

ウラン濃縮原型プラント

(表題) 核燃料物質加工事業変更許可申請書 (平成5年11月一部補正)

(副表題) (公開用)

作成年月日(西暦) 1995年 5月

作成箇所 ウラン濃縮工場

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒708-06 岡山県苫田郡上斎原村1550番地  
動力炉・核燃料開発事業団  
人形峠事業所  
ウラン濃縮工場・技術課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:  
Engineering Section, Uranium Enrichment Plant, Ningyo Toge Works,  
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation,  
1550 Kamisaibara-son, Tomada-gun, Okayama-ken, 708-06, Japan

© 動力炉・核燃料開発事業団  
(Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

(標 題) 核燃料物質加工事業変更許可申請書(平成5年11月一部補正)

(副 標 題) ウラン濃縮原型プラント

要旨の書き方

- ①500字以内にまとめて記述する。
- ②本文が英文の場合でも和文の要旨をつける。
- ③要旨には次のような内容を記述する。  
目的、方法、結果、結論

筆者氏名\* 植地保文 高宮一造

要 旨

10

20

(目 的)	ウ	ラ	ン	濃	縮	原	型	プ	ラ	ン	ト	に	つ	い	て	、	回	収	ウ	ラ	ン	
	を	使	用	す	る	た	め	平	成	5	年	7	月	30	日	に	申	請	を	実	施	し
	平	成	5	年	11	月	10	日	に	一	部	補	正	を	実	施	し	た	「	核	燃	料
	物	質	加	工	事	業	変	更	許	可	申	請	書	」	の	公	開	版	で	あ	る	。
(方 法)																						
(結 果)																						
(結 論)																						

10

20

※(筆者の所属) ウラン濃縮工場 技術課

5 動燃（安） 6 9 6

平成5年11月10日

内閣総理大臣

細川護熙殿

東京都港区赤坂1丁目9番13号

動力炉・核燃料開発事業団

理事長 石渡鷹雄

核燃料物質加工事業変更許可申請書の一部補正について

平成5年7月30日付け5動燃（安）649をもって申請しました人形峠事業所  
ウラン濃縮原型プラントに係る核燃料物質加工事業変更許可申請書を、別紙のと  
おり一部補正いたします。

## 1. 申請書本文を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
別2-1	表	1.2 ppb/g 以下	1.2 ppb以下

## 2. 添付書類 2 を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
添2-3-1	上から 2行目 の下	〔追加〕	<p>ウラン濃縮原型プラントは、昭和63年4月の運転開始（平成元年5月全面運転）以来、天然ウランの濃縮を5年間、トラブルもなく極めて高い稼働率で運転している。</p> <p>また、昭和61年及び昭和63年から平成2年の間に、同じ人形峠事業所内のウラン濃縮パイロットプラントで、約36 ton-Uの回収ウランを安全性において問題なく、濃縮した実績がある。</p>

## 3. 添付書類 3 を以下のとおり補正する。

頁	行	補正前	補正後
目次	上から 18行目	(ハ) 放射性物質の移動に対する考慮	(ハ) 放射性物質の移動及び取り扱いに対する考慮
添3-6-1	上から 8行目 から 上から 17行目 まで	〔別添-1〕	〔別添-2〕

4. 添付書類 4 を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
添 4 - 1 - 1	下から 1 行目 の下	〔追加〕	〔別添 - 3 に示す。〕
添 4 - 2 - 1	下から 2 行目	建家の天井線量率を ANISN と QAD との計算値の比較を行い天井線量率を補正した。	形状の補正を目的として、建家の天井線量率について、無限平板形状モデルである ANISN の計算値を有限体積形状モデルである QAD の計算の最大値で補正した。
添 4 - 3 - 4	表	〔別添 - 4 に示す。〕	〔別添 - 5 に示す。〕
	下から 5 行目 から 下から 1 行目 まで	〔別添 - 6 に示す。〕	〔別添 - 6 に示す。〕
添 4 - 4 - 1	上から 15 行目 の後ろ	〔追加〕	よって、飲料水として年間を通じて排水を摂取した場合の実効線量当量は、 $1.4 \times 10^{-2} \text{ mSv/年}$ となり、十分小さい。
添 4 - 5 - 1	下から 9 行目	回収ウランの濃縮期間に	回収ウランの濃縮に伴い
	下から 2 行目	回収ウランの濃縮期間に	回収ウランの濃縮に伴い
添 4 - 6 - 1	上から 3 行目 5 行目 6 行目 8 行目 9 行目 10 行目 11 行目 12 行目	線量当量	実効線量当量
	上から 4 行目	約 $4.6 \times 10^{-2} \text{ mSv/年}$ である。	$4.6 \times 10^{-2} \text{ mSv/年}$ である。
	上から 5 行目	約 $8.5 \times 10^{-5} \text{ mSv/年}$ であり、	$8.5 \times 10^{-5} \text{ mSv/年}$ であり、
	上から 6 行目	約 $1.4 \times 10^{-2} \text{ mSv/年}$ である。	$1.4 \times 10^{-2} \text{ mSv/年}$ である。
	上から 8 行目	本施設の一般公衆に対しての	本施設による一般公衆に対しての

