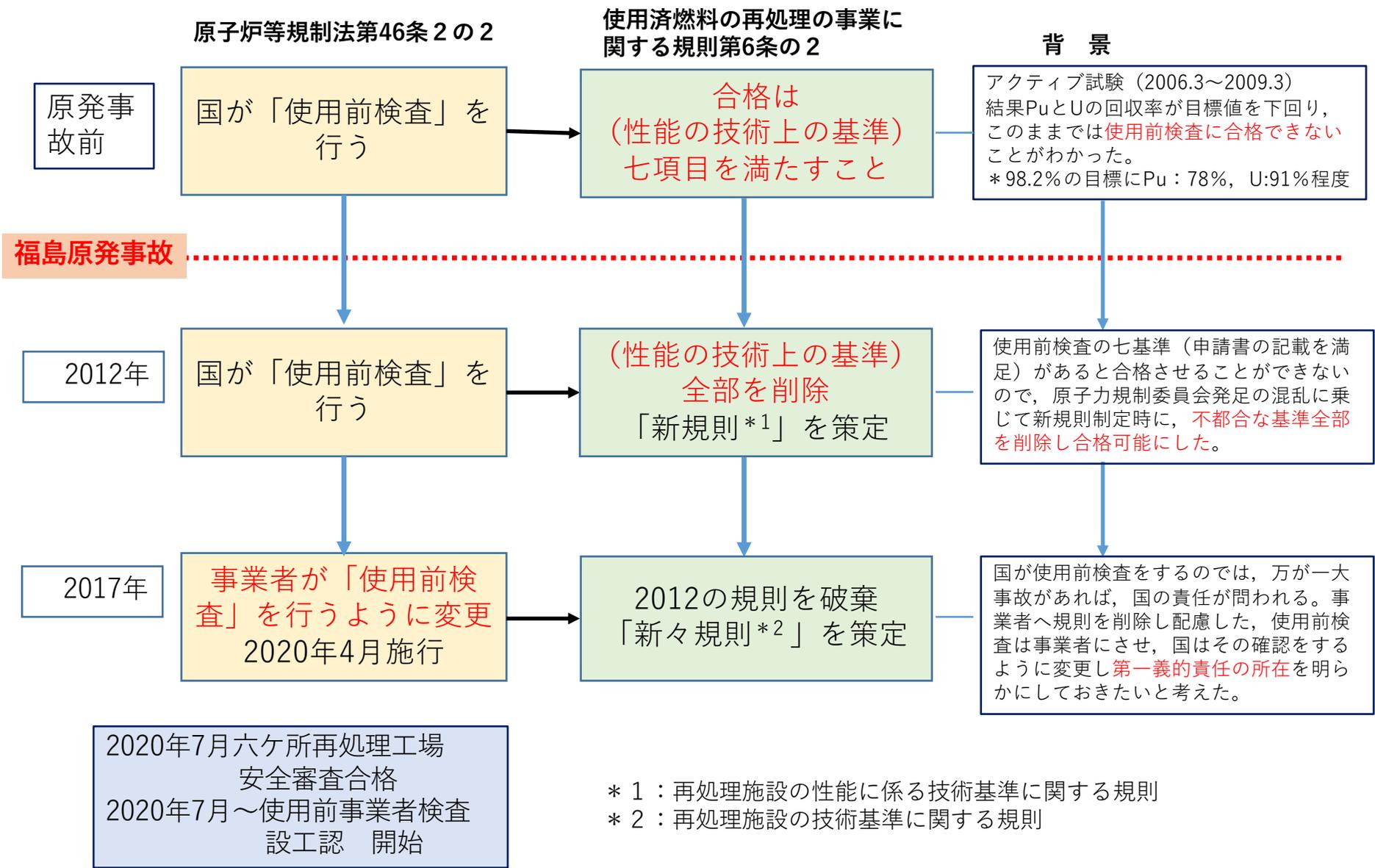
これでは使用前検査不合格

👉 再処理工場を合格させるため、禁止手

○**関係規制法から該当項目を削除**

○**使用前検査を国ではなく事業者に変更**

原発事故の規制行政の混乱期に法改悪



