钍铀循环专用核数据库CENDL-TMSR

刘萍^{1*}, 陈国长², 吴小飞¹, 舒能川¹, 黄小龙¹, 张环宇¹, 葛智刚¹

1. 中国核数据中心, 中国原子能科学研究院, 北京 102413;

2. 国家自然科学基金委, 北京 100085

*联系人, E-mail: ping@ciae.ac.cn

收稿日期: 2019-07-04; 接受日期: 2019-08-30; 网络出版日期: 2020-03-12

摘要 钍基熔盐堆核能系统(TMSR)为第四代先进核能系统, 需要更先进、更可靠的物理设计, 而核数据的可靠性对于核设计精度有着至关重要的影响. 受中国科学院上海应用物理研究所委托, 中国核数据中心研制了钍铀循环专用核数据库CENDL-TMSR, 包括微观评价核数据库和宏观参数库, 以用于钍基熔盐实验堆的临界计算以及屏蔽设计. 为验证钍铀循环专用核数据库的可靠性与适用性, 对该库进行了临界基准检验与屏蔽基准检验. 临界检验结果表明, 绝大部分基准装置的 k_{eff} 计算值与实验值的相对误差都在0.5%之内, 表明该数据库是可靠的, 可用于钍基熔盐实验堆的物理设计. 屏蔽计算结果与实验数据基本吻合, 整体性能优于其他评价核数据库.

关键词 钍基熔盐堆, 核数据库, 钍铀燃料循环

PACS: 47.27.-i, 47.27.Eq, 47.27.Nz, 47.40.Ki, 47.85.Gj

1 引言

随着能源需求的增长, 世界各国对核燃料的需求越来越大, 钍是一种可转化为易裂变核素的材料, 是潜在的核燃料, 因此钍资源的核能利用已成为世界各国核能研究的焦点. 与铀钍燃料循环相比, 钍铀燃料循环具有其独特的优势, 如钍资源相对丰富、核废料少、利于核不扩散, 但是钍铀燃料循环也存在一定的挑战, 如钍铀燃料循环涉及的核素的核数据精度相对较低等.

核数据是核科学与核工程应用所需的最基本的数据, 其精度和可靠性直接关系到核工程的可靠性、安全性和经济性. 由于长期以来核数据的研究工作主要

是针对铀钍燃料循环开展的, 因此, 这些核数据应用于钍铀燃料循环的四代堆物理计算时, 存在一定的局限性. 为此, 世界各国也相继开展了钍铀燃料循环相关核数据的研究, 国际原子能机构(IAEA)在2001年专门成立了世界范围的研究协调项目, 开展钍铀燃料循环相关的评价核数据的研究工作^[1], 并取得了较大的进展. 尽管如此, 钍铀燃料循环相关的核数据仍然存在关键核素核数据误差较大等问题^[2].

钍基熔盐核能系统(TMSR)项目是中国科学院战略性先导科技专项项目, 其研究目标是研发第四代裂变反应堆核能系统, 计划至2020年之前建成2 MW钍基熔盐实验堆, 形成支撑未来TMSR发展的若干技术研发能力. 为了满足钍基熔盐实验堆物理设计对钍铀

引用格式: 刘萍, 陈国长, 吴小飞, 等. 钍铀循环专用核数据库CENDL-TMSR. 中国科学: 物理学 力学 天文学, 2020, 50: 052008

Liu P, Chen G C, Wu X F, et al. The special nuclear data library CENDL-TMSR for thorium-uranium cycle (in Chinese). Sci Sin-Phys Mech Astron, 2020, 50: 052008, doi: 10.1360/SSPMA-2019-0230

燃料循环核数据的需求^[3], 受中国科学院上海应用物理研究所委托, 中国核数据中心研制了钍铀循环专用数据库(CENDL-TMSR), 包括微观评价核数据库(CENDL-TMSR-ENDF)和宏观参数库(CENDL-TMSR-MG). 其微观评价核数据库由中子评价核数据库、裂变产额数据库、衰变数据库3个子库组成. 中子评价核数据库是以国际上最新评价中子核数据为基础, 更新评价了钍铀燃料循环中的关键核素, 并结合临界基准实验、中子屏蔽积分实验等基准检验结果, 比对推荐了相对较好的中子评价数据. 裂变产额数据库是以美国的ENDF/B-VII.1的裂变产额数据库为基础进行比对推荐, 并更新评价了 ^{232}Th , ^{233}U , ^{235}U 的15个关键裂变产物核的累积产额数据. 衰变数据库是基于国内外最新测量数据开展更新评价的. 同时, 根据TMSR的实际需求, 基于CENDL-TMSR的微观评价核数据库研发了宏观参数库, 包括多群常数库、连续点截面库、多群协方差库等.