頁	行	補 正 前	補 正 後
	上から 9行目	約 $6.0 \times 10^{-2}$ mSv/年となり、	$6.0 \times 10^{-2}$ mSv/年となり、

5. 添付書類 5を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
添5-1-2	上から 12行目	なお、回収ウラン系濃縮ウラン（5%U-235）の比放射能は、 $4.49 \times 10^5$ Bq/g-Uである。	なお、回収ウラン系濃縮ウランのウラン同位体の比放射能は、 $4.45 \times 10^5$ Bq/g-U。ウラン娘核種の比放射能は、 $8.73 \times 10^3$ Bq/g-U、FPの比放射能は、 $2.44 \times 10^3$ Bq/g-U、TRUの比放射能は、 $1.54 \times 10^1$ Bq/g-Uである。
	上から 14行目	発生量の50%がダクト内壁面に付着し、	発生量の50%がダクト内壁面に付着（ただし、ウラン娘核種は0%とする。）し、
	上から 17行目	高性能エアフィルタ2段を考慮して99.999%とする。	高性能エアフィルタ2段を考慮して99.999%（ただし、ウラン娘核種は0%とする。）とする。
添5-1-3	上から 1行目 から 8行目 まで	〔別添-7に示す。〕	〔別添-7に示す。〕

## (2)放射線遮へい

移動、取り扱い及び点検の各作業において、放射線業務従事者の外部被ばくに影響を及ぼすUF。シリンダ及びケミカルトラップのうち、線量当量率が最大となる回収ウラン系濃縮ウランを充てんした製品シリンダの線量当量率は、表面付近の最大が約 $4.8 \times 10^{-1} \text{ mSv/時}$ であり、1日（8時間）作業を行ったとしても、放射線業務従事者の線量当量限度を下回る。一方、UF。シリンダに対して遮へい材による放射線遮へいを施すことは、移動、取り扱い及び点検の各作業において、放射線遮へいの脱着作業の追加となり、放射線業務従事者の線量当量の増加となる。よって、外部放射線による線量当量率が高い機器の周囲での作業では、外部被ばくによる線量当量をその日ごとに測定し、必要に応じて立入制限等を行うことにより、法令値を守ることができるため、放射線遮へいを施す必要はない。



## (2)放射線遮へい

移動、取り扱い及び点検の各作業において、放射線業務従事者の外部被ばくに影響を及ぼすUF。シリンダ及びケミカルトラップのうち、線量当量率が最大となる回収ウラン系濃縮ウランを充てんした製品シリンダの線量当量率（注１）は、表面付近の最大が $4.8 \times 10^{-1}$  mSv/時である。しかし、作業時間及び作業頻度等を考慮してUF。シリンダの移動及び取り扱いの作業による放射線業務従事者の実効線量当量の評価値は、次表に示すように、6.09 mSv/年となる。なお、表中の作業に比べて、作業位置における線量当量率が小さく、作業頻度が少ないため、劣化ウランの詰め替えに伴う天然ウラン系劣化ウラン及びケミカルトラップの移動及び取り扱いによる放射線業務従事者の実効線量当量は小さく無視できる。

