面向不确定性分析的多群平均裂变中子数相对协方差矩阵数据集

董峙豪[1,2]　郝 琛[1,2]　徐 宁[1,2]

1（哈尔滨工程大学 船舶热能动力全国重点实验室　哈尔滨 150001）

2（哈尔滨工程大学 核科学与技术学院　哈尔滨 150001）

摘要　针对现有多群平均裂变中子数协方差矩阵计算模型中存在的近似问题，提出了基于联合能量网格权重函数直接积分和裂变中子数守恒的平均裂变中子数相对协方差矩阵计算方法，并建立了面向不确定性分析的多群平均裂变中子数相对协方差矩阵数据集。基于ENDF/B-VIII.1评价核数据库，提供了epri-cpm 69群、lanl 187群和xmas lwpc 172群三种典型能群结构，^{233}U、^{235}U和^{238}U三种铀同位素的总平均裂变中子数（MT452）、瞬发平均裂变中子数（MT456）及缓发平均裂变中子数（MT455）的相对协方差矩阵数据。数值结果表明，当用户定义能群结构与联合能量网格划分一致时，联合能量网格下权重函数计算近似引入的影响可忽略。此时，本文计算结果与NJOY2016制作的多群平均裂变中子数相对协方差矩阵在数值精度范围内一致，最大相对偏差小于0.1%。对于上述三种典型能群结构，联合能量网格下权重函数处理方式的差异会对最终相对协方差矩阵产生可观测影响，其中^{233}U的MT452-MT455反应道相对协方差矩阵平均相对差异最大，为2.42%。进一步以VERA 1B单栅元基准题开展不确定度传播量化分析，结果表明，基于自主核数据处理程序GNAP和NJOY2016协方差矩阵得到的有效增殖因子标准差分别为495 pcm（1 pcm = 1.0×10^{-5} $\triangle k_{\mathrm{eff}}/k_{\mathrm{eff}}$）和486 pcm，扣除蒙特卡罗统计噪声后的标准差分别为493 pcm和485 pcm，标准差差异约为1.8%。本研究有效改进了现有方法在联合能量网格下权重函数近似处理的问题，所构建的数据集可为核反应堆中子物理计算的敏感性与不确定性分析提供可复现、可追溯的协方差输入，同时可为平均裂变中子数协方差处理方法的改进、验证与结果复现提供统一的数据基础。

关键词　不确定性分析，相对协方差矩阵，平均裂变中子数，核数据处理

中图分类号　TL32

DOI: 10.3724/j.0253-3219.2026.hjs.49.260150　　**数据DOI:** 10.57760/sciencedb.hjs.00660

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2026.49.260150　　**数据CSTR:** 31253.11.sciencedb.hjs.00660

A dataset of multigroup relative covariance matrix for average number of neutrons released per fission in uncertainty analysis

DONG Zhihao[1,2]　HAO Chen[1,2]　XU Ning[1,2]

1(*State Key Laboratory of Marine Thermal Energy and Power, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China*)

2(*College of Nuclear Science and Technology, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China*)

Abstract　**[Background]** Multigroup nuclear data and their covariance matrices are essential inputs for sensitivity

国家自然科学基金青年项目(C类) (No.12505196)资助

第一作者：董峙豪，男，2002年出生，2024年毕业于哈尔滨工程大学，现为博士研究生，研究领域为核数据处理及协方差矩阵制作方法

通信作者：徐宁，E-mail：xuning1212@hrbeu.edu.cn

收稿日期：2026-04-17，修回日期：2026-05-18

Supported by the Young Scientists Fund (Category C) of National Natural Science Foundation of China (No.12505196)

First author: DONG Zhihao, male, born in 2002, graduated from Harbin Engineering University in 2024, doctoral student, focusing on nuclear data processing and covariance matrix generation method