2 CENDL-TMSR微观评价核数据库

2.1 评价中子数据库

在反应堆物理和屏蔽设计以及反应堆运行中, 需

要涉及大量材料的不同类型核反应数据, 其中比较重要的就是中子评价数据. 目前国际上存在众多的评价核数据库, 而不同评价数据库又存在不同的版本, 各评价数据库宏观检验结果也各有优劣.

以国际主要评价核数据库的最新版本为基础, 包括CENDL-3.1^[4], ENDF/B-VII.0^[5], ENDF/B-VII.1^[6], ENDF/B-VIII.0^[7], JENDL-4.0^[8], JEFF-3.1^[9]和IAEA/ADS-2.0^[10], 以适合TMSR物理设计为主要原则进行比对推荐. 在推荐过程中, 无宏观检验的评价数据, 以微观评价合理为主要依据进行推荐; 有宏观检验的评价数据, 综合考虑宏观检验结果和微观评价进行推荐.

对于钍铀循环的关键核素 ^{232}Th 和 ^{233}U , 在CENDL-3.1库的基础上, 重新评价了 ^{232}Th 的辐射俘获截面和共振参数, 改进了 ^{233}U 的共振参数、裂变截面、弹性和非弹性散射截面以及弹性角分布数据.

以 ^7Li 为例, 对于 $^7\text{Li}(n, \gamma)$ 反应截面的评价, 通过澄清各家实验数据的分歧, 经过筛选和修正处理实验数据, 最终推荐结果与测量结果符合得很好. 图1是评价数据与实验测量数据直接对比图, 图2是经过筛选和修正处理后的实验数据与评价数据对比图.

通过比对推荐, 最终形成了包含轻核、结构材料、裂变产物和裂变核等共405种核素的中子评价数

图1 (网络版彩图) $^7\text{Li}(n, \gamma)$ 反应截面评价数据与实验数据对比

Figure 1 (Color online) Comparison of $^7\text{Li}(n, \gamma)$ cross section between evaluation and experiment.

图 2 (网络版彩图) ${}^7\text{Li}(n, \gamma)$ 反应截面评价数据与修正后放入实验数据对比

Figure 2 (Color online) Comparison of ${}^7\text{Li}(n, \gamma)$ cross section between evaluation and corrected experiment.

据库CENDL-TMSR-ENDF.

2.2 裂变产额数据库

以美国的ENDF/B-VII.1的裂变产额数据库为基础, 对 neutron 诱发 ${}^{232}\text{Th}$, ${}^{233}\text{U}$, ${}^{235}\text{U}$ 的堆用 15 个重点裂变产物核(包括 ${}^{95}\text{Mo}$, ${}^{99}\text{Tc}$, ${}^{101}\text{Ru}$, ${}^{103}\text{Rh}$, ${}^{109}\text{Ag}$, ${}^{131}\text{Xe}$, ${}^{135}\text{Xe}$, ${}^{133}\text{Cs}$, ${}^{143}\text{Nd}$, ${}^{145}\text{Nd}$, ${}^{147}\text{Sm}$, ${}^{149}\text{Sm}$, ${}^{151}\text{Sm}$, ${}^{152}\text{Sm}$, ${}^{153}\text{Eu}$)进行了累积产额实验数据的收集、修正和评价, 并与 ENDF/B-VII.1 和 JEFF-3.1 的产额评价进行了对比.

图3给出了中子诱发 ${}^{232}\text{Th}$ 的 ${}^{99}\text{Tc}$ 的累积产额. 对比结果表明, 更新后数据具有较小的约化开方及较高精度. 表1给出了评价产额的约化开方比较.