（注１）ANSI規格30Bに回収ウラン系濃縮ウランを完全充てんし、充てん後の経過期間を回収ウラン系濃縮ウランの最大貯蔵年数３年とし、線量当量率を算出した。

シリンダに充てんされたウランの種類	作業位置 (シリンダ表面からの距離) (m)	作業位置における線量当量率 ( $\mu$ Sv/時)	作業時間 (分/回)	作業頻度 (回/年)	作業従事率	放射線業務従事者の実効線量当量 (mSv/年)	
回収ウラン	0.5	50	20	48	1/2	0.40	
	1.0	32	40			0.51	
回収ウラン系濃縮ウラン [濃縮後１年以内]	0.5	97	30	72		1.75	
	1.0	49	60			1.76	
回収ウラン系濃縮ウラン [濃縮後３年以内]	0.5	197	5	72		0.59	
	1.0	99	5			0.30	
回収ウラン系劣化ウラン (注２)	0.5	50	20	48		0.40	
	1.0	32	30			0.38	
合 計						6.09	
備考：各シリンダには、ウランが完全充てんされているものとして線量当量率を評価した。							

（注２）回収ウラン系劣化ウランについては、回収ウランを充てんしたシリンダとして評価した。

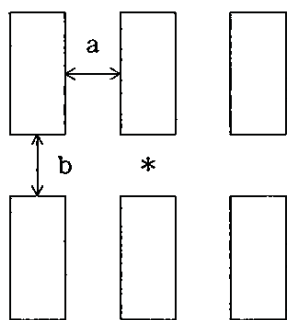
また、同様に、作業時間及び作業頻度等を考慮してUF。シリンダの点検の作業による放射線業務従事者の実効線量当量の評価値は、次表に示すように、5.83mSv/年となる。

シリンダに充てんされたウランの種類	作業場所 [貯蔵場所]	作業位置における線量当量率 ( $\mu$ Sv/時)	作業時間 (分/回)	作業頻度 (回/年)	作業従事率	放射線業務従事者の実効線量当量 (mSv/年)
回収ウラン	A [第1貯蔵庫]	142	4	365	1/3	1.15
	B [第3貯蔵庫]	132	3			0.80
回収ウラン系濃縮ウラン [濃縮後3年以内]	C [第1貯蔵庫]	568	3	365		3.46
天然ウラン系劣化ウラン	B [第2貯蔵庫]	19	7	365		0.27
	B [第3貯蔵庫]	19	4			0.15
合 計						5.83

備考：各シリンダには、ウランが完全充てんされているものとして線量当量率を評価した。

点検作業位置（評価点）は、下図に示すように6本のシリンダの中心とした。

なお、a、bの長さは下表に示すとおりである。



\*：評価点

作業場所	a	b
A	47cm	67cm
B	30cm	78cm
C	37cm	77cm

以上より、放射線業務従事者の実効線量当量は、 $1.2 \times 10^1$  mSv/年となる。

なお、外部放射線による線量当量率が高い機器の周囲での作業では、外部被ばくによる線量当量を必要に応じて管理し、外部被ばくによる実効線量当量が3.7 mSv/3ヶ月を超える場合は、その原因を調査し、必要に応じて立入制限等を行うことにより、法令値を守ることができるため、放射線遮へいを施す必要はない。

## (イ) 安全評価対象核種

安全評価対象核種の設定にあたっては、ORIGENコードによる以下の条件のパラメータサーベイ計算を実施し、

- ・初期濃縮度            2.5 %        ~   4.0 %
- ・燃焼度                10 GWd/ton-U ~ 28 GWd/ton-U
- ・比出力                15 MW/ton-U ~ 40 MW/ton-U
- ・冷却期間              180 日以上
- ・再処理後経過期間    180 日以上
- ・転換後経過期間       0 日以上

外部被ばく評価では、線量当量率の総和が大となる計算結果を評価組成とし、内部被ばく評価では、年間最大取扱量（400 tU）分の計算組成が、排気筒より大気に放出された時の排気筒出口での各同位体濃度を昭和63年科学技術庁告示第20号別表第1第5欄「周辺監視区域外の空気中の濃度限度」で除した値（以下「B/A」という。）の総和が大となる計算結果のうち、次表に示すB/Aが1/100を超える核種を内部被ばく上の安全評価対象核種とした。

なお、ORIGEN計算において、再処理除染係数及び転換除染係数は、以下の値を使用した。再処理除染係数のうち、Pu, Am, Cmは文献(1)、その他は文献(2)、Np, Tc, Sr, Sb, Cs, Euは従来試験の実績、Zr, Nb, Ru, Rhは再処理工場の実績値により設定した。また、転換除染係数のうち、Nb, Sbは文献(3)、Tcは文献(4)、Np, Pu, Ruは従来試験の実績、これら以外の核種は転換工程のフッ化物蒸気圧により設定した。

