

炉心設計側からの核データに対する要求：
高速炉について

原子力機構大洗
千葉 豪

January 25, 2007

おことわり

- U-235 捕獲断面積の話はしません。
- MA、FPの話はしません。

高速炉設計における核データへのニーズとは？

＝ 核特性予測精度向上へのニーズ

現在の高速炉設計に核特性予測精度向上へのニーズはあるか？

現在の高速炉設計で見込んでいる核特性予測精度

- 臨界性 : $0.4\% \Delta k/kk'$ (1σ)
- Na ボイド反応度 : 15% (2σ)
- ドップラー反応度 : 15% (2σ)

疑問：

核特性予測精度のこれ以上の向上に意味はあるか？

臨界性予測精度のこれ以上の向上に意味はあるか？

燃料集合体の製作に起因する誤差が約 $0.2\% \Delta k/kk'(1\sigma)$ と見込まれており、臨界性予測精度を小さくした場合には、そちらの誤差が支配的になる。

反応度係数予測精度のこれ以上の向上に意味はあるか？

安全解析では冷却材密度係数、ドップラー係数のほかにも、さまざまな反応度係数を考える。

それらの予測誤差とのバランスで考える必要あり。

核特性予測精度のこれ以上の向上に意味はあるか？

... 臨界性についてはあまり意味はない模様。反応度係数については断言できず。

とりあえず、現在の設計で見込んでいる予測精度が妥当かどうかを考えましょう。

微分データの情報のみ用いた場合の予測誤差

核データに起因する実機高速炉核特性の予測誤差 (1σ)

(JENDL-3.2の共分散データを使って評価)

... 設計で見込んでいる予測誤差よりも小さいでしょうか。

- 臨界性 ($0.4\% \Delta k/kk'$) : **$1.0\% \Delta k/kk'$** ... 全然ダメ
- Naボイド反応度 (7.5%) : **6%** ... OK
- ドップラー反応度 (7.5%) : **8%** ... まあ OK

その結果を受けて... 高速炉設計からの核データへのニーズ
＝ 臨界性における核データ誤差を減らして!

臨界性予測誤差の要因となっている断面積：
これらの断面積の不確かさを低減してください（素直な結論）... 可能ですか？

- Pu-239核分裂スペクトル： $0.4\% \Delta k / kk'$
- Pu-239核分裂断面積： $0.5\% \Delta k / kk'$
- U-238非弾性散乱断面積： $0.3\% \Delta k / kk'$
- Fe非弾性散乱断面積： $0.5\% \Delta k / kk'$

積分実験データの利用：炉定数調整法

積分実験データを採用入れることで、核データの不確かさを低減する。

積分実験データ反映後の核特性予測誤差

- 臨界性 ($0.4\% \Delta k/kk'$) : **0.26%** $\Delta k/kk'$... OK
- Na ボイド反応度 (7.5%) : **4%** ... OK
- ドップラー反応度 (7.5%) : **7%** ... OK

