

CNIC-01065

SINRE-0063



CN9700464

中国核科技报告

CHINA NUCLEAR SCIENCE
AND TECHNOLOGY REPORT

群常数库 TPLIB-95 的宏观检验

MACRO TESTING FOR GROUP
CONSTANT LIBRARY TPLIB-95

(In Chinese)



中国核情报中心
原子能出版社

China Nuclear Information Centre
Atomic Energy Press



姚栋:中国核动力研究设计院高级工程师,1976年毕业于北京大学理论物理专业。

YAO Dong;Senior engineer of Nuclear Power Institute of China. Graduated from Peking University in 1976, majoring in theoretical physics.

CNIC-01065

SINRE-0063

群常数库 TPLIB-95 的宏观检验

姚 栋 曾道桂 刘静波 王英明

(中国核动力研究设计院, 成都)

李惠云

(核动力运行研究所, 武汉)

摘 要

介绍了群常数库 TPLIB-95 的宏观检验。TPLIB-95 是中国核数据中心为轻水堆燃料组件计算程序包 TPFAP 建立的更新群常数库, 它是基于 JENDL-3.1 评价核数据库制作而成的。用 5 个热堆基准问题, 一批压水堆零功率临界实验以及秦山 300 MW 核电厂首循环堆芯和大亚湾 900 MW 核电站首循环堆芯对该库作了计算分析。热堆基准问题的计算结果表明, 尽管谱指标的计算值与测量值的偏差较大, 但 k_{eff} 的最大偏差仅 0.29%。零功率临界实验的计算结果表明, 用 TPLIB-95 得到的 k_{eff} 比用旧库 TPLIB 更接近于测量值, 与测量值的符合是相当令人满意的。秦山和大亚湾核电站两个首循环堆芯临界硼浓度的计算值与测量值符合较好, 在整个燃耗寿期内临界硼浓度的计算值与测量值或法马通原设计值的最大偏差仅为 $15 \times 10^{-6}/\text{L}$ 。

Macro Testing for Group Constant Library TPLIB-95

(In Chinese)

YAO Dong ZENG Daogui LIU Jingbo WANG Yingming

(Nuclear Power Institute of China, Chengdu)

LI Huiyun

(Research Institute of Nuclear Power Operation, Wuhan)

ABSTRACT

A macro test of the group constant library TPLIB-95 was introduced. The TPLIB-95 is an updated group constant library created by China Nuclear Data Center for LWR fuel assembly calculation program package TPFAP based on the JENDL-3.1 evaluation nuclear data library. The calculations and analyses were carried out by using five thermal reactor benchmark issues, a set of PWR zero-power critical experiments, the first cycle reactor core of 300 MW Qinshan NPP as well as the first cycle reactor core of 900 MW Daya Bay NPP. The calculation results for the thermal reactor benchmark issues showed that the maximum deviation between the calculated and measured values for spectrum indexes is large, like 6.7% for ρ^{28} of BAPL-2. However, the maximum deviation for k_{eff} is only 0.29% for TRX-2. The calculation results for zero-power critical experiments showed that the calculated value of k_{eff} obtained by using TPLIB-95 is closer to the measured value compared with the one obtained by using the original library TPLIB. The agreement between the calculated and measured values for critical boron concentration in the first cycle reactor cores in Qinshan NPP and Daya Bay NPP is quite good. The maximum deviation for the critical boron concentration is only $15 \times 10^{-6}/L$.

前言

用来计算燃料组件中子能谱和少群常数的轻水堆燃料组件程序包 TPFAP^[1]已推广到国内几个核工程研究设计院和大学用于不同的工程设计中。它是我国秦山一期 300 MW 核电站燃料管理计算^[2]和二期 600 MW 核电站堆芯核设计的骨干程序。TPFAP 程序所用的原始群常数库基本上是 ENDF/B-Ⅲ 库的水平, 尽管通过实验的调整已在工程设计中得到了较好的结果, 然而它还是较陈旧的。在“八五”期间我们同核数据中心合作, 开始了更新 TPFAP 原始库的工作。

经过十来年的努力, 中国核数据中心已建立了第二版编评核数据库 CENDL-2。参与国际合作, 核数据中心得到了美国的 ENDF/B-Ⅵ, 日本的 JENDL-3.1 和欧共体的 JEF-1 几个最新评价核数据库。为了确定用哪个库来制作, 首先进行了选库计算分析, 将上述四个评价库都制作出热堆基准检验和临界实验分析所需九个核素的群常数^[3], 经过计算分析最后选定用 JENDL-3.1 来制作新的 TPFAP 群常数库 TPLIB-95。

