

压水堆燃耗数据库制作研究

郑浩*, 张竞宇#, 于 斌, 雷 星, 杨 晨, 由立松

华北电力大学核科学与工程学院, 北京

收稿日期: 2024年9月27日; 录用日期: 2024年10月8日; 发布日期: 2025年1月9日

摘 要

燃耗数据库的精准性是影响燃耗计算结果精准性的主要因素。本文开发了燃耗库加工程序PSTL, 并基于评价核数据库ENDF/B-VIII.0、EAF-2010和TENDL-2019制作了一个用于ORIGEN-S程序的压水堆燃耗数据库。该数据库包含两个子库: 中子截面-裂变产额库和衰变库。中子截面数据首先应用NJOY2016程序将ENDF/B-VIII.0等评价库中的点连续截面处理为172群截面, 然后采用指定燃耗深度下的组件或栅元中子能谱将172群截面并为三群截面; 裂变产额数据取自MF8/MT454和MT459; 衰变数据取自MF8/MT457。最后采用OECD/NEA机构的压水堆核素积存量基准题进行验证分析, 结果表明: 中子能谱对燃耗库以及核素积存量有显著影响, 对于 ^{238}Pu 、 ^{237}Np 和 ^{147}Sm 等核素, 由组件中子能谱所加工的燃耗库的计算结果更接近实验值, 提高了ORIGEN-S的计算精度。

关键词

ORIGEN-S, 燃耗库, NJOY, 中子截面, 中子能谱

Research on Development of Burnup Library for PWR

Hao Zheng*, Jingyu Zhang#, Xiao Yu, Xing Lei, Chen Yang, Lisong You

School of Nuclear Science and Engineering, North China Electric Power University, Beijing

Received: Sep. 27th, 2024; accepted: Oct. 8th, 2024; published: Jan. 9th, 2025

Abstract

The accuracy of burnup library is the main factor affecting the accuracy of burnup calculation results. In this paper, the library processing program PSTL is developed, and a PWR burnup library

*第一作者。

#通讯作者。

for ORIGEN-S program is made based on the evaluated nuclear libraries ENDF/B-VIII.0, EAF-2010 and TENDL-2019. The library contains two sublibraries, namely neutron cross section-fission yield library and decay library. First, the point continuous cross sections in ENDF/B-VIII.0 evaluated library and so on are processed into 172-group cross sections by NJOY2016 program. Then the 172-group cross section is further merged into three-group cross sections by using the neutron spectrum of the assembly or cell at the specified burnup depth. Fission yield data are taken from MF8/MT454 and MT459. Decay data are taken from MF8/MT457. Finally, the benchmark of nuclide inventory in PWR of OECD/NEA is used to verify and analyze. The results show that the neutron energy spectrum has a significant effect on burnup library and nuclide inventory. For such nuclides as ^{238}Pu , ^{237}Np and ^{147}Sm , the calculated results of the burnup library processed by the assembly neutron spectrum are closer to the experimental values, which improves the calculation accuracy of ORIGEN-S.

Keywords

ORIGEN-S, Burnup Library, NJOY, Neutron Cross Section, Neutron Spectrum

Copyright © 2025 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 引言

核燃料燃耗计算是反应堆燃料管理和乏燃料后处理贮存等研究的基础[1]。燃耗数据库的精准性是影响燃耗计算结果精准性的主要因素。SCALE 程序包中的 ORIGEN-S 程序[2]可以对沸水堆和压水堆等多种反应堆型进行燃耗计算,在核工业中被广泛使用。该程序配有两种数据库:Card-image 数据库和二进制数据库[3]。本文的加工目标为 Card-image 数据库。

SCALE5.1 [4]版本中 ORIGEN-S 配套的 Card-image 数据库是基于 ENDF/B-VI.0、FENDL-2.0 和 EAF-99 等评价库制作的[5],其数据较为陈旧。本文通过开发数据库加工程序 PSTL,实现对 ENDF/B-VIII.0、EAF-2010 和 TENDL-2019 等评价数据库的自动加工处理,生成 Card-image 格式的燃耗数据库。并利用 OECD/NEA 机构发布的压水堆基准题验证了该数据库的准确性。