結論：

設計で見込んでいる核特性予測誤差は、微分データ + 積分データの利用により実現可能

反応度係数のこれ以上の予測精度向上に意味がありますか？

結論：

微分データ + 積分データで精度の高い核特性の予測が可能

ただし、、、

前提 1：核データ共分散が適切に評価されていること。

前提 2：炉物理計算の誤差（特に臨界実験体系と実機との誤差の相関）が適切に評価されていること。

換言すれば、これらの前提が成り立っているのかをきちんと示さなければならない

— これが個人的に考えている「高速炉設計から核データ、炉物理研究へのニーズ」

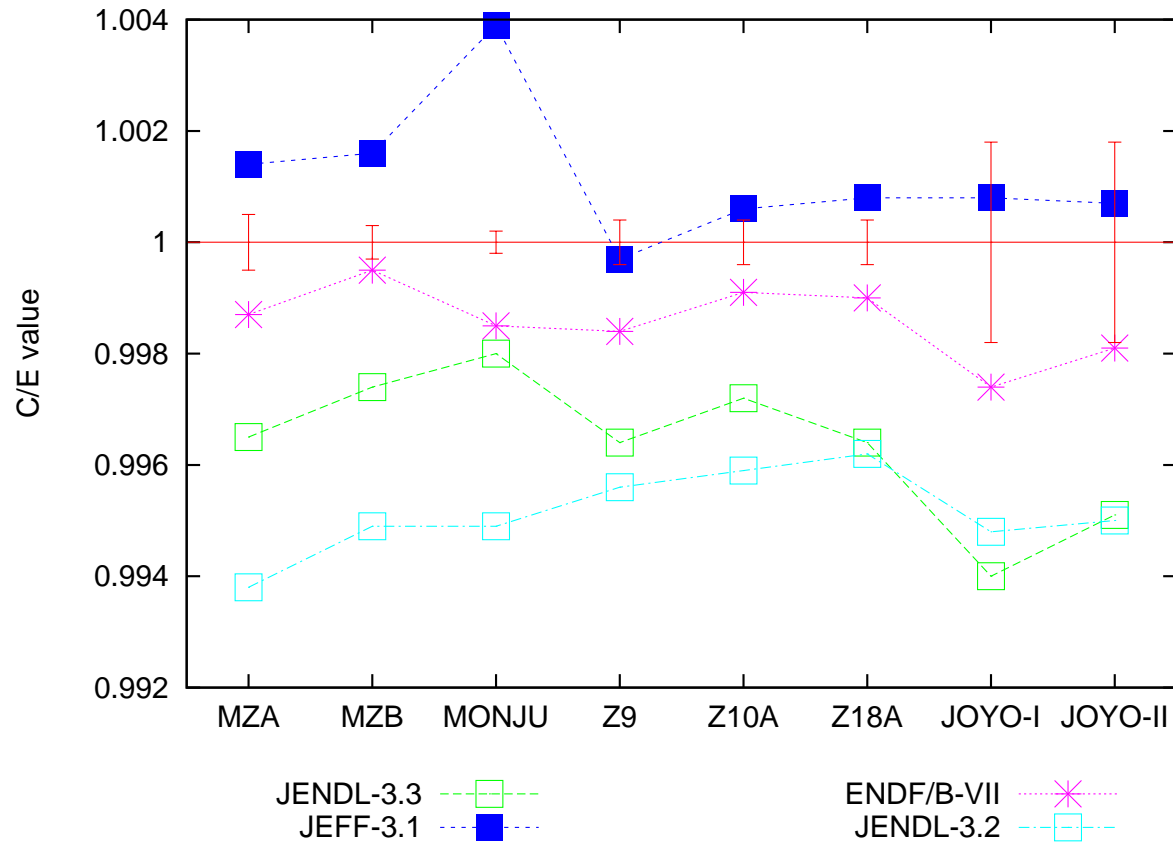
それでは、とりあえず、現状の臨界実験解析データを見てみましょう。

最新核データファイル

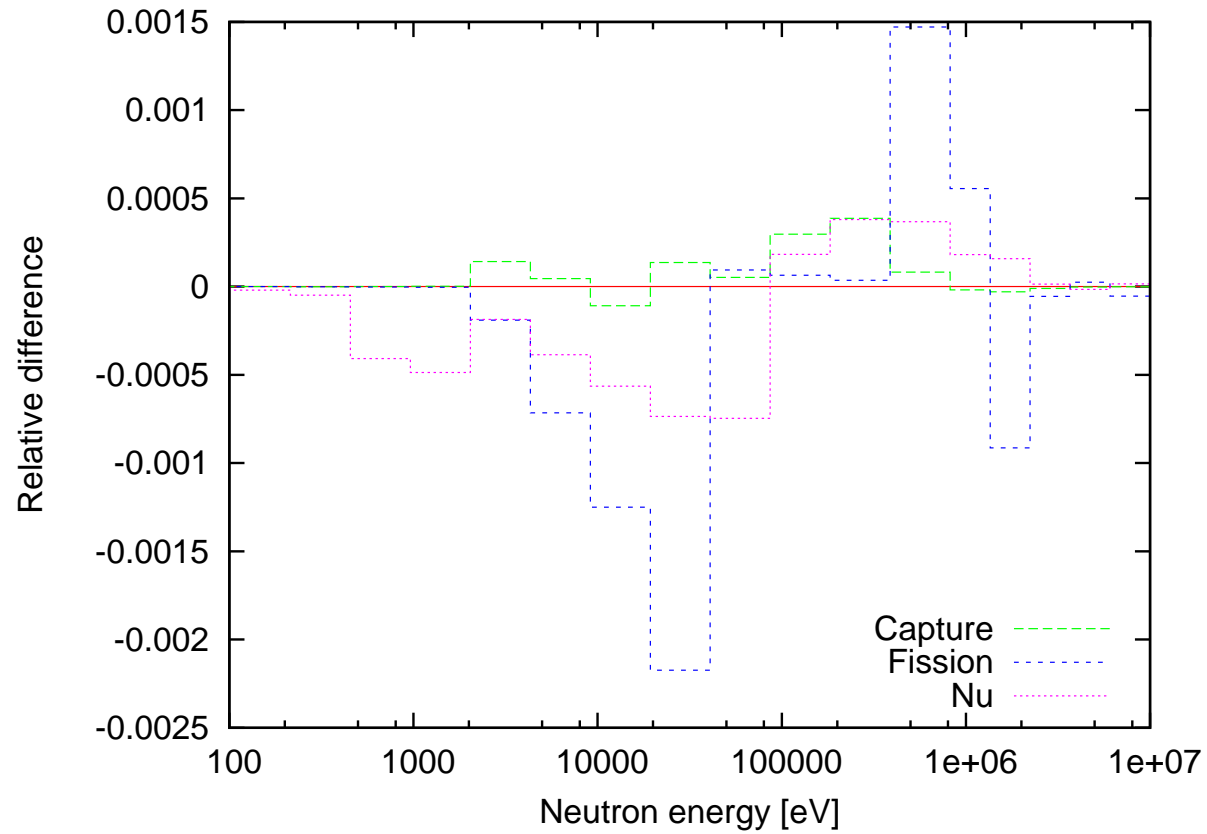
(JENDL-3.3、JEFF-3.1、ENDF/B-VII)

の予測精度や如何に？

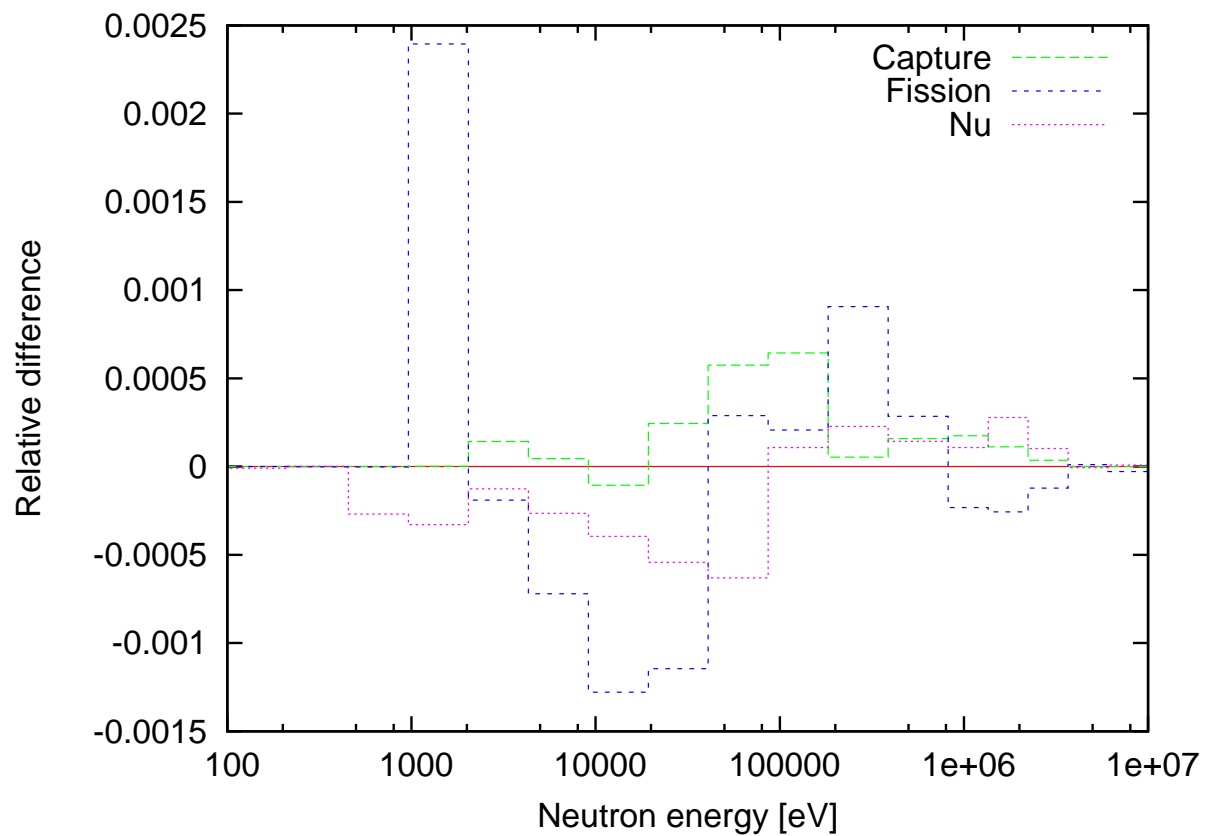
臨界性：ENDF/B-VIIは0.3% $\Delta k/kk'$ のずれの範囲で予測



