

微型快中子堆燃耗库的开发与初步验证

彭 超 王梦琪 黎 辉 郑 征 高 静 解均涵

(上海核工程研究设计院股份有限公司 上海 200233)

摘要 开展微型快中子堆燃耗库加工方法的研究,首先通过共振自屏效应修正计算得到和微型快中子堆相关的多群输运参数库,其次基于反应堆模型进行输运计算得到堆芯多群中子能谱,然后进行并群计算得到单群有效截面,最后基于单群有效截面进行燃耗计算得到当前燃耗步长末的核素成分,不断重复以上过程直至所有燃耗步长计算完毕,最后生成不同燃耗深度下适用于微型快中子堆的ORIGEN-S燃耗库(BULFUR-70)。通过与蒙特卡罗程序OpenMC计算结果的对比分析,证明了所研究的微型快中子堆燃耗库加工方法以及基于此方法所制作的燃耗库是正确的,可为停堆后堆芯放射性积存量、堆芯衰变热、乏燃料组件源强、堆内构件活化等计算分析提供支持。

关键词 微型快中子堆, 燃耗库, 矩阵指数法, 共振自屏修正

中图分类号 TL329+.3

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.240551

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240551

Generation methodology and preliminary testing of burnup library for mobile micro fast neutron nuclear power system

PENG Chao WANG Mengqi LI Hui ZHENG Zheng GAO Jing XIE Junhan

(Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute, Shanghai 200233, China)

Abstract [Background] The point-burnup program is widely used in the design of nuclear power plants. However, the burnup library owned by point-burnup program is mainly used in thermal neutron reactors such as light water reactors and heavy water reactors, not for fast neutron reactors. [Purpose] This study aims to conduct research on the processing methodology of burnup libraries tailored to the characteristics of micro-fast neutron reactors. [Methods] Firstly, the multi-group transport library suitable for micro fast neutron reactor was obtained by resonance self-shielding effect correction calculation. Secondly, the multi-group neutron energy spectra in the core were obtained by transport calculation based on the geometric model of micro fast neutron reactor, and then merging groups into single group effective cross sections. Subsequently, the nuclide composition at the end of the current burnup step was obtained by burnup calculation based on single group effective cross section. The above process was repeated until all burnup steps were calculated, and finally a ORIGEN-S burnup library (BULFUR-70) suitable for micro fast neutron reactor at different burnup depths was generated. Finally, calculation results for Megapower micro nuclear reactor using above-generated ORIGEN-S burnup library were verified by comparing with that of Monte Carlo program OpenMC. [Results] The comparison results show that good agreement is exhibited for burnup calculations of the core nuclear fuel with relative errors of within $\pm 5\%$ (except for ^{239}Pu , which shows a relative error of 6.24%) whilst

国家重点研发计划项目(No.2022YFB1902800)资助

第一作者: 彭超, 男, 1988 年出生, 2016 年于中国科学院大学获博士学位, 现主要从事反应堆源项与屏蔽设计工作, E-mail: pengchao@snerdi.com.cn

收稿日期: 2024-12-31, 修回日期: 2025-01-25

Supported by National Key Research and Development Program (No.2022YFB1902800)

First author: PENG Chao, male, born in 1988, graduated from University of Chinese Academy of Sciences with a doctoral degree in 2016, focusing on reactor source term analysis and shielding design, E-mail: pengchao@snerdi.com.cn

Received date: 2024-12-31, revised date: 2025-01-25

the relative errors are within $\pm 10\%$ in activation calculations for structural materials such as stainless steel.

[Conclusions] Verification results demonstrate that the method of burnup library generation proposed in this study is correct, and the generated burnup library can be used for source term analysis and shielding analysis of micro fast neutron reactor, supporting computational analyses of core radioactive accumulation, core decay heat, spent fuel assembly source strength, and reactor inner component activation after shutdown.