2.3 衰变数据库

放射性核素衰变数据及其衰变纲图(简称为核衰变数据)是一种应用很广的基础核数据. 对同一个核素的衰变, 不同实验室和研究者给出的测量数据往往不同, 有的分歧很大, 很难简单地挑选或舍弃相关实验

图 3 (网络版彩图) $n+{}^{232}\text{Th}$ 裂变 ${}^{99}\text{Tc}$ 的累积产额(a)和局部放大图(b)

Figure 3 (Color online) Cumulative fission yield of ${}^{99}\text{Tc}$ from $n+{}^{232}\text{Th}$ fission (a) and local amplification (b).

表 1 15个评价产额的平均约化开方

Table 1 Average reduced square of 15 evaluated fission yields

核素	本工作	ENDF/B-VII.1	JEFF-3.1
$n+^{232}\text{Th}$	3.27	5.97	7.76
$n+^{233}\text{U}$	2.57	3.48	9.17
$n+^{235}\text{U}$	4.72	5.55	5.85

测量数据. 因此, 需要充分收集实验测量信息, 对其进行仔细分析和认真比较, 并做详细的物理分析, 最后利用核衰变数据评价系统进行综合处理, 以获得准确、可靠的评价核衰变数据.

在收集国内外测量数据的基础上, 精心评价, 澄清

了原有数据间的分歧和矛盾, 评价推荐了54个放射性核素. 它以我国自己的评价核衰变数据为基础, 并适当地补充了国内外的最新测量和评价核衰变数据, 并不断根据用户的要求, 及时修订、补充核衰变数据. 表2给出了54个核素衰变数据表.

表 2 评价推荐的衰变数据

Table 2 Evaluated recommendation decay data

核素	母核能级	J π	半衰期	核素	母核能级	J π	半衰期
^1n	0.0	1/2+	613.9 s 6	$^{127\text{m}}\text{Te}$	88.268	11/2-	106.1 d 7
^7Be	0.0	3/2-	53.25 d 3	$^{129\text{m}}\text{Te}$	105.51	11/2-	33.6 d 1
^{22}Na	0.0	3+	2.6018 y 22	^{132}Te	0.0	0+	3.230 d 13
^{58}Co	0.0	2+	70.88 d 3	^{134}Cs	0.0	4+	2.0644 y 14
$^{58\text{m}}\text{Co}$	24.889	5+	9.10 h 9	^{143}Ce	0.0	3/2-	33.039 h 6
^{59}Ni	0.0	3/2-	7.6×10^4 y 5	^{144}Ce	0.0	0+	284.89 d 6
^{89}Sr	0.0	5/2+	50.57 d 3	^{143}Pr	0.0	7/2+	13.57 d 2
^{90}Sr	0.0	0+	28.80 y 7	^{153}Gd	0.0	3/2-	240.4 d 10
^{90}Y	0.0	2-	2.6684 d 13	^{225}Ac	0.0	(3/2-)	10.0 d 1
^{91}Y	0.0	1/2-	58.51 d 6	^{226}Ac	0.0	(1)	29.37 h 12
^{93}Zr	0.0	5/2+	1.61×10^6 y 6	^{227}Ac	0.0	3/2-	21.772 y 3
^{95}Zr	0.0	5/2+	64.032 d 6	^{227}Th	0.0	(1/2+)	18.695 d 4
^{94}Nb	0.0	6+	2.04×10^4 y 4	^{228}Th	0.0	0+	1.9126 y 9
^{95}Nb	0.0	9/2+	34.991 d 6	^{229}Th	0.0	5/2+	7917 y 48
^{103}Ru	0.0	3/2+	39.247 d 13	^{230}Th	0.0	0+	7.538×10^4 y 30
^{105}Ru	0.0	3/2+	4.44 h 2	^{231}Th	0.0	5/2+	25.522 h 10
^{106}Ru	0.0	0+	371.5 d 21	^{233}Th	0.0	1/2+	22.15 m 8
^{105}Rh	0.0	7/2+	35.36 h 6	^{234}Th	0.0	0+	24.10 d 3
^{107}Pd	0.0	5/2+	6.5×10^6 y 3	^{235}Th	0.0	(1/2+)	7.2 min 1
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	117.595	6+	249.78 d 2	^{230}Pa	0.0	2-	17.4 d 5
^{111}Ag	0.0	1/2-	7.45 d 1	^{231}Pa	0.0	3/2-	3.267×10^4 y 26
^{113}Sn	0.0	1/2+	115.09 d 3	^{232}Pa	0.0	(2-)	1.32 d 2
^{115}Sn	0.0	1/2+	STABLE	^{233}Pa	0.0	3/2-	26.98 d 2
^{123}Sn	0.0	11/2-	129.2 d 4	^{234}Pa	0.0	4+	6.70 h 5
^{125}Sn	0.0	11/2-	9.64 d 3	$^{234\text{m}}\text{Pa}$	73.92+X	(0-)	1.159 m 11
^{126}Sn	0.0	0+	2.30×10^5 y 14	^{232}U	0.0	0+	70.6 y 11
^{126}Sb	0.0	(8-)	12.35 d 6	^{233}U	0.0	5/2+	1.592×10^5 y 2