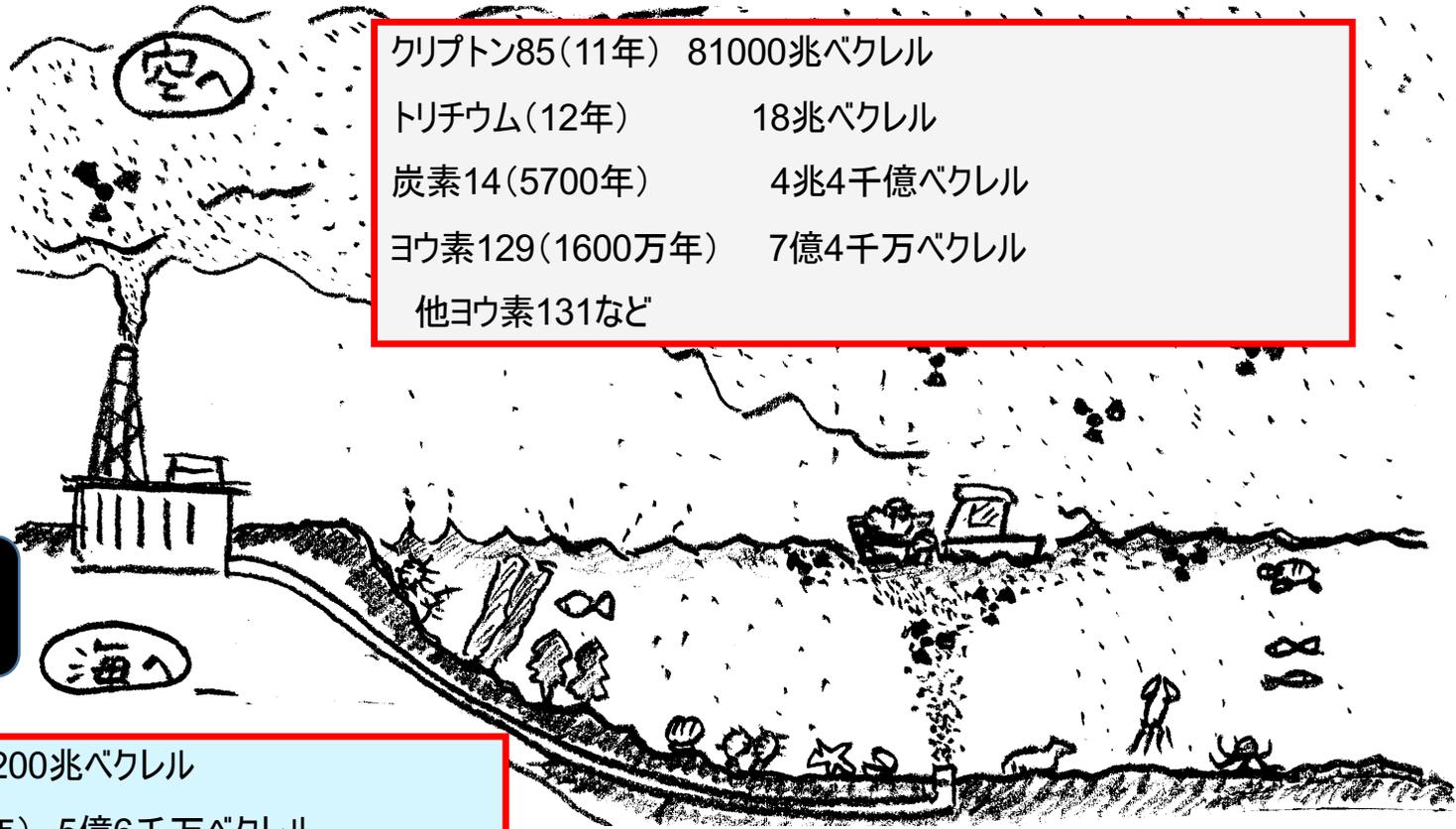
このままでは国は六ヶ所再処理工場の使用前検査を合格させることができないので、**原発事故後の混乱に乗じて法改悪し不都合な項目を削除した。**また、**使用前検査を国ではなく事業者にさせることに変更した。**しかも**巧妙に**

