

J E N D L の使用経験

(日本原子力発電(株)) 白方 敬章

原子力発電の白方です。今日は JENDL の使用経験を発表させていただくことによりまして、シグマ委員会30周年記念に対するお祝いの気持ちと日頃 JENDL を使用させていただいていることに対する感謝の気持ちをお伝えしたいと思います。

JENDL の使用経験という大きい表題をいただきましたが、私には高速炉分野における経験しかありませんので、勝手ながら高速炉における使用経験に限って発表させていただきます。

JENDL 使用の実績と予定【OHP-1】は、あらゆる高速炉の分野に及んでいるわけですが、これはその主なものを列挙したものです。現在も活発に臨界実験を続けておられる原研の FCA の実験解析は、JENDL が使用できるようになって以来、JENDL で解析されていると聞いております。実験炉「常陽」は設計が始まった頃には JENDL がありませんでしたので当時の炉定数で設計した訳ですが、現在進行中の改造計画、MARK-III 計画の炉心設計や炉心管理は JENDL ベースの炉定数で行うと聞いております。「もんじゅ」も設計が始まった頃には JENDL がありませんでしたので、当時の炉定数で設計、安全解析をやってまいりました。その「もんじゅ」も今年の夏から始まります炉心や遮蔽の性能試験の解析、および臨界になった後の炉心管理は JENDL ベースの炉定数で行うと聞いております。次に日米共同大型高速炉臨界実験 JUPITER 計画と称しているものが 1978 年から 10 年余りも動燃で続けられました。これはどちらかと言うと大型炉というか実証炉のための R&D ですが、その実験解析も一貫して JENDL で行われてきました。79 年から解析が始まりまして、その時にぜひ JENDL で解析したい、あるいは作られる側もぜひ JENDL を使うようにということで、意気投合しまして、その結果 JUPITER の実験解析の開始と JENDL-2B の提供が同時期となりました。2B はこの解析に間に合わせるべく完成を急いでいただいたという経緯があります。次に日米共同大型高速炉遮蔽実験 JASPER 計画と称しているものは 85 年から昨年の秋まで実験が行われ、実験解析は現在も続いておりますが、これも一貫して JENDL を使用させていただいております。この JASPER 計画の開始は 85 年ですから、JENDL-2 はとっくに出来ていたわけです。ところがご存知のように微分データを利用するためにはまず炉定数化する必要がある訳ですが、実験解析を始めるに当たって、遮蔽用の炉定数ができていないということであわてまして、関係の方々を煩わせて JENDL-2 に基づく遮蔽用の炉定数を急いで作っていただいたというようなことがありました。次に実証炉の概念設計、これも長くやっておりますが、全部 JENDL に基づく炉定数を用いております。今後の基本設計も JENDL に基づく炉定

数を積分実験で微調整した、調整炉定数で行うということで準備を進めております。JENDL 使用の実績と予定はこのような状況で、日本における FBR の炉開発のほとんどの計画が JENDL に基づく炉定数で行われていると言っても過言ではない状態です。

次に JENDL 使用の効果【OHP-2】というようなことをまとめてみました。これは JENDL が無かった時代から、できてどのような効果があったかということです。JENDL が無かった時代には、各機関毎に、あるいは各グループ毎にそれぞれ炉定数を準備して実験解析や核設計に用いておりました。しかもその大半が内容を公開していないという、個人ベース、機関ベースの炉定数でした。ところが JENDL ができたことによって、その手法、炉定数が共通化されました。高速炉の開発はあらゆる機関の協調の中でやっているわけですが、相互のデータ授受とか情報交換が円滑に行えるようになったという研究環境上の効果がありました。現在も各機関間の協力の中で高速炉開発が進められているわけですが、炉定数が統一化されているということが非常に大きい助けになっております。それともうひとつは、同じものを長期にわたって使用するためデータの蓄積が可能になり、その結果予測精度が向上したということが大きい効果と思われます。