Key words Micro fast neutron reactor, Burnup library, Matrix exponential method, Resonance self-shielding correction

微型核反应堆由于其小型化、模块化、高安全性和灵活性等,使其在偏远地区供电、可再生能源整合、军事用途等场景中具有广泛的应用潜力,适用于各种复杂、严苛环境中的核能利用,对于国家社会经济和国防具有重大的战略意义。

燃耗计算在微型核反应堆屏蔽设计中具有重要意义,是反应堆结构材料的活化分析、乏燃料的后处理/贮存/运输等研究的重要基础。

ORIGEN-S (Oak Ridge Isotope GENERation and Depletion Code - SCALE version) 程序是一个典型的点燃耗程序,广泛应用于核电站和后处理厂的设计中,但当前发布最新版本以及主流版本的 ORIGEN-S 程序自带燃耗库主要应用于轻水堆或重水堆等热中子反应堆,不适用于快中子反应堆。本文基于微型快中子堆的特点,开展适用于其能谱特点的区域相关燃耗库的研究,可为停堆后堆芯放射性积存量、堆芯衰变热、乏燃料组件源强、堆内构件活化等计算分析提供必备的数据库。

$$\begin{cases} \frac{dN_1}{dt} = (-\bar{\sigma}_1^a \bar{\phi} - \lambda_1) N_1 + [(\bar{\sigma}_{12} + \gamma_{12} \bar{\sigma}_2^f) \bar{\phi} + f_{12} \lambda_2] N_2 + \dots + [(\bar{\sigma}_{1n} + \gamma_{1n} \bar{\sigma}_n^f) \bar{\phi} + f_{1n} \lambda_n] N_n \\ \frac{dN_2}{dt} = [(\bar{\sigma}_{21} + \gamma_{21} \bar{\sigma}_1^f) \bar{\phi} + f_{21} \lambda_1] N_1 + (-\bar{\sigma}_2^a \bar{\phi} - \lambda_2) N_2 + \dots + [(\bar{\sigma}_{2n} + \gamma_{2n} \bar{\sigma}_n^f) \bar{\phi} + f_{2n} \lambda_n] N_n \\ \vdots \\ \frac{dN_n}{dt} = [(\bar{\sigma}_{n1} + \gamma_{n1} \bar{\sigma}_1^f) \bar{\phi} + f_{n1} \lambda_1] N_1 + [(\bar{\sigma}_{n2} + \gamma_{n2} \bar{\sigma}_2^f) \bar{\phi} + f_{n2} \lambda_2] N_2 + \dots + (-\bar{\sigma}_n^a \bar{\phi} - \lambda_n) N_n \end{cases} \quad (2)$$

方程(2)可以写成如下矩阵形式:

$$\dot{N} = AN \quad (3)$$

式中: N 是核素浓度向量; A 是转化矩阵,数学表达式如式(4)所示。转化矩阵包含由衰变或中子转化引起的核素产生率和消失率信息,转化矩阵中每个元素的数学表达式如式(5)所示,可以得出:当 $i \neq j$ 时, a_{ij} 的物理意义是核素 j 生成核素 i 的产生率;当 $i = j$ 时, a_{ij} 的物理意义是核素 i 的消失率。方程(3)的解如式(6)所示。

$$N = \begin{bmatrix} N_1 \\ N_2 \\ \vdots \\ N_n \end{bmatrix} \quad A = \begin{bmatrix} a_{11} & a_{12} & \dots & a_{1n} \\ a_{21} & a_{22} & \dots & a_{2n} \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ a_{n1} & a_{n2} & \dots & a_{nn} \end{bmatrix} \quad (4)$$

1 理论方法

反应堆中某核素的变化取决于易裂变核素的裂变产生、其他核素的中子转化产生、其他核素的衰变产生、自身核素的衰变消失以及自身核素的中子转化消失。因此,核素的燃耗方程如式(1)所示^[1]:

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = \sum_m \gamma_{im} \sigma_m^f N_m(t) \phi + \sum_j \sigma_{ij} N_j(t) \phi + \sum_k f_{ik} \lambda_k N_k(t) - \lambda_i N_i(t) - \sigma_i^a N_i(t) \phi \quad (1)$$

式中: $N_i(t)$ 为核素 i 在 t 时刻的原子密度; γ_{im} 为核素 m 裂变产生核素 i 的裂变产额; f_{ik} 为核素 k 衰变成核素 i 的衰变分支比; λ_k 为核素 k 的衰变常数; σ_{ij} 为核素 j 在中子的作用下生成核素 i 的平均截面; σ_i^a 为核素 i 的平均吸收截面; σ_m^f 为核素 m 的平均裂变截面; ϕ 为空间-能量平均的中子通量密度。

ORIGEN-S 采用矩阵指数法求解燃耗方程,此方法认为每个核素对所考虑核素的变化都有直接的贡献,燃耗方程(1)可写成式(2)的形式:

$$a_{ij} = \bar{\phi} (\bar{\sigma}_{ij} + \gamma_{ij} \bar{\sigma}_j^f - \delta_{ij} \bar{\sigma}_i^a) + f_{ij} \lambda_j - \delta_{ij} \lambda_i \quad (5)$$

