



会議のトピックス (I)

Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems

"GLOBAL2007"参加報告

日本原子力研究開発機構

杉野 和輝

sugino.kazuteru@jaea.go.jp

先進核燃料サイクルシステムに係る国際会議"GLOBAL2007"が、2007年9月9日～13日に米国・アイダホ州の州都であるボイジー（Boise）にて開催された。20カ国から365件の論文投稿があり、会議は盛大に行われた^[1]。報告者は会議に参加し、「常陽」を用いて得られた MA サンプル照射試験データの適用による高速炉の核変換特性予測精度の向上について口頭発表を行ったので、その主な内容を示す。また、その他、会議参加を通じた雑感等を示したい。

1. ボイジーについて

日本からボイジーまでの直行便は運行されていないため、サンフランシスコで乗り換える必要があった。なお、INL (Idaho National Laboratory, 旧 ANL-W) に行くまでにはサンフランシスコに加えてさらにデンバーで乗り換える必要があり、GLOBAL2007 開催中に企画された INL 施設見学ツアー参加者は少々大変な思いをされたと思う。

ボイジー空港から市街地までは至近距離である。ボイジーは前記の通りアイダホ州の州都であり、写真 1 に示す通り立派な州議事堂がある。また、市街地の周囲には写真 2 に示すように美しい緑地が広がっており、リスの愛くるしい姿が至る所で見られるなど、会議合間の休憩には打って付けの場所であった。当然ながら、休憩時間中に限った話ではなく、滞在期間中を通じてボイジーは非常に快適な街だと感じた。

2. 「常陽」MA サンプル照射試験解析の報告

1994～1999年に原子力機構の大洗研究開発センター（当時は動燃事業団あるいはサイクル機構の大洗工学センター）にある高速実験炉「常陽」の MK-II 炉心において MA サンプル (Am, Np, Cm) が照射され、その後、照射済 MA サンプルの分析が行われている。そして、その分析結果と「常陽」MK-II 炉心の運転データに基づいて、MA サンプル

の照射試験解析を実施している。

解析に関する国際会議の場での報告は、米国・サンタフェで開催された核データ国際会議 ND2004 において、原子力機構の大木繁夫氏が第 1 報として行っている^[2]。ND2004 では主に、 ^{241}Am の中性子捕獲反応による ^{242g}Am への分岐比が、炉心燃料領域では 0.85 であり、中性子スペクトルがより柔らかい上部反射体領域では 0.88 が得られ、核データ検証のための貴重なデータとなり得ることが報告された。

大木氏による ND2004 での報告に引き続き、報告者は GLOBAL2007 における"Reactor transmutation"のセッションにて「常陽」の MA サンプル照射試験解析を用いた核変換特性の予測精度向上について発表を行った^[3]。すなわち、MA サンプル照射試験解析結果から、核データの検証や崩壊熱等の核変換特性の核的予測精度の向上について報告した。

まず、JENDL-3.3 を用いた解析結果として、図 1 に示すような結果を示した。すなわち、JENDL-3.3 に基づく ^{238}Pu 、 ^{241}Am 、 ^{243}Am 、 ^{244}Cm の捕獲反応断面積は、「常陽」炉心燃料領域のスペクトル場では、おおむね核データの不確かさ (1σ 相当) より良い精度で、照射試験解析結果を良く再現している。

次に、原子力機構・大洗で整備されている FBR 核設計基本データベースにこの「常陽」MA サンプル照射試験解析結果を追加し、炉定数調整計算を行うことにより、MA の核データに起因する FBR 炉心の特性の不確かさ低減について検討を行った結果を報告した。FBR 炉心としては、将来の日本において LWR から FBR へと移行される時期に想定される炉心 (MA 含有率約 5%) を対象とした。特性の典型例として使用済燃料の崩壊熱を取り上げた。図 2 は炉定数調整前後におけるその不確かさの比較を示したものである。炉定数調整を行っても「常陽」MA サンプル照射試験解析結果を反映しない場合には誤差の低減はほとんど図られていない。それに対し、「常陽」MA サンプル照射試験解析結果を追加した炉定数調整計算では、MA 核種に起因する不確かさが効果的に低減されたことにより、不確かさの合計値は約半分に低減されていることが分かる。このように、「常陽」MA サンプル照射試験データは、使用済燃料崩壊熱のような核燃料サイクルの設計に重要な指標の不確かさを低減できる非常に有用性が高い貴重なデータであることを示した。

3. 核データ関連の報告

報告者の発表以外に核データ評価に直接関連する報告として、次の 2 件が挙げられるであろう。報告者は残念ながら、これら 2 件の発表の聴講は行わなかったが、論文は CD-ROM を通じて入手しているので簡単に紹介したい。

CEA の C. Chabert 氏らから、「400MWth 出力ガス冷却 ADT 炉心の核特性ベンチマーク」と題して、IAEA の CRP (Coordinated Research Project) として提案されている加速器駆動システム (ADS) の核特性ベンチマーク結果について報告があった^[4]。核データとして JEF-2.2、JEFF-3.1、JENDL-3.3、ENDF/B-VI.8 が適用されており、MA や Mg 等の ADS の

核特性評価において特に重要な核種の評価について触れられている。また、燃焼特性の評価の観点から ^{241}Am の中性子捕獲反応による ^{242g}Am への分岐比の評価の重要性も示されている。