次に、JENDL を使用させていただいて、炉開発とか炉物理実験の側からどういうことを製作者側にお伝えできたか、あるいはその結果がどうだったかということの主なものまとめてみました。これは長年使用させていただいた JENDL-2 による積分実験解析【OHP-3】の結果をまとめたものです。すなわち、Na ボイド反応度を 20~30% いつも過大評価する、Pu-239 の核分裂の割合に対して U-238 の吸収断面積を 5~6% いつも過大評価してしまう、それと関連があるのですが、中性子束の空間分布が系統的にずれる、つまり U-238 吸収断面積などが違っているために内側炉心、外側炉心の組成差が利いて中性子束の空間分布がずれてくるということで、どうも大型炉の空間分布がうまく計算できないということがありました。一方遮蔽では、Na 深層透過の中性子束をどうも過小評価してしまうという一般的な傾向がありました。感度解析により原因を究明し、また製作者側と打ち合わせた結果、Pu の低エネルギー側の断面積を若干上げ、U-238 吸収断面積を 5% くらい下げることになり、そのことによって、これら 3つの問題がほぼ解決されました。一方 Na の非弾性散乱断面積は少し大き過ぎるのではないか、ということで下げました。それらの知見が、JENDL のバージョンアップの時に反映されて、現在はこれらの問題が大幅に緩和されるか解消されるというところまで進歩しております。これはその一例ですが、Na ボイド反応度【OHP-4】は、領域が大きくなるに連れて JENDL-2 の場合は、計算値と実験データの比 C/E が 1.0 から次第に大きくなり、20~30% 過大評価するということがありました。JENDL-3 ではそれがぐっと緩和されて、1.0 に近づいております。

これは反応率の C/E の径方向分布【OHP-5】であり、中性子束の空間分布がうまく計

算できていないため、反応率、制御棒反応度、サンプル反応度などの計算値と実験値が中心と周辺でどうも合い方が違うということを示しています。JENDL-2 ではこのような系統的ずれがありましたが、JENDL-3 ではそれが大幅に改善されています。

ここで現状の使用実績として、宣伝もかねて実証炉を例に取って、簡単にご紹介させていただきます。実証炉は、トップエントリー方式ループ型【OHP-6】という炉形式を採用して設計しており、その炉心設計と炉容器回り、炉心回りの遮蔽設計を JENDL を使用させていただいて行っております。

これが炉心【OHP-7】ですが、こういう2領域の炉心の、核特性を JENDL で計算し、所期の目的である性能、すなわち出口温度 550° C、取り出し平均燃焼度 9 万 MWd/t、サイクル期間 15 か月などが確保できるかどうか、またその予測精度はどうかを検討しております。

これはその精度【OHP-8】の一例で、FR'91 で発表したものです。臨界性、出力分布、制御棒反応度、Na ボイド反応度、ドップラー反応度などを JENDL で計算しております。これは設計で使う 2 σ レベルの誤差ですので、数値が若干大きくなっております。前項はノミナル計算値がそもそも実験値からどのくらいずれるだろうかという一種のバイアス・ファクターであり、後項はノミナル計算値のばらつきがどれくらいあるかということを表わしています。これらの現状精度が要求精度というか目標精度を満たしているかどうかを検討しております。設計ではこの現状精度が技術レベルの高さを表わしており、必要な裕度を決める要因になります。JENDL の精度は、この裕度をいかに下げることができるかに関係しています。現状精度は核データの誤差だけではなく、計算モデルの誤差、臨界実験の誤差など全てを含んだ誤差です。現状の誤差の中で核データの誤差がいくらかあるかは感度解析その他で特性ごとに調べなければなりませんが、この数値はすべての要因に基づく現状の予測精度を評価したものです。特性によってはまだまだ目標精度を満足させていないものもありますけれども、基本設計が始まる頃には、現状精度を目標精度に近づけることができるだろうという見通しであります。