Corresponding author: XU Ning, E-mail: xuning1212@hrbeu.edu.cn

Received date: 2026-04-17, revised date: 2026-05-18

analysis, uncertainty quantification, and nuclear data adjustment in reactor physics calculations. The average number of neutrons released per fission is a key nuclear data because its uncertainty can propagate directly into criticality and other integral responses. In evaluated nuclear data libraries, the covariance data for the average number of neutrons released per fission are usually provided in continuous energy, whereas reactor physics and uncertainty analysis applications generally require multigroup covariance data under specified energy-group structures and weighting functions. Existing processing schemes may introduce additional approximations when the weighting function on a union energy grid is derived from a coarser user-defined group structure. **[Purpose]** This study aims to construct a reproducible dataset of multigroup relative covariance matrix for the average number of neutrons released per fission and to evaluate the influence of weighting-function treatment on covariance processing. **[Methods]** The dataset was generated based on the ENDF/B-VIII.1 evaluated nuclear data library. Firstly, three uranium isotopes, ^{233}U, ^{235}U, and ^{238}U, were selected, and three typical neutron energy-group structures, the epri-cpm 69-group, lanl 187-group, and xmas lwpc 172-group structures, were adopted. For each nuclide and energy group structure, the covariance data of total, delayed, and prompt average number of neutrons released per fission (corresponding to MT452, MT455, and MT456) were processed. Then, the evaluated covariance energy nodes in MF31 and the user-defined group boundaries were merged to establish a union energy grid. On this grid, the weighting function was obtained by integration directly over each union energy group, rather than by energy-width proportional allocation from the user-defined coarse group. Subsequently, multigroup average number of neutrons released per fission were collapsed according to fission neutron production-rate conservation, and the corresponding relative covariance matrices were obtained by covariance propagation and group collapsing. The generated matrices were compared with those processed by NJOY2016. Finally, the epri-cpm 69-group MT452-MT452 covariance matrices of ^{235}U and ^{238}U were used to generate perturbed nuclear data samples, and the VERA 1B benchmark was calculated with OpenMC to examine the propagation effect on effective multiplication factor uncertainty. **[Results]** Comparison results show that the maximum relative deviation between the developed processing code GNAP and NJOY2016 is less than 0.1%, when the user-defined group structure is set to be identical to the union energy grid, confirming the numerical consistency of the covariance processing implementation. Under the practical epri-cpm 69-group structure, the different treatment of the weighting function on the union energy grid produces observable differences in the final relative covariance matrices. For the three typical group structures considered in this study, the largest average relative difference occurs in the MT452-MT455 covariance matrix of ^{233}U, with an average value of 2.42%, while several local maximum relative deviations exceed 162%, which is attributed to the small absolute values of the reference matrix elements. In the VERA 1B benchmark, both the GNAP- and NJOY-based covariance samples successfully completed 100 valid criticality calculations. The sample standard deviations of the k_{eff} responses are 495 pcm and 486 pcm, respectively, and the noise-corrected standard deviations are 493 pcm and 485 pcm, corresponding to an approximately 1.8% difference in propagated standard deviation. **[Conclusions]** The results of this study indicate that direct integration of the weighting function on the union energy grid provides a physically clearer and more refined treatment for multigroup covariance processing for the average number of neutrons released per fission. The constructed dataset is reproducible, traceable, and suitable for supporting uncertainty analysis of reactor physics calculations. The comparison with NJOY2016 shows that the proposed method is consistent with the conventional processing route when the weighting-function approximation is removed, while the practical group-structure results demonstrate that the unionized-grid weighting treatment can affect both covariance matrix elements and propagated response uncertainties. The dataset can therefore serve as a reference basis for covariance processing method verification, nuclear data uncertainty propagation, and future extension to other evaluated nuclear data libraries.

Key words Uncertainty analysis, Relative covariance matrix, Average number of neutrons released per fission, Nuclear data processing

多群核反应截面及其协方差数据是开展堆芯物理中子学计算敏感性分析与不确定度量化的关键输入参数[1]。平均裂变中子数作为表征裂变过程中平均中子产额的关键核数据，其不确定性通过协方差

矩阵传递至后续反应堆物理计算，并对结果产生直接影响。评价核数据库中的平均裂变中子数及其协方差通常以连续能量形式给出，而工程应用则需要在用户给定能群结构和权重函数条件下处理制作为多群平均裂变中子数及其协方差数据，以满足中子物理计算及相关不确定度分析需求[2]。

