

3. アクチノイド核種の感度解析と消滅処理

原 研 三 谷 浩

1. はじめに

アクチノイド核種には半減期の長い α 放射性核種が多く含まれているために、核分裂生成物に比較して冷却期間が400年以上になるとアクチノイド核種からの放射線危険指数が大きくなる。これを無害なレベルまで減少させるためにはほぼ10万年の隔離が必要である。一方核分裂生成物はほぼ1,000年程度で無害なレベルまで達すると考えられる。ところが高レベルの放射性廃棄物としてのアクチノイド核種を10万年もの長い期間にわたって安全に隔離することは極めて困難なことである。

現在の所アクチノイド核種を完全にコントロールする方法は無いが、中性子による核分裂を利用し核分裂生成物に変換する核種消滅処理の方法が最も有望な手段として研究されている。一般に中性子のエネルギーが高くなるとアクチノイド核種の核分裂と捕獲の比が大きくなるので、高速炉系にアクチノイド核種をリサイクルするほうが効率が良くなる。ところがアクチノイド核種の高エネルギー領域での中性子断面積には不確定さが大きくその信頼性は低い。

ここでは、(1)アクチノイド核種の生成量を評価するときの感度解析と断面積の優先度、(2)高速炉にアクチノイド核種をリサイクルする消滅処理の方法、について特に核データとの関連が明らかになるように説明する。

2. 感度解析と断面積の重要度および優先度

アクチノイド核種が原子炉系で問題となるのは、

- (i) 燃料のリサイクルも含めた原子炉の運転
- (ii) 原子炉の炉停止の反応度マージンと熱発生
- (iii) 照射済燃料の輸送、再処理、再加工
- (iv) 高レベルの放射性廃棄物

である。これらの個々の問題について正しい評価を行うためには、まずアクチノイド核種の原子炉における生成量を精度良く知ることが必要である。ここでは高速炉に関係した問題についてのみ述べることにする。

2.1 アクチノイド核種の生成量と群定数

通常、アクチノイド核種の生成量を計算するためには1群に縮約された群定数が用いられている。種々の研究所で作成評価されたアクチノイド核種の断面積を代表的な高速炉のスペクトルで平均し

た1群の群定数をTable 1に示す。ここでORIGENはORNLで作成された計算コードに組み込まれている値であり、FISPINはUKで作成されたものである。両者ともに1973年に公表されたものである。TNDは1975年の第1回のAdvisory group meeting on TNDでまとめられたものであり、SAVRはBenjamin et al.により1975年に公表されたものである。尚、ENDF/B-IVは1974年の値である。いずれも4～6年前に公開されたものであるが高速炉の計算では世界各国で広く用いられている。特にORIGENは完備された計算コードとしてその利用度は広い。

このTableからみて、1群の群定数が種々の核種で2倍以上違っているものが多く、いずれを用いた方が良いかは全く判断の基準となるものがない。ただ第1回のTNDの会議の後でいくつかのコメントがなされている。これによるとORIGENの σ_c では、 ^{237}Np , ^{241}Pu , ^{241}Am , ^{243}Am の値が小さく、 σ_f では ^{238}Pu が大きく ^{242}Am が小さすぎる。しかし、 ^{242}Cm については測定データがないので明確なコメントができないことが報告されている。

H. Küster et al. は上記のデータ・ソースを用いて、フランスの実験炉「ラブソデー」で燃料ピンを80,000 MWd/tの燃焼度まで照射し、取り出し燃料を3年間冷却した後の主な核種の濃度を推定している。これをTable 2に示す。この計算はORIGENコードを用い、他のデータ・ソースをORIGENの値とおきかえて評価したものである。一応ORIGENの値を基準にして他の値と比較してあるが、2倍以上もちがうものが多い。通常の計算では基本モード・スペクトラムを用いて計算されるが、さらに詳細な計算と比較すると計算方法による違いは-60%から+30%程度であると報告されている。これから現状では計算方法よりも断面積の不確定さによる影響がはるかに大きいことが解る。尚、 ^{241}Am の断面積が大きく違うにもかかわらず濃度組成が良く一致しているのは、 ^{241}Pu からの β -崩壊で生成されるために冷却期間を3年もとると断面積の影響が小さくなるためと思われる。

2.2 生成量に対する感度解析

アクチノイド核種の断面積の不確定さがどの程度濃度組成の評価に影響するかはTable 2で明らかである。しかし、アクチノイド核種の生成崩壊のチェーンは複雑であり、1つの核種の断面積の不確定さが他の核種の生成量にどのように影響するかは、感度解析を行って見ないと定量的に知ることができない。アクチノイド核種の崩壊チェーンを ^{235}U から ^{245}Cm までの25核種についてFig. 1に示す。これから定性的な性質は理解できるが定量的な議論はできない。次に感度解析の具体例について述べる。

感度係数は一般に積分量に含まれているパラメータを1%変えたときに積分量が何パーセント変

るかによって定義されている。これを計算するには直接計算法と摂動論による方法がある。しかし前者の方法では計算時間がかかりすぎるので後者の方法が広く用いられている。アクチノイド核種の生成崩壊を記述する方程式は連立一次常微分方程式で近似的に表わされる。この解き方には種々の方法があるが、上記の方程式系を固有値問題に帰着させて解き、感度係数を計算するコード“EIGENS”を作成した。

1,000 MWe 高速炉でPu燃料としてBWR から取り出したものと、FBRのブランケットから取り出したものを装荷した2種類の系について計算した。尚、前者のPu燃料の組成は $^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu} = 58.7/25.7/12.3/3.2$ (W/o)であり、後者は $95.0/5.0/0.0/0.0$ (W/o)である。主なアクチノイド核種の生成量に対する感度係数をFigs. 2~7に示す。これらは炉内で2年間照射し($\sim 10,000$ MWd/t), 180日間冷間したものである。この180日間の冷却は燃料の再処理までの最少冷却期間として考えた。また、Figs. 2~7で示すアクチノイド核種は高レベルの放射性廃棄物として重要な核種である。