考虑到中子截面数据对燃耗计算结果的影响较大,而中子截面数据的准确性主要由两方面决定:(1) 将多群截面并为三群截面时所使用的中子能谱;(2) 基础评价库的选取。本文从中子能谱方面出发,分析了中子能谱对压水堆燃耗数据库的影响,进而探究对 ORIGEN-S 计算结果的影响。

2. 理论基础

在给定的燃耗步长内,对于给定的燃耗区,任一核素的齐次点燃耗方程[2]如下:

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_k f_{ik} \lambda_k N_k + \sum_j \sigma_{ij} \phi N_j + \sum_l \gamma_{il} \sigma_l^f \phi N_l - (\lambda_i + \sigma_i^a \phi) N_i \quad (1)$$

式中, N_i 为核素 i 的原子密度;

f_{ik} 为核素 k 衰变产生核素 i 的衰变分支比;

λ_k 和 λ_i 分别为核素 k 和 i 的衰变常数;

σ_{ij} 为核素 j 在中子的作用下生成核素 i 的微观截面;

ϕ 为中子通量密度;

γ_{il} 为核素 l 裂变产生核素 i 的裂变产额;

σ_l^f 为核素 l 的微观裂变截面;

σ_i^a 为核素 i 的微观吸收截面。

ORIGEN-S 编码将(1)式转化为矩阵形式:

$$N = AN' \quad (2)$$

$$N = \exp(At)N(0) \quad (3)$$

式中, A 为燃耗矩阵。

ORIGEN-S 的 Card-image 数据库中, 以三群形式存储中子截面数据, 但在程序进行燃耗方程求解的时候, 使用的是单群有效截面。需由用户分别输入热群、共振群和快群权重因子 THERM、RES 和 FAST, 程序进而通过(4)式将三群截面并群成单群有效截面然后进行燃耗计算[3]。

$$\sigma_{\text{eff}} = \text{THERM} \times \sigma_0^{\text{eff}} + \text{RES} \times \sigma_{\text{res}} + \text{FAST} \times \sigma_{\text{fast}} \quad (4)$$

式中, σ_{eff} 为单群有效截面值, σ_0^{eff} 为热群平均截面的等效值, σ_{res} 、 σ_{fast} 分别为共振群和快群的平均截面值。

以 172 群结构为例, 三群权重因子 THERM、RES 和 FAST 分别由下列三式计算[4]:

$$\text{THERM} = \frac{\sqrt{E_0} \sum_{n=1}^{37} (\phi_n / \sqrt{E_n})}{\sum_{n=1}^{37} \phi_n} \quad (5)$$

$$\text{RES} = \frac{\sum_{n=38}^{152} \phi_n}{\sum_{n=1}^{37} \phi_n} \quad (6)$$

$$\text{FAST} = \frac{\sum_{n=153}^{172} \phi_n}{\sum_{n=1}^{37} \phi_n} \quad (7)$$

式中, $E_0 = 0.0253 \text{ eV}$; $\sum_{n=1}^{37} \phi_n$, $\sum_{n=38}^{152} \phi_n$ 和 $\sum_{n=153}^{172} \phi_n$ 分别表示对所有热群、共振群和快群中子通量进行求和; E_n 是第 n 群的中间能量值。

另外, 对于符合 $1/v$ 吸收律的核素, 其热群平均截面的等效值 σ_0^{eff} 为 0.0253 eV 能量所对应的点截面值; 对于不符合 $1/v$ 吸收律的核素, 其热群平均截面的等效值可由热群平均截面值 σ_{th} 与热群因子 THERM 的比值来确定:

$$\sigma_0^{\text{eff}} = \frac{\sigma_{\text{th}}}{\text{THERM}} \quad (8)$$

3. 数据库制作

3.1. 衰变库制作

衰变数据取自 ENDF/B-VIII.0 衰变评价库中的 MF8/MT457 反应道, 通过自研数据库加工程序 PSTL, 自动批量读取及处理所涉核素的半衰期、衰变分支比、可回收衰变热和可回收光子能量等数据。衰变分支比共考虑 7 种类型, 包括 α 衰变、 β 衰变、电子俘获或正电子释放、缓发中子的释放、自发裂变、同质