从连续能量到多群形式的转换是核数据处理中的基本环节，其本质是在用户给定能群划分与权重函数下，通过能群归并将连续能量数据转化为离散能群上的多群数据[3]。该过程会受到多群近似和数值实现方式的影响，所得结果不仅取决于能群结构和权重函数的选取，也与具体处理流程中的多群参数计算方法密切相关。现有公开的多群平均裂变中子数协方差数据通常对应特定处理程序和处理流程，而相关处理条件和参数设置往往缺乏公开、明确且可复现的说明，这使得多群近似及其实现方式对协方差矩阵的影响难以独立分析，也限制了不同核数据处理方法之间的系统对比与验证。

针对上述问题，本文以评价核数据库中的连续能量下平均裂变中子数协方差数据为基础，在统一的权重函数、能群结构和处理参数条件下，按照明确的联合能量网格构造方法与多群数据归并方法，构建了一套多群平均裂变中子数相对协方差数据集。该数据集在给出多群相对协方差矩阵的同时，配套提供能群结构、权重函数等信息，从而形成一套处理条件明确、数据组织完整且可复现的数据集。在此基础上，本文依次介绍数据的采集与处理方法、数据集的结构与内容、数据质量控制与评估结果，并进一步讨论该数据集在方法验证和工程应用中的价值。

1　数据采集和处理方法

1.1　数据采集流程

多群平均裂变中子数相对协方差矩阵的处理流程如图1所示，该流程以评价核数据库中连续能量平均裂变中子数协方差数据为基础，通过共振重构与线性化、多普勒展宽、不可辨共振区有效自屏截面处理、能群归并及多群协方差计算等步骤[4-5]，最终生成所需的多群平均裂变中子数相对协方差矩阵。上述前置核数据处理流程均采用自主开发的核数据处理程序GNAP完成。

对于裂变核素，评价核数据库在文件31（MF31）中存储了连续能量下平均裂变中子数协方差信息。其中，452反应道（MT452）提供了总的平均裂变中子数协方差信息，MT455和MT456分别为缓发中子和瞬发中子平均裂变中子数协方差信息，其数据存储格式详见ENDF-6格式说明书[6]。在多群平均裂变中子数相对协方差矩阵计算过程中，需使用多群裂变截面。为此，需要将评价核数据库中以不同格式及插值方式存储的截面数据统一为可线性插值的连续能量点截面数据。其中，对于以共振参数形式给出的可辨共振区和不可辨共振区裂变数据，需先进行共振重构，转化为连续能量点截面[7]；随后，采用倒栈算法对全能量段裂变截面进行线性化处理，确保任意两点之间的裂变截面可线性插值。上述经共振重构与线性化处理的连续能量点截面为0 K下的数据，为满足实际不确定性分析对不同温度下协方差数据的需求，需要对0 K下的连续能量点截面数据进行多普勒展宽，以考虑靶核热运动对核反应截面的影响。此外，对于存在不可辨共振区的核素，需根据评价核数据库中给出的不可辨共振参数完成有效自屏截面计算，以获得后续平均裂变中子数及其协方差归并所需的裂变截面数据。为开展协方差计算，还需结合用户定义的能群结构与评价核数据库中给定的协方差能量网格构建联合能量网格，并计算该能量网格下的权重函数、裂变截面、平均裂变中子数及协方差，最后将其归并至用户定义能群结构[8]。

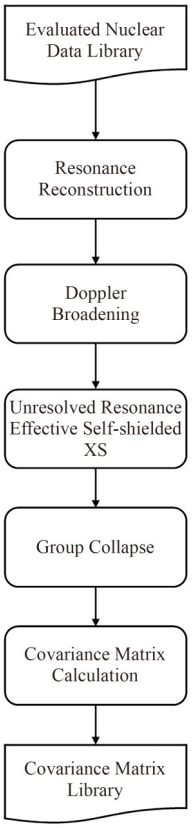


图1　多群平均裂变中子数相对协方差矩阵处理流程
Fig.1　Processing flow of multigroup covariance matrix for average number of neutrons released per fission