3 CENDL-TMSR宏观参数库

在反应堆物理和屏蔽设计中, 需要使用大量材料的核反应数据来配套反应堆物理程序. 这些核反应数据主要指基于微观评价核数据库制作的群常数库, 包括多群常数和连续点截面库. 基于CENDL-TMSR-ENDF, 研制了TMSR实验堆用宏观参数库, 包括SCALE 238群中子数据库、WIMS-D 69群常数库、中子连续点截面库、光核连续点截面库、44群协方差库.

3.1 连续点截面库(CENDL-TMSR-ACE)

采用核数据处理程序系统NJOY^[11]研制了快中子连续点截面库、热中子散射连续点截面库、光核连续点截面库. 中子连续点截面库的温度点设计为51个温度点, 范围为20–1200 K. 对于热中子散射连续点截面库也采用了相同的温度. 光核连续点截面库的温度为常温.

3.1.1 快中子连续点截面库

采用中国核数据中心研发的自动化制作ACE库的程序系统genACE(图4和5)制作快中子连续点截面库.

3.1.2 热中子连续点截面库

ACE格式热散射文档的制作流程如图6所示. 在热散射数据的制作过程中, 需要同时使用相关材料的全套中子数据和热散射率数据. 全套中子数据使用CENDL-TMSR库的评价中子数据, 热散射率数据则采用评价数据库ENDF/B-VII.1的热散射率子库.

图4 (网络版彩图) genACE程序系统流程

Figure 4 (Color online) genACE flow chart for ACE files.

图5 (网络版彩图)单核、单温度ACE文档的NJOY处理流程

Figure 5 (Color online) NJOY flow chart for ACE files.

图6 (网络版彩图)热中子ACE文档制作流程

Figure 6 (Color online) Flow chart for thermal ACE files.

3.1.3 光核连续点截面库

基于国际比对推荐的IAEA光核数据库^[12], 采用核数据处理程序系统NJOY99.396及并库程序MAKXSF制作了ACE格式光核连续点截面库TMSR-PN, 其流程如图7所示.

3.2 多群截面库(CENDL-TMSR-MG)

3.2.1 SCALE 238群中子数据库

基于CENDL-TMSR-ENDF、ENDF/B-VII.1热散射率子库、ENDF/B-VII.1光子原子相互作用数据子库, 采用中国核数据中心研制的中子-光子耦合多群常数制作系统NPLC-2制作了SCALE 238群中子数据库CENDL-TMSR-238, 其流程图如图8所示, NPLC-2程序系统能够制作问题无关的细群常数库和问题相关的

图 7 光核ACE文档制作流程

Figure 7 Flow chart for photonuclear ACE files.

宽群常数库, 分别在NICA和PASC4流程中完成. PASC4流程能够完成基于确定论的一维、二维中子-

光子耦合输运计算和基于三维M-C方法的临界计算.

研制238群库时, 采用的权重谱为: (1) Maxwellian谱(10^{-5} –0.125 eV); (2) 1/E谱(0.125 eV–820.8 keV); (3) 裂变谱(820.8 keV–10 MeV); (4) 1/E谱(10–20 MeV).

为验证该库的可靠性, 采用SCALE程序系统^[13]对该库进行了基准检验计算, 图9给出了²³³U金属快谱装置计算结果. 可以看出, 238群库CENDL-TMSR-238的结果最好, 平均相对偏差为0.365%.

3.2.2 WIMS-D 69群群常数库

基于CENDL-TMSR-ENDF和ENDF/B-VII.1热散射率子库, 采用NJOY99.364程序系统, 制作了WIMS-D格式69群群常数库CENDL-TMSR-WIMS.