经过群常数的制作和宏观检验结果的反馈, 再重新制作某些核素的群常数。最后, 核数据中心完成了所需 73 个核素群常数的制作。库中天然铀的群常数取自 TPFAP 原始库 TPLIB。

为了确保 TPLIB-95 库的可靠性, 我们对它做了五个热堆基准问题和工程问题的计算分析。在热堆基准问题的计算中, 我们用 TPFAP 程序计算各装置的 k_{∞} , k_{eff} 和能谱指标。在工程检验中, 我们用 TPFAP 程序计算堆芯各类组件少群常数, 用 CITATION 程序^[4]计算零功率临界实验堆芯的 k_{eff} ; 用 CFMP 程序^[5]做电站堆芯的运行计算分析。

1 基准问题和工程问题

1.1 热堆基准问题

所采用的基准问题是美国 CSEWG 推荐的热堆基准装置^[6], 其中, BAPL-1, BAPL-2 和 BAPL-3 是 UO_2 燃料棒 (^{235}U 富集度为 1.311%) 水慢化装置; TRX-1 和 TRX-2 是低富集度 (1.3%) 金属铀棒水慢化装置; 这些装置的水铀体积比分别为 0.997, 1.384, 3.0043, 2.35 和 4.02, 所涉及的核素是 ^{235}U , ^{238}U , Al, H 和 O。它们给出了谱指标 ρ^{28} , δ^{25} , δ^{28} 和 C^* 以及各装置 k_{eff} 的测量值。谱指标的定义如下:

$\rho^{28} = ^{238}U$ 的超热俘获与热俘获之比;

$\delta^{25} = ^{235}U$ 的超热裂变与热裂变之比;

$\delta^{28} = ^{238}U$ 的裂变与 ^{235}U 的裂变之比;

$C^* = ^{238}U$ 的俘获与 ^{235}U 的裂变之比;

热群切割能为 0.625 eV。

1.2 零功率临界实验

我们采用了分别由两种组件 (15×15 和 17×17) 组成的零功率临界实验堆芯。

对于 15×15 排列组件, 其内布置有 20 个控制棒导向管和一个中央水腔 (占一根燃料棒位置)。燃料棒活性段长 70.2 cm, 芯块材料 UO_2 , ^{235}U 的富集度为 3.05%, 包壳材料为 Zr 合金。控制棒吸收体材料为 Ag (80%)—In (15%)—Cd (5%), 导向管材料为不锈钢 (1Cr18Ni9Ti)。

对于 17×17 排列组件，其内留有 24 个水腔（各占一根燃料棒的位置）用来插控制棒或者可燃毒物棒。燃料棒活性段长 100 cm，芯块采用 UO_2 ， ^{235}U 的富集度为 3.0%，包壳材料为 Zr 合金。用这类组件组成 9 盒和 21 盒两种堆芯。9 盒堆芯的控制棒材料是 B,C，包壳为 Zr 合金。21 盒堆芯的可燃毒物棒与 9 盒堆芯的相同，都是采用包壳为 Zr 合金的 B,C— Al_2O_3 棒，而控制棒采用 B,C 棒和包壳为不锈钢的 Ag (80%)—In (15%)—Cd (5%) 棒。

零功率临界实验所涉及的核素有： ^{235}U ， ^{238}U ， ^{16}O ，H，Zr（合金），B（天然）， ^{10}B ， ^{11}B ，C，Al，Cr，Mn，Fe，Ni，Ag，In，Cd 等 17 个核素。

1.3 秦山 300 MW 核电站首炉堆芯

该堆芯采用 121 盒三区燃料装载，如图 1 所示。三区燃料 ^{235}U 的富集度分别为 2.4%，2.672% 和 3.0%。图 2 给出了可燃毒物组件的布置，图 3 给出了各类可燃毒物组件内毒物棒的布置。