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

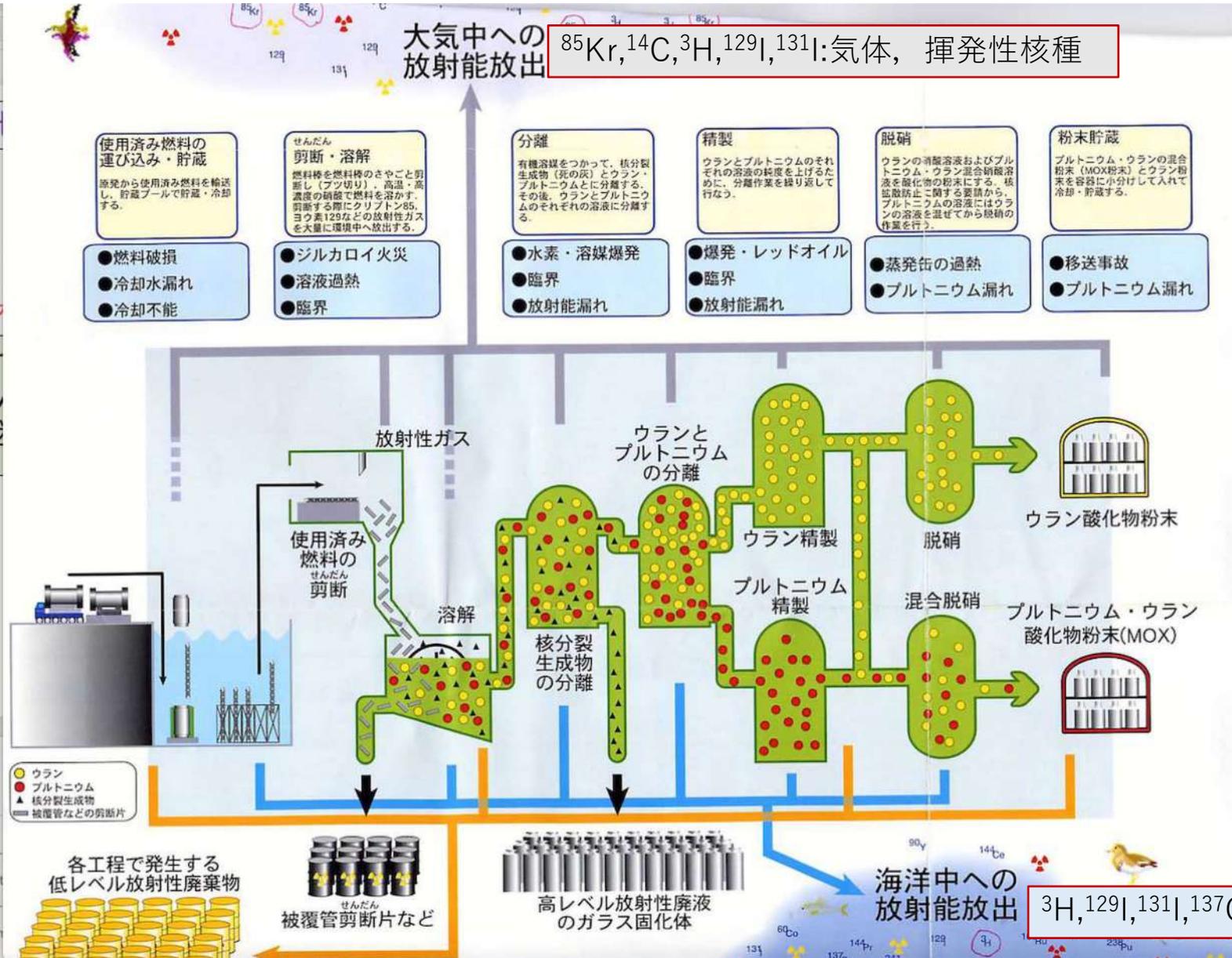


クリプトン85(11年)	81000兆ベクレル
トリチウム(12年)	18兆ベクレル
炭素14(5700年)	4兆4千億ベクレル
ヨウ素129(1600万年)	7億4千万ベクレル
他ヨウ素131など	

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。

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ました



本格操業になると再処理の各工程から日常的にさまざまな放射性核種が空へ、海へと放出されます。日本原燃は隠蔽体質が強く、何がどれだけ環境に放出されたのか、真実のデータが示されているとはとても思えません。



6月28日	589.0	3.6E+13	ND	ND	6.1E+07	1019	93
6月29日	454.5	7.9E+12	4.6E+05	ND	1.7E+07		
7月3日	491.9	2.3E+12	2.7E+05	ND	4.7E+06		
7月4日	554.6	8.0E+12	1.1E+06	ND	1.4E+07		
7月7日	585	3.4E+12	7.3E+05	ND	5.8E+06		
7月11日	488.4	1.4E+12	1.7E+07	ND	2.9E+06		
7月23日	488.1	7.5E+11	1.2E+06	ND	1.5E+06		
7月26日	490.2	4.5E+11	4.5E+05	ND	9.2E+05		
7月31日	487.9	8.5E+11	8.5E+05	ND	1.7E+06		
8月23日	492.7	8.5E+11	8.5E+05	ND	1.7E+06		
8月25日	580						
8月29日	585.1						
8月31日	430.5						
9月2日	94.7						
9月5日	582.9	3.6E+13	ND	ND	6.1E+07	11	1
9月8日	424.2	2.5E+12	4.7E+05	ND	5.9E+05	10	1