次に、これは遮蔽の予測精度【OHP-9】です。二次 Na、コアバレル、炉内燃料貯蔵槽、上部遮蔽体、炉心支持板、径方向遮蔽体など、炉心回りのそれぞれの部位における中性子束にどれくらいの誤差を見込まなければならないかを示したものです。何倍の誤差を見込むかをここではファクターと称していますが、これはノミナル値に対して2倍から3倍の誤差を見込めば良いことを表わしています。遮蔽の問題ですからこのあたりで中性子束はもう5～6ケタ落ちているわけですが、それに対して、これくらいの誤差を見込めばよいというのが今の現状精度です。このファクターに核データの誤差、遮蔽計算モデルの誤差などが入っているわけです。タンク型、ループ型、ほぼ同じですが、大体炉心回りですと2～3倍の誤差を見込めばよいということが分かります。これは、設計

の観点から十分許容できる大きさのファクターであると言えます。

これは遮蔽の現状精度【OHP-10】を大まかに整理したものです。FBR プラントの遮蔽では炉心中心から人間が立ち入るところまで15ケタくらい中性子束が落ちます。それで「常陽」や「もんじゅ」が始まる前は、一ケタ減衰あたり50% くらいの誤差を見込まなければならぬという状況でしたので、15ケタも落ちますと、設計では千倍くらいの誤差を見込む必要があったわけです。それを「常陽」の遮蔽解析、JASPER 実験解析などの研究開発によりまして、今は一ケタあたりの誤差が約20% という精度まで高めることができました。将来はこれをできれば10% 位まで上げたいと思っています。遮蔽設計の誤差は、核データの誤差、あるいは計算モデルの誤差を小さくすることによってこのように小さくすることができます。シグマ委員会のおかげで、また JENDL ができたおかげで、以前はこういう精度であったものが、今はこういうレベルまで上がっております。

最後に、実証炉の建設に対しては、技術開発の未熟さからプラントを遅らせるということが決してあってはならないと常々心がけているわけですが、核データについては、こういう風に非常に成熟度が良いと言いますか、今すぐ基本設計に入ってもそれほど大きい支障はないということまで開発していただいていると思っております。しかしながら、大型炉は、わずかな誤差が物量に換算すると非常に大きいものになりますので、合理的に設計するためには中、小型炉の場合に比べて予測精度をよほど上げなければならないという事情があります。そこで、核データの精度をますます上げていただきたいという期待と共に、「常陽」MARK-III 計画とか、「もんじゅ」の性能試験とか、あるいは実証炉の設計などが進行しており、その過程で核データに関わる課題に私どもが遭遇するのではないかと考えられますので、その時はぜひシグマ委員会の皆さんに助けていただいて、プラント開発にご支援いただきたいと思いますと思っております。どうもありがとうございました。

JENDL使用の実績と予定

-高速炉の分野における-

- FCA実験解析
- 「常陽」MARK-III計画の炉心設計、炉心管理
- 「もんじゅ」の性能試験解析、炉心管理
- JUPITER（日米共同大型高速炉臨界）実験解析
- JASPER（日米共同大型高速炉遮蔽）実験解析
- 実証炉概念設計、基本設計