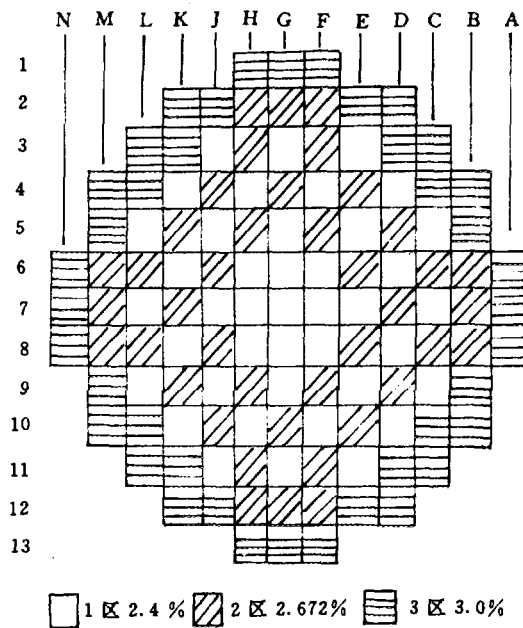


图 1 堆芯燃料组件装载布置

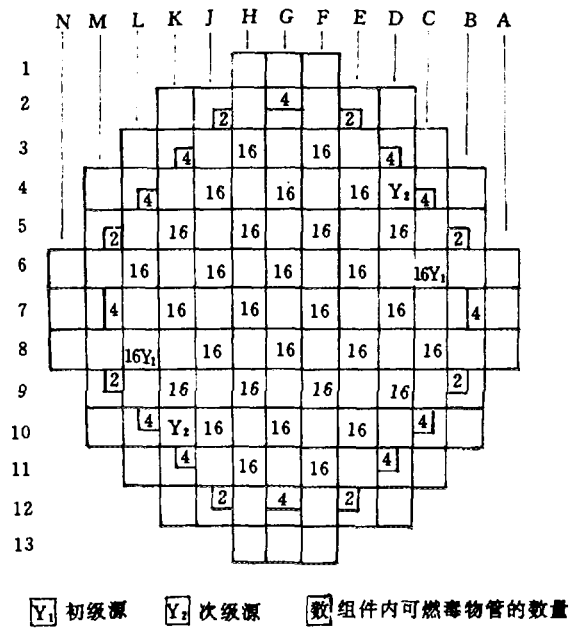


图 2 堆芯内可燃毒物组件的布置

堆芯高度 290.0 cm，燃料芯块直径 0.84 cm，包壳外径 1.0 cm，棒间距 1.33 cm，组件中心距 20.03 cm。堆芯平均水温 302.0/295.0℃，热功率 966 MW。

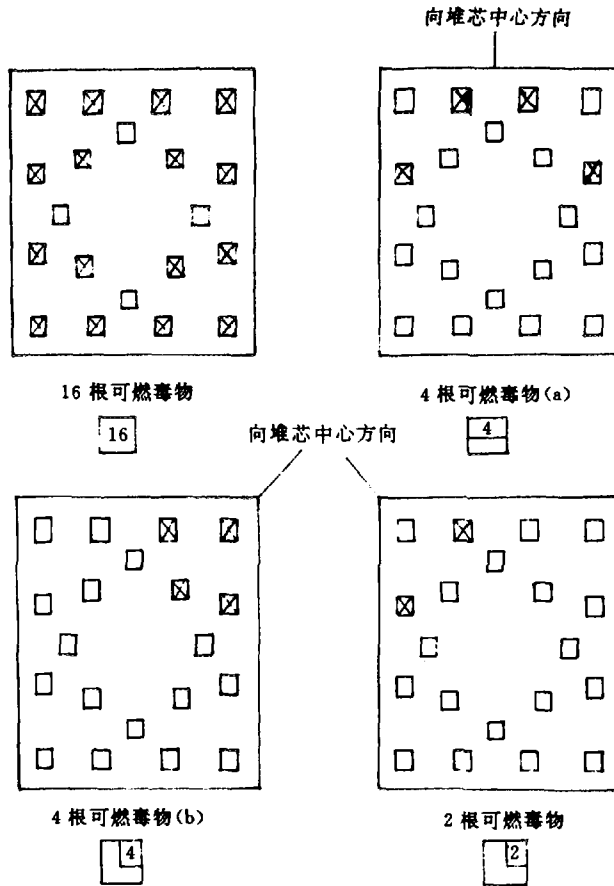


图3 燃料组件内可燃毒物的布置

1.4 大亚湾 900 MW 核电站第一循环堆芯

该堆芯包含 157 个燃料组件，其装载在图 4 中给出。三区燃料²³⁵U 的富集度分别为 1.8%，2.4%和 3.1%。堆芯中可燃毒物组件在图 5 中给出，组件内的布置在图 6 中给出。

堆芯高度为 365.8 cm，热功率为 2895 MW，压力 15.51 MPa，平均慢化剂温度 310.7℃。

栅距为 1.26 cm，组件中心距为 21.504 cm。二氧化铀芯块直径为 0.819 cm，密度为 10.412 g/cm³。包壳为 Zr-4 合金，内径为 0.836 cm，外径为 0.95 cm，密度为 6.55 g/cm³。UO₂ 占芯块的体积份额为 0.9882。