LANL の P. Santi 氏らからは、「先進的保障措置における核データの役割」と題して、GNEP の枠組みで検討が進められている先進的保障措置に必要な核データについて報告があった^[5]。具体的には、核物質の同定で用いられる非破壊分析に必要な核データ (α 崩壊後のガンマ線分岐比、自発核分裂当り中性子発生個数、(α,n)反応断面積) 評価の現状と課題についてまとめられている。

4. 雑感

米国開催の国際会議への参加は、2000 年の PHYSOR、2004 年の ICAPP に次いで 3 回目であったが、GNEP 等の枠組みが作られた昨今となり、高速炉に対する米国原子力研究者の関心の変化を改めて感じさせるものであった。また、それに併せて、英国やカナダの研究者についても同様の変化が感じられた。日仏のように Pu を増殖維持するか、米英加のように燃焼低減させるかの考え方の違いは依然あるが、軽水炉にしか価値観が示されない状況から変化したこと自体は大変喜ばしいことと感じた。

また、報告者の発表に関しては、発表後の質問として、大木氏の研究成果ではあるが、CEA の G. Rimpault 氏から ^{241}Am 捕獲反応の分岐比の設定に関するものがあった。このような質疑応答に代表されるように、報告者の発表は核データの評価に直結しているので、同年に仏・ニースで開催された ND2007 でも報告できれば幸いであった。

[1] <http://nuclear.inl.gov/global07/>

[2] S. Ohki: "Validation of MA Nuclear Data by Sample Irradiation Experiments with the Fast Reactor JOYO," Proc. of Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology ND-2004, pp. 472-475, Santa Fe, NM (2004).

[3] K. Sugino: "Improvement on the Prediction Accuracy of Transmutation Properties for Fast Reactor Core Using the Minor Actinides Irradiation Test Data on the Joyo MK-II Core," Proc. of GLOBAL 2007, pp.653-661, Boise, ID (2007).

[4] C. Chabert, G. Rimpault, et al.: "400MWth Gas Cooled ADT Core Neutronic Benchmark," Proc. of GLOBAL 2007, pp.970-979, Boise, ID (2007).

[5] P. Santi, and D. Vo, et al.: "The Role of Nuclear Data in Advanced Safeguards," Proc. of GLOBAL 2007, pp.1670-1678, Boise, ID (2007).



写真1 アイダホ州議事堂

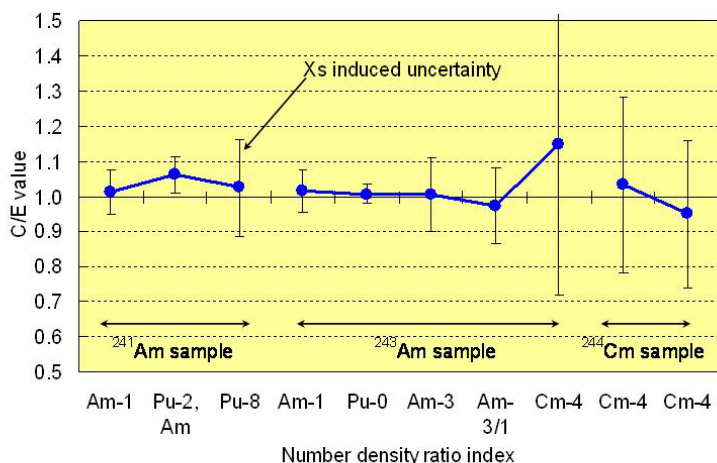


写真2 市街地近郊の緑地を流れるボイジー川

3. CALCULATIONS (3/4)

- Result of Calculations (Based on **JENDL-3.3**) -

IR applied based on preliminary study: **0.85** for core midplane of PFB090



Index: Am-1: $\sigma_c(^{241}\text{Am})$, Cm-4: $\sigma_c(^{244}\text{Cm})$, Am-3/1: $\sigma_c(^{243}\text{Am}) / \sigma_c(^{241}\text{Am})$ 9

図1 JENDL-3.3に基づく「常陽」MAサンプル照射試験解析結果

5. PREDICTION ACCURACY (4/4)

- Reduction of XS Induced Uncertainty (Cont'd) -

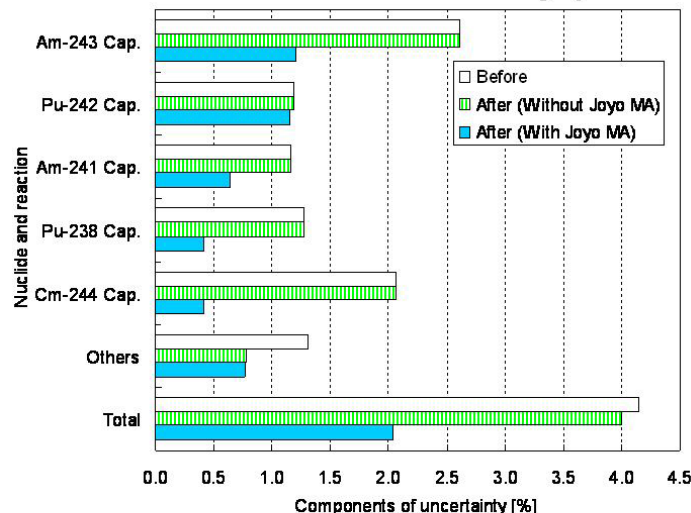


Fig. Alteration of cross-section induced uncertainties for MA decay heat at end of life by the adjustment

図2 炉定数調整による使用済燃料崩壊熱の不確かさの低減