式(5)中 δ_{ij} 是Kronecker符号。

$$\delta_{ij} = \begin{cases} 0, & i \neq j \\ 1, & i = j \end{cases}$$

$$N = \exp(At) N(0) \quad (6)$$

式中: $N(0)$ 表示初始时刻各核素的浓度向量; $\exp(At)$ 称为矩阵指数函数,可由泰勒级数展开如式(7)所示, I 表示单位矩阵。

$$\exp(At) = I + At + \frac{(At)^2}{2!} + \dots = \sum_{n=0}^{\infty} \frac{(At)^n}{n!} \quad (7)$$

ORIGEN-S 程序矩阵指数法的求解依赖于转化矩阵 A ,转化矩阵 A 的计算依赖于截面数据、裂变产额数据以及衰变数据,因此,ORIGEN-S 程序的燃耗

库由截面数据库、裂变产额数据库以及衰变数据库组成^[2]。截面数据库提供核素与中子反应的截面信息；裂变产额数据库提供某裂变产物由相应易裂变核素裂变产生的份额；衰变数据库主要包括半衰期、衰变模式、衰变分支比以及每次衰变释放的能量等信息。

2 燃耗库的研制

微型快中子堆燃耗库加工方法及流程^[3-10]如图1所示,主要步骤如下:

第一步,共振自屏效应修正计算。

采用NJOY程序^[11]基于基础评价库以及典型快中子反应堆能谱制作问题无关多群参数库,并对问题无关的多群参数库进行共振自屏效应修正计算,即在窄共振区,采用邦达联科模型进行共振自屏修正计算;在宽共振区,首先,基于微型快中子堆的栅元模型和初始材料成分计算得到连续的中子能谱,再基于连续中子能谱和连续截面在宽共振区生成多群截面。最终生成全能量范围内问题相关的多群截面参数库。

第二步,输运计算。

基于第一步产生的全能量范围内问题相关的多群截面参数库和初始材料成分,采用确定论程序或概率论程序进行输运计算,得到当前燃耗深度下堆芯多群中子能谱。

第三步,燃耗库更新。

基于第二步得到的堆芯多群中子能谱和第一步得到的问题相关多群截面参数库进行并群计算,得到单群有效截面,并实时更新自带燃耗库中相应截面,得到当前燃耗深度下的截面信息。

第四步,燃耗计算。

基于第三步更新后的燃耗库,采用点燃耗程序ORIGEN-S在指定辐照功率及燃耗步长内进行燃耗计算,得到该燃耗步长末时刻的核素成分。

第五步,把第四步计算得到的当前燃耗步长末时刻的核素成分返回给第一步,基于当前燃耗步长末时刻的核素成分和几何模型进行共振自屏效应修正计算,得到问题相关的多群截面参数库,再基于问题相关的多群截面参数库进行输运计算,得到堆芯多群中子能谱,与问题相关多群截面参数库进行并群计算,得到单群有效截面,并实时更新燃耗库,基于更新后的燃耗库对下一燃耗步长进行燃耗计算,得到下一燃耗步长末时刻的核素成分,不断重复以上过程,直到所有燃耗步长计算完毕,最后生成区域相关的、包含不同燃耗深度下的微型快中子堆燃耗库。

结合微型快中子堆的物理模型,采用以上的加工流程,基于ENDF/B-VII.0评价库完成微型快中子堆燃耗库(BULFUR-70)的开发。

3 燃耗库的验证

3.1 验证方法

对于新研制的燃耗库,一般通过对基于新研制的燃耗库的计算结果与基准题发布的结果或与其他权威程序的计算结果进行对比分析,以检验新研制的燃耗库的正确性。

鉴于燃耗库和堆型具有强相关性,且国际上未发布权威基准题,因此,本文拟采用程序对比法进行验证。OpenMC程序^[12]是由麻省理工学院开发的、具备输运-燃耗耦合计算功能的开源蒙特卡罗程序。在输运计算中,基于当前燃耗深度下的核素成分进行输运计算,统计得到燃耗链中所有核素的核反应率;在燃耗计算中,基于输运计算中统计得到的核反应率求解燃耗方程,得到下一燃耗深度下的核素成分。由于OpenMC程序输运计算中采用连续截面,燃耗计算中采用输运计算中统计得到的核反应率,适用于微型快中子堆的计算分析。因此,采用OpenMC程序对新制微型快中子堆燃耗库进行验证。

