

熱中性子炉と高速中性子炉の1群断面積の比較

2019/9/20 千葉 豪

中性子捕獲断面積及び核分裂断面積の1群断面積（エネルギー平均断面積）を熱中性子炉と高速炉について計算した。

熱中性子炉としては、PWRの燃料ピンセルを対象とした。燃料はU-235濃縮度が4.1wt%のUO₂燃料とした。また、高速炉としてはナトリウム冷却原型炉の燃料ピンセルを対象とし、燃料及び軸ブランケットの組成でそれぞれ計算を行った（バックリングはゼロを仮定）。

1群断面積を計算する際に用いた多群の中性子束エネルギースペクトルをFig. 1に示す。なお、熱中性子炉は107群、高速炉は70群で計算した。図中の「FR-CORE」が高速炉の炉心燃料組成、「FR-BLANKET」が高速炉のブランケット組成に対応する。ブランケット組成での中性子束が炉心燃料組成のものに比べて軟化している様子が分かるであろう。

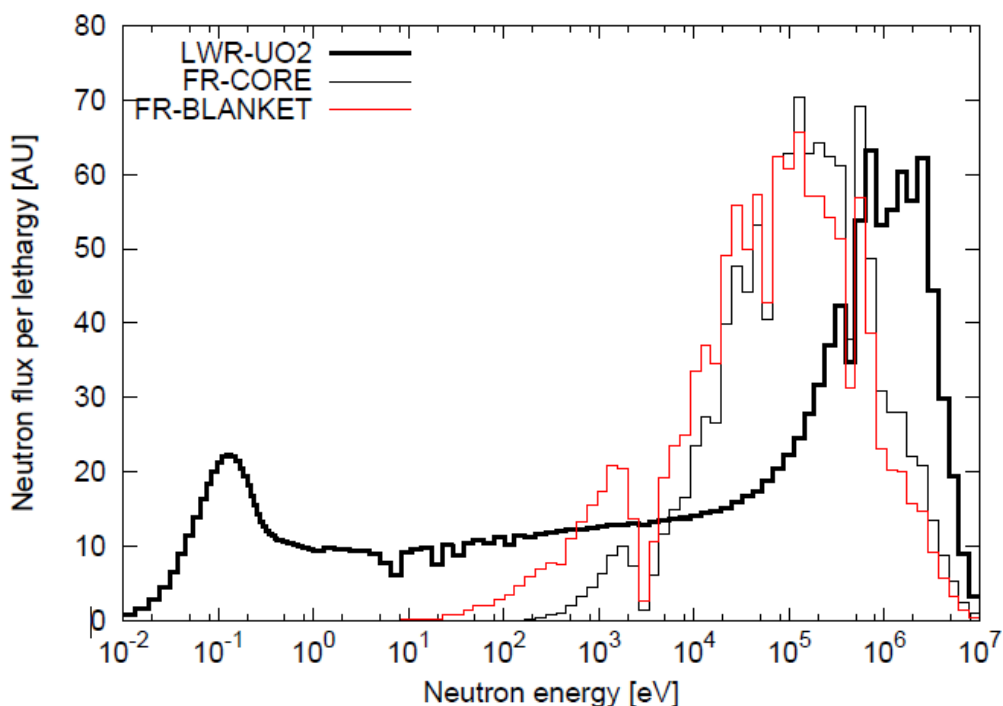


Fig. 1 Neutron flux energy spectrum in light water reactor and fast reactor

Fig. 1 で示した中性子束の情報を用いて得た 1 群断面積の数値を Table 1 に示す。

Table 1 One-group cross sections of capture and fission reactions (unit: barn)

	(n, g)			(n, f)			(n, f)/(n, g)		
	LWR-UO2	FR-CORE	FR-BLA	LWR-UO2	FR-CORE	FR-BLA	LWR-UO2	FR-CORE	FR-BLA
U-235	9.380	0.536	1.180	41.555	1.893	3.179	4.43	3.53	2.69
U-238	89.286	0.270	0.383	0.100	0.045	0.029	0.00	0.17	0.08
Np-237	35.469	1.583	3.832	0.525	0.337	0.242	0.01	0.21	0.06
Pu-238	20.899	0.622	1.534	2.199	1.084	1.213	0.11	1.74	0.79
Pu-239	62.878	0.490	1.478	111.270	1.797	2.865	1.77	3.67	1.94
Pu-240	238.250	0.540	1.970	0.599	0.374	0.293	0.00	0.69	0.15
Pu-241	40.562	0.468	0.998	111.120	2.501	4.214	2.74	5.34	4.22
Pu-242	30.479	0.469	1.113	0.436	0.272	0.192	0.01	0.58	0.17
Am-241	132.810	1.786	3.642	1.185	0.283	0.206	0.01	0.16	0.06
Am-242m	108.760	0.425	0.842	608.930	3.130	5.323	5.60	7.36	6.32
Am-243	59.120	1.551	3.277	0.448	0.207	0.146	0.01	0.13	0.04
Cm-242	4.990	0.803	1.705	1.370	0.701	0.664	0.27	0.87	0.39
Cm-243	12.851	0.355	0.698	0.803	3.349	5.182	0.06	9.43	7.42
Cm-244	12.657	0.627	1.559	0.910	0.481	0.395	0.07	0.77	0.25
Cm-245	17.289	0.436	0.784	113.470	2.672	4.516	6.56	6.13	5.76
Cm-246	12.657	0.381	0.947	0.545	0.302	0.233	0.04	0.79	0.25