Fig. 2の ^{237}Np の生成量については、 ^{238}U の(n, 2n)反応の断面積の影響が大きく、これを10%変えると ^{237}Np の生成量が9%程度変化することが解る。他の核種の断面積の影響はほとんど無視できるくらい小さい。これは高速炉の炉心に ^{238}U が非常に多いことによるものであり、 ^{237}Np は ^{238}U の(n, 2n)反応で ^{237}U が作られ、これが β 崩壊して生成されることが解る。これに較べて ^{238}Pu の生成量は ^{241}Pu の λ_β , ^{241}Am の σ_c , ^{242}Cm の λ_α , および ^{238}U の $\sigma_{n,2n}$, ^{237}Np の σ_c の不確定さに影響される。これは用いるPu燃料の種類によって全く異なり、BWRからのPu燃料を用いた場合には ^{241}Pu の β 崩壊の影響が大きく、FBRのブランケットからのPu燃料を用いた場合には ^{238}U の(n, 2n)反応の影響が大きいたことが解る。尚、核分裂断面積を増加させたときには、すべての核種は核分裂により濃度が減少するのでその感度係数は負になる。

Figs. 2~7で示した核種について明らかなことは、(1) 捕獲断面積の影響が比較的大きい、(2) ^{238}U の(n, 2n)反応断面積の影響が大い、(3) ^{241}Pu の β 崩壊定数および ^{242}Cm の α 崩壊定数の影響が大い、(4) 用いるPu燃料の種類によって断面積の影響が変わる、ことである。

2.3 断面積の重要度と優先度

上記の感度解析の結果からアクチノイド核種の生成量を精度良く推定するためには、どの断面積を優先的に評価あるいは測定すべきかについて明らかにすることができる。まず定性的な性質を調べるために、装荷燃料以外の核種で生成量の多いものから順に縦に配列し、各々の核種で感度係数の大きい順に5個をとり横に配列してマトリックスを作成した。これをTable 3に示してある。これから定性的に行と列の値の小さいところに配列された断面積あるいは崩壊定数の重要度が大き

いことになる。これからみて、崩壊定数では ^{241}Pu の λ_B 、 ^{242}Cm の λ_α 、捕獲断面積では、 ^{242}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{237}Np 、 ^{241}Am 、 ^{243}Am 、核分裂断面積では、 ^{241}Pu 、 ^{242}Pu 、 ^{237}Np 、また ^{238}U の(n, 2n)反応断面積の重要度が大きいことが理解できる。

しかし、重要度と優先度は意味が違い、前者は生成量の評価である断面積がどのような役割を占めているかを示すが、その断面積が精度良く測定されているものであれば、優先度が低くなる。即ち、優先度を定めるためには断面積の現在の誤差が関係し、重要度が大きくて誤差の大きいものが優先度が高いと考えることになる。この優先度を定量的に評価するためには、さらに個々の核種の生成量について目標精度を明確にする必要がある。しかし、重要度或は優先度は必ずしも定量的である必要はない。アクチノイド核種の高エネルギーの断面積の値そのものが2倍程度も異なるときには、断面積の精度も勿論それ程はっきりと定められるものではない。したがって、断面積の要求精度についても同様である。しかし、これらの前提条件をふまえた上で定量的に断面積の優先度及び要求精度を評価することは1つの目安としてもそれなりの意味がある。断面積の優先度をTable 4に示す。これは生成量の多いもの程、種々の因子、特に高レベルの放射性廃棄物の評価で重要であるとの考えに基づいて目標精度を定めたものである。原子炉の設計では種々の物理量について目標精度が明確にされているが、アクチノイド核種が重要となる種々の評価値について現在のところ目標精度を明確にする程に総合的な評価が行われていない。尚、この計算は非線型最適化問題として取り扱った結果である。

3. アクチノイド核種の消滅処理

高レベルの放射性廃棄物としてアクチノイド核種をどのように処理処分すべきかについては種々の方法が考えられている。しかし、低レベルの放射性廃棄物とちがって、永久隔離が無害化するかのいずれかの方法によらなければならない。後者の方法として、中性子による核種変換・消滅処理について考えてみる。この場合でも次の方法がある。

(1) 核分裂炉

- a) 熱中性子炉にリサイクルする。
- b) 高速炉にリサイクルする。
- c) 専用燃焼高速炉で核種変換を行う。

(2) 加速器・熔融塩炉システム

(3) 核融合炉

ここでは最も良く研究されている高速炉にアクチノイド核種をリサイクルする場合について考える。

3.1 アクチノイド廃棄物と危険指数

まず最初に3,000 MWTの熱中性子炉と高速炉の各々について1基当り年間にどれ位いのアクチノイド廃棄物が生成されるかをTable 5に示す。この場合、UとPuは再処理で0.5%が廃棄物になると仮定して計算してある。これからUとPu以外では、熱中性子炉で ^{237}Np 、高速炉では ^{241}Am が多いことが解る。これらのアクチノイド廃棄物と核分裂生成物の放射線危険指数^{*}を比較したものをFig. 8に示す。これから400年以上になるとアクチノイド核種の放射線危険指数が大きくなるが、これを1/200に減少させると1,000年以上になっても核分裂生成物と変わらなくなる。現実これだけ効率の良い消滅処理の方法があれば問題がなくなるがこれは不可能である。

アクチノイド核種で問題になるのは、最初100年程度までは ^{242}Cm 、 ^{244}Cm 、 ^{241}Pu からの寄与が大きく、1,000年程度までは、 ^{236}Pu 、 ^{241}Am の寄与が大きい。これ以上になると ^{241}Am 、 ^{243}Am 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu が効いてくるが、 ^{237}Np は100万年以上の長期間にわたって問題となる核種である。結局、 ^{241}Am 、 ^{243}Am 、 ^{237}Np が高レベルの放射性廃棄物として効率良く消滅処理すべき核種となる。

3.2 高速炉でのリサイクル

初期の頃には軽水炉にアクチノイド核種をリサイクルすることが広く検討された。これによると、もし再処理で99.9%の効率でアクチノイド核種が抽出されれば、リサイクルで平衡状態に達したアクチノイド核種による有害度は、1,000年で核分裂生成物の2倍程度になり、 10^6 年では核分裂生成物の半分になることが明らかにされている。しかし、99.9%の抽出効率は現在のところ不可能であり、その効率は99.5%であるとされている。さらに、前に述べたようにアクチノイド核種の核分裂と捕獲の比はエネルギーが高くなると大きくなるので、高速炉でリサイクルするほうがはるかに効率の良い消滅処理が期待できる。