9月14日	581.5	2.2E+11	3.3E+05	ND	9.5E+05	16	1
9月19日	585.5	4.0E+11	ND	ND	8.4E+05	14	1
9月21日	586.2	8.6E+12	8.2E+05	ND	1.5E+07	245	22
9月25日	583.7	8.3E+12	6.4E+05	ND	1.4E+07	237	21
9月28日	585.8	4.4E+13	4.5E+05	ND	7.5E+07	1252	113
10月2日	584.8	9.9E+13	4.1E+05	ND	1.7E+08	2821	254
10月4日	585.3	8.5E+13	5.6E+05	ND	1.5E+08	2420	219
10月6日	586.4	8.3E+13	ND	ND	1.4E+08	2359	213
10月11日	583.6	7.00E+13	4.1E+05	ND	1.2E+08	2000	180
10月13日	586.2	5.00E+13	3.6E+05	ND	8.5E+07	1422	99
10月17日	575.1	2.40E+10	ND	ND	4.2E+04	1	
10月18日	586.7	5.20E+13	4.0E+05	ND	8.9E+07	1477	134
10月19日	543.4	5.20E+13	5.1E+05	ND	9.6E+07	1595	134
10月27日	581.5	1.90E+13	1.5E+06	ND	3.3E+07	545	49
10月31日	585.5	1.30E+13	3.3E+06	ND	2.2E+07	370	33
11月6日	580.3	7.80E+12	5.7E+06	ND	1.3E+07	234	20
11月9日	582.4	9.60E+12	9.5E+06	ND	1.6E+07	275	25
11月14日	572.2	4.20E+13	2.9E+07	8.8E+05	7.3E+07	1223	108
11月17日	586.3	9.80E+13	1.2E+07	ND	1.7E+08	2786	252
11月20日	543.1	5.90E+13	7.3E+06	5.3E+05	1.1E+08	1811	152
11月29日	572.8	4.90E+13	4.6E+06	ND	8.6E+07	1426	126