异构体转换。将读取到的各类数据以 Card-image 数据库格式写入自制库中。

3.2. 中子截面 - 裂变产额库制作

中子截面 - 裂变产额库的制作流程如图 1 所示：

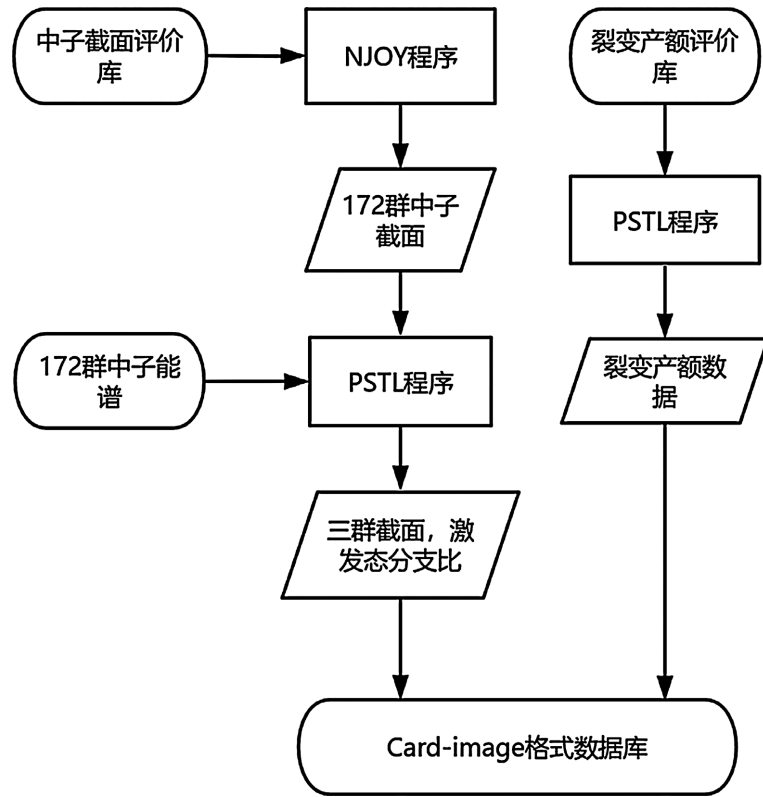


Figure 1. Production process of neutron cross section-fission yield library
图 1. 中子截面 - 裂变产额库的制作流程

中子截面数据的加工主要有以下两步[6]-[9]：首先通过核数据处理程序 NJOY2016[10]将评价库中的点连续截面加工为 172 群截面；然后利用 cosRMC 程序[11]计算某一组件或栅元在指定燃耗深度下的 172 群中子能谱，以此能谱为权重谱，通过自研数据库加工程序 PSTL 将 172 群截面并为三群截面，按照 Card-image 格式写入自制库中。中子截面共考虑六种反应。优先从 ENDF/B-VIII.0 截面评价库中提取数据，对于该评价库中缺少的核素，从 EAF-2010 以及 TENDL-2019 截面评价库中提取。

在本文的数据库开发中，NJOY 程序加工中子截面数据时主要用到了 RECONR、BROADR、UNRESR、THERMR、GROUPR 等模块。为使制作的截面数据具有通用性，各模块温度值均设为 600K。GROUPR 模块在将点连续截面并为多群截面时，能群结构和并群权重谱这两个参数对并群结果影响较大。本文选用 XMAS-LWPC 172 群结构，其在共振区划分了较多的能群区间，更适用于压水堆堆型。并群权重谱选用典型的压水堆中子通量谱“MAXWELLIAN + 1/E + FISSION 谱”。

激发态分支比数据加工方法与中子截面数据基本相同，只是最终通过自研数据库加工程序 PSTL 并群时被并为单群截面。该数据共考虑两种反应。该项数据均取自 EAF-2010 截面评价库。

裂变产额数据取自裂变产额评价库中的 MT=454 和 459 两个反应道。除部分低质量三元裂变产物的产额取自 JEFF-3.3 裂变产额评价库外，其余裂变产额数据取自 ENDF/B VIII.0 裂变产额评价库。