実際に高速炉にアクチノイド核種をリサイクルする場合には、軽水炉3基と高速炉1基から生成されるアクチノイド核種を混合し、これに希釈材としてタングステン等を用いて照射用の燃料要素を作製し、高速炉の炉心中心の約3~7%の体積比のところに装荷される。このモデルをFig. 9

* Hazard indexとしては種々の定義があるが、ここで用いられているのは

$$\text{hazard index} = \sum_i \lambda_i N_i / (\text{RCG})_i$$
である。(RCG)_i = radioactivity concentration guide for nuclide i for public consumption. ここでwater RCGを用いると、ingestion hazard = total volume of water required to dilute the wastes to public drinking water standards, となる。

に示す。

次に, Beaman et al. による具体的計算例を Table 6 に示す。これは 1,200 MWe の高速炉の炉心中心領域 (10,000 MWd/t) に高速炉 1 基から生成されたアクチノイド核種 54.2 kg と軽水炉 3 基から生成された $3 \times 19.6 \text{ kg} = 58.8 \text{ kg}$ を混合し, 113 kg のアクチノイド核種を各サイクルごとに装荷してリサイクルしたものである。高速炉の寿命を 40 年とし, 1 サイクルの期間を 472.4 日として, 32 サイクルまで計算したものである。ただし, 再処理, 再加工に 2 年間を考えている。この場合に各サイクルごとに生成される Pu は次のサイクルでは装荷せず除外している。Beaman et al. は ^{237}Np から ^{252}Cf の 22 核種について計算しているが, Table 6 はこのうちの主な 5 核種のみを示したものである。

これからある核種が平衡に達するまでのサイクル数はその核種の質量が大きいと多くなることを指摘している。例えば, ^{237}Np は 14 サイクルでほぼ平衡に達し, ^{244}Cm は 30 サイクルで平衡に達している。しかし, ^{244}Cm よりも重い核種は 32 サイクルまでの範囲では平衡に達しない。アクチノイド核種の混合されたものはほぼ 26 サイクルで平衡に達している。この平衡に達した後は各サイクルごとに 113 kg のアクチノイド核種が消滅し核分裂生成物に変換されていることになる。アクチノイド核種をリサイクルしない場合には 3,620 kg が蓄積するが, これをリサイクルした場合には 351 kg に減少する。この他に, 新しく高速炉 1 基および軽水炉 3 基から生成される 113 kg と再処理および再加工の 2 年間に 226 kg のアクチノイド核種が残っているので, 32 回のリサイクルの後には合計 690 kg のアクチノイド核種が存在することになる。これから高速炉にアクチノイド核種をリサイクルすることにより全体の量が $1/5.2$ に減少したことになる。これをさらに次の高速炉にリサイクルさせてゆくことを考えているが消滅効果をさらに良くすることが必要であると思われる。この点さらに効率の良い専用燃焼高速炉のほうが有利であると思われるが, さらに種々の可能性についても具体的に調べる必要がある。

上記のリサイクルで平衡に達した時に, 断面積の不確定さが濃度組成にどの程度影響するかを計算したものを Table 7 に示す。リサイクル期間が 40 年にもわたっているのに断面積の不確定さの影響は意外に小さいと思われる。しかし, ^{241}Am の σ_c を $\pm 40\%$ 変えたときには ^{241}Am の平衡組成は 96.3 ~ 58.7 kg の巾をもつことになり, ^{243}Am の σ_c を $\pm 40\%$ 変えたときには ^{243}Am の平衡組成は 89.7 ~ 55.5 kg の範囲となり, これはかなり大きいと考えねばならない。この問題についてはさらに詳細な検討が進められている。

最後に, U. S. の DOE でまとめた 2,000 年までのアクチノイド廃棄物の蓄積とこれを処理するために必要な軽水炉および高速炉の数を示したものを Table 8 に与えておく。これから軽水炉の

みにアクチノイド廃棄物をリサイクルするときには実際に稼働している炉よりも多くの軽水炉が必要になる。しかし、高速炉にアクチノイド廃棄物をリサイクルした場合でもかなりの数の高速炉が必要であることが解る。この点から考えてもさらに消滅効果の良い方法を検討する必要があると思われる。

4. あとがき

アクチノイド核種の生成量についての感度解析とアクチノイド廃棄物を高速炉にリサイクルするときの消滅処理について現状のあらましを述べた。アクチノイド核種はその利用の方法によっては燃料ともなり或は高レベルの放射性廃棄物ともなる。今後さらに基礎的研究を継続してゆくと同時に技術的可能性についてもつめてゆく必要がある。尚、第2回の **Advisory group meeting on TND** が 4/30～5/3 にわたって Cadarache で開かれる。新しい進展が期待される。

Table . 1 Comparison of one-group data from different sources

Nuclide	ORIGEN		FISPIN		TND		SAVR		ENDF/B4	
	σ_c	σ_f	σ_c	σ_f	σ_c	σ_f	σ_c	σ_f	σ_c	σ_f
Np-237	0.76	0.36	1.87	0.34		0.32			1.76	0.32
Pu-238	0.22	1.38	0.44	1.15	0.68	1.12				
Pu-239	0.5	1.85	0.51	1.82						
Pu-240	0.41	0.35	0.59	0.38						
Pu-241	0.43	2.49	0.59	2.64						
Pu-242	0.34	0.28	0.38	0.3			0.23	0.25		
Am-241	0.99	0.46	1.91	0.4	1.88	0.45			1.09	0.4
Am-242	0.4	1.83	0.1	3.3	0.38	3.73				
Am-243	0.55	0.27	1.7	0.19	0.9	0.22	0.42	0.19	0.81	0.18
Cm-242	0.38	0.42	0.5	1.26						
Cm-243	0.4	0.32	0.1	3.14						
Cm-244	0.37	0.41	0.48	0.55		0.39	0.58	0.55	0.5	0.52

Table . 2 Nuclide concentrations (gr/fuel weight), 3 years after discharge, for different data sets