对于一般的核素, 采用标准的压水堆(PWR)谱, 对

图 8 (网络版彩图) NPLC-2程序系统流程图

Figure 8 (Color online) Flow chart of NPLC-2 code system.

图 9 (网络版彩图) ^{233}U 金属快谱装置计算结果 k_{eff} 比较

Figure 9 (Color online) Comparison of k_{eff} for ^{233}U metal fast assemblies.

于主要共振核素, 在共振能区修订成与纯 $1/E$ 谱形状相同的光滑谱, 对于氘(D)核, 采用重水堆(HWR)谱, 对于 Th-U 循环中的 Th-232, U-233, Pa-232 等, 则采用 MCNP 程序计算的 Th-U233 燃料装置的谱. 图 10 给出了相应的权重谱.

为验证该库的可靠性, 采用输运计算程序 WIMSD5B^[14-16] 对该库进行了基准检验计算, 并与其他库的结果进行了比较. 图 11 给出了重水慢化 $^{233}\text{UO}_2$ -ThO₂ 装置的检验结果, 可以看出, 大部分装置在该库的计算结果要好于 ENDF/B-VII.0 及 IAEA-69 库的结果.

图 12 给出了压水堆钍燃料基准装置(PWR-Th)的不同燃耗深度(0, 0.114, 5.835, 10.411, 19.563, 31.004,

图 10 (网络版彩图) CENDL-TMSR-WIMS 库的中子通量谱

Figure 10 (Color online) Averaging flux spectra of CENDL-TMSR-WIMS.

图 11 (网络版彩图) 重水慢化 $^{233}\text{UO}_2$ -ThO₂ 装置 k_{eff} 随 q 值变化的比较. q 值是慢化密度(慢化到 2.6 eV 以下的裂变中子数)

Figure 11 (Color online) Comparison of k_{eff} against q for $^{233}\text{UO}_2$ -ThO₂ systems. q is the moderating density (the number of fission neutron moderated below 2.6 eV).

40.156, 49.308, 51.596, 60.749, 72.189 MWd/kgHM) 时 k_{inf} 与实验值的差别. 可以看出, CENDL-TMSR-WIMS 库的平均计算结果要好于 IAEA-69 库的平均计算结果, 与 ENDF/B-VII.0 的结果基本相当.

3.2.3 SCALE 44 群协方差库

为满足 TMSR 项目实验堆的不确定度分析, 基于 CENDL-TMSR-ENDF, 采用 NJOY99 程序系统及自主研发的格式转换程序 NSCV, 制作了 SCALE 格式的 44 群协方差库 TMSR-44cov, 其制作流程如图 13 所示. 图 14 和 15 给出了 ^{232}Th 和 ^{233}U 的 44 群协方差数据.

图 12 (网络版彩图) PWR-Th 栅元的 k_{inf} 计算值与实验值的偏差(%)

Figure 12 (Color online) Deviation of calculated k_{inf} from experimental one (%) for PWR-Th assembly.

图 13 (网络版彩图) SCALE 44群协方差库制作流程

Figure 13 (Color online) Processing flow of SCALE 44 covariance library.

图 14 (网络版彩图) ^{232}Th 裂变截面各群间协方差

Figure 14 (Color online) Group covariance of ^{232}Th fission cross sections.

4 CENDL-TMSR基准检验

4.1 临界基准检验

从国际核临界安全手册ICSBEP2006^[17]中选取了

1245个临界基准实验对CENDL-TMSR-ENDF进行了临界基准检验, 并与评价库CENDL-3.1, ENDF/B-VII.1, JENDL-4.0的检验结果及ENDF/B-VIII.0的结果^[18]进行了比较. 基准检验流程如图16所示.

图 15 (网络版彩图) ^{233}U 裂变截面各群间协方差
Figure 15 (Color online) Group covariance of ^{233}U fission cross sections.

图 16 (网络版彩图) 临界基准检验流程
Figure 16 (Color online) Flow chart of criticality benchmarking.

本文重点介绍钚铀循环中关键核素 ^{233}U 和 ^{232}Th 的基准检验结果.

4.1.1 ^{233}U 基准检验

图17给出了 ^{233}U 金属快装置(UMF)的 k_{eff} 随EALF(能谱指标: 诱发裂变的平均中对数能降(勒)对应的能量)的变化. 可以看出, 对于UMF装置, CENDL-TMSR-ENDF库的总体表现较好, 只是对于铍反射层装置(UMF005_001, 002), 所有评价库的计算结果均低估 k_{eff} 约300–500 pcm.