OHP-1

JENDL使用の効果

-高速炉の分野における-

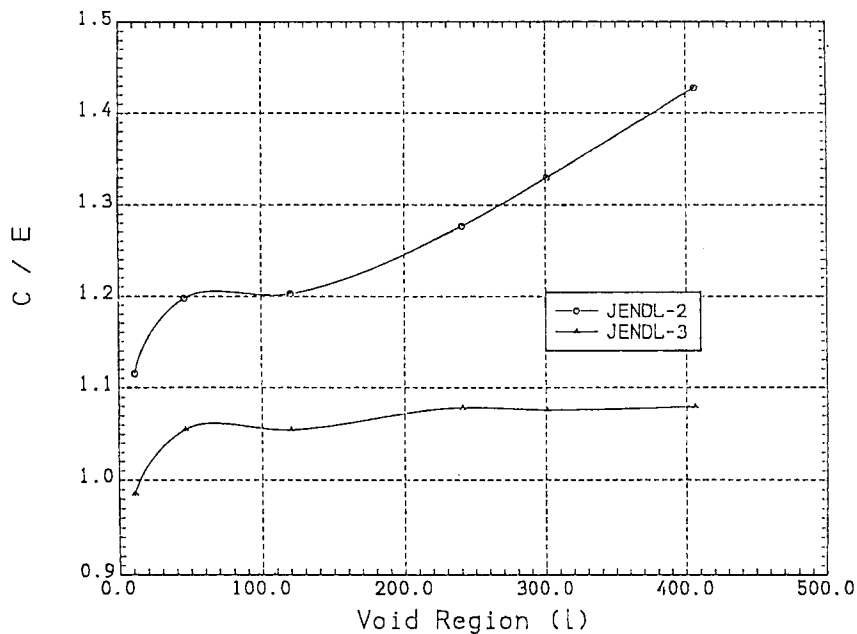
- 手法（炉定数）の共通化
- 予測精度の向上

OHP-2

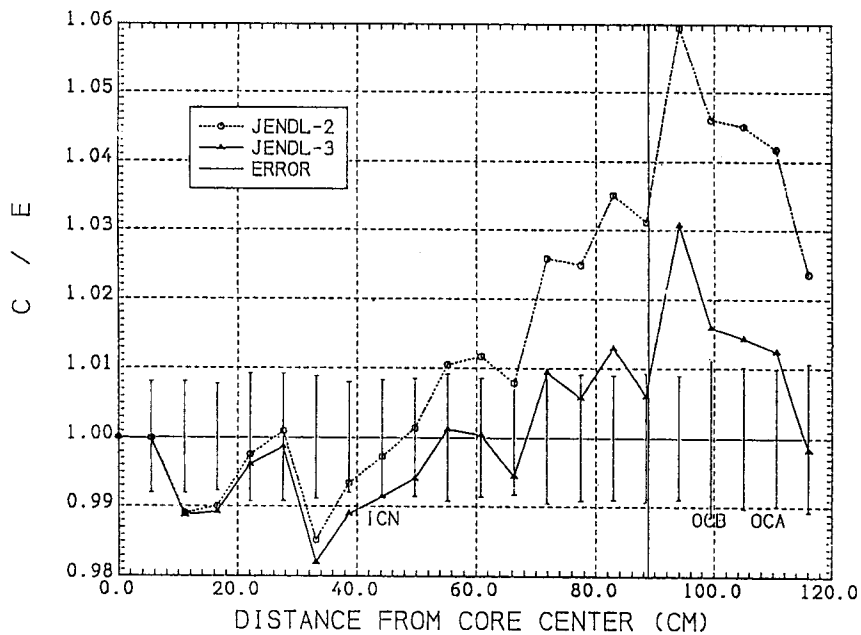
JENDL-2による積分実験解析

- Naボイド反応度の過大評価
- $^{238}\text{U}(n,\gamma) / ^{239}\text{Pu}(n,f)$ の過大評価
- 中性子束空間分布の系統的ずれ
- Na深層透過中性子束の過小評価