Nuclide	ORIGEN	FISPIN		TND		SAVR	
			F/O		T/O		S/O
Np-237	1.62(-2)	1.35(-2)	0.83	1.64(-2)	1.01	1.64(-2)	1.01
Pu-238	5.02(-4)	1.12(-3)	2.23	6.37(-4)	1.27	5.02(-4)	1.00
Am-241	2.79(-2)	2.98(-2)	1.07	2.77(-2)	0.99	2.79(-2)	1.00
Am-242m	3.71(-5)	7.45(-5)	2.01	6.74(-5)	1.82	3.71(-5)	1.00
Am-243	2.85(-5)	4.66(-5)	1.64	2.87(-5)	1.01	1.95(-5)	0.68
Cm-242	9.36(-7)	1.89(-6)	2.02	1.74(-6)	1.86	9.36(-7)	1.00
Cm-244	2.48(-7)	1.27(-6)	5.12	4.02(-7)	1.62	1.29(-7)	0.52

Table 3 Priority of decay constants and cross sections to be measured, which is derived from sensitivity analyses for build-up and decay of actinides in the core of 1000 MWe LMFBR *

Nuclides		Actinides reprocessed yearly (gr)**	Priority of decay constants and cross sections				
			1	2	3	4	5
1	Am-241	1.011 (+4)	λ_{β} (Pu-241)	σ_f (Pu-241)	σ_c (Pu-240)	σ_c (Am-241)	σ_c (Pu-241)
2	Am-243	4.878 (+3)	σ_c (Pu-242)	σ_c (Pu-241)	σ_c (Am-243)	σ_f (Pu-241)	σ_f (Pu-242)
3	Np-237	2.504 (+3)	$\sigma_{n,2n}$ (U-238)	σ_c (Np-237)	σ_c (U-236)	σ_c (U-235)	σ_f (Np-237)
4	U-236	1.908 (+3)	σ_c (U-235)	σ_f (U-235)	σ_c (U-236)	λ_{α} (Pu-240)	σ_f (U-236)
5	Pu-238	1.124 (+3)	λ_{β} (Pu-241)	σ_c (Am-241)	λ_{α} (Cm-242)	$\sigma_{n,2n}$ (U-238)	σ_c (Np-237)
6	Cm-244	4.243 (+2)	σ_c (Pu-242)	σ_c (Am-243)	σ_c (Pu-241)	σ_f (Cm-244)	σ_c (Cm-244)
7	Cm-242	2.168 (+2)	λ_{β} (Pu-241)	σ_c (Am-241)	σ_f (Pu-241)	σ_c (Pu-240)	λ_{α} (Cm-242)
8	Am-242m	2.148 (+2)	λ_{β} (Pu-241)	σ_c (Am-241)	σ_f (Pu-241)	σ_f (Am-242m)	σ_c (Pu-240)
9	Cm-243	2.619 (+1)	σ_c (Cm-242)	λ_{β} (Pu-241)	σ_c (Am-241)	λ_{α} (Cm-242)	σ_f (Pu-241)
10	Cm-245	1.542 (+1)	σ_c (Cm-244)	σ_c (Pu-242)	σ_c (Am-243)	σ_f (Cm-245)	σ_c (Pu-241)

* Pu fuel from BWR.

** irradiation for two years and cooling for 180 days.

Table 4 Order of priorities among nuclear data

Order	Nuclide	Reaction	X_r/Δ_a
1	Pu-242	σ_c	0.157
2	Am-243	σ_c	0.165
3	U-238	$\sigma_{n,2n}$	0.168
4	Am-241	σ_c	0.256
5	Am-243	σ_f	0.295
6	Pu-242	σ_f	0.296
7	Cm-242	σ_f	0.302
8	Pu-239	$\sigma_{n,2n}$	0.324
9	Cm-242	σ_c	0.352
10	Cm-244	σ_c	0.354
11	U-236	σ_c	0.382
12	Pu-240	σ_c	0.430
13	Pu-238	σ_c	0.448
14	Am-241	σ_f	0.495
15	Am-242m	σ_f	0.499
16	Pu-241	σ_f	0.516
17	Am-242m	σ_c	0.534
18	Cm-245	σ_f	0.536
19	Pu-238	σ_f	0.557
20	Pu-241	σ_c	0.563

Table 5 Actinide waste yearly produced from one 3000 MWT power reactor

	LWR (kg)	FBR (kg)
U-235	1.09	0.19
U-236	0.56	0.005
U-238	128.7	120.0
	130.3	120.2
Np-237	20.80	3.44
Pu-238	0.02	0.09
Pu-239	0.73	7.95
Pu-240	0.29	2.63
Pu-241	0.14	0.72
Pu-242	0.05	0.44
Am-241	1.45	13.23
Am-243	2.50	6.95
Cm-242	0.16	0.54
Cm-244	0.09	0.51
	25.7	36.5
	156.0 kg	156.7 kg

Table 6 Recycle of actinides from one 1200 MWe LMFBR and three
 1200 MWe LWR's (113kg = 54.2kg + 3 x 19.6kg)
 1 cycle = 472.4 days

Cycle	Np-237 (kg)	Am-241 (kg)	Am-243 (kg)	Cm-242 (kg)	Cm-244 (kg)	Total Actinides (kg)	Total if not recycled (kg)
2	64.9	37.0	25.4	3.06	13.1	147	226
4	92.9	56.3	42.0	4.66	25.4	228	452
6	105	66.4	52.8	5.49	35.3	275	678
8	110	71.7	59.8	5.93	42.8	302	904
10	112	74.5	64.3	6.16	48.2	319	1130
12	113	75.9	67.3	6.27	52.0	330	1360
14	114	76.6	69.2	6.34	54.6	337	1580
16	114	77.0	70.4	6.37	56.3	341	1810
18	114	77.3	71.2	6.39	57.5	344	2030
20	114	77.4	71.7	6.40	58.3	347	2260
22	114	77.4	72.0	6.40	58.8	348	2490
24	114	77.4	72.2	6.40	59.1	349	2710
26	114	77.5	72.4	6.40	59.3	350	2940
28	114	77.5	72.5	6.40	59.5	350	3170
30	114	77.5	72.5	6.40	59.6	351	3390
32	114	77.5	72.6	6.41	59.6	351	3620

Table 7 Mass uncertainties for equilibrium concentrations of the major Am and Cm isotopes in a actinide recycle scheme

Case	Uncertainties (%)			
	Am-241	Am-243	Cm-242	Cm-244
Am-241 $\sigma_f \pm 40\%$	∓ 10.4	~ 0	∓ 9.5	~ 0
Am-241 $\sigma_c \pm 40\%$	∓ 24.3	∓ 0.7	± 7.9	~ 0
Am-243 $\sigma_f \pm 40\%$	~ 0	∓ 7.9	~ 0	∓ 5.3
Am-243 $\sigma_c \pm 40\%$	~ 0	∓ 23.6	~ 0	∓ 6.7