・再処理除染係数	U	1	Zr, Nb, Ru, Rh	10 <sup>6</sup>		
	Np	10 <sup>3</sup>	Tc	10 <sup>5</sup>		
	Pu	10 <sup>6</sup>	Sr, Sb, Cs, Eu	10 <sup>8</sup>		
	Am, Cm	10 <sup>8</sup>	その他	10 <sup>6</sup>		
・転換除染係数	U	1	Sr	10 <sup>23</sup>	Pr	10 <sup>19</sup>
	Tl	10 <sup>4</sup>	Y	10 <sup>20</sup>	Pm	10 <sup>24</sup>
	Bi	10 <sup>6</sup>	Zr, Ba, Ce	10 <sup>10</sup>	Sm	10 <sup>14</sup>
	Pb	10 <sup>8</sup>	Nb	2.2×10 <sup>2</sup>	Eu	10 <sup>21</sup>
	Ra	10 <sup>19</sup>	Tc	2.5×10 <sup>1</sup>	その他	1
	Ac	10 <sup>14</sup>	Ru, Rh	10 <sup>1</sup>		
	Th	10 <sup>15</sup>	Ag	10 <sup>5</sup>		
	Pa	10 <sup>7</sup>	Cd	10 <sup>13</sup>		
	Np, Pu	10 <sup>2</sup>	Sn	10 <sup>2</sup>		
	Am	10 <sup>11</sup>	Sb	9×10 <sup>0</sup>		
	Cm	10 <sup>10</sup>	Cs	10 <sup>7</sup>		

	同位体濃度 B (Bq/cm <sup>3</sup> )	濃度限度 A (Bq/cm <sup>3</sup> )	B/A
<sup>228</sup> Th	$1.63 \times 10^{-3}$	$1.00 \times 10^{-9}$	$1.63 \times 10^6$
<sup>234</sup> U	$6.21 \times 10^{-2}$	$2.00 \times 10^{-7}$	$3.11 \times 10^5$
<sup>238</sup> U	$2.10 \times 10^{-2}$	$2.00 \times 10^{-7}$	$1.05 \times 10^5$
<sup>236</sup> U	$1.29 \times 10^{-2}$	$2.00 \times 10^{-7}$	$6.45 \times 10^4$
<sup>232</sup> U	$1.63 \times 10^{-3}$	$4.00 \times 10^{-8}$	$4.08 \times 10^4$
<sup>224</sup> Ra	$1.63 \times 10^{-3}$	$2.00 \times 10^{-7}$	$8.15 \times 10^3$
<sup>230</sup> Th	$5.59 \times 10^{-6}$	$1.00 \times 10^{-9}$	$5.59 \times 10^3$
<sup>235</sup> U	$9.34 \times 10^{-4}$	$2.00 \times 10^{-7}$	$4.67 \times 10^3$
<sup>234</sup> Th	$2.10 \times 10^{-2}$	$1.00 \times 10^{-5}$	$2.10 \times 10^3$
<sup>106</sup> Ru	$2.00 \times 10^{-3}$	$1.00 \times 10^{-6}$	$2.00 \times 10^3$
<sup>238</sup> Pu	$1.29 \times 10^{-6}$	$1.00 \times 10^{-9}$	$1.29 \times 10^3$
<sup>220</sup> Rn	$1.63 \times 10^{-3}$	$2.00 \times 10^{-6}$	$8.15 \times 10^2$
<sup>231</sup> Pa	$1.98 \times 10^{-7}$	$3.00 \times 10^{-10}$	$6.60 \times 10^2$
<sup>241</sup> Am	$5.49 \times 10^{-7}$	$1.00 \times 10^{-9}$	$5.49 \times 10^2$
<sup>212</sup> Pb	$1.63 \times 10^{-3}$	$3.00 \times 10^{-6}$	$5.43 \times 10^2$
<sup>241</sup> Pu	$2.69 \times 10^{-5}$	$5.00 \times 10^{-8}$	$5.38 \times 10^2$
<sup>240</sup> Pu	$3.26 \times 10^{-7}$	$1.00 \times 10^{-9}$	$3.26 \times 10^2$
<sup>239</sup> Pu	$2.03 \times 10^{-7}$	$1.00 \times 10^{-9}$	$2.03 \times 10^2$
<sup>237</sup> Np	$1.65 \times 10^{-7}$	$9.00 \times 10^{-10}$	$1.83 \times 10^2$
<sup>227</sup> Ac	$2.84 \times 10^{-8}$	$3.00 \times 10^{-10}$	$9.47 \times 10^1$
<sup>212</sup> Bi	$1.63 \times 10^{-3}$	$2.00 \times 10^{-5}$	$8.15 \times 10^1$
<sup>233</sup> U	$1.65 \times 10^{-6}$	$2.00 \times 10^{-7}$	$8.25 \times 10$
<sup>229</sup> Th	$1.56 \times 10^{-9}$	$2.00 \times 10^{-10}$	$7.80 \times 10$
<sup>127m</sup> Te	$1.16 \times 10^{-4}$	$2.00 \times 10^{-5}$	$5.80 \times 10$
<sup>154</sup> Eu	$5.40 \times 10^{-6}$	$2.00 \times 10^{-6}$	$2.70 \times 10$
<sup>231</sup> Th	$9.34 \times 10^{-4}$	$5.00 \times 10^{-4}$	$1.87 \times 10$