1.2　前置处理条件与参数设置

为保证本研究数据集可复现，对上述相对协方差矩阵处理流程中收敛误差设置、温度选取、权重函数选取等处理条件与输入参数设置进行说明。

1）收敛误差设置：共振重构、线性化与多普勒展宽均采用相同的线性化相对偏差控制参数0.005，即要求分段线性表示对原始截面曲线的相对逼近误差不超过0.5%。

2）温度选取：温度由0 K展宽至300 K。

3）权重函数选取：能群归并选用的权重函数为Maxwell+1/E+fission典型能谱[9]，其表达式为：

$$\phi(E)=\begin{cases}a_b E e^{-E/t_b}, & E\leqslant E_b\\ \dfrac{1}{E}, & E_b<E\leqslant E_c\\ a_c E^{1/2}e^{-E/t_c}, & E>E_c\end{cases} \tag{1}$$

式中：E为入射中子能量，eV；E_b和E_c分别为热能区与1/E区，1/E区与裂变谱之间的分界能量，eV；t_b和t_c分别为Maxwell谱参数和裂变谱参数；a_b和a_c为归一化系数。本文取E_b=0.1 eV，t_b=0.025 eV，E_c=0.820 8 MeV，t_c=1.4 MeV。

为保证分段函数在分界点处连续，归一化系数分别取：

$$a_b=\frac{1}{e^{-E_b/t_b}E_b^2},\quad a_c=\frac{1}{e^{-E_c/t_c}E_c^{3/2}} \tag{2}$$

上述典型权重谱同时应用于多群裂变截面、平均裂变中子数及其相对协方差矩阵的归并。

1.3　多群平均裂变中子数相对协方差矩阵计算方法

多群平均裂变中子数相对协方差矩阵计算首先需要建立联合能量网格，联合能量网格由用户定义能群结构与评价核数据库中MF31给出的协方差数据能量网格共同确定，其建立过程如图2所示。

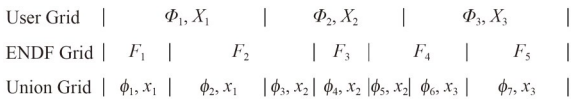


图2　联合能量网格建立过程
Fig.2　Construction process of the union energy grid

在实际构造过程中，程序首先读取用户定义能群边界，确定多群计算的能量范围；随后遍历待处理平均裂变中子数协方差数据，将评价核数据库中各相关节（section）、子节（subsection）和次节（sub-subsection）中给出的能量网格合并，并对能量网格进行有效数字精度统一、重复能量点合并和升序排列。为保证联合能量网格与最终输出能群结构一致，仅保留位于用户定义多群结构能量范围内的能量点。在获得用户定义能群边界和评价核数据库中协方差数据能量网格后，将两者合并，并按能量从低到高排序，得到联合能量网格。基于这一网格，可分别计算联合能量网格上的权重函数、裂变截面、平均裂变中子数及绝对协方差，再按照用户定义能群结构进行归并。

在上述处理条件与参数设置下，基于用户定义的能群结构，多群平均裂变中子数相对协方差矩阵可表示为：

$$\mathrm{rcov}_{G,H}=\frac{\mathrm{cov}_{G,H}}{\bar{\nu}_G\bar{\nu}_H} \tag{3}$$

式中：$\mathrm{rcov}_{G,H}$和$\mathrm{cov}_{G,H}$分别表示第G群与第H群的平均裂变中子数相对协方差和绝对协方差；$\bar{\nu}_G$和$\bar{\nu}_H$分别为第G群和第H群的平均裂变中子数。为区分不同能量网格，本文采用大写下标G、H表示用户定义能群，采用小写下标g、h表示联合能量网格。

绝对协方差矩阵由联合能量网格下的绝对协方差加权归并得到：

$$\mathrm{cov}_{G,H}=\frac{\sum_{g\in G}\sum_{h\in H}\mathrm{cov}_{g,h}\phi_g\phi_h}{\phi_G\phi_H} \tag{4}$$

式中：$\mathrm{cov}_{g,h}$表示联合能量网格下的绝对协方差，可基于评价核数据库中MF31给出的数据信息计算得到；ϕ_g和ϕ_h表示第g个和第h个联合能量网格内的权重函数；ϕ_G和ϕ_H表示用户定义能群G和H内的权重函数，可由连续能量权重函数积分获得。

$$\phi_G=\int_{E_G}^{E_{G+1}}\phi(E)\mathrm{d}E \tag{5}$$

多群平均裂变中子数基于联合能量网格下裂变中子数守恒获得：

$$\bar{\nu}_G=\frac{\sum_{g\in G}\bar{\nu}_g\sigma_g\phi_g}{\sum_{g\in G}\sigma_g\phi_g} \tag{6}$$