Table 8 Number of Reactors Required* If the Actinide** Backlog Is to Be Recycled

Year	Projected Accumulation of Actinide Wastes if Not Recycled ^a (kg)	Projected Equivalent Number of 1200-MW(e) LWRs On Line	Equivalent Number of 1200-MW(e) LWRs Required to Initiate Recycle of Backlog of Actinide Wastes if Recycle is in LWRs Alone	Equivalent Number of 1200-MW(e) LMFBRs Required to Initiate Recycle of Backlog of Actinide Wastes if Recycle is in LMFBRs Alone
1974 and Prior Years	1000			
1975	2000	40	10	4
1976	3000	45	15	6
1977	4000	50	20	8
1978	5000	60	25	10
1979	7000	70	35	15
1980	8000	80	40	20
1981	10000	95	50	20
1982	13000	115	65	30
1983	15000	140	80	30
1984	19000	160	95	40
1985	22000	185	115	50
1986	27000	210	135	55
1987	31000	235	160	65
1988	37000	265	185	80
1989	42000	295	215	90
1990	49000	330	250	105
1991	56000	360	290	120
1992	64000	400	330	140
1993	73000	435	375	155
1994	85000	470	435	180
1995	93000	500	475	200
1996	104000	530	530	225
1997	116000	565	590	250
1998	128000	595	655	275
1999	141000	625	725	305
2000	155000	650	795	335

*Based on the following estimate of recycle capacity for actinides:

465 kg per refueling interval in a 1200-MW(e) LMFBR; ~113 kg burned per refueling interval.

195 kg per refueling interval in a 1200-MW(e) LWR; ~20 kg burned per refueling interval.

**For the purposes of this work, the actinide wastes are considered to be all the isotopes of Np, Am, and Cm.

^aBased on DOE projections of the growth of LWR generating capacity in the U.S. The capacity factor of each LWR is assumed to be 80%. Includes the minor amounts of wastes from LMFBRs introduced between 1990 and the year 2000.