JEFF-3.1 の、JENDL-3.3 に対する、Pu-239 断面積の違いに起因する臨界性計算値の違い

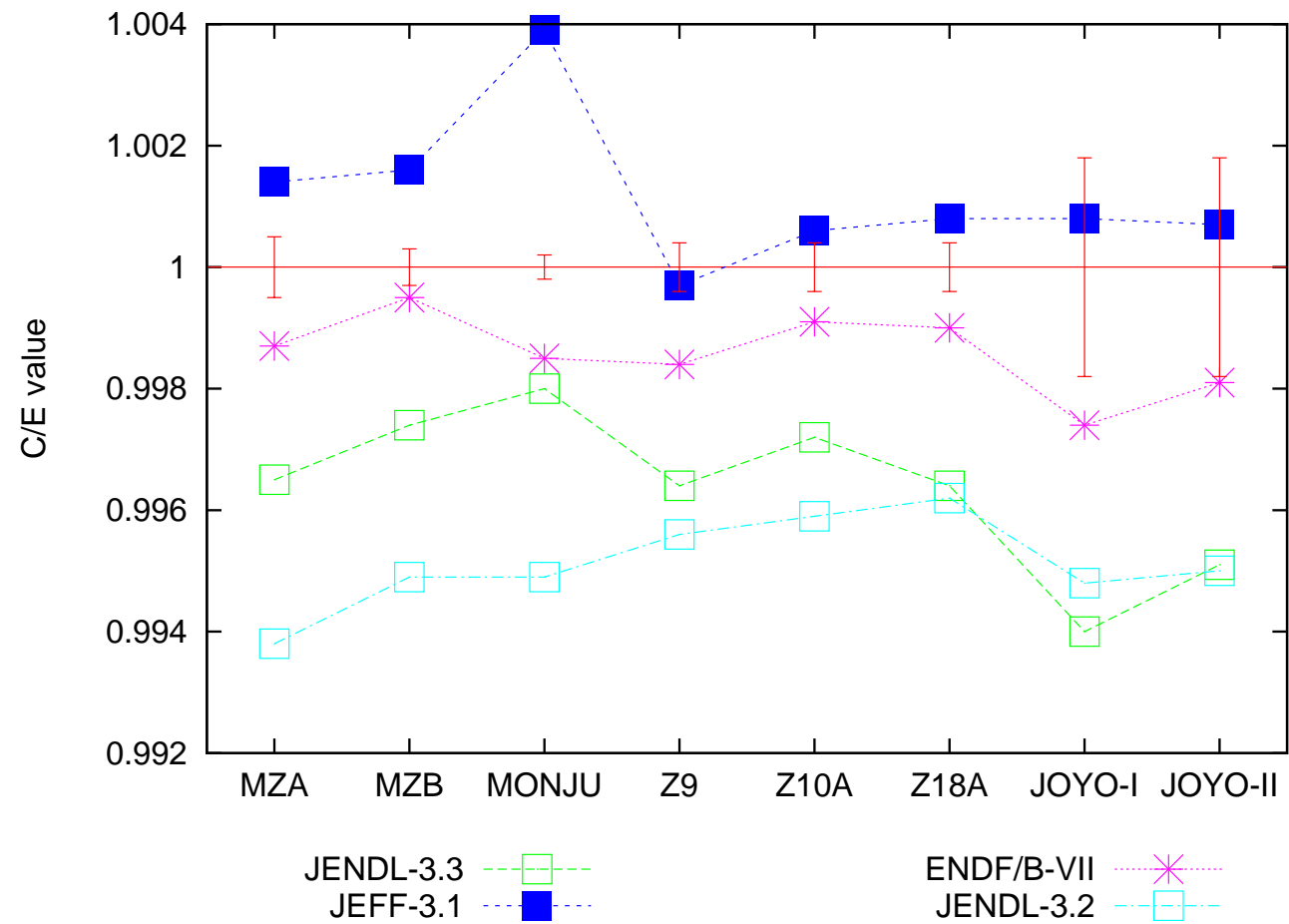


ENDF/B-VIIの、JENDL-3.3に対する、Pu-239断面積の違いに起因する臨界性計算値の違い



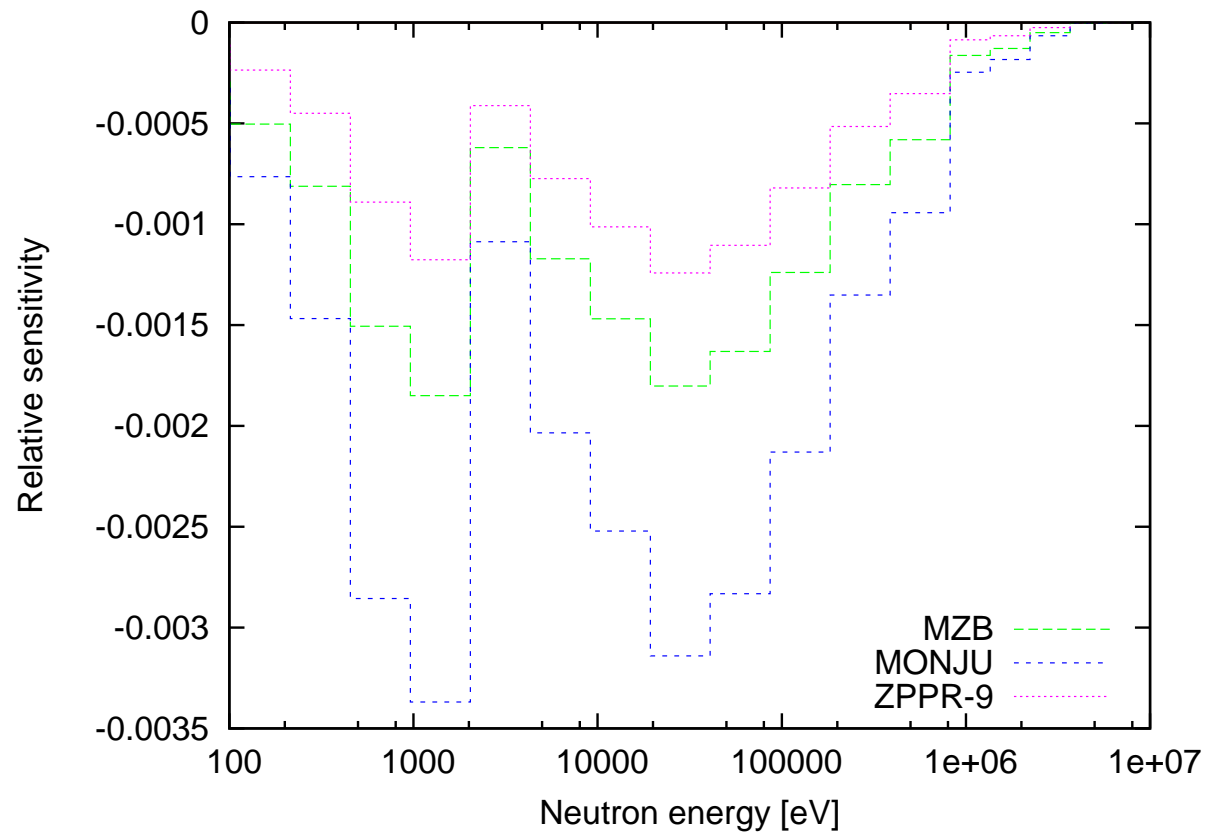
Pu 燃料炉心の臨界性

- Pu-239の核分裂断面積はエネルギー領域によって核データファイル間で大きくばらつく。
- すなわち、ちょっとしたPu-239核分裂断面積の操作で、C/E値を1にすることが可能。
- 最終的には積分データで決定されるものと考えてよいだろう。

