

資料紹介 (そのⅡ)

以下は非公式に資料を紹介するものでありますから、内容の確認、引用の可否、引用の仕方など全て原典にもどって御判断下さい。

Transactinium Isotope Build-up and Decay in Reactor Fuel and Related Sensitivities to Cross Section Changes by H. Küsters and M. Lalovic

Advisory Group Meeting on Transactinium Nuclear Data
(Karlsruhe, 3-7 Nov. 1975) Review Paper A3

大竹 巖(動燃)

熱中性子炉、高速炉の設計における核データへの要求精度はかなり明確で、炉心特性はそう困難を感じないで予測出来るようになってきている。しかし、これは特殊な transactinium isotopes (Np , Am , Cm , etc.) の生成、消滅を考へてはいない時点の話ではあるのだが、これ等の核種の核特性に対する寄与が小さいという事がこの未考慮の単純な理由である。

近年リサイクル Pu の核燃料としての利用に伴って放射性物質(主に長寿命の α -エミッター)が増大するにつれて、高次アクチノイドの問題は重要視され始めた。一方これ等の核データの測定値、評価値の方は、Hinkelmann のレポート(KFK-1186), ENDFB/2&3, Table of Isotopes, BNL325/2&3, 程度であったので、利用者の方でも粗い推定とか使用断面積の簡略化を強要されていた。

核データに対する要求精度を出すためには、燃料サイクルの種々の時点、特に炉内の燃料燃焼時の計算法の精度を評価する必要がある。軽水炉の燃焼燃料における transactinide 濃度の予測精度は、簡易計算法の場合 20% 強である。原子炉の燃焼過程を簡単に追う方法としてしばしば用いられる基本モード計算法の場合、計算コード ORIGEN の使用例を採り上げると、1000MWe LMFBR については、精度の高い計算法との核種濃度の差が -60~+30% 程度(第1表)になる。この計算コードでは、核データの修正が行なわれているのだが、PWR データでも同様の差が認められている。

actinide のビルド・アップは、運転計画によっても大きく変化し、軽水炉の場合でも生成放射能で因子 10 程度は変わる。軽水炉燃料の照射実験の解析結果を第2・第3表に示す。この解析は、修正 ENDFB/3 (WCAP-3385-56) データを用いて行なわれているが、 $Np-237$, $Pu-238$, Cm アイソトープの量に 30~40% の過少評価が見られる。高速臨界集合体での actinide 反応率比の C/E 値は、第4表に示されている様に、 $Pu-242$, $Am-241$, $Am-243$, $Cm-244$ の核分裂データで 10~40% 程 1 よりずれている。また、 $Am-241$ の $1+\alpha$ は因子 2 ほどの違いがある。これ等の解析に用いたデータは、Uk, カールスルーエ共に ENDFB/2 かそれを少々修正したもので ENDFB/4 に近い値である。

核データの感度解析は、第5表の核データ変化量に基いて行なった。1000MWe-PWR の場合では、高次 actinide 濃度は約 50%, 使用済燃料のハザード, 熱出力, spont. fiss. n 等

は累積効果として約40%の変化を生じた。この結果どのケースでも核データが約30%の精度を達成するなら、近い将来特に重要な問題は起らないであろうと判断した。2000MWe LMFBRの場合の変化を第6表に示す。これは、軽水炉からのPuを燃料とした場合であるが、濃度の変化は約50%まで、熱出力、spont-fiss.、ハザードへの寄与はあまり大きくない。この場合でも、核データの精度は約30%で良いであろう。

Nuclide	Deviation of Nuclide concentration
U236	factor 7
Np237	- 60 %
Pu238	- 20 %
Pu240	6 %
Pu 241	10 %
Pu242	- 30 %
Am241	- 20 %
Am242	-
Am243	- 25 %
Cm242	-
Cm243	-
Cm244	30 %

第1表： Deviation of nuclide concentrations with "adjusted" data in ORIGEN compared with a more refined calculation for a 1000 MWe LMFBR.

第2表： Comparison between measurement and calculation of main chain U and Pu isotopes in Saxton Core II mixed-oxide fuel

Parameter	Percent (a) Relative Uncertainty in Measurement	Percent Difference between Calculation and Measurement
		Pellet
U234 Atom Percent	29.4	2.9
U235 Atom Percent	0.9	0.8
U236 Atom Percent	5.6	5.2
U238 Atom Percent	0.01	0.00
Pu238 Atom Percent	2.3	-24.6
Pu239 Atom Percent	0.03	0.86
Pu240 Atom Percent	0.2	2.2
Pu241 Atom Percent	0.3	3.6
Pu242 Atom Percent	0.9	0.4
Pu239/U238 Atom Ratio	0.7	- 4.8
Pu/U Mass Ratio	0.7	- 3.9

Notes: (a) Two standards deviation precision.