	同位体濃度 B (Bq/cm <sup>2</sup> )	濃度限度 A (Bq/cm <sup>2</sup> )	B/A
<sup>242</sup> Pu	$1.08 \times 10^{-9}$	$1.00 \times 10^{-9}$	$1.08 \times 10$
<sup>227</sup> Th	$2.81 \times 10^{-8}$	$3.00 \times 10^{-8}$	$9.37 \times 10^{-1}$
<sup>228</sup> Ra	$2.85 \times 10^{-8}$	$6.00 \times 10^{-8}$	$4.75 \times 10^{-1}$
<sup>125m</sup> Te	$2.50 \times 10^{-5}$	$6.00 \times 10^{-5}$	$4.17 \times 10^{-1}$
<sup>103</sup> Ru	$2.04 \times 10^{-5}$	$5.00 \times 10^{-5}$	$4.08 \times 10^{-1}$
<sup>155</sup> Eu	$3.22 \times 10^{-6}$	$1.00 \times 10^{-5}$	$3.22 \times 10^{-1}$
<sup>226</sup> Ra	$1.21 \times 10^{-8}$	$5.00 \times 10^{-8}$	$2.42 \times 10^{-1}$
<sup>95</sup> Nb	$2.26 \times 10^{-5}$	$1.00 \times 10^{-4}$	$2.26 \times 10^{-1}$
<sup>129m</sup> Te	$2.13 \times 10^{-6}$	$2.00 \times 10^{-5}$	$1.07 \times 10^{-1}$
<sup>127</sup> Te	$1.14 \times 10^{-4}$	$2.00 \times 10^{-3}$	$5.70 \times 10^{-2}$
<sup>234</sup> Pa	$2.72 \times 10^{-5}$	$6.00 \times 10^{-4}$	$4.53 \times 10^{-2}$
<sup>123</sup> Sn	$4.11 \times 10^{-7}$	$1.00 \times 10^{-5}$	$4.11 \times 10^{-2}$
<sup>153</sup> Gd	$8.22 \times 10^{-7}$	$2.00 \times 10^{-5}$	$4.11 \times 10^{-2}$
<sup>225</sup> Ac	$1.56 \times 10^{-9}$	$4.00 \times 10^{-8}$	$3.90 \times 10^{-2}$
<sup>210</sup> Pb	$1.16 \times 10^{-9}$	$3.00 \times 10^{-8}$	$3.87 \times 10^{-2}$
<sup>225</sup> Ra	$1.56 \times 10^{-9}$	$6.00 \times 10^{-8}$	$2.60 \times 10^{-2}$
<sup>232</sup> Th	$6.37 \times 10^{-12}$	$3.00 \times 10^{-10}$	$2.12 \times 10^{-2}$
<sup>210</sup> Po	$9.80 \times 10^{-10}$	$5.00 \times 10^{-8}$	$1.96 \times 10^{-2}$
<sup>125</sup> Sb	$8.28 \times 10^{-7}$	$5.00 \times 10^{-5}$	$1.66 \times 10^{-2}$