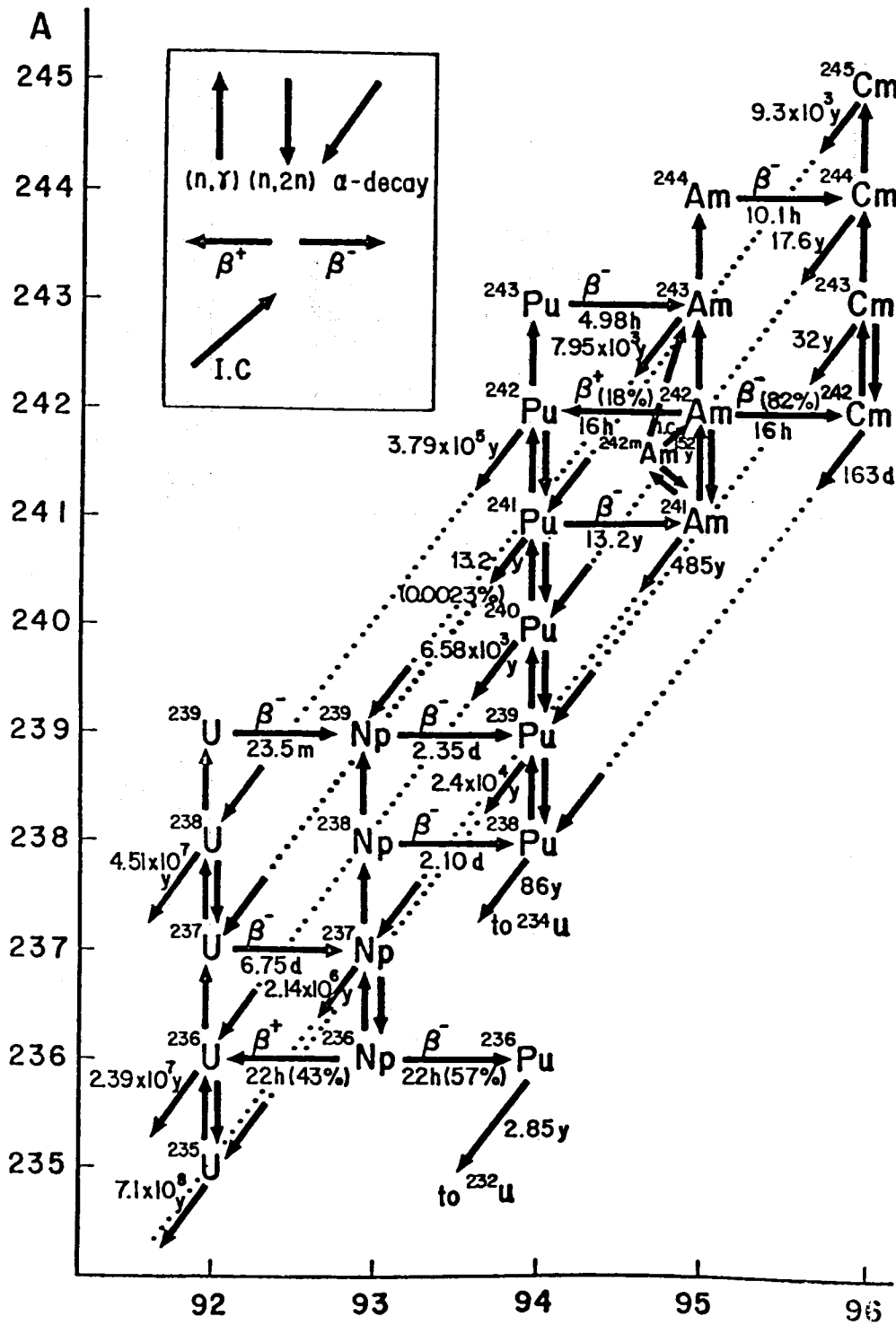


Fig. 1 Decay scheme of actinides

Z →

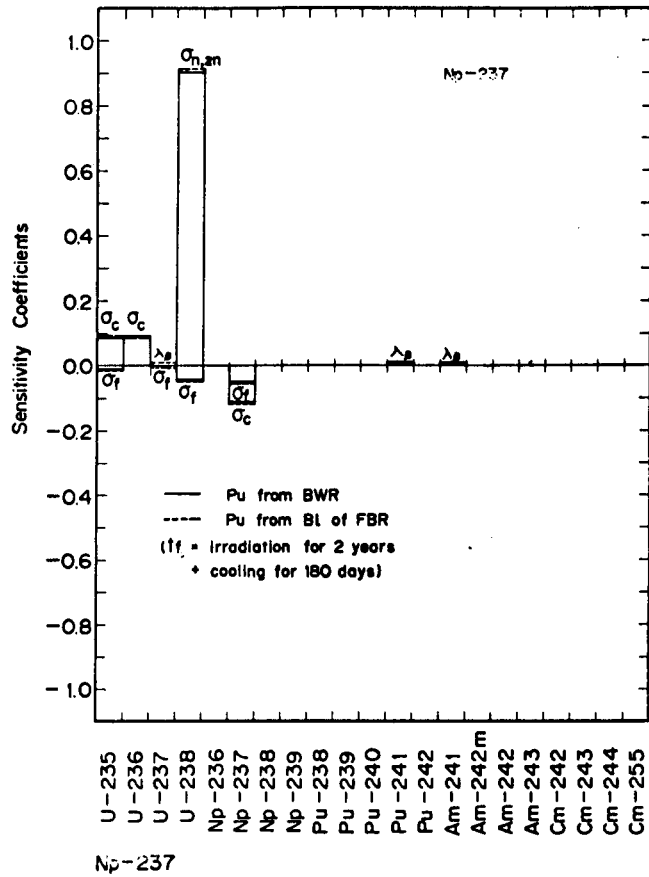


Fig. 2 Sensitivity coefficients for the production of ²³⁷Np in the two 1000 MWe fast reactors

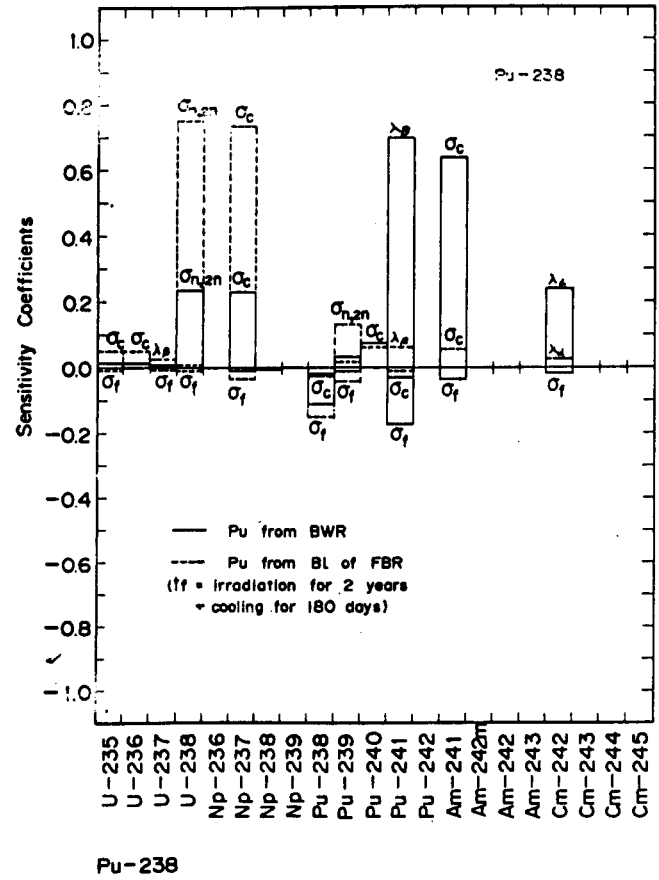


Fig. 3 Sensitivity coefficients for the production of ²³⁸Pu in the two 1000 MWe fast reactors

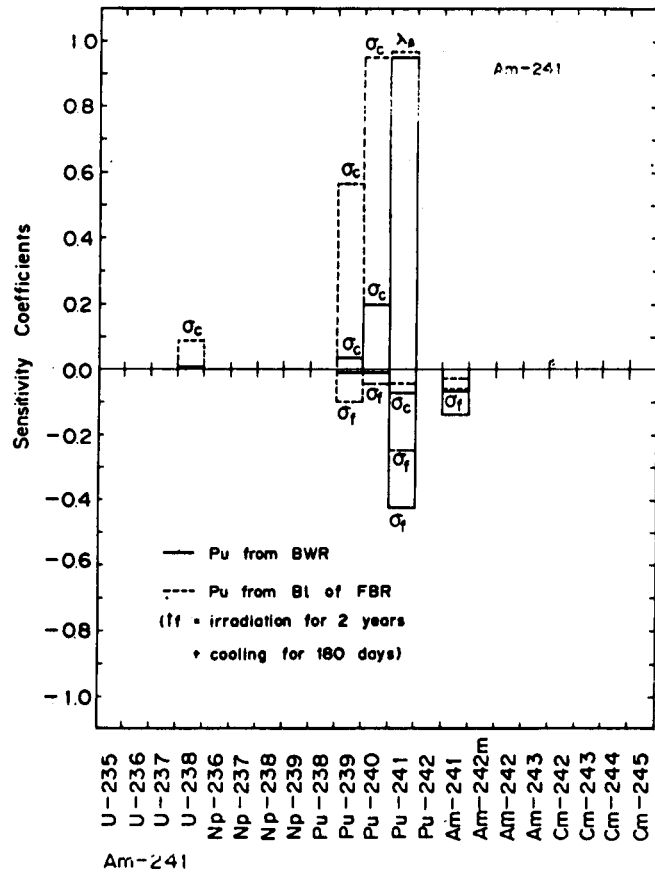


Fig. 4 Sensitivity coefficients for the production of ^{241}Am in the two 1000 MWe fast reactors