美国洛斯阿拉莫斯国家实验室公开发布了5 MWt的Megapower微型快中子堆^[13-18],与新制燃耗库具有很强的相关性,因此,本文选取Megapower为基准,采用ORIGEN-S程序基于新制燃耗库的计算结果与OpenMC程序的计算结果进行对比分析,对核燃料以及内层不锈钢满功率辐照10 a后各核素成分进行对比分析,以验证新制微型快中子堆燃耗库的正确性。

ORIGEN-S程序采用矩阵指数法求解燃耗方程,而OpenMC程序采用CRAM(Chebyshev Rational Approximation Method)方法求解燃耗方程,这两种方法在求解燃耗方程时,由于数值实现和近似方式的不同,可能会导致计算结果存在一定差异,但在小规模问题上,两种方法的精度比较接近;其次,新制燃耗库是基于ENDF/B-VII.0评价库加工而来的,而OpenMC程序进行计算时采用自带的基于ENDF/B-VII.1评价库加工而成的连续截面库,由于基础评价库的差异,可能会对部分计算结果带来偏差。

3.2 验证分析

Megapower微型核反应堆,采用HALEU(高丰度低浓铀,²³⁵U丰度在5%~20%)核燃料,核燃料被封

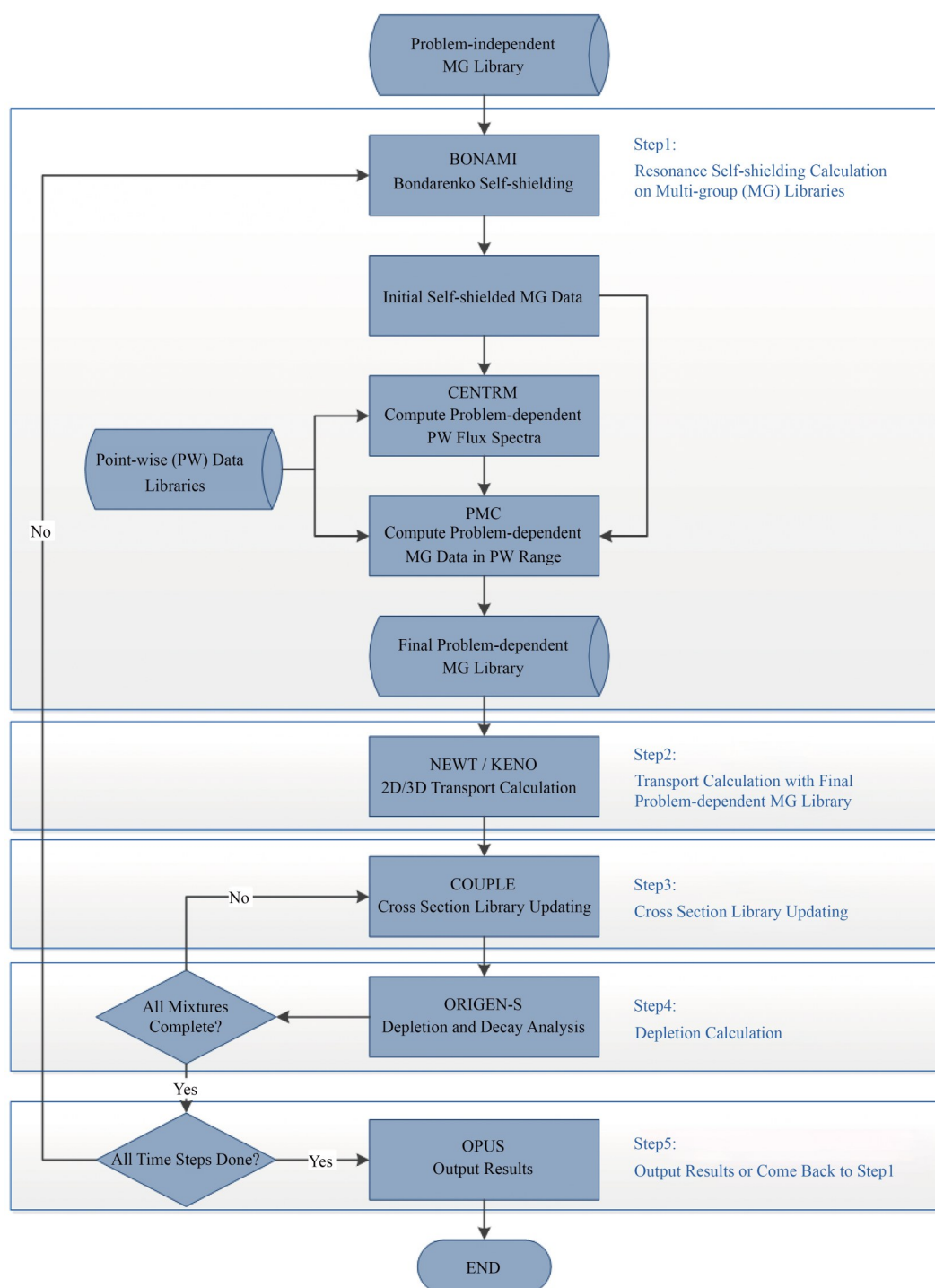


图1 微型快中子堆燃耗库制作流程示意图
Fig.1 Processing flowchart of burnup library for micro fast neutron reactor

装在固态钢制安全壳中,反应堆外围设置中子反射层和控制棒。根据文献[13–18]可知,Megapower主要包括反应堆堆芯、换热管、反射层、转鼓、停堆棒和屏蔽层等结构,其热功率为5 MWt,堆芯为水平方向布置,冷却系统为热管。

基于 Megapower 当前设计参数,建立的 OpenMC 程序模型,见图2,采用 OpenMC 程序和

ORIGEN-S 程序(基于新制燃耗库)计算得到的满功率运行 10 a 后核燃料和内层不锈钢中各核素成分及对比情况分别见表1和表2。其中,ORIGEN-S 程序计算时所需的核材料和内层不锈钢的辐照中子注量率由蒙特卡罗程序输运得到,分别为 $9.50 \times 10^{12} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 和 $9.98 \times 10^{10} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 。