海洋へ投棄日  
2007年

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

福島第一タンクのH-3総量は約860兆Bq

原発放出トリチウム濃度限度の何倍か

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

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550m<sup>3</sup>

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）  
再処理では海洋放出濃度規制なし

# 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ウラン濃縮工場が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

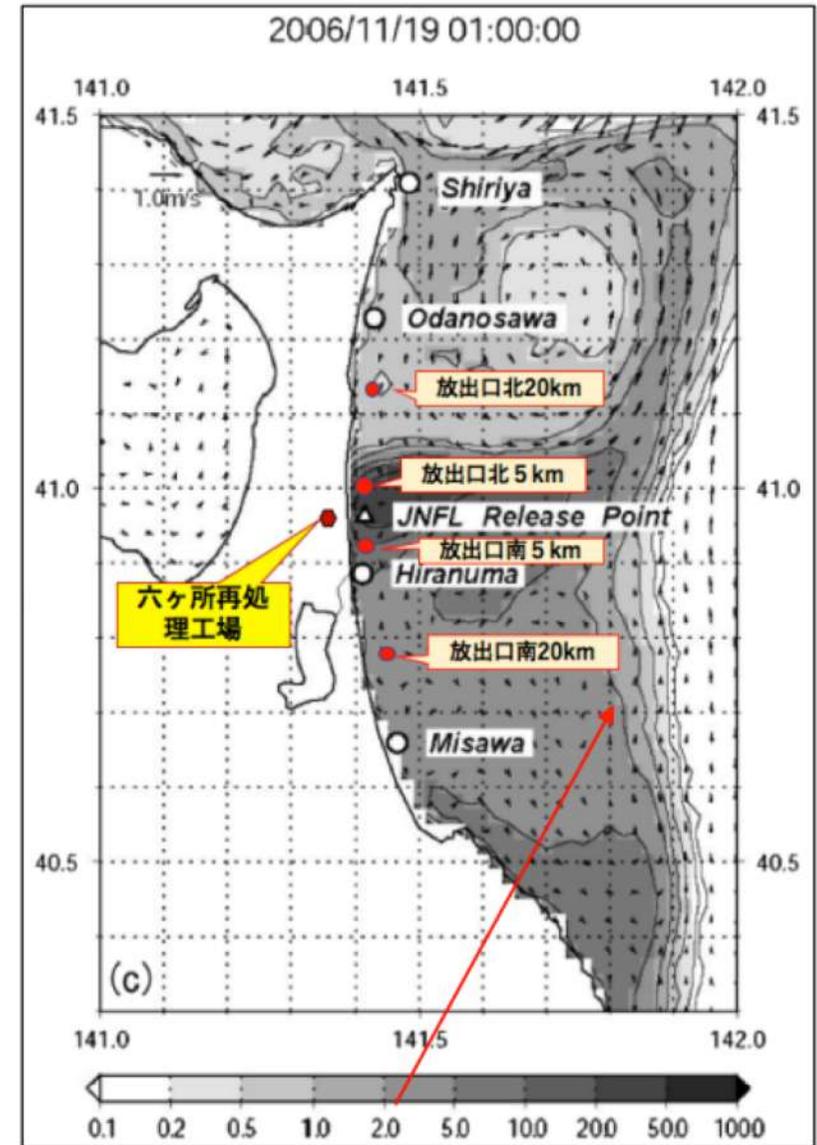
原燃は、下北沖海洋へトリチウムを2006年度に498兆ベクレル、2007年度に1321兆ベクレル、2008年度に360兆ベクレル放出しています。原燃と青森県は分担し海洋放出口の直上やその南北各5キロメートル、20キロメートル先で海水を50~60回測定し、トリチウムが全て不検出(2 Bq/lの検出限界)とはあまりに不自然。原燃と青森県による海洋モニタリングデータを操作している可能性が強い。