导向管材料为锆合金，内径为 1.125 cm，外径为 1.205 cm。可燃毒物为硼玻璃，B₂O₃ 占 12.5%，内包壳内径为 0.4276 cm，厚度为 0.017 cm，外包壳内径为 0.8738 cm，厚 0.0469 cm，可燃毒物芯体厚 0.1855 cm。黑体控制棒和灰体控制棒材料分别为 Ag (80%)—In (15%)—Cd (5%) 和不锈钢。吸收体直径为 0.866 cm，包壳为不锈钢，其内外直径分别为 0.874 cm 和 0.968 cm。

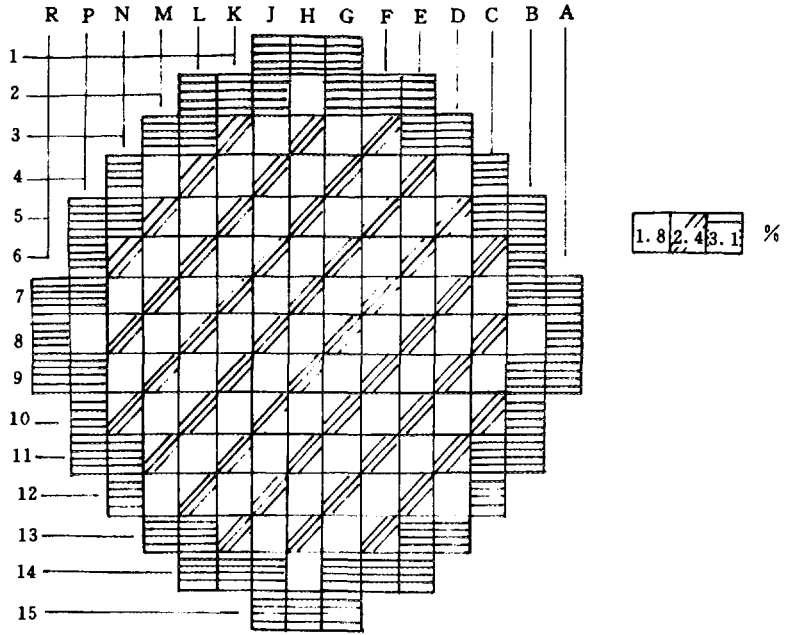


图4 堆芯燃料组件装载布置

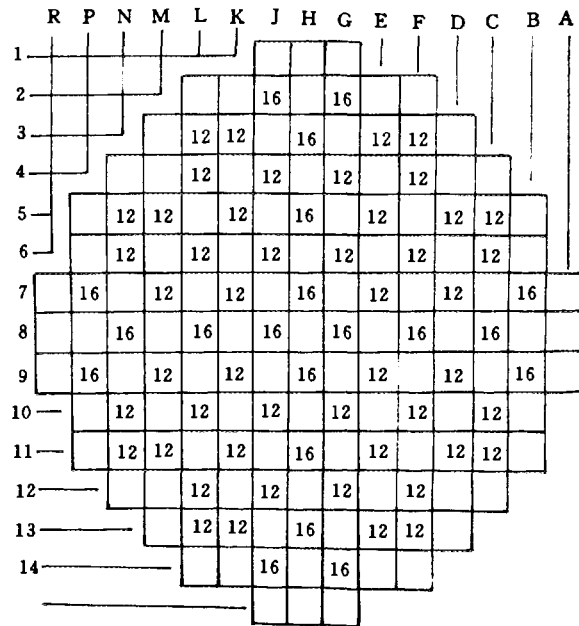


图5 堆芯可燃毒物组件布置

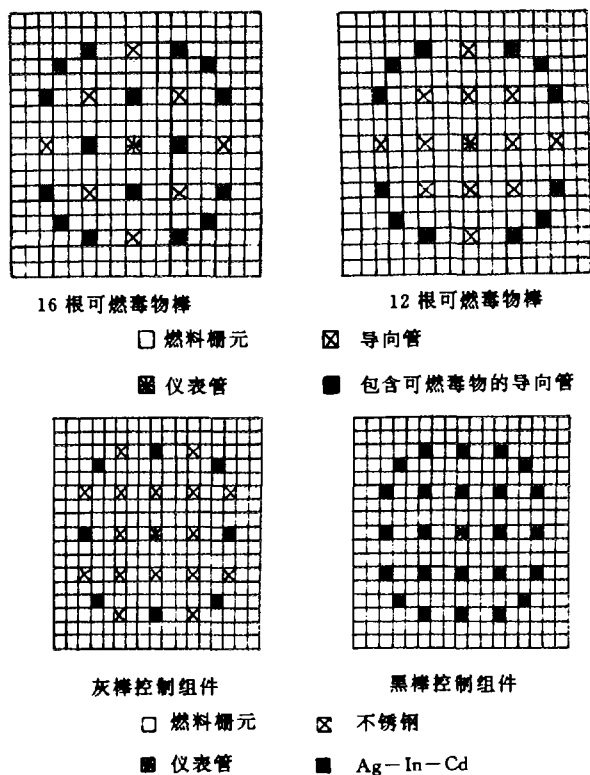


图 6 组件内可燃毒物及控制棒的布置

2 计算结果与分析

2.1 热堆基准装置的计算结果

五个热堆基准装置的测量值和计算值一起在表 1 中给出。表中每个栅元的第一行是测量值，括号内是测量的不确定性；第二行是 IAEA 提供的计算值^[7]；第三行是利用 TPFAP 程序和 TPLIB-95 库的计算值；第二、三行括号内给出了计算值与测量值的百分偏差。

表 1 热堆基准问题计算值与测量值的比较

装置 数据库	k_{eff}	ρ^{28}	δ^{25}	δ^{24}	C^*
TRX-1	1.00000 (0.30)	1.320 (1.6)	0.0987 (1.0)	0.0946 (4.3)	0.797 (1.0)
JENDL-3.1*	0.99457 (-0.55)	1.344 (+1.8)	0.0970 (-1.8)	0.0978 (+3.3)	0.793 (-0.45)
TPLIB-95	0.99914 (-0.09)	1.3747 (+4.1)	0.0958 (-2.9)	0.0997 (+5.4)	0.804 (+0.87)
TRX-2	1.00000 (0.10)	0.837 (1.9)	0.0614 (1.3)	0.0693 (5.1)	0.647 (0.93)
JENDL-3.1*	0.99452 (-0.55)	0.847 (+1.2)	0.0596 (-2.9)	0.0697 (+0.55)	0.642 (-0.77)
TPLIB-95	0.99715 (-0.29)	0.858 (+2.5)	0.0588 (-4.2)	0.0712 (+2.7)	0.645 (-0.31)
BAPL-1	1.00000 (0.10)	1.390 (0.72)	0.0840 (2.4)	0.0780 (5.1)	
JENDL-3.1*	1.00137 (+0.14)	1.392 (+0.14)	0.0816 (-2.9)	0.0757 (-3.1)	