从表1可知,核燃料基于 ORIGEN-S 和新制燃

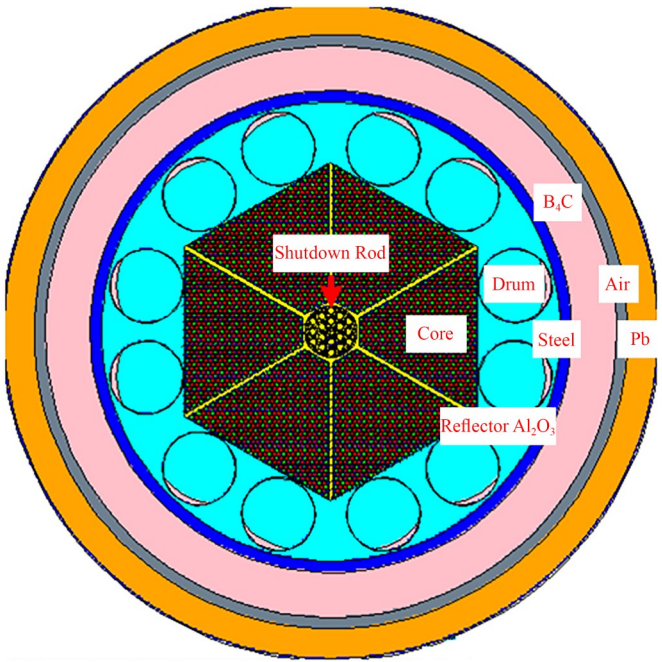


图2 Megapower微型核反应堆横截面示意图
Fig.2 Schematic cross-sectional diagram of the Megapower micro nuclear reactor

耗库的计算结果与 OpenMC 程序的计算结果，相对误差基本保持在±5% 以内（除 ²³⁹Pu 的相对误差为 6.24% 外），可见，对于堆芯核燃料的燃耗计算，新制数据库的计算结果与 OpenMC 程序的计算结果吻合良好。由表 2 可知，内层不锈钢基于 ORIGEN-S 和新制燃耗库的计算结果与 OpenMC 程序的计算结果的相对误差基本保持在±10% 以内，可见对于结构材料的活化计算，新制数据库的计算结果与 OpenMC 程序的计算结果符合较好。

4 在微型核反应堆中的初步应用

微型核反应堆 Megapower 的堆内结构材料和堆外屏蔽材料都用到不锈钢材料，为控制不锈钢材料感生放射性源强，针对不同不锈钢材料选型（包括 316H 不锈钢、316Ti 不锈钢和 304 不锈钢），基于新研制的微型快中子堆燃耗库，开展不同不锈钢材料选型感生放射性的计算分析，分析时采用不锈钢屏蔽区域典型能谱，辐照中子注量率为 $9.98 \times 10^{10} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ，表 3 及图 3 给出了不同不锈钢材料单位质量的活化源强。从表 3 可以看出，单位质量活化源强从大到小依次为 316H 不锈钢、316Ti 不锈钢和 304 不锈钢，平均能量从大到小依次为 316H 不锈钢、316Ti 不锈钢和 304 不锈钢。上述结论可为该反应堆堆内结构材料以及堆外屏蔽材料的选型以及不锈钢感生放射性源的控制提供参考。