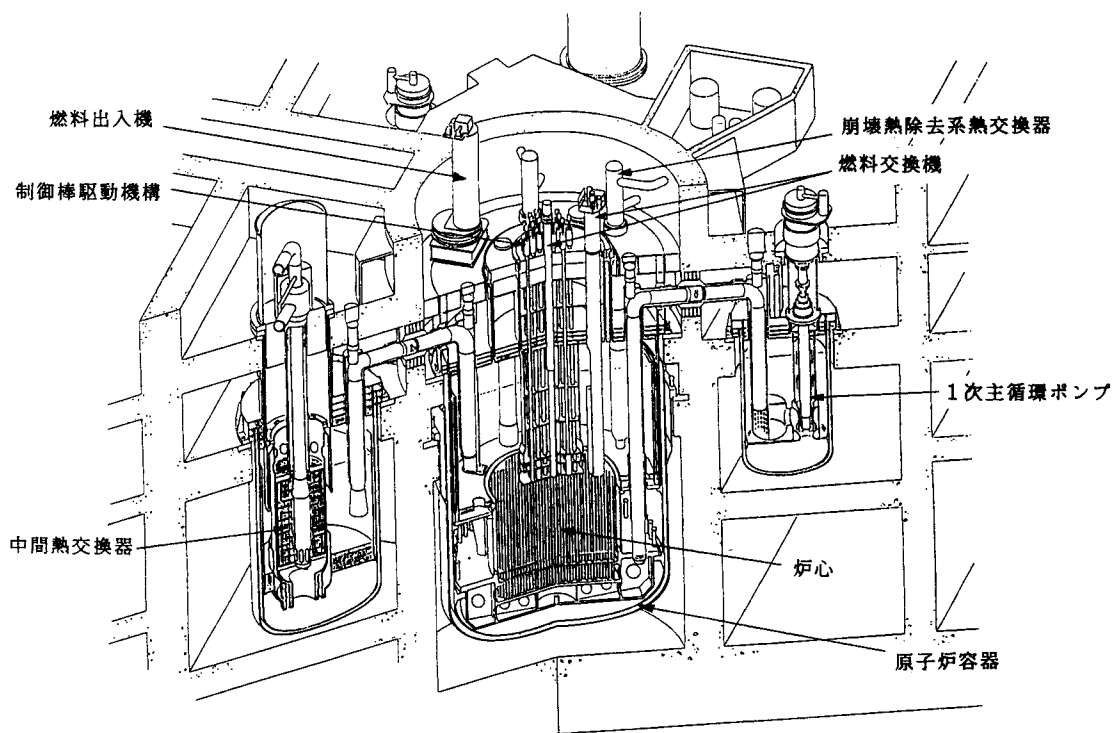
OHP-3



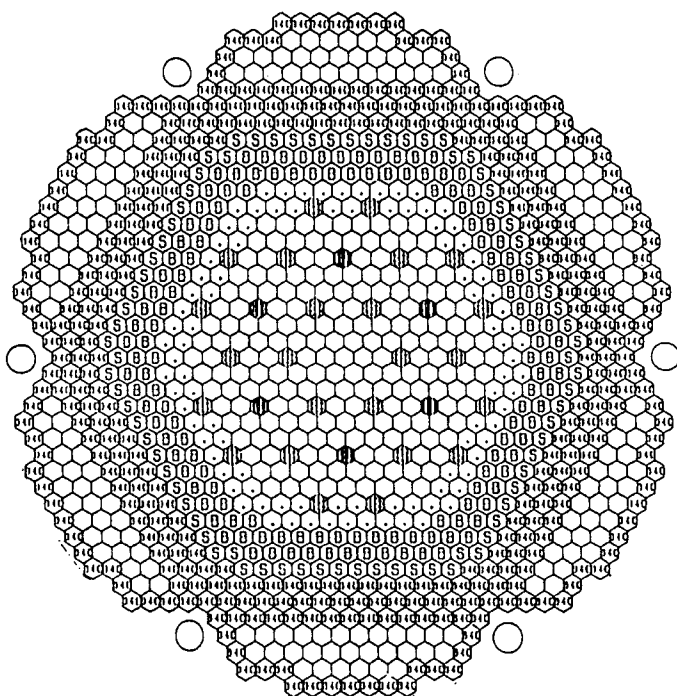
OHP-4 Radial distribution of C/E for sodium void reactivity worth at ZPPR-9



OHP-5 Radial distribution of C/E for ^{239}Pu fission rate at ZPPR-9



OHP-6 トップエントリー方式ループ型炉鳥かん図



○ 内側炉心燃料集合体	199
○ 外側炉心燃料集合体	96
⑧ 径方向ブランケット	138
● 主炉停止棒	24
● 後備炉停止棒	6
⑤ SUSしゃへい体	78
⑥ B4Cしゃへい体	372
○ IVS	174
○ 破損燃料貯蔵ポット	6

OHP-7 炉 心 構 成

OHP-8 Present prediction and target accuracies for physics parameters of large homogeneous LMFBR core (2σ level, percent units)