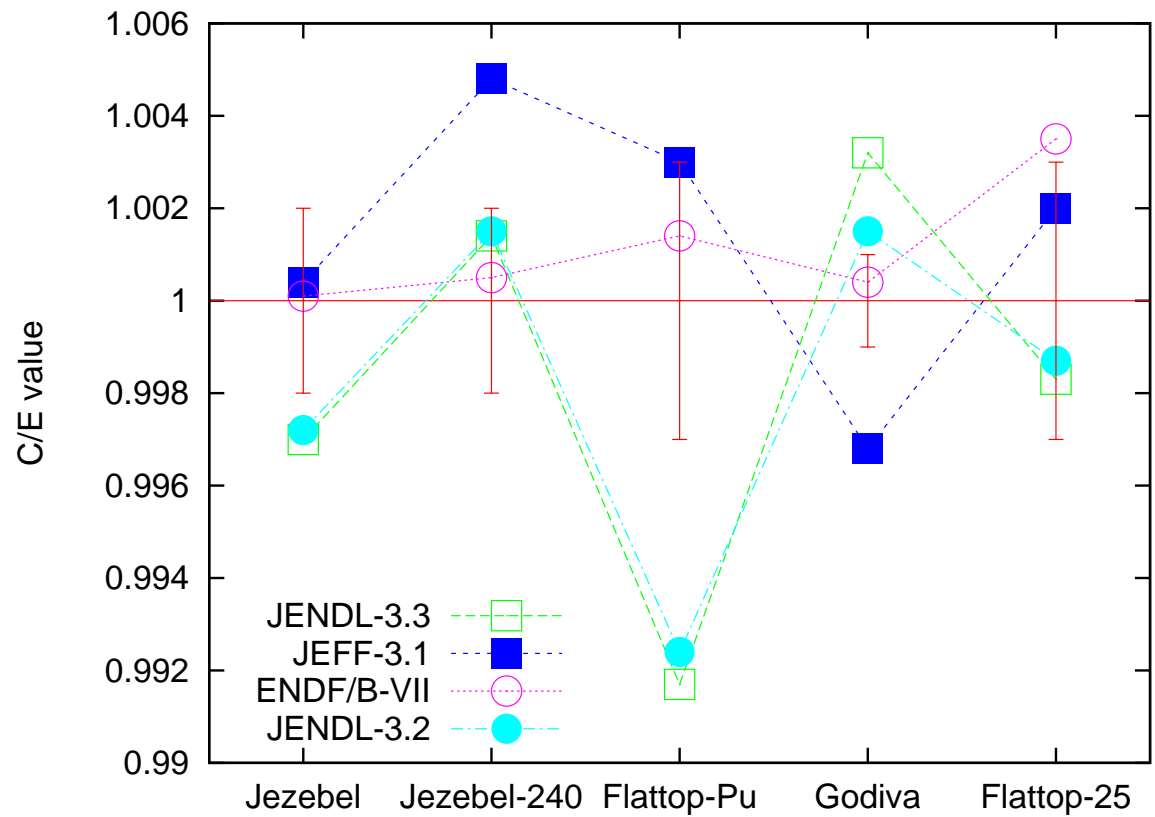


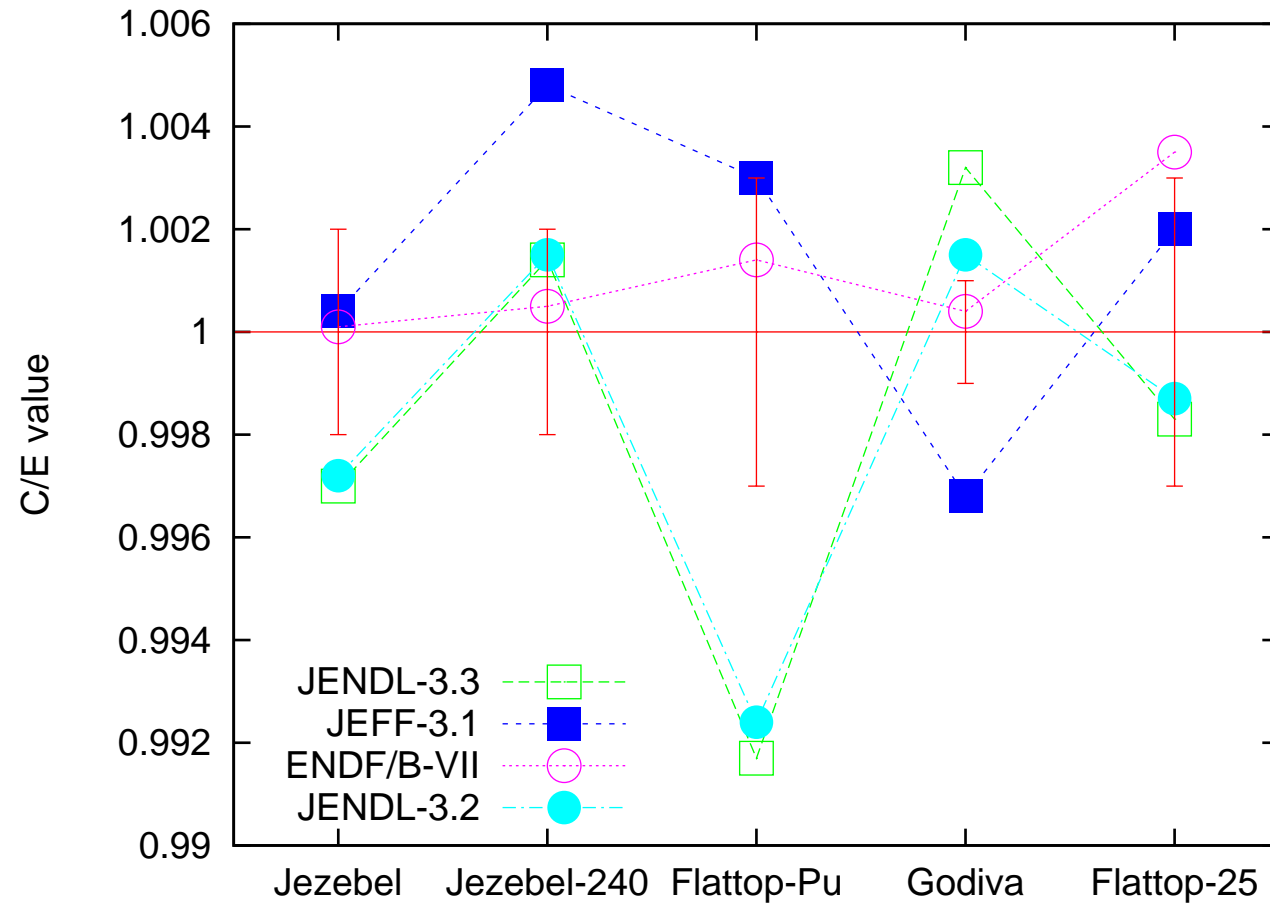
その他、何か情報を取りだせないものか...

Pu-240 捕獲断面積の感度係数：Pu 同位体組成比が炉心間で大きく異なる。



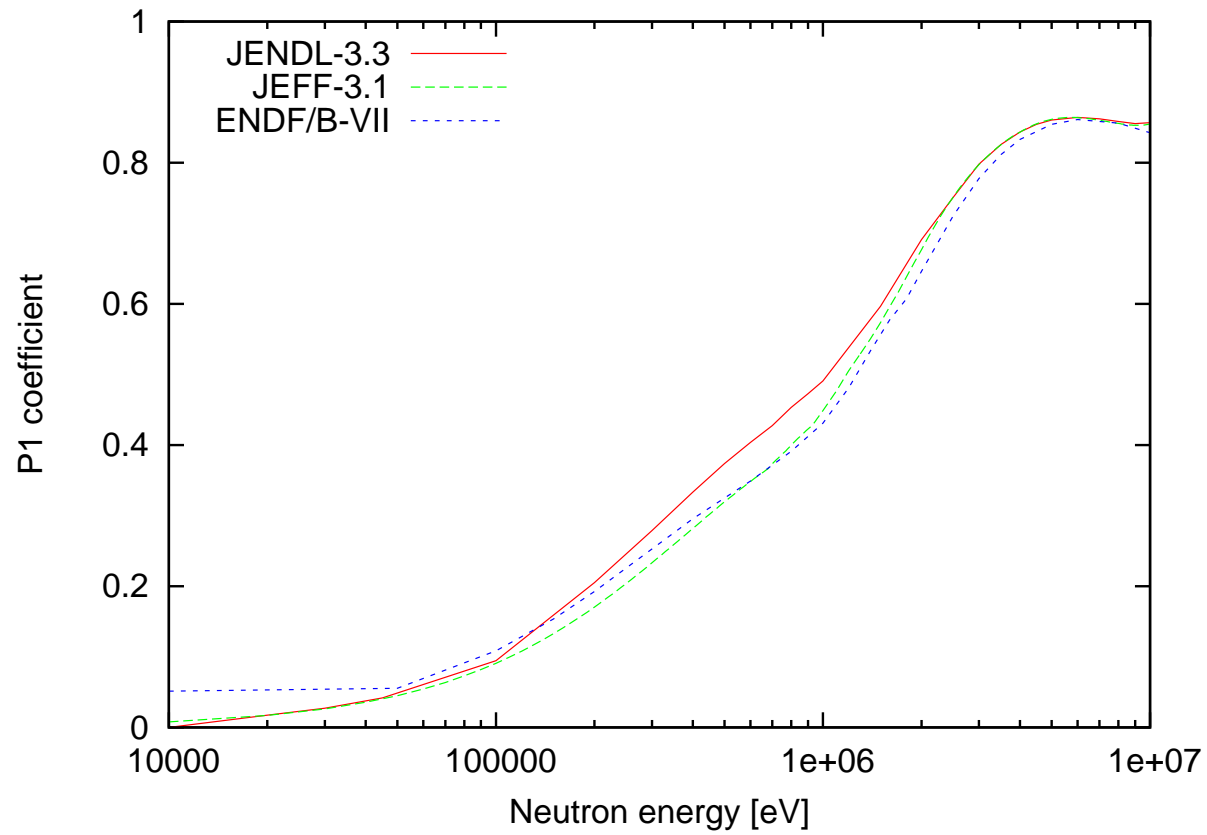
超小型炉心の臨界性：ENDF/B-VIIは実験誤差の範囲内で予測





その他、何か情報を取りだせないものか...