(d) 受入れ仕様核種

外部被ばく評価、内部被ばく評価及び臨界評価で、評価上の寄与率が高い核種については、受入れ前に受入れ分析を実施し、次表の受入れ仕様を満足することを確認する。

ウラン同位体	$^{235}\text{U}$	0.9 %以上 1.3 %以下
	$^{232}\text{U}$	1.2 ppb以下
	$^{234}\text{U}$	0.027 %以下
	$^{236}\text{U}$	0.4 %以下
核分裂生成物	$^{95}\text{Nb}$	$1.3 \times 10^1 \text{ Bq/g}$ 以下
	$^{106}\text{Ru}$	$1.0 \times 10^2 \text{ Bq/g}$ 以下
超ウラン元素	$\text{Np}(\alpha)$	$9.6 \times 10^{-2} \text{ Bq/g}$ 以下
	$\text{Pu}(\alpha)$	$1.0 \times 10^{-1} \text{ Bq/g}$ 以下
	$\text{Am}(\alpha)$	$3.2 \times 10^{-1} \text{ Bq/g}$ 以下

受入れ仕様に示した核種及びこの核種からの推定が可能な核種は、外部被ばく評価値及び内部被ばく評価値の約99%を占めている。受入れ仕様の選定及び安全評価対象核種の組成設定の考え方を次表に示す。

核 種		受入前確認	安全評価対象核種の組成設定
ウラン同位体	$^{232}\text{U}$	○	仕様値 受け入れる回収ウランの再処理工程及び転換工程から推定 仕様値 仕様値 仕様値 ウラン同位体の残り
	$^{233}\text{U}$	○	
	$^{234}\text{U}$	○	
	$^{235}\text{U}$	○	
	$^{236}\text{U}$	○	
	$^{238}\text{U}$	○	
ウラン同位体の娘核種	$^{208}\text{Tl}$	}	$^{232}\text{U}$ から推定
	$^{212}\text{Pb}$		
	$^{212}\text{Bi}$		
	$^{220}\text{Rn}$		
	$^{224}\text{Ra}$		
	$^{228}\text{Th}$		
	$^{225}\text{Ra}$	}	$^{233}\text{U}$ から推定
	$^{225}\text{Ac}$		
	$^{228}\text{Th}$		
	$^{210}\text{Pb}$	}	$^{234}\text{U}$ から推定
	$^{210}\text{Po}$		
	$^{226}\text{Ra}$	}	$^{235}\text{U}$ から推定
	$^{230}\text{Th}$		
	$^{223}\text{Ra}$		
	$^{227}\text{Ac}$	}	$^{236}\text{U}$ から推定
	$^{227}\text{Th}$		
$^{231}\text{Th}$			
$^{231}\text{Pa}$			
$^{232}\text{Th}$	}	$^{238}\text{U}$ から推定	
$^{234}\text{Th}$			
$^{234}\text{Pa}$			
$^{234\text{m}}\text{Pa}$			
核分裂生成物	$^{95}\text{Nb}$	○	仕様値 $^{106}\text{Ru}$ から推定 仕様値 $^{106}\text{Ru}$ から推定 受け入れる回収ウランの再処理工程及び転換工程から推定
	$^{103}\text{Ru}$	○	
	$^{106}\text{Ru}$	○	
	$^{106}\text{Rh}$	○	
	$^{123}\text{Sn}$	○	
	$^{125}\text{Sb}$	○	
	$^{125\text{m}}\text{Te}$	○	
	$^{127}\text{Te}$	○	
	$^{127\text{m}}\text{Te}$	○	
	$^{129\text{m}}\text{Te}$	○	
	$^{154}\text{Eu}$	○	
$^{155}\text{Eu}$	○		
$^{153}\text{Gd}$	○		
超ウラン元素	$^{237}\text{Np}$	○	仕様値 $\text{Np}(\alpha)$ 仕様値 $\text{Pu}(\alpha)$ 仕様値 $\text{Pu}(\alpha)$ $\text{Pu}(\alpha)$ から推定 仕様値 $\text{Am}(\alpha)$
	$^{238}\text{Pu}$	○	
	$^{239}\text{Pu}$	○	
	$^{240}\text{Pu}$	○	
	$^{242}\text{Pu}$	○	
	$^{241}\text{Pu}$	○	
$^{241}\text{Am}$	○		

参考文献

(1) ORO-656(1967)

Uranium Hexafluoride Specifications studies

(2) Proc. 3rd UN Conf(1965)

The development of the new separation plant

(3) K-1713(1967)

Removal of Impurities from Uranium Hexafluoride by Selective Sorption Techniques

(4) TID-18290(1962)