图18给出了 ^{233}U 溶液热装置(UST)的 k_{eff} 随EALF的变化. 可以看出, CENDL-TMSR-ENDF与ENDF/B-VII.1库的结果较为接近, 在整体上优于其他库, 但是与实验值相比, 部分结果偏离实验值, 特别是

图 17 (网络版彩图) ^{233}U 金属快装置 k_{eff} 随EALF的变化
Figure 17 (Color online) Comparison of k_{eff} against EALF for ^{233}U metal fast system.

图 18 (网络版彩图) ^{233}U 溶液热装置 k_{eff} 随EALF的变化
Figure 18 (Color online) Comparison of k_{eff} against EALF for ^{233}U solution thermal system.

$0.7 < \text{EALF} < 1.3$ 区间C/E值偏低较为严重.

对于能谱较软的无反射层的UST装置(UST001_1–5), 图19中CENDL-TMSR-ENDF的检验结果与实验符合得非常好. 当溶液中增加 ^{232}Th 时(图20), 虽然有个别装置的结果偏高, CENDL-TMSR-ENDF仍在各个评价库中是表现最好的.

对于能谱更硬的轻水慢化UST装置(UST005_1, 2, UST012_1–8), 如图21所示, CENDL-TMSR-ENDF的结果与ENDF/B-VII.1接近, 比ENDF/B-VIII.0整体偏高200 pcm, 个别实验误差超过1000 pcm.

对于石蜡反射硝酸铀酰装置(UST002_1–17,

图 19 (网络版彩图) ^{233}U 溶液热装置 k_{eff} 随EALF的变化(无反射层)

Figure 19 (Color online) Comparison of k_{eff} against EALF for ^{233}U solution thermal system (no reflection).

图 20 (网络版彩图) ^{233}U 溶液热装置 k_{eff} 随EALF的变化(含 ^{232}Th)

Figure 20 (Color online) Comparison of k_{eff} against EALF for ^{233}U solution thermal system (including ^{232}Th).

图 21 (网络版彩图) ^{233}U 溶液热装置 k_{eff} 随 EALF 的变化(轻水反射层)

Figure 21 (Color online) Comparison of k_{eff} against EALF for ^{233}U solution thermal system (H_2O reflection).

UST004_1–8), 如图 22 所示, CENDL-TMSR-ENDF 的 C/E 值多数落入了实验误差范围内, 个别装置的计算值偏低, 是各家评价数据库中表现最好的。

4.1.2 ^{232}Th 基准检验

从国际核临界安全手册 ICSBEP2006 中选取了氧化铀和氧化钍燃料热临界基准装置 HCT021 系列, 包含 A, B, D 和 $\sqrt{2}\text{B}$ 共 4 种栅距。这里仅选取了栅距在不同文献中叙述一致的 15B 系列含硼实验 (HCT021_14–53)。图 23 中各评价数据库的计算结果均显示出随能谱变硬 C/E 值偏大的能谱偏倚, 其中 CENDL-TMSR-

图 23 (网络版彩图) HCT021 系列热装置 k_{eff} 随 EALF 的变化

Figure 23 (Color online) Comparison of k_{eff} against EALF for HCT021 series assemblies.

ENDF 比 ENDF/B-VIII.0 的结果整体偏高 100 pcm, 但较中国核数据中心之前评价的 CENDL-TMSR-cndc 版本更接近基准实验值。

由于 HCT021(15B) 系列装置对 ^{232}Th 热能点和可分辨共振区的截面敏感, 检验结果说明各评价库中 ^{232}Th 的评价数据存在低估可分辨共振区俘获截面的可能。

4.2 屏蔽基准检验

采用 Lawrence Livermore 实验室 (简称 LLNL) 的脉冲球基准实验装置^[19], 对 CENDL-TMSR-ACE 常温库进行了屏蔽基准检验。采用 M-C 程序 MCNPS^[20] 计算中子泄漏谱。