表1 核燃料辐照 10 a 后各核素成分的对比
Table 1 Comparison of nuclide components of nuclear fuel after irradiation 10 a

核素 Nuclides	原子密度 Atom density / atoms · barn ⁻¹ · cm ⁻¹		相对偏差 Relative error / %
	ORIGEN-S	OpenMC	
¹⁶ O	4.66×10 ⁻²	4.66×10 ⁻²	0.00
²³⁸ U	1.79×10 ⁻²	1.79×10 ⁻²	0.01
²³⁵ U	5.25×10 ⁻³	5.25×10 ⁻³	-0.01
²³⁴ U	5.39×10 ⁻⁵	5.39×10 ⁻⁵	0.00
²³⁹ Pu	1.39×10 ⁻⁵	1.30×10 ⁻⁵	6.24
²³⁶ U	9.64×10 ⁻⁶	9.23×10 ⁻⁶	4.46
¹³⁴ Xe	2.50×10 ⁻⁶	2.44×10 ⁻⁶	2.54
¹³³ Cs	2.14×10 ⁻⁶	2.08×10 ⁻⁶	2.78
¹³⁸ Ba	2.13×10 ⁻⁶	2.08×10 ⁻⁶	2.72
¹³⁵ Cs	2.10×10 ⁻⁶	2.04×10 ⁻⁶	3.04
¹³⁹ La	2.03×10 ⁻⁶	1.97×10 ⁻⁶	2.75
¹³⁶ Xe	2.03×10 ⁻⁶	1.99×10 ⁻⁶	1.91
⁹⁴ Zr	2.02×10 ⁻⁶	1.97×10 ⁻⁶	2.72
¹⁰⁰ Mo	2.02×10 ⁻⁶	1.96×10 ⁻⁶	2.95
⁹⁶ Zr	2.01×10 ⁻⁶	1.96×10 ⁻⁶	2.60
⁹³ Zr	1.99×10 ⁻⁶	1.94×10 ⁻⁶	2.46
⁹⁹ Tc	1.98×10 ⁻⁶	1.90×10 ⁻⁶	4.09
⁹⁵ Mo	1.96×10 ⁻⁶	1.91×10 ⁻⁶	2.78
¹⁴⁰ Ce	1.95×10 ⁻⁶	1.91×10 ⁻⁶	2.33
⁹⁷ Mo	1.92×10 ⁻⁶	1.85×10 ⁻⁶	3.57

注：相对偏差 Relative error=(ORIGEN-S/OpenMC-1)×100%
Note: Relative error=(ORIGEN-S/OpenMC-1)×100%

表2 内层不锈钢辐照10 a后各核素成分的对比
Table 2 Comparison of nuclide components of inner stainless steel after irradiation 10 a

核素 Nuclides	原子密度 Atom density / atoms·barn ⁻¹ ·cm ⁻¹		相对偏差 Relative error / %
	ORIGEN-S	OpenMC	
⁵⁶ Fe	5.04×10 ⁻²	5.06×10 ⁻²	-0.43
⁵² Cr	1.39×10 ⁻²	1.34×10 ⁻²	3.64
⁵⁸ Ni	6.97×10 ⁻³	7.65×10 ⁻³	-8.90
⁵⁴ Fe	3.21×10 ⁻³	3.22×10 ⁻³	-0.43
⁶⁰ Ni	2.68×10 ⁻³	2.95×10 ⁻³	-8.90
⁵³ Cr	1.58×10 ⁻³	1.53×10 ⁻³	3.66
⁵⁷ Fe	1.16×10 ⁻³	1.17×10 ⁻³	-0.52
²⁸ Si	9.47×10 ⁻⁴	9.30×10 ⁻⁴	1.84
⁵⁰ Cr	7.23×10 ⁻⁴	6.97×10 ⁻⁴	3.66
⁵⁴ Cr	3.94×10 ⁻⁴	3.80×10 ⁻⁴	3.60
⁶² Ni	3.72×10 ⁻⁴	4.08×10 ⁻⁴	-8.90
⁵⁸ Fe	1.55×10 ⁻⁴	1.56×10 ⁻⁴	-0.58