中性子捕獲反応に関する 1 群断面積を Fig. 2 に示す。軽水炉と比較して高速炉では値が 1 ~3 桁程度小さくなっており、高次のアクチニド核種の生成に大きく影響する U-238、Pu-239、Pu-240 については 2~3 程度の大きな差異が観察される。また、高速炉のブランケット組成では中性子束のエネルギースペクトルが軟化するため、炉心燃料組成と比較して 1 群断面積は大きな値をとるが、軽水炉との差は大きいことが分かる。

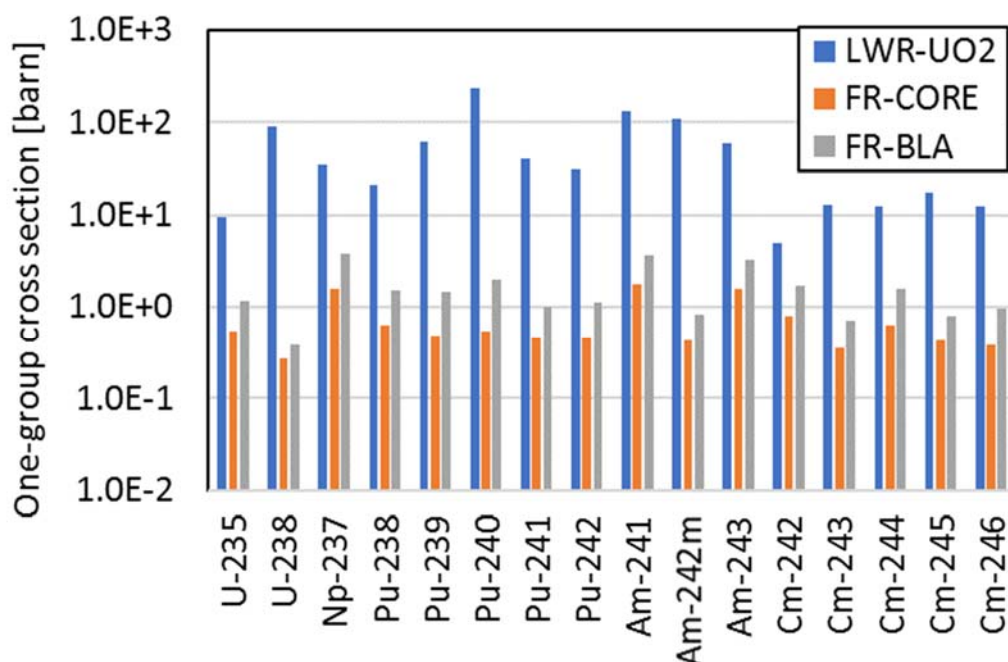


Fig.2 One-group neutron capture cross sections

次に、核分裂反応に関する1群断面積を Fig. 3 に示す。中性子捕獲反応と同様に、速炉での値は軽水炉での値と比較して小さいが、その差異は1~2桁程度である。例えば、U-235では1桁、Pu-239では2桁程度となっている。Fig. 2 で示した中性子捕獲断面積との違いは、Fig. 4 に示す断面積のエネルギーに対する振る舞いから明らかであろう（中性子捕獲断面積は高エネルギー領域（1MeV以上）で断面積の値が急速に低下していく）。

