

## (2) 核データに対する PWR 設計現場の考え方

MAPI 佐治悦郎

普段、私が従事している業務は PWR の核設計業務であり、学会とはかけ離れた雰囲気の中で仕事をしている。従ってこのような場において意見を述べるような知識もなく、また立場にもないと思っているのだが、あえて御指名いただいた意図(?)を勝手に解釈させていただいて、現在実用に供している PWR の核設計の現場からの意見を述べさせていただきたいと思う。ただし、本題に入る前に以下の事をお断りしておかなければならない。つまりこれから述べる意見は MAPI としての核データに対する正式ポジションではなく、あくまで一技術者としての私見である。

現在 MAPI では国内に現存する大部分の PWR の炉心核設計を行っており、豊富な設計経験を有している。またその設計精度は実測データで常に検証されるため、その結果は常に設計法にフィードバックされており、結果として現状では非常に優れた核設計精度を有するに至っている。図 1 及び図 2 には、国内の 80 kW 級 PWR を例にとり取替炉心における設計データと実測データの比較を示した<sup>1)</sup>。御存知の通り PWR においては炉心の余剰反応度を主に冷却材中に溶かしたほう酸(ケミカムシム)の濃度で制御しており、従って図 1 における臨界ほう素濃度とは炉心の余剰反応度を示していると考えていただければよい(100 ppm で約 1% Δk/k の反応度に対応)。御覧の通り設計と実測の一致は良好であり、近年ではいずれの設計結果も概ね同様の傾向を示している。従って、現在核データに対する設計側からの切実な要望事項というものは存在しない。ただし、これはあくまで現行の炉心における話であり、今後予想される変化(例えば高燃焼度化、プルトニウム利用等)に対しても同様であるという保証はない。しかしながら、たとえそういう場合に精度が悪化したとしても、その対策を常に核データにまでさかのぼって考える必要があるかどうかは議論の分かれるところである。私自身は、このような事態に直面すれば、炉物理と核設計の実体がある面においては似て非なるものであるという思いに至らざるを得ないであろう。無論、炉物理的意味での検討は常に継続すべきであって現に MAPI においても JENDL-2 に基づく PWR 核設計用多群定数を作成し種々の検討を行っているが、それを実炉心の設計に適用するとすれば膨大な検証作業が必要となり、またこれを早急にやりとげなければならないという強い動機は現在のところ我々にはない。

なお学会当日、日立の瑞慶覧氏より核設計値が、例えば安全解析パラメータのような枠取り値(氏は崩壊熱を例として挙げられた)として使用されている場合、そこに存在するマージンを核データの見直しによりはき出すことができるのではないか、という御指摘をいただいた。確かに氏のおっしゃる通り可能性としては存在するが、私の持っている感じでは、その種のデータは概ね核データの見直しで大きく変わり得るものではなく、むしろ枠取り値決定に特有な保守的計算法を見直すこ

とにより得るところ大となるものが多いと思う。従ってこの種の分野に核データに対する要求事項を求めるには動機が少し弱い。

以上、現状のPWR核設計現場の立場から意見を述べたが、次に少し立場を変えて、FBR実用化に至るまでのPWRの将来に目を向けてみることにする。

近年、FBR実用化の遅れが現実視されるに従いウランの有効利用を目指す高転換炉PWR(HCPWR)が注目を集めている。<sup>2),3)</sup> この炉心は燃料棒を稠密に配置し減速材対燃料比を小さくすることにより中性子スペクトルを硬化させ高転換率を得ようとするものであり、炉物理的には共鳴エネルギー領域の核反応が支配的となるため、熱中性子炉、高速炉のどちらとも異なった特徴を持つ。HCPWRの研究開発は主にヨーロッパで盛んに行われているが、本炉心に対する唯一の臨界実験であるスイスEIRのPROTEUS臨界実験<sup>4)</sup>の解析結果は、各国、各機関のコード間で大きくばらついており、<sup>5)</sup>現状の核計算精度には問題がある。その原因については、核データにあるのか計算手法にあるのか未だ定かではないが、少なくともHCPWRの分野においては核データに対する要望が発生する可能性が大きいと言える。具体的には、無論<sup>238</sup>UやPu同位体の共鳴断面積が重要となるが、従来PWRではあまり問題とならなかった核分裂生成物の共鳴断面積が炉心寿命評価の点から問題となる可能性がある。

以上述べてきた事を一言で言うならば、PWR核設計現場からは現行の炉心から大幅に炉物理特性が変化しない限り今後の核データ活動に特に期待するところはないということになってしまっただけか申し訳ない気分である。