表3 不同不锈钢选型单位质量活化源强
Table 3 Activation source intensity per unit mass of different stainless steel

能量 Energy / MeV	光子源强 Photon intensity / γ·s ⁻¹ ·g ⁻¹		
	316H	316Ti	304
1.50×10 ⁻²	1.81×10 ³	1.02×10 ³	5.99×10 ¹
2.50×10 ⁻²	6.89×10 ²	3.54×10 ²	3.00×10 ¹
4.50×10 ⁻²	8.58×10 ²	4.50×10 ²	3.64×10 ¹
8.00×10 ⁻²	5.51×10 ²	2.94×10 ²	2.04×10 ¹
1.50×10 ⁻¹	6.13×10 ³	4.72×10 ³	8.20×10 ¹
3.00×10 ⁻¹	5.88×10 ³	5.42×10 ³	5.24×10 ³
5.00×10 ⁻¹	1.70×10 ³	5.38×10 ²	6.34×10 ¹
6.50×10 ⁻¹	3.32×10 ²	1.16×10 ²	5.36×10 ⁻¹
7.50×10 ⁻¹	1.05×10 ³	8.16×10 ²	3.45×10 ⁻¹
9.00×10 ⁻¹	5.11×10 ²	5.34×10 ²	3.55×10 ²
1.25	2.65×10 ⁴	6.21×10 ³	1.27×10 ³
1.75	1.35×10 ²	4.39×10 ¹	2.66×10 ¹
2.50	3.69×10 ¹	2.14×10 ¹	1.29×10 ¹
3.50	2.20×10 ⁻¹	2.44×10 ⁻¹	1.47×10 ⁻¹
4.50	0.00	0.00	0.00
总源强 Total intensity	4.62×10 ⁴	2.05×10 ⁴	7.21×10 ³
平均能量 Average energy / MeV	8.36×10 ⁻¹	5.71×10 ⁻¹	5.01×10 ⁻¹

5 结语

本工作开展了微型快中子堆燃耗库加工方法的研究,并基于此方法流程完成适用于微型快中子堆燃耗库的研制,鉴于燃耗库和堆型具有强相关性,且国际上未发布权威基准题,采用程序对比法对新制燃耗库进行验证分析。验证结果表明:对于堆芯核

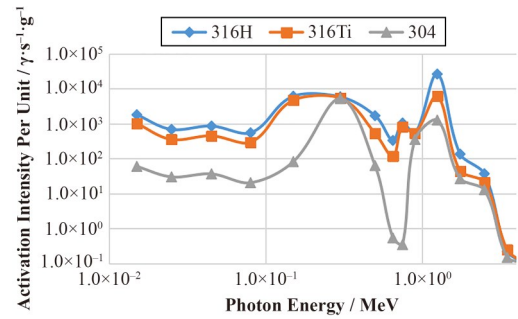


图3 不同不锈钢材料单位质量活化源强
Fig.3 Activation source intensity per unit mass of different stainless steel

燃料的燃耗计算与OpenMC程序的计算结果吻合良好,相对误差均保持在±5%以内(除²³⁹Pu的相对误差为6.24%外);对于不锈钢等结构材料的活化计算与OpenMC程序的计算结果吻合较好,相对误差均保持在±10%以内。可见,本文建立的微型快中子堆燃耗库制作的流程方法及基于此方法研制的燃耗库是正确的,可为源项分析和屏蔽设计提供支持。

此外,基于新研制的燃耗库在微型快中子堆中开展了初步应用,针对不同不锈钢选型,采用新研制的微型快中子堆燃耗库对不同不锈钢选型感生放射性进行了计算分析,为新型快中子堆堆内结构材料以及堆外屏蔽材料的选型以及不锈钢感生放射性的控制提供参考。

作者贡献声明 彭超负责微型快中子堆燃耗库加工方法的研究;王梦琪和黎辉负责微型快中子堆燃耗库的开发及技术指导工作;郑征和高静负责燃耗库的验证工作;解均涵负责微型快中子堆燃耗库的应用研究。