第3表：Comparison between measurement and Leopard-HIC calculation of Np, Pu, Am, and Cm Isotopes in Saxton Core II mixed-oxide fuel

Isotope	Measured Parameter	Percent (a) Relative Uncertainty in Measurement	Percent (b) Difference between Calculation and Measurement
Np237	Np237 dpm/g U	± 15	- 34
Pu236	Pu236/Pu239	± 24	8
Pu238	Pu238/Pu239	± 4	- 28
Am241	Am241/Pu239	± 24	- 4
Am243	Am243/Pu239	measured data not resolved	-
Cm242	Cm242/Pu239	± 10	- 24
Cm244	Cm244/Pu239	± 20	- 38

Notes: (a) Two standard deviations. Referenced to core end-of-life.

(b) $(\text{Calc}-\text{Meas})/\text{Meas} \times 100$ percent; LEOPARD-HIC axial Zone 6 calculation at about 20000 MWD/MTM.

Isotope	$\bar{\sigma}_f/\bar{\sigma}_f$ (Pu239) in ZEBRA 14	$\bar{\sigma}_f/\bar{\sigma}_f$ (Pu239) in SNEAK 9C-2	$1 + \alpha$ in SNEAK 9C-2
U238	$1.04 \pm 4 \%$	$0.95 \pm 2,2 \%$	$0.98 \pm 5 \%$
Pu240	$1.003 \pm 5 \%$	$0.94 \pm 1,5 \%$	$1.27 \pm 4 \%$
Pu241	$1.05 \pm 3 \%$	$1.05 \pm 1.5 \%$	$1.03 \pm 10 \%$
Pu242	$1.23 \pm 5 \%$		
Am241	$1.26 \pm 4 \%$	$1.40 \pm 1.8 \%$	$1.95 \pm 4 \%$
Am243	$0.88 \pm 4 \%$		
Cm244	$1.35 \pm 8 \%$		

第4表：C/E values for fission rate ratios of actinides in fast zero power reactors:

第5表：Relative changes of nuclear data, used in the present sensitivity study.

		LMFBR	PWR	HTGR
ISOTOP	σ	$\delta\sigma$ [%]		
Th232	(n, γ)			20
	(RI) _{γ}			20
	(n, 2n)			100
Pa231	(n, γ)			50
U233	(RI) _f			- 20
U235	(RI) _{γ}		20	
U236	(RI) _{γ}		50	20
U238	(n, γ)	20	20	
	(RI) _{γ}		20	
	(n, 2m)	50		
N237	(n, γ)	50	50	
	(n, 2n)	100	100	
Np239	(n, γ)	50	50	
Pu239	(n, γ)	20		
	(n, f)	- 20	- 20	
	(n, 2n)	100		
Pu240	(n, γ)	20		20
	(RI) _{γ}		50	
Pu241	(n, γ)	- 20		
	(n, f)	- 20		
Am241	(n, γ)	- 50	+ 50	- 50
	(n, f)	- 50		
Cm242	(n, γ)	50	50	
Cm243	(n, γ)	50	50	

Isotop	Nucl. data change $\delta\sigma \%$	Relative Change (%) after Discharge												
		Concentration		Therm. Power			Spont. Fiss			Haz. Index				
		OD		OD	150D	1Y	OD	150D	1Y	OD	150D	1Y		
Pu241	δ CAP = -20	Pu238	-37.											
	δ FISS= -20	Pu241	7.											
Am241	δ CAP = -50	Am241	8.	0.	-33.	-23.	-44.	-30.	-20.	1.	5.	0.		
	δ FISS= -50	Am242M	-47.											
		Cm242	-47.											
		Cm244	5.											
Am241	δ CAP = 50	Pu238	40.											
	δ FISS= -50	Am241	- 2.											
Cm242	δ CAP = -50	Am242M	50.	2.	36.	25.	40.	33.	23.	1.	10.	5.		
Cm243	δ CAP = 50	Cm242	50.											
		Cm244	0.											
Am243	δ CAP = 50	Am243	- 1.											
Cm242	δ CAP = 50	Cm242	0.											
Cm243	δ CAP = 50	Cm244	41.	0.	0.	0.	6.	9.	15.	0.	0.	0.		
Cm244	δ CAP = -50													
Reference Values				$2.5 \cdot 10^5$ [WATTS]			$1.5 \cdot 10^9$ $\left[\frac{\text{NEUTR.}}{\text{sec.}} \right]$			$7 \cdot 10^{11}$ $\left[\text{m}^3 \right]$				

第 6 表： Results of Data Changes for a 2000 MWe LMFBR.