※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

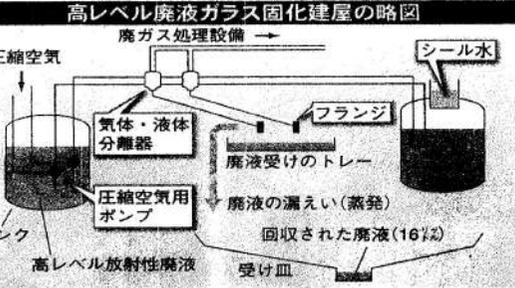


## 六ヶ所再処理 欠陥技術／ガバナンスの崩壊

- 1) 欠陥技術，施設設備の老朽腐食化・放射能汚染破損設備そのまま  
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。Pu・U回収率悪い，ガラス溶融失敗の欠陥技術，他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。  
国策会社のおごり，秘密主義，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 熟練者不足 異常なしと虚偽報告
  - 市民団体の質問へ回答はあり，しかし今年から説明の場を設定せず（説明責任を果たそうとしない姿勢）

# 高レベル廃液漏れ149回

約一五〇の漏れ、回収はわずか一六の  
 広島原爆の死の灰二・五発分(のs換算)が未回収  
 全国紙で大きく取り上げられないのはなぜか



## 再処理工場・検証結果

### 標準超す圧縮空気流入

#### 監視不備やミス複合

日本原爆は三千日、六ヶ所再処理工場を発生した配管からの高レベル放射性廃液漏れの検証結果を公表し、漏れ量は約四十九日の上昇を明らかにした。標準値の三倍以上の圧縮空気が入ったことが直接の原因とみられるが、圧縮空気が入った原因は不明。監視システムの不備や人的ミスが複雑に関与している上、原燃の判断の甘さもあつた。今後の対応に大きな課題を残した。

今回の廃液漏れは、屋内にあるガラス溶解炉に高レベル廃液を供給する配管で起きる漏れを密閉した部分。

原燃によると、配管流出ないようにしては二系統あり、二〇〇いた。

八月十一日に溶解炉から取り外して、末端をフレンジと呼ばれる円盤状部品でさいでい、標準の三倍以上に増え、二十一日までの間に、

また、本来なら廃液の移送に使う圧縮空気を、移送時より緩やかに配管内に通気させ、放射能を帯びた空気がたため、すき間から廃液が漏れ出した。この漏れは一分間に十二リットル程度の量で、廃液が再処理され、

### 廃液漏れ発生・確認への経緯

2008年12月	ガラス溶解炉から配管取り外し、フレンジ取り付け
?	配管の圧縮空気の通気量が3倍に
2009年1月9日	廃液タンク内の液面低下始まる(漏えい開始)
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
17-18日	受け皿に液体がたまり、警報・回復を繰り返す
19日	配管の詰まりの除去作業を実施
21日	受け皿内の液体を分析、廃液と確認。フレンジからの廃液漏れをカメラで確認。フレンジのボルトを締め、漏れの停止を確認。圧縮空気の通気量を標準値に戻す

### 「廃液検証が 保安院 異例

六ヶ所再処理工場のに関する報告書を、国行高レベル放射性廃液漏の原力安全・保安院が提出した。日本原燃に提出した。しかし、保安院は三千日、原因対策 安院は、漏れた廃液の漏れが漏れ出した。この漏れは一分間に十二リットル程度の量で、廃液が再処理され、

三陸の海を放射能から守る  
**岩手の会**  
 岩手県 02240-5-102650  
 《再処理/岩手の環境》  
 http://homepage3.nifty.com/gatayama/en.htm  
 《まった再処理分庫》  
 http://briefcase.yahoo.co.jp/k\_1img