参考文献

- Gauld I C, Hermann O W, Westfall R M. ORIGEN-S: scale system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation source terms[R]. USA: Oak Ridge National Laboratory, 2009.
- Gauld I C, Murphy B D, Williams M L. ORIGEN-S data libraries[R]. USA: Oak Ridge National Laboratory, 2009.
- Kloosterman J L. New European cross-section data libraries for ORIGEN-S based on JEF2.2 and EAF3: ECN-R-95-008[R]. Netherland: The Netherlands Energy Research Foundation ECN, 1995.
- Hoogenboom J E, Kloosterman J L. Production and validation of Origen-s libraries from JEF2.2 and EAF3 data: ECN-R-95-033[R]. Netherland: The Netherlands

- Energy Research Foundation ECN, 1995.
- 5 Hoogenboom J E, Kloosterman J L. Generation and validation of ORIGEN-S libraries for depletion and transmutation calculations based on JEF2.2 and EAF3 basic data[J]. Nuclear Engineering and Design, 1997, **170** (1 - 3): 107 - 118. DOI: 10.1016/S0029-5493(97)00018-6.
 - 6 Gauld I C, Murphy B D. Updates to the ORIGEN-S data libraries using ENDF/B-VI, FENDL-2.0 and EAF-99 data: ORNL/TM-2003/118[R]. USA: Oak Ridge National Laboratory, 2004.
 - 7 Fu B, Zhang L R, She D, *et al.* XPZLIB: an HDF5-format multi-group cross-section library[J]. Nuclear Science and Techniques, 2024, **35**: 191. DOI: 10.1007/s41365-024-01536-9.
 - 8 洪爽, 杨永伟, 张璐, 等. 基于 OpenMC 的多群截面库制作及有效性验证[J]. 核技术, 2017, **40**(4): 040502. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2017.hjs.40.040502.
HONG Shuang, YANG Yongwei, ZHANG Lu, *et al.* Fabrication and validation of multigroup cross section library based on the OpenMC code[J]. Nuclear Techniques, 2017, **40**(4): 040502. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2017.hjs.40.040502.
 - 9 周雪梅, 王小鹤. TMSR-SF 高温下多群核数据库的研究[J]. 核技术, 2014, **37**(12): 120602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2014.hjs.37.120602.
ZHOU Xuemei, WANG Xiaohe. Study on multigroup nuclear cross section library for TMSR-SF at high temperature[J]. Nuclear Techniques, 2014, **37**(12): 120602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2014.hjs.37.120602.
 - 10 Yang R R, Yuan Y, Hao C, *et al.* k_{eff} uncertainty quantification and analysis due to nuclear data during the full lifetime burnup calculation for a small-sized prismatic high temperature gas-cooled reactor[J]. Nuclear Science and Techniques, 2021, **32**: 127. DOI: 10.1007/s41365-021-00969-w.
 - 11 Macfarlane R E. The NJOY nuclear data processing system, Version 2016[M]. Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico, USA, December 2016.
 - 12 Romano P K, Horelik N E, Herman B R, *et al.* OpenMC: a state-of-the-art Monte Carlo code for research and development[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, **82**: 90 - 97. DOI: 10.1016/j.anucene.2014.07.048.
 - 13 Sterbentz J W. Special purpose nuclear reactor (5 MW) for reliable power at remote sites assessment report[R]. Idaho National Laboratory, 2017. DOI: 10.2172/1410224.
 - 14 McClure P R. Design of megawatt power level heat pipe reactors[R]. Los Alamos National Laboratory, 2015. DOI: 10.2172/1226133.
 - 15 Dragunov Y G, Dunaitsev A A, Kim D D, *et al.* Conception of a transportable small power plant with a fast gas-cooled reactor[J]. Atomic Energy, 2019, **126**(1): 1 - 6. DOI: 10.1007/s10512-019-00504-6.
 - 16 Guo H, Feng K Y, Gu H Y, *et al.* Neutronic modeling of megawatt-class heat pipe reactors[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, **154**: 108140. DOI: 10.1016/j.anucene.2021.108140.
 - 17 Ma Y G, Zhong R C, Yu H X, *et al.* Startup analyses of a megawatt heat pipe cooled reactor[J]. Progress in Nuclear Energy, 2022, **153**: 104405. DOI: 10.1016/j.pnucene.2022.104405.
 - 18 杨轩, 李权, 李晨曦, 等. 热管堆固态堆芯燃料辐照-热-力耦合性能分析[J]. 核技术, 2024, **47**(7): 070601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.070601.
YANG Xuan, LI Quan, LI Chenxi, *et al.* Coupled irradiation-thermal-mechanical analysis of fuel in solid core of heat pipe cooled reactor[J]. Nuclear Techniques, 2024, **47**(7): 070601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.070601.