4. 基准验证

4.1. 基准题介绍

PNL MCC 对美国 Calvert Cliffs Unit 1 压水堆的 D101、D047 和 BT03 三个组件进行了乏燃料分析。每个组件中各取一根燃料棒进行破坏性分析，每个燃料棒分析了 3 个燃料样品。KRI 对其中编号为 MKP109 和 NBD107 的两根燃料棒进行了额外的铀系元素分析。本文针对取自 D047 组件的 MKP109-CC 样品进行分析，该样品初始富集度为 3.038% (wt% ^{235}U)，最终燃耗深度为 37.12 GWd/MTU。参考文献[12]给出了功率辐照历史条件。

JAERI 对 Takahama 3 号压水堆机组的 NT3G23 组件进行了 16 个燃料棒样品的破坏性分析，本文针对编号为 SF95-4 的样品进行分析，该样品初始富集度为 4.11% (wt% ^{235}U)，最终燃耗深度为 37.01 GWd/MTU。参考文献[12]给出了功率辐照历史条件。

4.2. 中子能谱选取

在将 172 群中子截面并为三群截面时，需要提供某一压水堆在指定燃耗深度下的组件或栅元中子能谱作为权重谱[1]。ORIGEN-S 自带的 card-image 格式数据库加工过程中所使用的中子能谱，是 3%富集度组件在 20 GWd/MTU 燃耗深度下计算得到的。本文以 $\text{CE14} \times 14$ 压水堆堆型的 3%富集度组件和栅元为研究对象，分析中子能谱对燃耗数据库以及燃耗算结果的影响。燃耗深度指定两种，一种为 20 GWd/MTU，另一种与本文 3.1 节所列两个样品的最终燃耗深度基本一致，即 37 GWd/MTU。使用 cosRMC 程序对 $\text{CE14} \times 14$ 堆型的组件和栅元进行建模，建模参数见参考文献[5]，分别计算组件和栅元在 20 GWd/MTU 和 37 GWd/MTU 燃耗深度下的中子能谱，并加工各自对应的中子截面 - 裂变产额库，为表述方便，后文分别称之为自制库 a、b、c、d。上述四种中子能谱的计算结果见图 2。

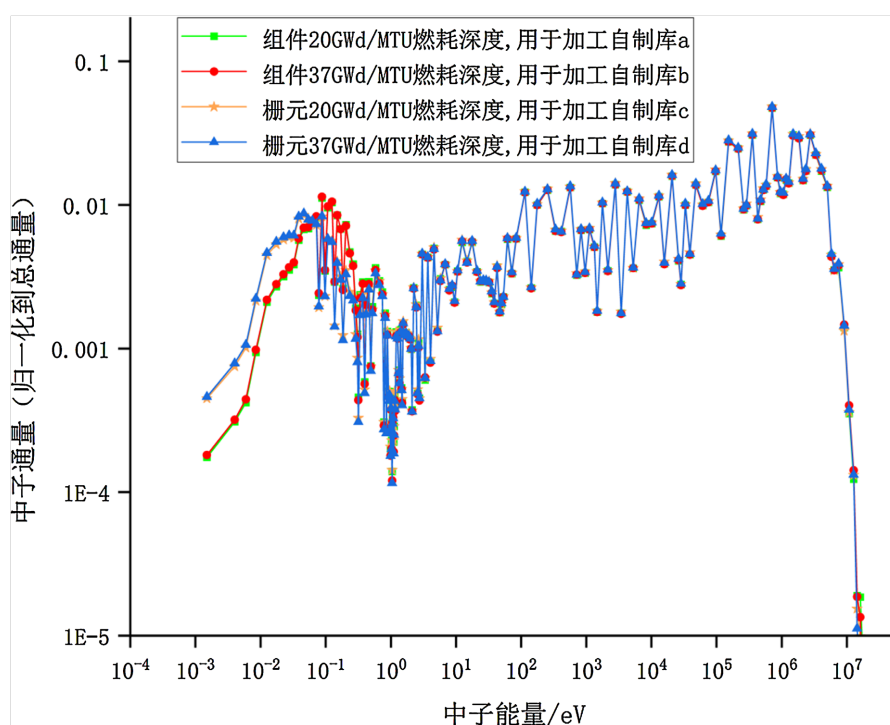


Figure 2. Comparison of neutron spectra of assemblies and cells at different burnup