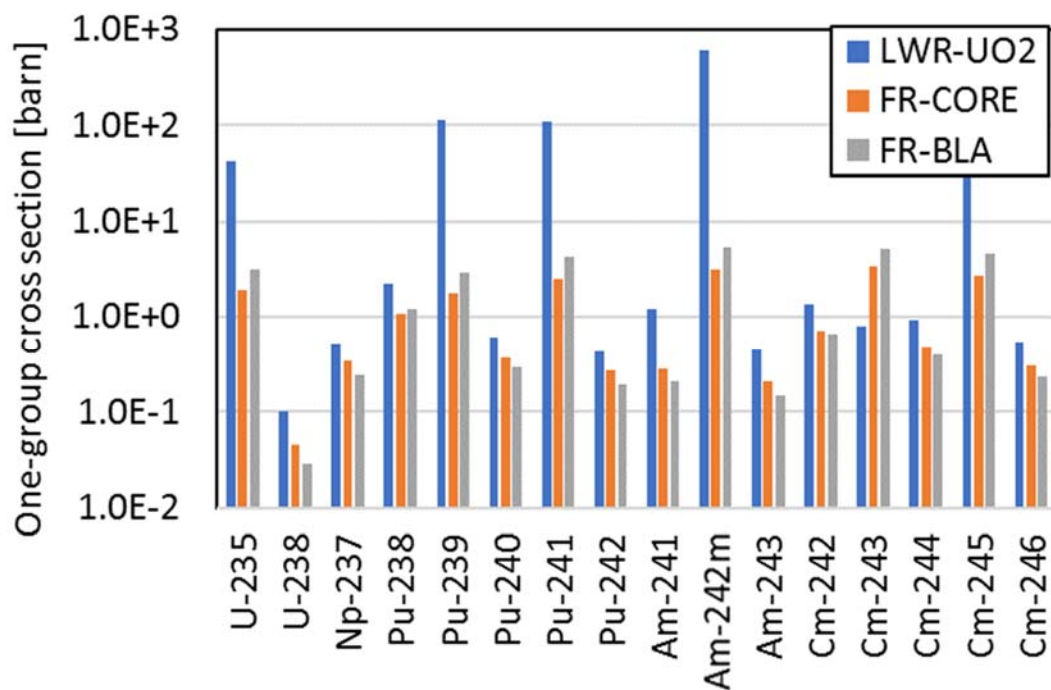


Fig. 3 One-group fission cross sections

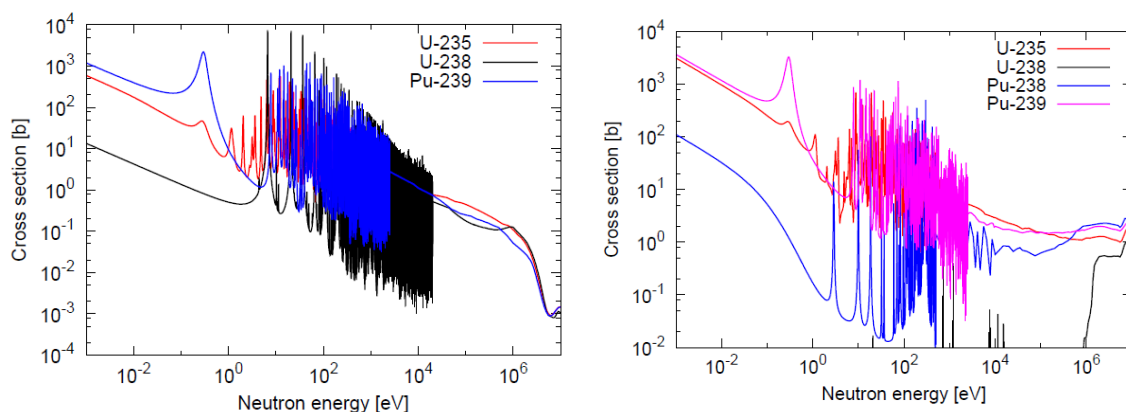


Fig. 4 Continuous-energy cross sections (left: capture, right: fission)

最後に、高次のアクチニド核種の生成に寄与する U-238、Pu-239、Pu-240 の 1 群中性子捕獲断面積の、U-235、Pu-239 の 1 群核分裂断面積に対する比を整理したものを Table 2 に示す。この数値は、アクチニドの高次化の容易さを示す指標に対応すると考えてよいであろう。軽水炉では U-235 の核分裂反応が、高速炉では Pu-239 の核分裂反応がそれぞれ主となることから、軽水炉については U-235 の核分裂断面積に対する比を、高速炉については Pu-239 の核分裂断面積に対する比を考えることとする。軽水炉と高速炉を比較すると、U-238 の中性子捕獲反応については核分裂断面積に対する比が 10 倍以上異なっており、Pu-239、-240 についても 3~20 倍程度の差異が観察される。この結果より、高次のアクチニド核種の生成が熱中性子炉で容易であることが分かる。

Table 2 Capture to fission one-group cross section ratios

	LWR-UO2	FR-CORE	FR-BLA
U-238 (n, g) / U-235 (n, f)	2.15	0.14	0.12
Pu-239 (n, g) / U-235 (n, f)	1.51	0.26	0.47
Pu-240 (n, g) / U-235 (n, f)	5.73	0.29	0.62
U-238 (n, g) / Pu-239 (n, f)	0.80	0.15	0.13
Pu-239 (n, g) / Pu-239 (n, f)	0.57	0.27	0.52
Pu-240 (n, g) / Pu-239 (n, f)	2.14	0.30	0.69