**止めよう!**  
**《再処理》**

(天恵の海)  
 2010(平成22)年  
 1月 25日  
 第81号  
 編集事務局 S.Oshida  
 TEL・FAX 019-623-1636

## 再処理凍結！ 高レベル廃液の絶対安全管理を！ 9万5694筆の署名簿提出



### 凍結再処理凍結の 署名簿提出

岩手県 02240-5-102650  
 《再処理/岩手の環境》  
 http://homepage3.nifty.com/gatayama/en.htm  
 《まった再処理分庫》  
 http://briefcase.yahoo.co.jp/k\_1img

新福島首相官邸再処理工場の危険な実態を直視し、工場の凍結凍結、廃液の絶対安全管理を訴える全国署名簿の提出集会が、一月二〇日(水)参議院議員会館会場で開催されました。集会には、〇人が参加し、国会議員や、経産省・農水省・環境省などの担当者を前に、海に空に放射能を垂れ流し続ける再処理政策の凍結を具体的に訴えました。署名簿は内閣府に送られ、八人の代表が、総理大臣官邸調査役に手渡しました。

残した(一)と語りました。いわて生協理事の藤田節子さんは、前回の署名運動以来、未だ、物を守る運動の声を高まり、署名に結果した」と語りました。この後、青森県のピースワフの山内雅一さんや、サードライターのジャンの木下デービットさんなど九人が、署名に込めた思いを語りました。そして、わかぬの会事務北斗さん、岩手県アパレルを開設し、拍手で挨拶されました。

①アパレルはプロダク http://chokoro.com/arcw/arcw.htm/arcw/arcw.htm

な 証 に れ 之 空、し 化 獲 の れ い 誓

## 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150ℓが漏えい、回収16ℓ

（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

2021.2.17参質(204-18)  
福島みずほ議員質問主意書  
答弁「実証試験が行われたのか」は確認していない。

- 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け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)

高レベル  
廃液  
・・・  
使用済燃  
料プール

冷却喪失

沸騰  
→蒸発乾固  
→溶融  
→揮発・  
硝酸塩爆発  
・・・  
冷却水喪失  
→メルトダ  
ウン  
→揮発

過酷重大事故

このようなことが絶対起こらないように, 監視していきましょう

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、水質の汚濁及び土壌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直視し、公開し、徹底した安全審査・監督を厳格に実施させる。  
高レベル廃液の重大事故を蒸発乾固止まりの過小評価とし、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/210629RokuRPLec.pdf> (「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，事業者の動きもありました。しかし動きは鈍く，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	<p>高レベル放射性廃液供給ライン、ガラスカートリッジ供給ライン、間接加熱ヒータ、主電極(炉内表面、約900℃)、直接通電ジュール加熱、溶融ガラス(約1200℃)、溶下ノズル(上部冷却エア)、溶下ノズル(ガラス900℃)、耐火物、補助電極、固化体容器</p>	<p>ガラス原料、高レベル廃液、間接加熱ヒータ、ケーシング、溶融ガラス、電極、加熱コイル、耐火レンガ、溶下ノズル、結合装置、溶下ガラス、キャピタリー(ステンレス製容器)、固化セル移送台車、固化ガラス、パレット、重量計</p>	<p>高放射性廃液、カルサイナ、ガラス原料、オフガス、乾燥・仮焼、高周波加熱装置、溶融ガラス、ガラス溶融炉(耐食耐熱合金鋼)、固化体容器</p>
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とガラスピースを供給	・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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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)</li> <li>・耐火レンガ(寿命:約5年)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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)</li> <li>・耐火レンガ(寿命:約5年)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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)</li> <li>・ガラスを毎回全量抜き出す</li> <li>・耐食耐熱合金鋼(寿命:約5000時間)</li> </ul>
白金族元素対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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を行い、残留ガラスを除去する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・運転終了毎にドレンアウトを実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>

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