TPLIB-95	1.00006 (+0.01)	1.4377 (+3.4)	0.0818 (-2.6)	0.0778 (-0.26)	
BAPL-2	1.00000 (0.10)	1.120 (0.89)	0.0680 (1.5)	0.0700 (5.7)	
JENDL-3.1*	1.00039 (+0.04)	1.161 (+3.7)	0.0666 (-2.1)	0.0652 (-6.9)	
TPLIB-95	1.00092 (+0.09)	1.1946 (+6.7)	0.0667 (-1.9)	0.0670 (-4.3)	
BAPL-3	1.00000 (0.10)	0.906 (1.1)	0.0520 (1.9)	0.0570 (5.3)	
JENDL-3.1*	1.00000 (0.10)	0.915 (+0.99)	0.0512 (-1.5)	0.0535 (-6.2)	
TPLIB-95	1.00192 (0.19)	0.9375 (+3.5)	0.0513 (-1.3)	0.0550 (-3.5)	

* JENDL-3.1 的值取自文献 [7].

对于²³⁸U 超热俘获与热俘获之比 (ρ^{28}) 来说, IAEA 的计算值和我们的计算值都偏高, 对于 BAPL-2, 我们的计算值与测量值的偏差为 6.7%, IAEA 值的偏差为 3.7%。对于²³⁵U 的超热裂变与热裂变之比 (δ^{25}), 计算值都偏低, 除了 TRX-1 和 TRX-2 之外, 其它方案的计算值都在测量误差之内。对于 δ^{28} 和 C^* , 所有计算值与测量值符合得都很好。

尽管上述有些谱指标的计算值与测量值的偏差较大, 但是各装置 k_{eff} 的计算值与测量值符合得非常好, 对于二氧化铀棒栅元, 其最大偏差仅 0.19%, 对于金属铀棒栅元其最大偏差也只有 0.29%。

表 2 TRX 装置 k_{∞} 和 k_{eff} 的计算值

程序	计算方法			TRX-1		TRX-2	
	群数	群常数	谱计算模型	k_{∞}	k_{eff}	k_{∞}	k_{eff}
WIMS-E	69	NJOY	碰撞几率	1.1817	1.0019	1.1669	1.0021
CASMO	69	NJOY	碰撞几率	1.1783	0.9994	1.1646	0.9988
SRAC	107	TIMS-PGG	碰撞几率	1.1828	0.9956	1.1699	0.9979
TGBLA	107	TIMS-PGG	碰撞几率	1.1782	0.9936	1.1662	0.9965
MGCL-KENO	137	—	Sn	1.1830	0.9993	—	—
VMONT	190	NJOY	M. C.	1.1799	—	1.1675	—
VIM	—	点截面	M. C.	1.1826	0.9924	1.1679	0.9917
TPFAP*	69	NJOY	碰撞几率	1.1641	0.9991	1.1573	0.9972

* 采用新库 TPLIB-95.