计算时, 将中子飞行时间谱转换为中子泄漏谱, 并画图分析。横坐标为泄漏中子能量, 单位 MeV; 纵坐标为有靶球时的中子计数与没有靶球时的中子计数之比。

图 24 和 25 给出了部分核素的检验结果。可以看出, 从 LLNL 脉冲球屏蔽基准检验的结果来看, CENDL-TMSR-ACE 的计算结果与实验数据基本吻合, 有个别能区存在分歧, 该能区的次级中子主要来自于相应核素分立能级非弹散射的贡献, 其相应的微观截面和双微分截面有待进一步分析。

CENDL-TMSR-ENDF 的整体性能优于 ENDF/B-VII.1, 且明显优于 JENDL-4.0 和 CENDL-3.1, 其中 ^6Li , O, Ti, Cu, Nb, Pb 的计算结果优于 ENDF/B-VII.1,

图 22 (网络版彩图) ^{233}U 溶液热装置 k_{eff} 随 EALF 的变化(石蜡反射层)

Figure 22 (Color online) Comparison of k_{eff} against EALF for ^{233}U solution thermal system (paraffin reflection).

图 24 (网络版彩图)部分核素的LLNL脉冲球实验泄漏中子谱. (a) ${}^6\text{Li}$; (b) ${}^7\text{Li}$; (c) ${}^9\text{Be}$; (d) ${}^{10}\text{C}$; (e) ${}^{16}\text{O}$; (f) ${}^{56}\text{Fe}$
 Figure 24 (Color online) Leakage spectra of the nuclide LLNL pulse sphere. (a) ${}^6\text{Li}$; (b) ${}^7\text{Li}$; (c) ${}^9\text{Be}$; (d) ${}^{10}\text{C}$; (e) ${}^{16}\text{O}$; (f) ${}^{56}\text{Fe}$.

图 25 (网络版彩图) ^{232}Th (a), ^{235}U (b), LiD (c) 的脉冲球实验泄漏中子谱
 Figure 25 (Color online) Leakage spectra of ^{232}Th (a), ^{235}U (b), LiD (c) pulse sphere.

而 ^9Be 的结果稍差.

5 讨论和结论

为满足钍基熔盐实验堆及示范堆物理设计及屏蔽设计的需求, 中国核数据中心基于国际上主要评价核数据库, 采用比对推荐及重新评价的方法, 研制了包含 405 个核素的钍铀循环专用评价核数据库 CENDL-TMSR-ENDF, 并基于 CENDL-TMSR-ENDF 研制了专用宏观参数库 (CENDL-TMSR-ACE 和 CENDL-TMSR-MG),

以用于钍基熔盐实验堆的临界计算以及屏蔽设计.

为确保钍铀循环专用核数据库的可靠性与适用性, 对该库进行了临界基准检验与屏蔽基准检验. 临界检验结果显示, 尽管有些装置的结果还存在 k_{eff} 偏高的情况, 如 HCT021 系列装置, 但绝大部分基准装置的 k_{eff} 计算值与实验值的相对误差都在 0.5% 之内, 表明该数据库是可靠的, 可用于钍基熔盐实验堆的物理设计. 屏蔽检验结果显示, 屏蔽计算结果与实验数据基本吻合, 整体性能优于其他评价核数据库.

参考文献

- 1 Capote R, Leal L, Liu P, et al. IAEA, Headquarters. Summary Report of the Third Research Coordination Meeting on Evaluated Nuclear Data for