U-238 弾性散乱断面積 P1 ルジャンドル係数

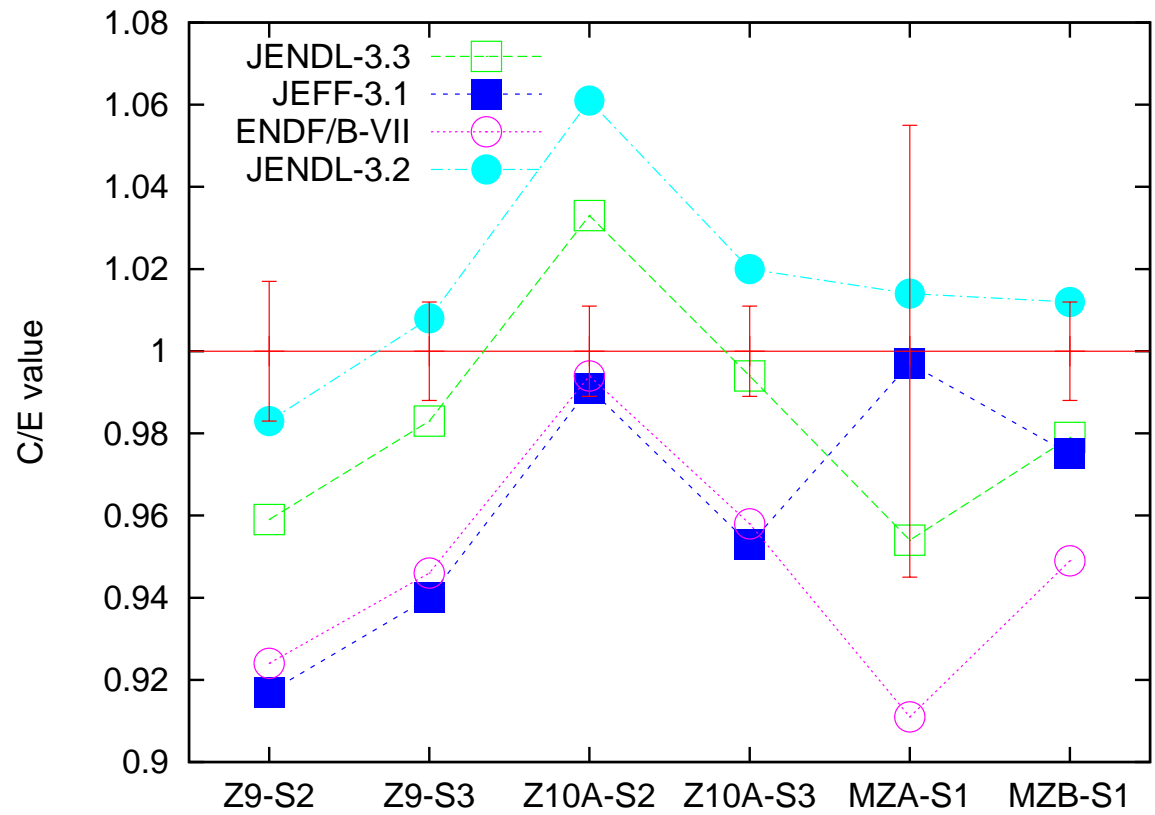


Naボイド反応度

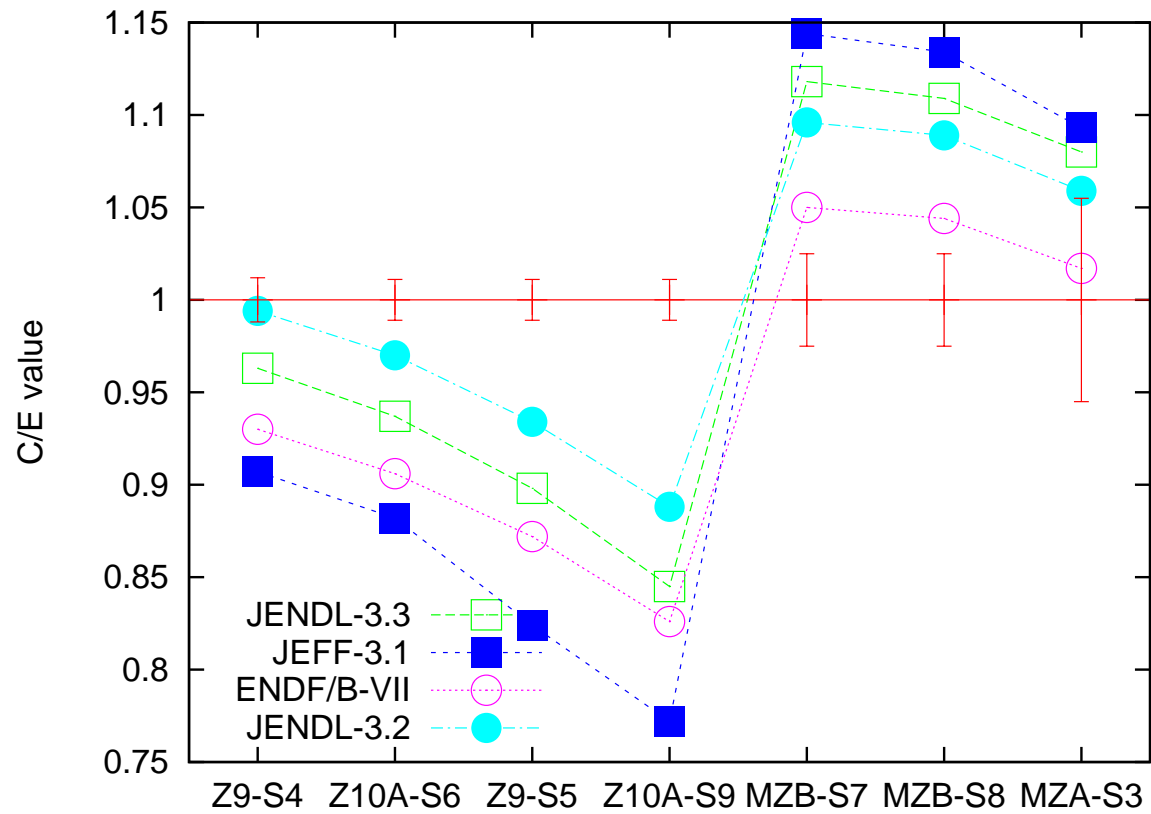
非漏洩成分：Naのボイド化による中性子スペクトルの硬化（正の反応度）

