

JENDL-5 の検証

(3) Am データ改訂の影響評価

JENDL-5 Validation

(3) Investigation of the impact of Am nuclear data improvement

*小野 道隆¹, 東條 匡志¹, 多田 健一², 岩本 修²

¹GNF-J, ²JAEA

JAEA により国内最新の評価済み核データである JENDL-5 が開発された。JENDL-5 を、国産核データ処理コード FRENDDY を用いて処理し、連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP で使用する ACE ライブラリを作成し、EOLE 臨界試験の核特性を評価した。本発表では、JENDL-5 で改訂された Am-241 の核データの影響について報告する。

キーワード：JENDL-5, FRENDDY, ACE ファイル, MCNP

1. はじめに

国内最新の評価済み核データである JENDL-5 が JAERA により開発された。JENDL-5 の検証のため、連続エネルギーモンテカルロ計算コードである MCNP を用いて EOLE 臨界試験の核特性を評価した。

2. 解析方法

評価済み核データの処理は、FRENDDY を使用して ACE ファイルを作成した。核計算には、MCNP6^[1]を使用した。MCNP 計算では、各試験の 3 次元全炉心体系を可能な限り忠実にモデル化した。MOX 燃料は、試験の実施日が燃料製造時点からかなり経過しているため、Am-241 が蓄積している。この効果を解析に取込むため、Monteburns2 で試験実施時点の MOX 燃料組成を評価し、MCNP の炉心計算に反映した^[2]。また、評価済み核データライブラリの違いが及ぼす影響を評価するために、ENDF/B-VII.0, B-VII.1, B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-4.0 を用いた解析も合わせて実施した。

解析ケースは、EPICURE(UH1.2, MH1.2 炉心), MISTRAL(炉心 1~3), BASALA(基準炉心, 可燃性毒物試験及び十字制御棒試験), FUBILA(9x9 基準炉心)である。

3. 結果

EOLE 臨界試験の臨界固有値を図 1 に示す。他の評価済み核データと比較して、JENDL-5 の臨界固有値はケース間のばらつきが小さいことを確認した。既往研究で、EOLE 試験の臨界固有値は試験実施日の時間経過に伴って過大評価することが示された^[3]ことから、臨界固有値を重金属中の Am-241 の重量割合で整理した結果を図 2 に示す。JENDL-5 を用いることで、Am-241 の重量割合に対する臨界固有値の拡大傾向が改善されることを確認した。

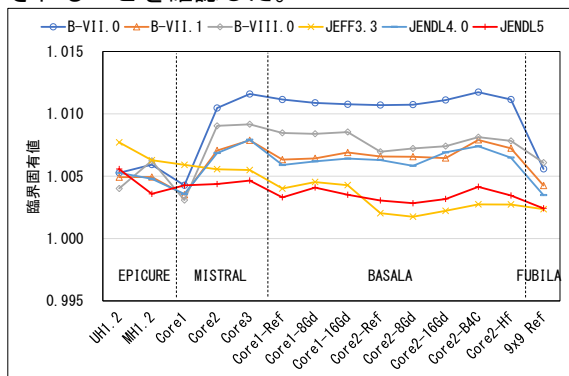


図 1 臨界固有値

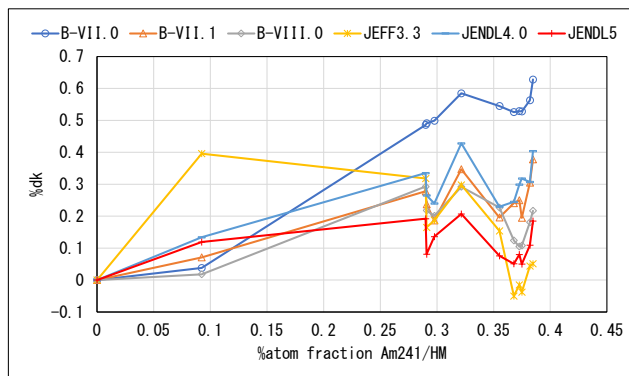


図 2 Am241 重量割合に伴う臨界固有値の増分(%dk)

参考文献 [1] MCNP6.2 LA-UR-18-20808, [2]日本原子力学会 2008 年春の年会 L04, [3]日本原子力学会和文論文誌, Vol. 4, No.1(2005)「高減速 BWR 全 MOX 燃料炉物理試験 BASALA の解析」

* Michitaka Ono¹, Masayuki Tojo¹, Kenichi Tada², Osamu Iwamoto²

¹GNF-J, ²JAEA