Separation of Technetium-99 from Uranium Hexafluoride



操 作 項 目		DOP-1 定常操作 (UF <sub>6</sub> 操作系)	原料の脱気 又は原料回 収操作	カスケード 排気操作	DOP-2 定常操作 (UF <sub>6</sub> 操作系)	NaF 処理操 作	均 質 操 作	
年間取扱量 (ton-U)		最大流量時 200	1.136	0.125	0.097	0.240	0.170	0.035
核燃料物質の 種類		回収ウラン			回収ウラン系濃縮ウラン			天然ウラン系 劣化ウラン
比 放射能 (Bq/g-U)	ウラン	8.64×10 <sup>4</sup>			4.45×10 <sup>5</sup>			1.84×10 <sup>4</sup>
	FP, TRU	2.68×10 <sup>2</sup>			2.46×10 <sup>3</sup>			—
工程 から 排気系 への 移行率	ウラン	1×10 <sup>-7</sup>		1×10 <sup>-4</sup>	1×10 <sup>-7</sup>			
	FP, TRU	1×10 <sup>-3</sup>		1	1×10 <sup>-3</sup>			
	内訳	捕集効率 CoT 1段 99.9% ChT 1段 99.99%		捕集効率 ChT 1段 99.99%		捕集効率 CoT 1段 99.9% ChT 1段 99.99%		
排気系の 捕集効率		高性能エアフィルタ 1段 99.9%						
年間 放出量  (Bq)	ウラン	1.73×10 <sup>3</sup>	9.82	1.08×10 <sup>3</sup>	4.32	1.07×10 <sup>2</sup>	7.57	6.44×10 <sup>-2</sup>
	FP, TRU	5.36×10 <sup>4</sup>	3.01×10 <sup>2</sup>	3.35×10 <sup>4</sup>	2.39×10 <sup>2</sup>	5.90×10 <sup>2</sup>	4.18×10 <sup>2</sup>	—
	合計	D <sub>1</sub> 5.5×10 <sup>4</sup>	D <sub>2</sub> 3.1×10 <sup>2</sup>	D <sub>3</sub> 3.5×10 <sup>4</sup>	D <sub>4</sub> 2.4×10 <sup>2</sup>	D <sub>5</sub> 6.0×10 <sup>2</sup>	D <sub>6</sub> 4.3×10 <sup>2</sup>	D <sub>7</sub> 6.4×10 <sup>-2</sup>
備 考		FP :核分裂生成物                      TRU:超ウラン元素 CoT:コールドトラップ,              ChT:ケミカルトラップ (NaF) FP, TRUは, CoTでのみ捕集される。						

操 作 項 目		DOP-1 定常操作 (UF <sub>6</sub> 操作系)	原料の脱気 又は原料回 収操作	カスケード 排気操作	DOP-2 定常操作 (UF <sub>6</sub> 操作系)	NaF 処理操 作	均 質 操 作	
年間取扱量 (ton-U)		最大流量時 200	1.136	0.125	0.097	0.240	0.170	0.035
核燃料物質の 種類		回収ウラン			回収ウラン系濃縮ウラン			天然ウラン系 劣化ウラン
比 放射能  (Bq/g-U)	ウラン	8.64×10 <sup>4</sup>			4.45×10 <sup>5</sup>			1.84×10 <sup>4</sup>
	FP	2.66×10 <sup>2</sup>			2.44×10 <sup>3</sup>			—
	TRU	1.68			1.54×10 <sup>1</sup>			—
工程 から 排気系 への 移行率	ウラン	1×10 <sup>-7</sup>		1×10 <sup>-4</sup>	1×10 <sup>-7</sup>			
	FP, TRU	1×10 <sup>-3</sup>		1	1×10 <sup>-3</sup>			
	内訳	捕集効率 CoT 1段 99.9% ChT 1段 99.99%		捕集効率 ChT 1段 99.99%	捕集効率 CoT 1段 99.9% ChT 1段 99.99%			
排気系の 捕集効率		高性能エアフィルタ 1段 99.9%						
年間 放出量  (Bq)	ウラン	1.73×10 <sup>3</sup>	9.82	1.08×10 <sup>3</sup>	4.32	1.07×10 <sup>1</sup>	7.57	6.44×10 <sup>-2</sup>
	FP	5.32×10 <sup>4</sup>	3.02×10 <sup>2</sup>	3.33×10 <sup>4</sup>	2.37×10 <sup>2</sup>	5.86×10 <sup>2</sup>	4.15×10 <sup>2</sup>	—
	TRU	3.36×10 <sup>2</sup>	1.91	2.10×10 <sup>2</sup>	1.49	3.70	2.62	—
	合計	5.5×10 <sup>4</sup>	3.1×10 <sup>2</sup>	3.5×10 <sup>4</sup>	2.4×10 <sup>2</sup>	6.0×10 <sup>2</sup>	4.3×10 <sup>2</sup>	6.4×10 <sup>-2</sup>
備 考		FP :核分裂生成物                      TRU:超ウラン元素 CoT:コールドトラップ,              ChT:ケミカルトラップ (NaF) FP, TRUは, CoTでのみ捕集される。						