#### 参考文献

- 1) “三菱PWRの核設計手法信頼性”，MAPI-1004，(1981)。
- 2) M. C. Edlund, “High Conversion Ratio Plutonium Recycle in Pressurized Water Reactor,” Ann. of Nucl. Energy, 2, 801 (1975)。
- 3) W. Oldekop, et al., “General Features of Advanced Pressurized Water Reactors with Improved Fuel Utilization,” Nucl. Technol., 59, 212 (1982)。
- 4) R. Chawla, et al., “Reactivity and Reaction Rate Ratio Changes with Moderator Voidage in a Light Water High Conversion Reactor Lattice,” Nucl. Technol. 67, 360 (1984)。
- 5) S. Ogura, et al., “Development Strategy on Advanced and Future PWR”, IAEA Technical Committee Meeting on Advanced Light and Heavy Water Reactor Technology, Session I-3 (1984)。

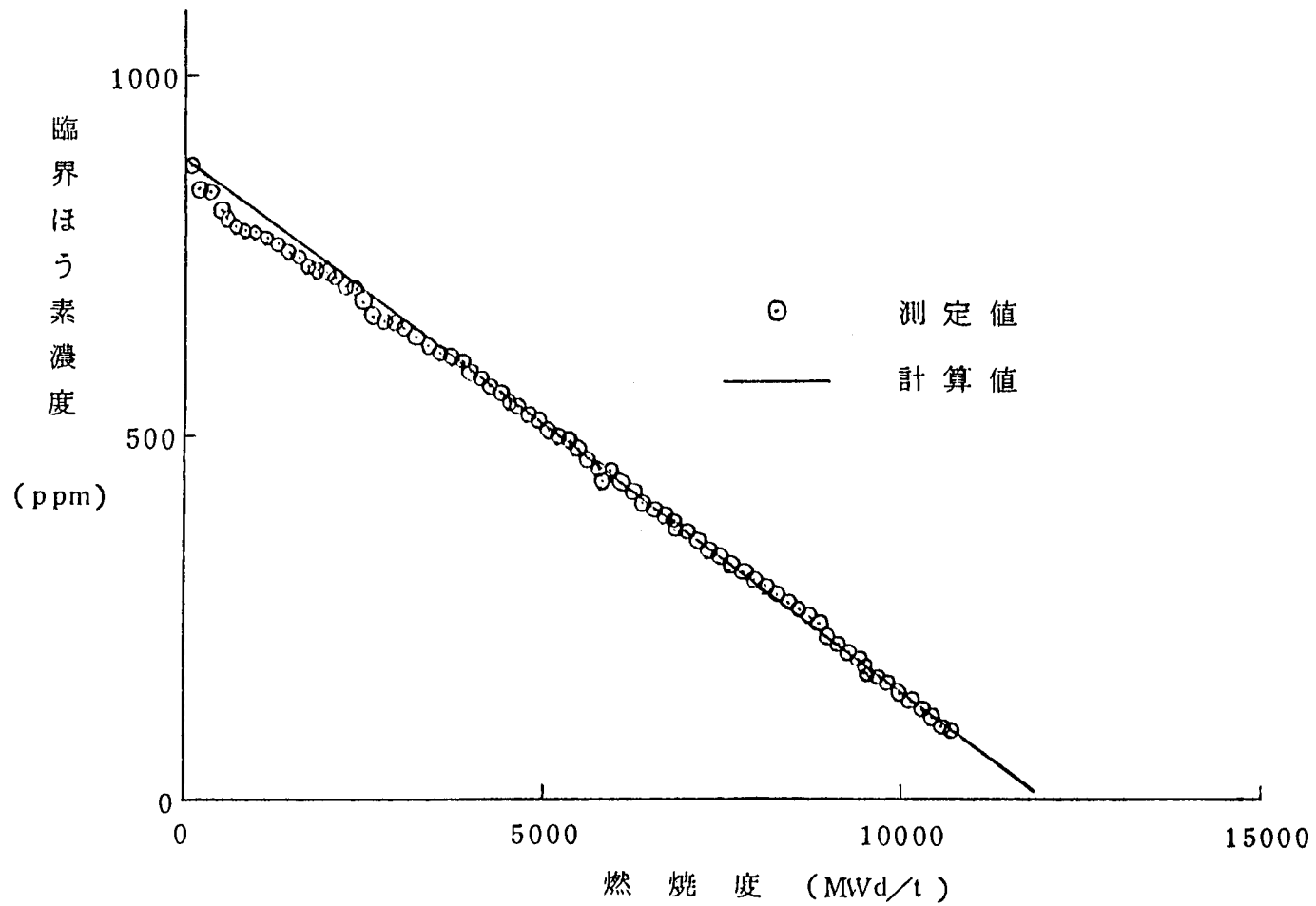


図1 3ループ第4サイクル炉心臨界ほう素濃度対燃焼度  
(高温全出力, 平衡キセノン, 全制御棒引抜状態)