图 2. 不同燃耗深度下组件和栅元中子能谱对比

4.3. 验证计算及结果分析

针对 MKP109-CC 样品和 SF95-4 样品, 采用 ORIGEN-S 程序分别调用 ORIGEN-S 自带库以及不同中子能谱加工所得的自制库, 将计算所得的核素积存量数据与实验值进行对比, 结果如表 1 和表 2 所示。

Table 1. Comparison of calculation results of MKP109-CC samples
表 1. MKP109-CC 样品计算结果对比

核素	实验值 (g/gU)	自带库 (g/gU)	自制库 a (g/gU)	自制库 b (g/gU)	自制库 c (g/gU)	自制库 d (g/gU)	偏差 ^① (%)	偏差 ^② (%)	偏差 ^③ (%)	偏差 ^④ (%)	偏差 ^⑤ (%)
U-234	1.59E-04	1.52E-04	1.54E-04	1.56E-04	1.51E-04	1.53E-04	-4.60	-2.77	-2.08	-5.10	-3.78
U-235	5.87E-03	5.48E-03	5.49E-03	5.42E-03	4.78E-03	4.70E-03	-6.55	-6.34	-7.60	-18.52	-19.85
U-236	4.01E-03	4.11E-03	4.14E-03	4.15E-03	4.17E-03	4.17E-03	2.52	3.32	3.62	4.00	4.19
U-238	9.45E-01	9.41E-01	9.41E-01	9.41E-01	9.41E-01	9.41E-01	-0.34	-0.34	-0.34	-0.35	-0.34
Pu-238	2.15E-04	1.88E-04	2.05E-04	2.01E-04	1.87E-04	1.82E-04	-12.62	-4.38	-6.19	-12.95	-15.23
Pu-239	4.94E-03	5.08E-03	5.05E-03	5.08E-03	5.99E-03	6.04E-03	2.81	2.16	2.77	21.14	22.17
Pu-240	2.54E-03	2.38E-03	2.40E-03	2.38E-03	2.46E-03	2.43E-03	-6.38	-5.51	-6.34	-3.31	-4.21
Pu-241	1.02E-03	1.11E-03	1.11E-03	1.10E-03	1.01E-03	1.00E-03	8.40	8.50	7.52	-0.98	-2.34
Pu-242	6.54E-04	6.23E-04	6.75E-04	6.79E-04	5.40E-04	5.39E-04	-4.70	3.32	3.90	-17.35	-17.58
Np-237	4.05E-04	4.57E-04	4.30E-04	4.27E-04	4.29E-04	4.26E-04	12.94	6.25	5.58	6.03	5.14
Se-79	4.46E-06	5.25E-06	4.94E-06	4.94E-06	4.97E-06	4.97E-06	17.76	10.85	10.88	11.53	11.55
Sr-90	4.86E-04	4.94E-04	4.98E-04	4.98E-04	5.06E-04	5.07E-04	1.58	2.28	2.47	4.11	4.32
Tc-99	8.15E-04	8.87E-04	8.77E-04	8.80E-04	8.77E-04	8.80E-04	8.85	7.63	7.93	7.66	7.93
Cs-133	1.24E-03	1.26E-03	1.26E-03	1.27E-03	1.26E-03	1.27E-03	1.54	2.18	2.51	2.02	2.34