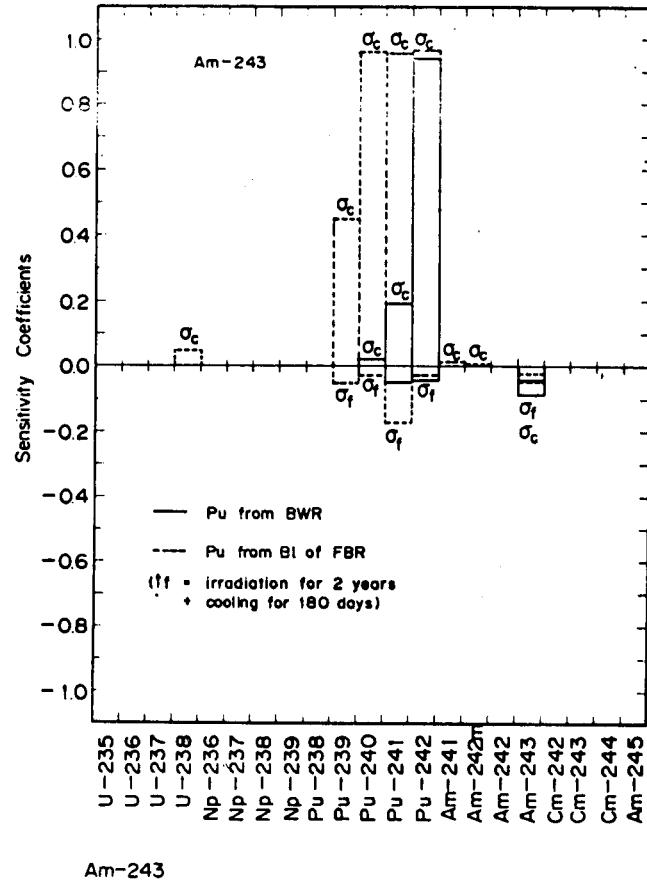


Fig. 5 Sensitivity coefficients for the production of ^{243}Am in the two 1000 MWe fast reactors

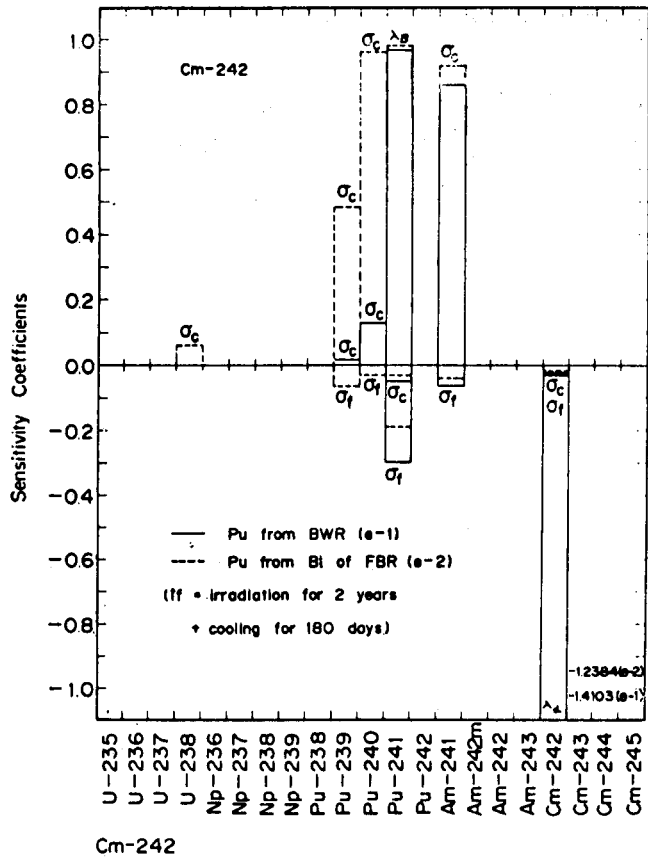


Fig. 6 Sensitivity coefficients for the production of ^{242}Cm in the two 1000 MWe fast reactors

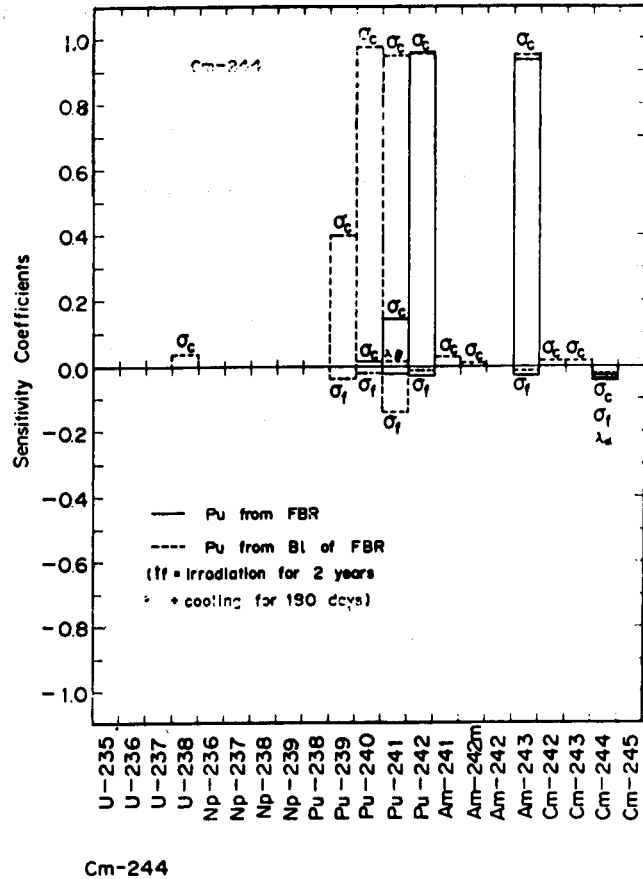


Fig. 7 Sensitivity coefficients for the production of ^{244}Cm in the two 1000 MWe fast reactors