## 補正前

本施設の放射性物質の年間放出量  $P$  は、この表から次のようになる。

$$\begin{aligned} P &= p_1 + p_2 + p_3 + p_4 + p_5 + p_6 + p_7 \\ &= 9.2 \times 10^4 \text{ (Bq)} \end{aligned}$$

従って、本施設から排気に含まれて放出される放射性物質の年間放出量は、合計  $9.2 \times 10^4$  Bqである。

## 補正後

本施設のウラン同位体及びFP, TRUの年間放出量は、この表から次のようになる。

ウラン同位体の年間放出量  $2.8 \times 10^3$  (Bq)

FPの年間放出量  $8.8 \times 10^4$  (Bq)

TRUの年間放出量  $5.6 \times 10^2$  (Bq)

従って、本施設から排気に含まれて放出される放射性物質の年間放出量は、合計  $9.1 \times 10^4$  Bqである。

## 補正前

また、総放出量  $P$  は、

$$\begin{aligned} P &= W \times (1 - 0.5) \times (1 - 0.99999) \times 4.49 \times 10^5 \text{ (Bq/g-U)} \\ &= 7.6 \times 10^3 \text{ (Bq)} \end{aligned}$$

となる。

「変更後における核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線の被ばく管理並びに放射性廃棄物の廃棄に関する説明書」の評価式により、事故時の排気に含まれて放出される放射性物質を吸入することに起因する一般公衆の実効線量当量を算定した結果は、 $1.1 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ となり、十分小さい。

## 補正後

また、ウラン同位体  $P_1$  は、

$$\begin{aligned} P_1 &= W \times (1 - 0.5) \times (1 - 0.99999) \times 4.45 \times 10^5 \text{ (Bq/g-U)} \\ &= 7.5 \times 10^3 \text{ (Bq)} \end{aligned}$$

となり、

ウラン娘核種の放出量  $P_2$  は、

$$\begin{aligned} P_2 &= W \times 8.73 \times 10^3 \text{ (Bq/g-U)} \\ &= 3.0 \times 10^7 \text{ (Bq)} \end{aligned}$$

となり、

F P の放出量  $P_3$  は、

$$\begin{aligned} P_3 &= W \times (1 - 0.5) \times (1 - 0.99999) \times 2.44 \times 10^3 \text{ (Bq/g-U)} \\ &= 4.1 \times 10^1 \text{ (Bq)} \end{aligned}$$

となり、

T R U の放出量  $P_4$  は、

$$\begin{aligned} P_4 &= W \times (1 - 0.5) \times (1 - 0.99999) \times 1.54 \times 10^1 \text{ (Bq/g-U)} \\ &= 2.6 \times 10^{-1} \text{ (Bq)} \end{aligned}$$

となる。

よって、総放出量Pは、

$$P = P_1 + P_2 + P_3 + P_4 \\ = 3.0 \times 10^7 \text{ (Bq)}$$

となる。

一般公衆の実効線量当量の算定は、次式による。

$$D = 50 \text{ mSv} \times \frac{I}{A L I}$$

$$I = X \times M a$$

上式で、

- D : 事故時の排気に含まれて放出される放射性物質を吸入することに起因する一般公衆の実効線量当量 (mSv)
- I : 放射性物質の摂取量 (Bq)
- A L I : 年摂取限度 (Bq)
- { 告示第20号別表第1に示す吸入摂取の場合における }  
{ 年限度を用いた。 }
- X : 評価点における放射性物質の濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)
- { 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」  
に基づき以下の条件で計算した。  
放出源高さ：地上放出  
大気安定度：F  
風速：1 m/秒  
風向：評価点方向  
評価点：排気筒から最も近い周辺監視区域境界 }
- M a : 人の活動時呼吸量 (cm<sup>3</sup>/時)

事故時の排気に含まれて放出される放射性物質を吸入することに起因する一般公衆の実効線量当量を算定した結果は、 $1.1 \times 10^{-2} \text{ mSv}$ となり、十分小さい。