Cs-137	1.18E-03	1.18E-03	1.19E-03	1.19E-03	1.19E-03	1.19E-03	0.59	0.85	0.85	0.93	0.93
Nd-143	8.12E-04	8.17E-04	8.17E-04	8.14E-04	7.96E-04	7.93E-04	0.60	0.53	0.23	-1.98	-2.35
Nd-144	1.52E-03	1.53E-03	1.53E-03	1.53E-03	1.56E-03	1.57E-03	0.66	0.66	0.92	2.96	3.23
Nd-145	7.41E-04	7.44E-04	7.43E-04	7.44E-04	7.44E-04	7.45E-04	0.39	0.26	0.42	0.38	0.57
Nd-146	7.74E-04	7.83E-04	7.82E-04	7.81E-04	7.88E-04	7.87E-04	1.16	1.05	1.00	1.78	1.73
Nd-148	4.07E-04	4.14E-04	4.14E-04	4.15E-04	4.14E-04	4.15E-04	1.72	1.74	1.77	1.74	1.77
Nd-150	1.95E-04	2.03E-04	2.02E-04	2.02E-04	2.01E-04	2.01E-04	3.79	3.74	3.69	2.82	2.77
Sm-147	2.70E-04	2.88E-04	2.66E-04	2.68E-04	2.64E-04	2.66E-04	6.32	-1.55	-0.78	-2.55	-1.52
Sm-150	2.90E-04	3.25E-04	3.07E-04	3.06E-04	2.98E-04	2.97E-04	12.15	5.90	5.66	3.00	2.45
Sm-152	1.10E-04	1.21E-04	1.24E-04	1.25E-04	1.24E-04	1.24E-04	10.40	13.50	14.23	12.77	12.96
Sm-154	3.81E-05	4.15E-05	4.23E-05	4.22E-05	4.12E-05	4.11E-05	8.99	11.17	10.91	8.38	8.04
Eu-151	1.05E-06	9.86E-07	1.06E-06	1.04E-06	8.16E-07	8.00E-07	-5.65	1.53	-0.10	-21.92	-23.41
Eu-152	5.93E-08	6.17E-09	6.47E-09	6.25E-09	3.78E-09	3.62E-09	-89.59	-89.08	-89.45	-93.63	-93.89
Eu-153	1.29E-04	1.37E-04	1.38E-04	1.37E-04	1.35E-04	1.35E-04	5.89	6.90	6.51	4.42	4.50
Eu-155	1.39E-06	1.54E-06	1.57E-06	1.59E-06	1.58E-06	1.61E-06	11.19	13.43	14.87	14.30	16.39
Gd-155	7.41E-06	8.74E-06	8.60E-06	8.71E-06	8.64E-06	8.80E-06	17.94	16.05	17.52	16.66	18.72
Gd-157	2.07E-06	9.42E-08	8.70E-08	8.47E-08	6.62E-08	6.42E-08	-95.45	-95.80	-95.91	-96.81	-96.90
Gd-158	1.49E-05	2.13E-05	2.03E-05	2.02E-05	1.93E-05	1.92E-05	43.20	36.47	35.67	30.01	28.94