表 2 给出了用不同计算程序计算的装置 TRX-1 和 TRX-2 的 k_{∞} 和 k_{eff} 之值。表中 TPFAP 程序的计算值是使用了 TPLIB-95 群常数库, 其余程序的计算值取自文献 [3], 可见 TPFAP 程序计算的 k_{∞} 最小, k_{eff} 值与 CASMO 的值相当。CASMO, TPFAP 和 MGCL-KENO 计算的 k_{eff} 与测量值的偏差最小。

表 3 15×15 组件临界实验的计算结果

方案号	硼浓度 $10^{-6} \cdot L^{-1}$	k_{eff} 测量值	k_{eff} 的计算值	
			TPLIB-95	TPLIB
1	49.8	1.009089	0.995727	0.991574
2	81.4	1.000494	0.990033	0.987709
3	83.49	1.0	0.988917	0.986622
4	504.0	1.0	0.998269 ⁽¹⁾ 0.998220 ⁽²⁾ 0.998232 ⁽³⁾	0.997258
5	728.0	1.001178	1.000196	0.998834
6	627.0	1.000494	0.99942	0.997606
7	696.4	1.00057	1.00086	0.999358
8	0.0	0.9988	1.002193	0.993133
9	752.0	1.0	1.002993	1.000637
10	933.0	1.000644	1.002357	1.001467

- (1) 利用 JENDL-3.1 中的¹⁰B;
- (2) 利用 CENDL-2 中的¹⁰B;
- (3) 利用 ENDF/B-VI 中的¹⁰B.

2.2 15×15 组件堆芯的计算结果

15×15 组件堆芯的状态和实验值与计算值一起在表 3 中给出。我们计算了 10 个堆芯布置,除了方案 4 是可燃毒物和可溶硼方案外,前 7 个中的其它方案都是控制棒的不同布置和有可溶硼的方案,方案 8 是净堆方案,方案 9 和 10 是可溶硼方案。表中也给出了用旧库计算的结果。总的看来,用新库 TPLIB-95 计算的 k_{eff} 比用旧库 TPLIB 计算的 k_{eff} 更接近于实验值。对于方案 4,可燃毒物中 ^{10}B 分别用 5010 (JENDL-3.1), 50101 (CENDL-2) 和 50102 (ENDF/B-V) 来表征,所计算的 k_{eff} 值的差别非常小,说明三个评价库中 ^{10}B 的数据相当。

2.3 17×17 组件堆芯的计算结果

对于 17×17 组件,我们采用了 9 盒和 21 盒两种堆芯。9 盒堆芯是调棒 (B_4C 棒) 临界方案,我们计算了 8 个堆芯状态。21 盒堆芯是含可溶硼调棒 (Ag-In-Cd 棒和 B_4C 棒) 临界方案,我们也计算了 8 个堆芯状态。

表 4 17×17 组件 9 盒堆芯临界实验的计算结果

方案	堆芯状态			测量值	k_{eff}			
	B_4C 根	$\text{B}_4\text{C}-\text{Al}_2\text{O}_3$ 根	Ag-In-Cd 根		TPLIB-95		TPLIB	
1	120	93	3	1.0	0.998913 ^a	0.998827 ^b	0.998842 ^c	0.99780
2	120	93	3	1.0	0.999681	0.999597	0.999612	0.998495
3	120	96	—	1.0	0.999381	0.999296	0.999313	0.998707
4	120	96	—	1.0	1.000513	1.000431	1.000444	0.999695
5	120	96	—	1.0	1.001339	1.001183	1.001198	1.000748
6	120	—	5	1.0	0.998531	0.998462	0.998472	0.997872
7	120	—	—	1.0	0.999047	0.998969	0.998986	1.00101
8*	120	93	3	1.0	0.995670	0.995589	0.995606	—