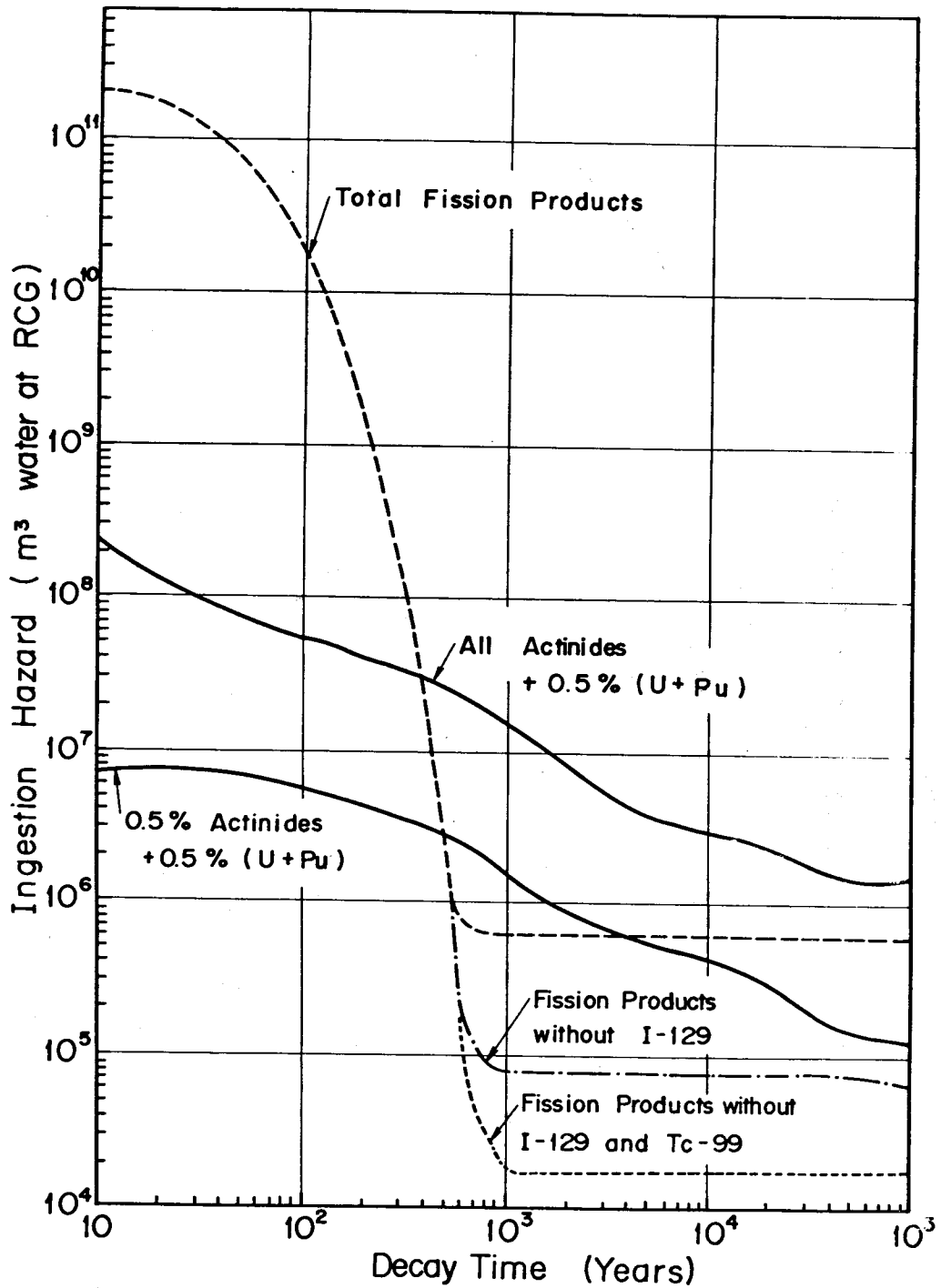


Fig. 8 Radioactive Waste Hazard from a U-Feeded LWR (27,000 MWD/T)

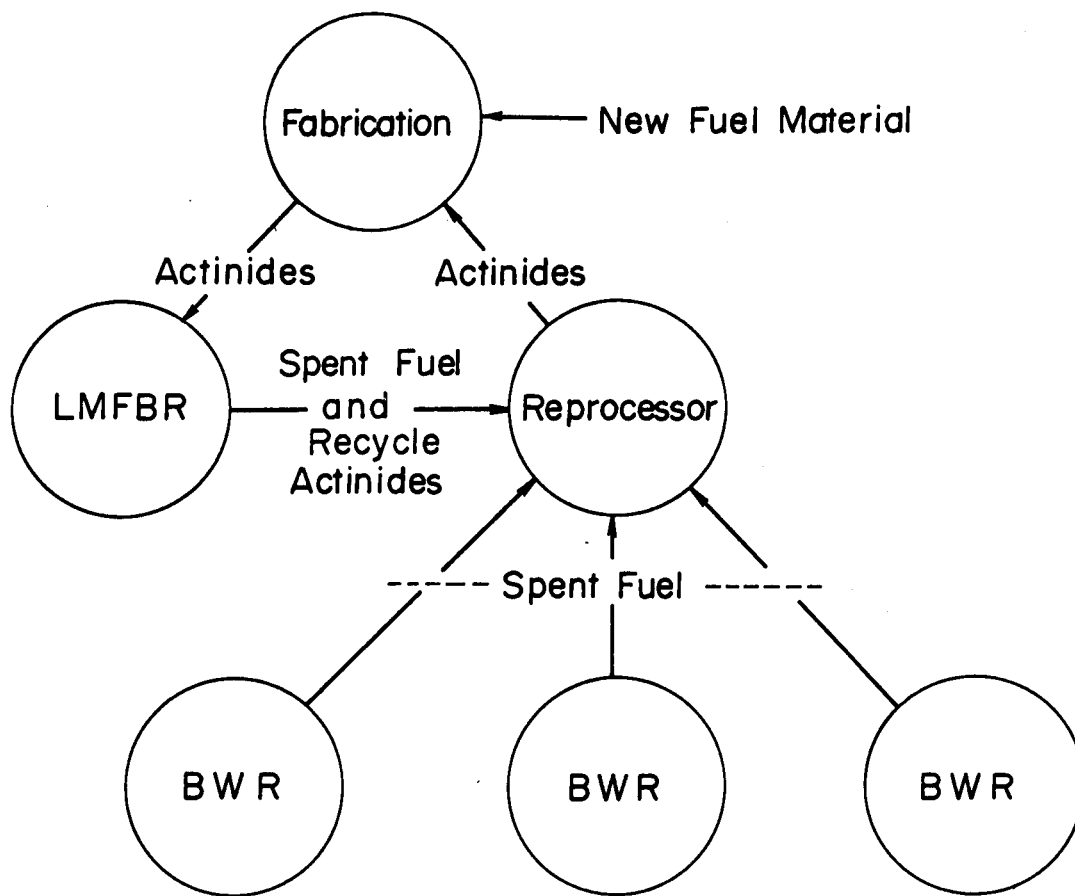


Table. 9 Actinide Recycle in LMFBRs (from Beaman et al.)