- the Th-U Fuel Cycle. In: the Third Research Coordination Meeting on Evaluated Nuclear Data for the Th-U Fuel Cycle. Vienna, 2006. INDC (NDS)-04942
- 2 Capote R, Leal L, Liu P, et al. Evaluated nuclear data for nuclides within the thorium-uranium fuel cycle. In: International Atomic Energy Agency. Vienna, 2010
- 3 Jiang M H, Xu H J, Dai Z M. Advanced fission energy program-TMSR nuclear energy system (in Chinese). Bull Chin Acad Sci, 2012, 27: 366–374 [江绵恒, 徐洪杰, 戴志敏. 未来先进核裂变能-TMSR核能系统. 中国科学院院刊, 2012, 27: 366–374]
- 4 Ge Z G, Zhuang Y X, Liu T J, et al. CENDL-3.1, The Chinese Evaluated Nuclear Data Library for neutron reaction data. J Korea Phys Soc, 2011, 59: 1052–1056
- 5 Chadwick M B, Obložinský P, Herman M, et al. ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for nuclear science and technology. Nucl Data Sheets, 2006, 107: 2931–3060
- 6 Chadwick M B, Herman M, Obložinský P, et al. ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross sections, covariances, fission product yields and decay data. Nucl Data Sheets, 2011, 112: 2887–2996
- 7 Brown D A, Chadwick M B, Capote R, et al. ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project cross sections, new standards and thermal scattering data. Nucl Data Sheets, 2018, 148: 1–142
- 8 Shibata K, Iwamoto O, Nakagawa T, et al. JENDL-4.0: A new library for innovative nuclear energy systems. In: International Conference on Nuclear Data for Science and Technology. Jeju Island, Korea, 2010
- 9 Santamarina A, Bernard D, Blaise P, et al. OECD/NEA Data Bank, “The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library”. JEFF Technical Report 22, OECD/NEA Data Bank, 2009
- 10 IAEA. ADS-2.0: A Test Library for Accelerator Driven Systems and New Reactor Designs. IAEA/International Nuclear Data Committee Report, INDC (NDS)-0545, 2008
- 11 MacFarlane R E, Muir D W. NJOY99.0 Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Cross Sections from ENDF/B Data. Los Alamos National Laboratory Report, LA-12740-M, 2000
- 12 Blokhin A I, Chadwick M B, Fukahori T, et al. Handbook on Photonuclear Data for Applications—Cross Sections and Spectra. Final Report of a Co-Ordinated Research Project, IAEA-TECDOC-Draft No 3, 2000
- 13 Greene N M, Petrie L M, Westfall R M. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, Version 6, Vols. I-III, ORNL/TM-2005/39. Technical Report, Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2009
- 14 Askew J R, Fayers F J, Kemsell P B. A general description of the lattice code WIMS. J Br Nucl Eng Soc, 1966, 5: 564
- 15 WIMS-D5, OECD/NEA Data Bank Documentation, Package ID No. 1507/02, 1998, <http://www.nea.fr/html/dbprog/>
- 16 Fink J. Modifications Made to WIMSD5B Source. Technical Report, Rep. NT/FN/01/003, Nucleoelectrica Argentina, Buenos Aires, 2001
- 17 Briggs J B. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. Nuclear Energy Agency Report, NEA/NSC/DOC (95)04/I, 2006
- 18 Trkov A. On the Benchmarking of New Evaluated Nuclear Data Libraries. In: INDC International Nuclear Data Committee. 2018. INDC (NDS)-0751
- 19 Court J D, Brockhoff R C, Hendricks J S. Lawrence Livermore Pulsed-Sphere Analysis of MCNP ENDF/B-VI. Technical Report, LA12885, UC-700, 1994
- 20 X-5 Monte-Carlo Team. MCNP—A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Los Alamos National Laboratory Report, LA-UR-03-1987, 2003

The special nuclear data library CENDL-TMSR for thorium-uranium cycle

LIU Ping^{1*}, CHEN GuoChang², WU XiaoFei¹, SHU NengChuan¹, HUANG XiaoLong¹,
ZHANG HuanYu¹ & GE ZhiGang¹

¹ China Nuclear Data Center, China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China;

² National Natural Science Foundation of China, Beijing 100085, China

Thorium molten salt reactor nuclear energy system (TMSR), which is the fourth generation advanced nuclear energy system, needs more advanced and reliable physical design. The reliability and accuracy of nuclear data has very important impact on the accuracy of nuclear design. According to the requirement of Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, China Nuclear Data Center has developed a special nuclear data library CENDL-TMSR for thorium-uranium cycle, which includes evaluated nuclear data library and application libraries for criticality calculation and shielding design of thorium molten salt reactor. In order to verify and validate the reliability and applicability of the CENDL-TMSR, the criticality benchmarking and shielding benchmarking are carried out. The criticality testing results show that the relative errors between calculated k_{eff} and experimental values for most benchmarks are within 0.5%, which indicates that the CENDL-TMSR can be used for physical design of thorium molten salt reactor. The shielding calculation results are consistent with the experimental ones, and the overall performances are better than other evaluated nuclear data libraries.

thorium molten salt reactor, nuclear data library, thorium-uranium cycle

PACS: 47.27.-i, 47.27.Eq, 47.27.Nz, 47.40.Ki, 47.85.Gj

doi: [10.1360/SSPMA-2019-0230](https://doi.org/10.1360/SSPMA-2019-0230)