	Present prediction accuracy	Target accuracy
Criticality		
Zero power	-0.7 $\pm$ 0.9	$\pm$ 0.5
Rated power	-0.7 $\pm$ 1.0	$\pm$ 0.7
Power distribution		
Core center	-2 $\pm$ 5	$\pm$ 5
Center of outer core	2 $\pm$ 5	$\pm$ 5
Center of radial blanket	-3 $\pm$ 10	$\pm$ 10
Control rod reactivity worth		
Center rod	-3 $\pm$ 10	$\pm$ 10
Outermost ring rods	3 $\pm$ 13	$\pm$ 10
Sodium void reactivity worth		
Central small region void	23 $\pm$ 25	$\pm$ 15
Central large region void	29 $\pm$ 34	$\pm$ 15
^{238}U Doppler reactivity worth	-18 $\pm$ 19	$\pm$ 15

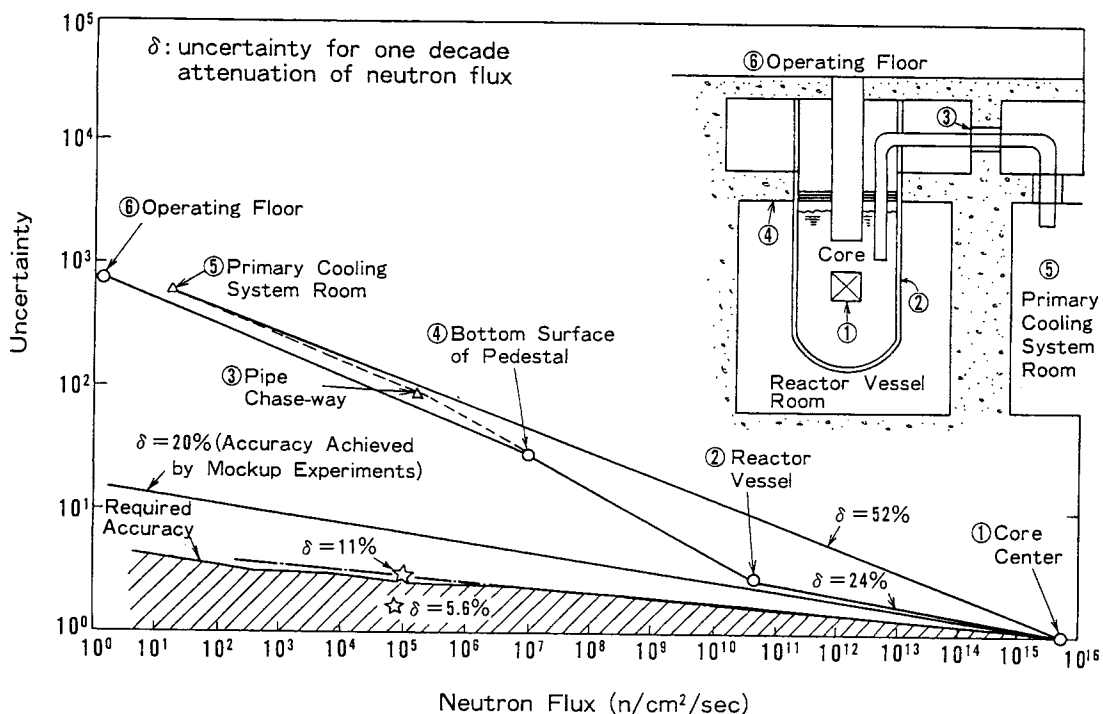
OHP-9 Correction factors on calculated nominal values for
uncertainties of neutronic calculation method

Item	Factors* ¹	
	Tank-type	Loop-type
• Secondary sodium activation in the IHX(tank) or DHX(loop)	3.2	2.8
• Fast neutron fluence at the core barrel	3.2	2.2
• Neutron generation in the IVS	2.0	2.0
• Neutron attenuation in the upper axial shield (fast neutron fluence at the upper core structure)	2.1* ²	2.6* ³
• Neutron attenuation in the lower axial shield and the gas plenum (fast neutron fluence at the core support plate/module)	1.9	1.9
• Neutron attenuation in the radial shield	2.2	2.2

*¹ Including uncertainty factor at outer surface of blanket (a factor of 1.3)

*² Axial shield of B₄C

*³ Axial shield of stainless steel



OHP-10 Accuracy of LMFBR Shielding Design Analysis in Japan