漏洩成分：Naのボイド化による中性子漏洩の増加（負の反応度）

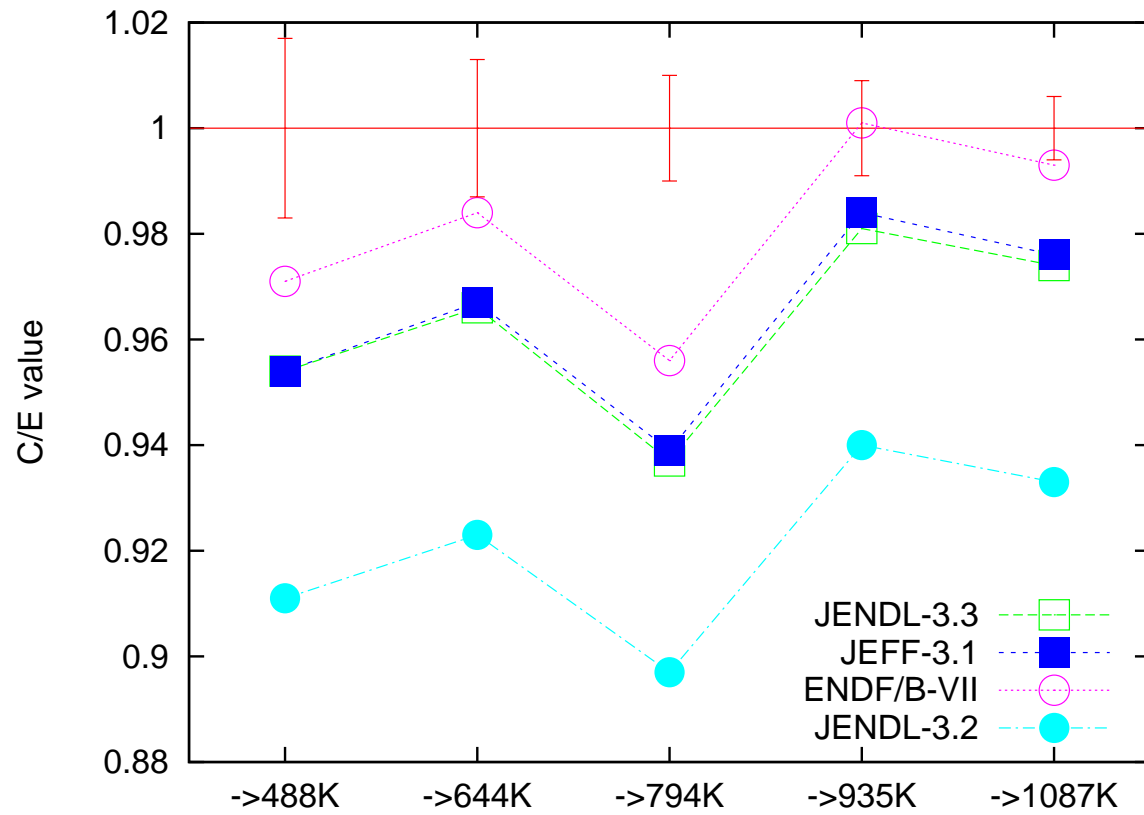
Na ボイド反応度 (漏洩成分の寄与が無視できるデータ)



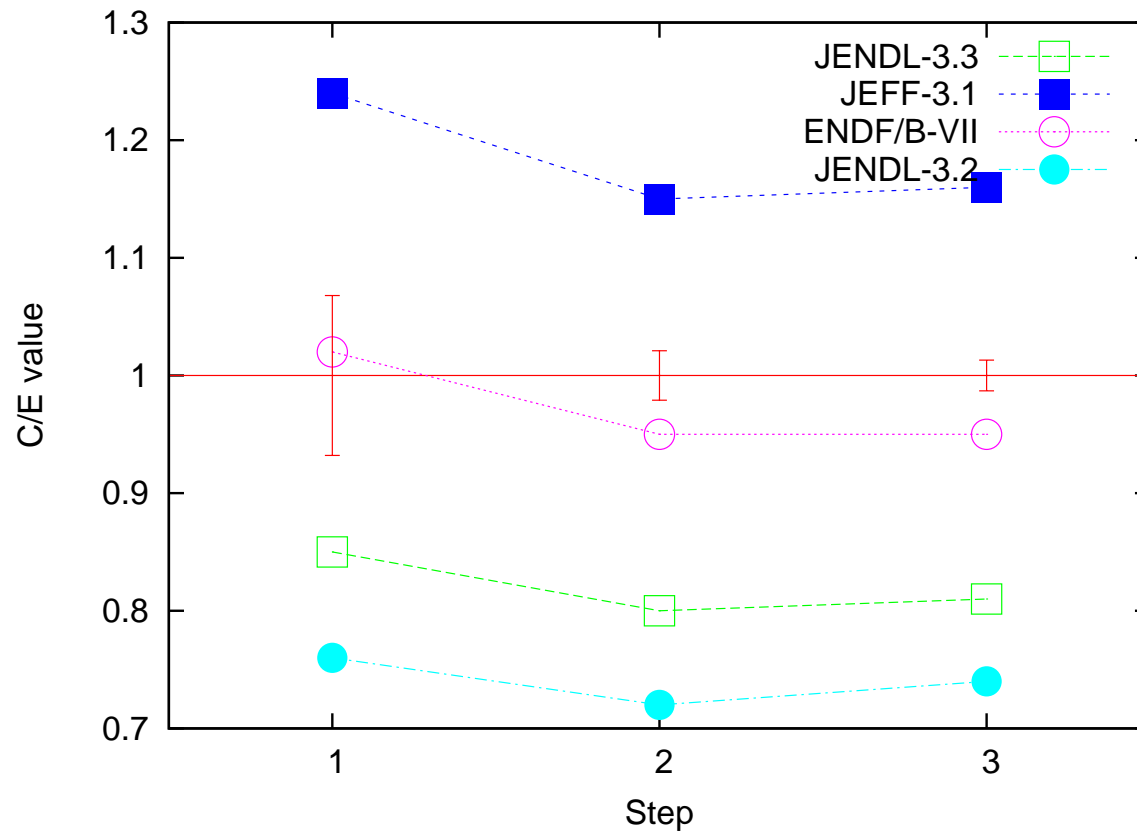
Na ボイド反応度 (漏洩成分の寄与が含まれるデータ)