注: 偏差①、②、③、④、⑤分别表示(自带库/实验值 - 1) × 100、(自制库 a/实验值 - 1) × 100、(自制库 b/实验值 - 1) × 100、(自制库 c/实验值 - 1) × 100、(自制库 d/实验值 - 1) × 100。

Table 2. Comparison of calculation results of SF95-4 samples
表 2. SF95-4 样品计算结果对比

核素	实验值 (g/gU)	自带库 (g/gU)	自制库 a (g/gU)	自制库 b (g/gU)	自制库 c (g/gU)	自制库 d (g/gU)	偏差 ^① (%)	偏差 ^② (%)	偏差 ^③ (%)	偏差 ^④ (%)	偏差 ^⑤ (%)
U-235	1.23E-02	1.05E-02	1.05E-02	1.04E-02	9.59E-03	9.49E-03	-14.88	-14.72	-15.45	-22.06	-22.85
U-236	5.00E-03	5.05E-03	5.08E-03	5.09E-03	5.13E-03	5.13E-03	0.96	1.58	1.84	2.52	2.66
U-238	9.34E-01	9.37E-01	9.36E-01	9.37E-01	9.37E-01	9.37E-01	0.32	0.31	0.32	0.34	0.35
Pu-238	1.59E-04	1.15E-04	1.20E-04	1.17E-04	1.11E-04	1.08E-04	-27.83	-24.50	-26.20	-29.85	-31.93
Pu-240	2.21E-03	2.15E-03	2.17E-03	2.15E-03	2.14E-03	2.12E-03	-2.76	-1.63	-2.58	-3.04	-4.17
Pu-241	1.47E-03	1.19E-03	1.20E-03	1.19E-03	1.03E-03	1.02E-03	-18.62	-18.28	-19.17	-29.54	-30.76
Pu-242	4.80E-04	3.93E-04	4.24E-04	4.23E-04	3.17E-04	3.13E-04	-18.28	-11.72	-11.93	-34.10	-34.92
Am-241	2.35E-05	2.75E-05	2.49E-05	2.48E-05	2.11E-05	2.09E-05	16.80	5.70	5.49	-10.17	-11.19
Cm-242	2.33E-05	8.90E-06	1.09E-05	1.07E-05	8.18E-06	7.90E-06	-61.78	-53.09	-54.21	-64.87	-66.07
Cm-243	3.98E-07	1.59E-07	2.42E-07	2.36E-07	1.76E-07	1.68E-07	-59.93	-39.21	-40.67	-55.76	-57.67
Cm-244	2.84E-05	1.51E-05	1.67E-05	1.49E-05	1.13E-05	9.93E-06	-46.95	-41.21	-47.62	-60.27	-65.01
Cm-245	1.59E-06	5.98E-07	7.36E-07	6.42E-07	4.48E-07	3.89E-07	-62.35	-53.63	-59.57	-71.80	-75.51
Cm-246	1.25E-07	4.91E-08	5.78E-08	5.10E-08	4.19E-08	3.68E-08	-60.76	-53.76	-59.26	-66.55	-70.59
Nd-143	9.37E-04	8.86E-04	8.85E-04	8.84E-04	8.73E-04	8.72E-04	-5.49	-5.54	-5.70	-6.82	-7.01
Nd-144	1.02E-03	1.06E-03	1.06E-03	1.06E-03	1.09E-03	1.09E-03	3.61	3.52	3.81	6.15	6.54
Nd-145	7.60E-04	7.80E-04	7.79E-04	7.81E-04	7.83E-04	7.85E-04	2.70	2.58	2.76	3.07	3.26
Nd-146	7.62E-04	7.75E-04	7.74E-04	7.74E-04	7.79E-04	7.79E-04	1.67	1.56	1.51	2.19	2.14
Nd-148	4.13E-04	4.16E-04	4.16E-04	4.16E-04	4.17E-04	4.17E-04	0.90	0.90	0.92	0.99	1.02
Nd-150	1.96E-04	1.91E-04	1.90E-04	1.90E-04	1.89E-04	1.88E-04	-2.76	-2.81	-2.91	-3.78	-3.88
Cs-137	1.40E-03	1.37E-03	1.37E-03	1.37E-03	1.37E-03	1.37E-03	-2.29	-2.29	-2.29	-2.21	-2.21
Ce-144	4.30E-04	4.59E-04	4.59E-04	4.59E-04	4.62E-04	4.62E-04	6.74	6.65	6.72	7.37	7.46
Eu-154	2.66E-05	2.02E-05	2.38E-05	2.36E-05	2.77E-05	2.76E-05	-23.97	-10.43	-11.07	4.06	4.03

注：偏差①、②、③、④、⑤分别表示(自带库/实验值 - 1) × 100、(自制库 a/实验值 - 1) × 100、(自制库 b/实验值 - 1) × 100、(自制库 c/实验值 - 1) × 100、(自制库 d/实验值 - 1) × 100。

对比表 1 和表 2 的计算结果可以看出，自制库 a、b 与 ORIGEN-S 自带库的计算结果均拟合得较好，且对于部分核素，比如 ²³⁸Pu、²³⁷Np 和 ¹⁴⁷Sm 等，自制库 a、b 比自带库更接近于实验值，验证了本文数据库制作方法及程序的正确性。整体来看，自制库 a 和 b 的计算结果优于自制库 c 和 d。以 MKP109-CC 样品中 ²³⁵U 核素的(n, γ)反应为例，分析中子能谱对数据库及核素积存量数据的影响。表 3 分别列出了四种自制库的三群截面、三群因子以及单群有效截面数据。

图 2 中由组件所得的两个中子能谱(对应自制库 a 和 b)和由栅元所得的两个中子能谱(对应自制库 c 和 d)在热群区域有较大差异，导致自制库 a 和 b 由公式(5)、(6)和(7)计算所得的三群因子均比自制库 c 和 d 要小，如表 3 所示。进而由公式(4)求得的单群有效截面也要小于自制库 c 和 d，导致自制库 a 和 b 中由于辐射俘获反应造成 ²³⁵U 的消失量相对减少，使核素积存量计算结果高于自制库 c 和 d 的计算结果，同时也更接近于实验值。