* 无围板的实验方案;

a ^{10}B 采用 JENDL-3.1 的值;

b ^{10}B 采用 CENDL-2 的值;

c ^{10}B 采用 ENDF/B-V 的值。

表 4 给出了 9 盒堆芯的状态、 k_{eff} 的实验值和计算值。表中给出了分别用新库 TPLIB-95 和旧库 TPLIB 计算的 k_{eff} 值,对于新库,同时给出了分别用 5010 (JENDL-3.1), 50101 (CENDL-2) 和 50102 (ENDF/B-V) 的计算值。可以看出,用新库计算的 k_{eff} 值与实验符合得非常好,其最大相对偏差小于 0.5%。总的说来,用新库的计算值比用旧库更接近于实验值。另外,也可以看出三个评价库中 ^{10}B 的截面相当。

表 5 17×17 组件 21 盒堆芯临界实验的计算结果

方案	堆芯状态			k_{eff}		
	硼浓度 $10^{-4} \cdot \text{L}^{-1}$	$\text{B}_4\text{C}-\text{Al}_2\text{O}_3$ 根	Ag-In-Cd 根	测量值	TPLIB-95	TPLIB
1	1540.78			1.0	1.000978	1.004872
2	1200.25	4		1.0	0.997455	1.001113
3	815.5	5	1	1.0	0.999547	1.002772
4	107.45	5	4	1.0	0.994114	0.995117
5*	25.46	5	4	1.0	0.997924	0.99909
6	960.2	5		1.0	0.999713	1.00274
7	455.76	5	3	1.0	0.999191	1.00177
8**		120	48	1.0	0.997396	0.993891

* 此方案堆芯还有 2 根 B_4C 棒;

** 此方案堆芯还有 192 根 B_4C 棒, Ag-In-Cd 棒提至 44.1 cm 高度。

表 5 给出了 21 盒堆芯的状态、 k_{eff} 的实验值和计算值。表中同时给出了用新库和用旧库的计算结果。结果表明所有方案的计算值与测量值符合得非常好。对于高可溶硼浓度方案，旧库的结果稍微好一点，但是它和新库结果的偏差小于 0.1%。对于低可溶硼方案，使用新库得到的结果要好于用旧库的计算结果。

2.4 秦山 300 MW 核电站首炉堆芯的计算结果

秦山 300 MW 核电站首炉堆芯的简要描述已在上一节中给出，这里我们仅给出堆芯临界可溶硼浓度随燃耗深度的变化。在图 7 中，同时给出了临界可溶硼浓度的测量值和用新库所得到的计算值。从图 7 中可以看出，可溶硼浓度的计算值与测量值符合得非常好，特别是从寿期中到寿期末，计算值与测量值的偏差很小，在 1000 MWD/TU 时，偏差最大其值也只有 $15 \times 10^{-6}/L$ 。在这段时间内，堆芯以部分功率间断地运行，可溶硼浓度等效成满功率平衡氙的值都会与额定功率下的计算值有一定偏差。

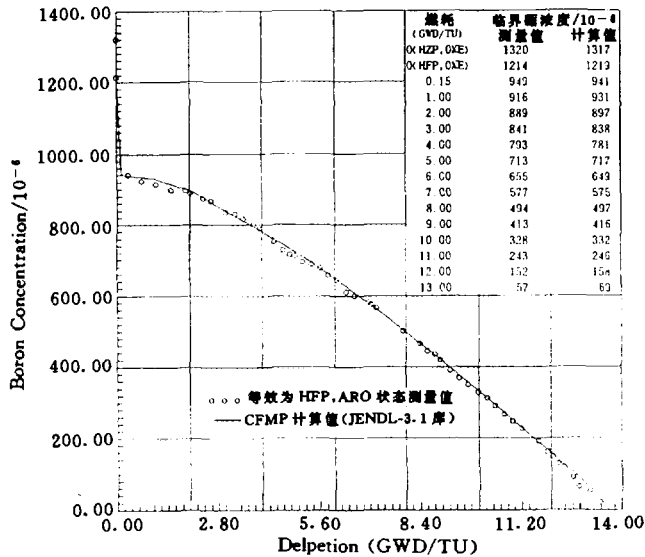


图 7 秦山 300 MWe 核电站第一循环堆芯临界硼浓度随燃耗的变化 (HFP, EQ, Xe, ARO)

2.5 大亚湾 900 MW 核电站首炉堆芯的计算结果

在图 8 中给出了第一循环堆芯临界硼浓度随燃耗的变化。从图中可以看出在燃耗初期计算值比法马通的设计值高，其最大偏差为 $-9 \times 10^{-6} L^{-1}$ 。从 1 GWD/TU 开始，计算值比原设计值偏低，其最大偏差为 $14 \times 10^{-6} L^{-1}$ 。