サンプルドプラー反応度



高次Pu置換反応度



まとめ：ENDF/B-VIIの性能がひとときわよい

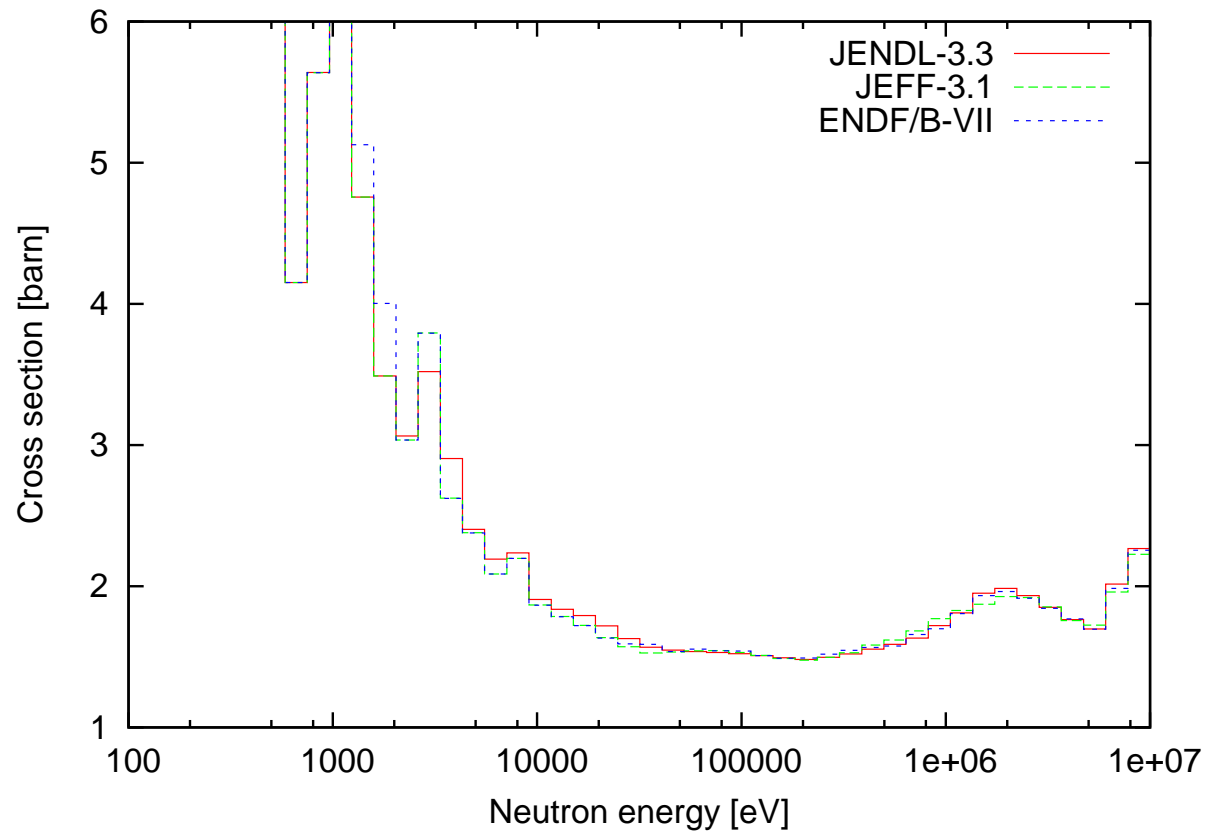
- 臨界性：0.3% $\Delta k/kk'$ の幅で一致
- Naボイド反応度：20%の幅で一致
- ドップラー反応度：5%の幅で一致

... 核データファイルとして、ほぼ完成の域に達しているのでは？
(若干、ボイド反応度の予測精度が悪いが、、、)

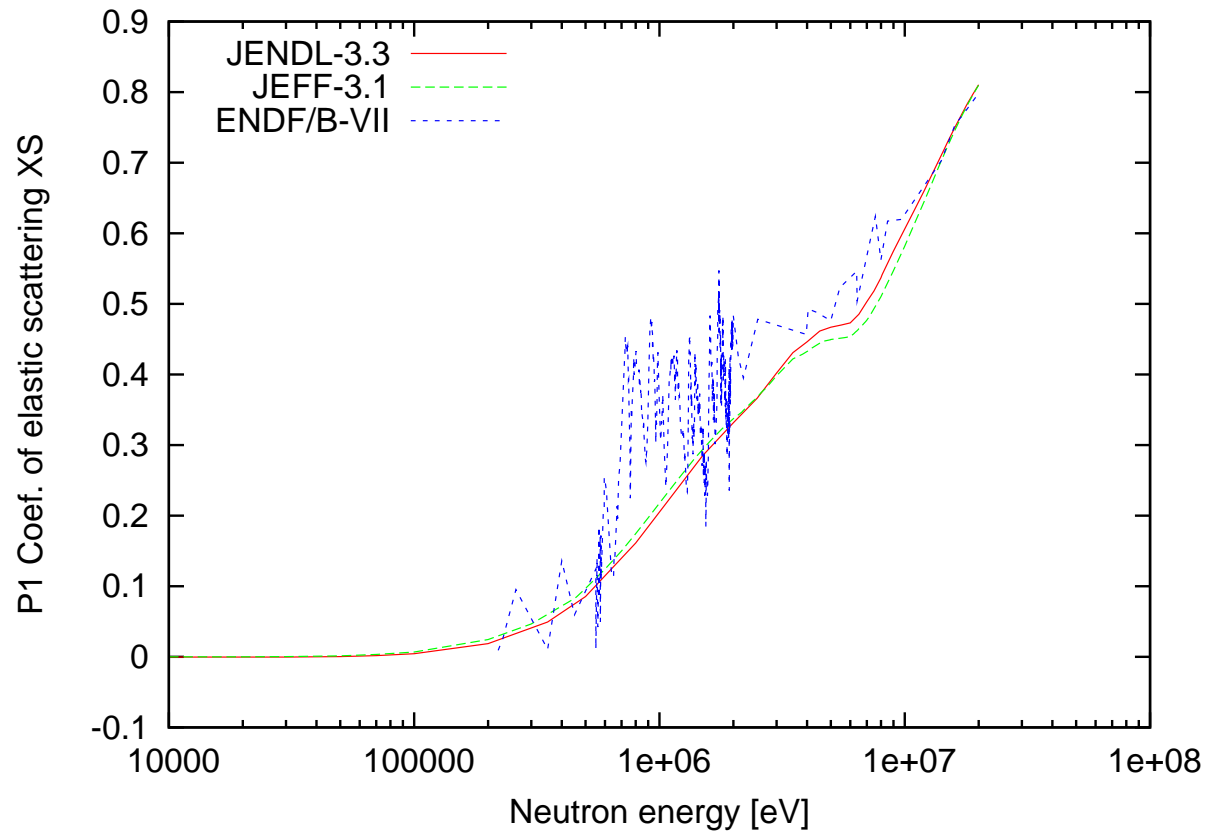
JENDL-4に向けて : 「あとだしじゃんけん」で勝つために

実は、今回のベンチマーク計算で ENDF/B-VII の評価よりも JENDL-3.3 のほうが良いと思われるものがありました。2つ。

Pu-239核分裂断面積 (1keV付近に注目)



Na 弾性散乱断面積 P1 ルジャンドル係数



JENDL-4に向けて（炉物理側ができること）：「あとだしじゃんけん」で勝つために

- 炉物理実験データの整備と、それらに対する計算結果の核データ評価への積極的なフィードバック
- 炉物理実験データを用いた核データ共分散の検証（共分散が小さすぎないかのチェック）

おことわり

- U-235 捕獲断面積の話はしていません。
- MA、FPの話はしていません。

当然のことながら、上記の件について高速炉設計側から核データへの強いニーズがあるかもしれませんが、また別の機会に、別の誰かが。