Table 3. Comparison of (n, γ) cross sections of ^{235}U from different self-made libraries in MKP109-CC sample
表 3. MKP109-CC 样品中不同自制库的 ^{235}U (n, γ) 反应截面对比

	自制库 a	自制库 b	自制库 c	自制库 d
热群截面(b)	93.4	93.4	95.7	95.8
共振群截面(b)	5.62	5.62	5.61	5.59
快群截面(b)	0.0522	0.0520	0.0522	0.0521
THERM 因子	0.5563	0.5617	0.6860	0.6967
RES 因子	4.2465	4.2065	4.8530	4.8176
FAST 因子	1.5689	1.5576	1.7956	1.7981
单群有效截面(b)	75.91	76.20	92.96	93.75

5. 总结

本文研究了 ORIGEN-S 程序的 Card-image 格式数据库的制作方法,并开发了相应的加工程序。基于评价核数据库 ENDF/B-VIII.0、EAF-2010 和 TENDL-2019,以及 $\text{CE14} \times 14$ 堆型的组件和栅元在不同燃耗深度下的中子能谱,加工了四套压水堆用燃耗数据库。通过 OECD/NEA 发布的压水堆基准题进行了验证,结果表明由组件对应的中子能谱加工所得的数据库与实验值拟合得更好,同时证明了本文的数据库制作方法和加工程序具有正确性。且 ^{238}Pu 、 ^{237}Np 和 ^{147}Sm 等核素的计算结果更接近实验值,提高了 Card-image 格式数据库的计算精度。此外,当燃耗深度由 20GWd/MTU 提高到 37GWd/MTU 时,核素积存量计算结果并未出现明显变化,考虑到数据库的普适性,由 $\text{CE14} \times 14$ 组件在 20GWd/MTU 燃耗深度下对应的中子能谱所加工的数据库更适合于压水堆燃耗计算。

基金项目

国家磁约束核聚变能发展研究专项(2019YFE03110000、2019YFE03110003),中央高校基本科研业务费专项(2024MS050)。

参考文献

- [1] 谢仲生. 核反应堆物理分析[M]. 北京: 原子能出版社, 1981.
- [2] Gauld, I.C., Hermann, O.W. and Westfall, R.M. (2009) Origen-S: Scale System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms. Oak Ridge National Laboratory.
- [3] Gauld, I.C., Hermann O.W. and Westfall, R.M. (2006) Origen-S Data Libraries (ORNL/TM-2005/39, version5.1, Vol. III, Sect. M6).
- [4] Oak Ridge National Laboratory (1997) Scale: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. <https://doi.org/10.2172/481563>
- [5] Murphy, B.D. (2004) Updates to the ORIGEN-S Cross-Section Libraries Using ENDF-VI, EAF-99, and FENDL-2.0. <https://doi.org/10.2172/885742>
- [6] 彭超, 丁谦学, 梅其良, 等. 压水堆燃耗库的开发与验证[J]. 核科学与工程, 2020, 40(3): 375-382.
- [7] 吴小飞, 吴海成, 刘萍, 等. 压水堆燃耗数据库的制作与验证[J]. 原子能科学技术, 2022, 56(5): 944-951.
- [8] Kloosterman. J.L. (1995) New European Cross-Section Data Libraries for ORIGEN-S Based on JEF2.2 and EAF3: ECN-R-95-008. The Netherlands Energy Research Foundation ECN, Netherland.
- [9] 王继亮. 快堆燃耗数据库的开发与初步应用分析[D]: [硕士学位论文]. 北京: 华北电力大学, 2012.
- [10] MacFarlane, R., Muir, D.W., Boicourt, R.M., *et al.* (2017) The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2016. Los Alamos National Laboratory.

-
- [11] 余慧, 全国萍, 秦瑶, 等. COSINE 堆用蒙卡分析软件 cosRMC 研发与应用[J]. 核动力工程, 2021, 42(3): 218-223.
- [12] Radulescu, G., Gauld, I.C. and Ilas, G. (2010) SCALE5.1 Predictions of PWR Spent Nuclear Fuel Isotopic Compositions. Reports, U.S. Atomic Energy Commission, ORNL/TM-2010/44. <https://doi.org/10.2172/983556>