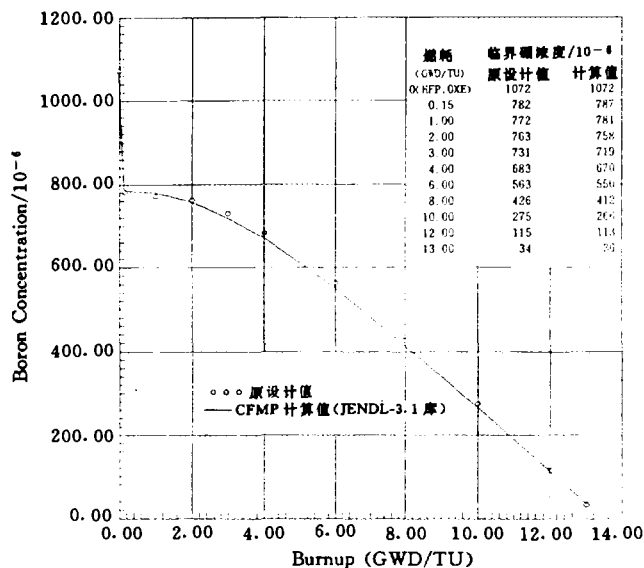


图 8 大亚湾 900 MWe 核电站第一循环堆芯临界硼浓度随燃耗的变化 (HFP, EQ. Xe, ARO)

3 结论

热堆基准问题的计算结果表明能谱指标的计算值与测量值的偏差较大,但是 k_{eff} 的计算值与测量值的最大偏差仅 0.29%。

零功率临界实验的计算结果表明,从总体上来说用新库 TPLIB-95 的计算结果比用旧库 TPLIB 更接近于测量值。

大亚湾和秦山两个核电站第一循环堆芯的计算结果表明,寿期内的临界硼浓度与测量值符合很好,最大偏差仅为 $15 \times 10^{-6} L^{-1}$ 。

如上所述, TPLIB-95 库要优于旧库 TPLIB,但是造成临界硼浓度偏差的原因有待进一步分析解决,如果对新库的数据加以适当调整,会得到更好的结果。

参考文献

- 1 章宗耀, 李大图, 姚栋, 等. 轻水堆燃料组件计算程序包 TPFAP. 核动力工程, 1993, 2
- 2 李惠云, 高翔军, 黄源. 秦山 300 MW 核电厂第一循环堆芯运行 (0~260 EFPD) 跟踪计算和寿期末的最终燃耗状态预计. 核动力运行研究所, 1993, 12
- 3 刘桂生, 王耀清, 刘平, 等. 69 群库的热堆基准检验. 核动力工程, 1994, 1
- 4 张瑞茵, 赵翊民. CITAION 核反应堆分析程序. 清华大学核能所, 1986
- 5 程和平. CFMP 程序理论手册. 核电软件中心入库资料, 1992
- 6 Cross Section Evaluation Working Group, Benchmark specification. BNL-19302 (ENDF-202), 1981
- 7 Ganesan S. Update The WIMS-D4 Nuclear Data Library. INDC (NDS) -290, IAEA, December, 1993

(京) 新登字 077 号

图书在版编目 (CIP) 数据

中国核科技报告 CNIC-01065 SINRE-0063, 群常数
库 TPLIB-95 的宏观检验/姚栋等著. —北京: 原子能出版
社, 1996. 5

ISBN 7-5022-1493-3

I. 中… I. 姚… III. ①核技术-研究报告-中国②反
应堆-群常数-检验-研究报告 IV. TL-2

中国版本图书馆 CIP 数据核字 (96) 第 05624 号

群常数库 TPLIB-95 的宏观检验

姚栋等著

©原子能出版社, 1996

原子能出版社出版发行

责任编辑: 李曼莉

社址: 北京市海淀区阜成路 43 号 邮政编码: 100037

中国核科技报告编辑部排版

核科学技术情报研究所印刷

开本 787×1092 1/16·印张 1/2·字数 13 千字

1996 年 4 月北京第一版·1996 年 4 月北京第一次印刷

CHINA NUCLEAR SCIENCE & TECHNOLOGY REPORT

This report is subject to copyright. All rights are reserved. Submission of a report for publication implies the transfer of the exclusive publication right from the author(s) to the publisher. No part of this publication, except abstract, may be reproduced, stored in data banks or transmitted in any form or by any means, electronic, mechanical, photocopying, recording or otherwise, without the prior written permission of the publisher, China Nuclear Information Centre, and/or Atomic Energy Press. Violations fall under the prosecution act of the Copyright Law of China. The China Nuclear Information Centre and Atomic Energy Press do not accept any responsibility for loss or damage arising from the use of information contained in any of its reports or in any communication about its test or investigations.

ISBN 7-5022-1493-3



9 787502 214937 >