式中：$\bar{\nu}_g$、ϕ_g和σ_g分别表示第g个联合能量网格下的平均裂变中子数、权重函数和裂变截面。

联合能量网格下平均裂变中子数同样基于裂变中子数守恒由连续能量数据计算得到：

$$\bar{\nu}_g=\frac{\int_{E_g}^{E_{g+1}}\bar{\nu}(E)\sigma_f(E)\phi(E)\mathrm{d}E}{\int_{E_g}^{E_{g+1}}\sigma_f(E)\phi(E)\mathrm{d}E} \tag{7}$$

联合能量网格下裂变截面和权重函数可分别表示为：

$$\sigma_g=\frac{\int_{E_g}^{E_{g+1}}\sigma_x(E)\phi(E)\mathrm{d}E}{\int_{E_g}^{E_{g+1}}\phi(E)\mathrm{d}E} \tag{8}$$

$$\phi_g = \int_{E_g}^{E_{g+1}} \phi(E)\mathrm{d}E \tag{9}$$

2 数据及数据描述

2.1 数据集覆盖范围

本研究发布的多群平均裂变中子数相对协方差矩阵数据集基于ENDF/B-VIII.1评价核数据库[10]生成，包含^{233}U、^{235}U和^{238}U三种铀同位素。在能群结构方面，数据集采用epri-cpm 69群、lanl 187群及xmas lwpc 172群三种典型中子能群结构[11-14]。对于每一种“核素-能群结构”组合，本文均构造了相应的多群平均裂变中子数相对协方差矩阵数据，将单一核素在单一能群结构下的平均裂变中子数相对协方差矩阵定义为一个基础数据单元。在任一基础数据单元中，均完整给出评价核数据库中包含的总平均裂变中子数、瞬发平均裂变中子数和缓发平均裂变中子数三者之间的相对协方差矩阵。

2.2 多群平均裂变中子数相对协方差矩阵数据汇总

本文数据集的核心内容为用户定义能群结构下的多群平均裂变中子数相对协方差矩阵。对于任一基础数据单元，评价核数据库中给出的各反应道平均裂变中子数相对协方差信息，均被处理为用户定义能群结构下的相对协方差矩阵形式。相对协方差矩阵维数由能群数决定，当采用G群能群结构时，相对协方差矩阵维数为$G\times G$。矩阵元素表示两个能群间平均裂变中子数的相对协方差，其中主对角线元素为各能群平均裂变中子数自身的相对方差，非主对角线元素表示不同能群之间的相关程度[15]。

为直观展示本文处理的相对协方差矩阵数据，图3~5给出了epri-cpm 69群能群结构下三种铀同位素的相对协方差矩阵。lanl 187群及xmas lwpc 172群能群结构下的相对协方差矩阵数据可在本文数据集中获取。由图3~5可以看出，相同反应道的相对协方差矩阵均呈现关于主对角线对称的二维分布特征，^{233}U与^{235}U的相对协方差矩阵在较宽能群范围内均表现出较为连续的块状分布，而在^{238}U的相对协方差矩阵中，非零元素的分布范围更为广泛。

3 数据质量控制和评估

3.1 数据生成过程的质量控制

为保证所发布数据集的可靠性、可复现性与可追溯性，在数据生成过程中对输入参数、处理流程、输出检查进行了统一规范，减少非物理因素对计算结果的干扰，并为后续数据质量评估提供一致的数据处理基础。

输入参数：所有核素均采用统一的评价核数据库版本、连续能量核反应截面处理条件、温度、权重函数以及用户定义的能群结构。对于不同核素和不同能群结构，平均裂变中子数相对协方差矩阵的处理均在相同前置条件下进行，以避免由于输入条件变化引入额外偏差。

处理流程：全部算例采用统一的处理路径完成多群平均裂变中子数相对协方差矩阵的制作。联合能量网格构造、联合能量网格下权重函数生成、协方差矩阵计算、用户定义能群归并以及相对协方差矩阵输出等关键步骤均按照前述理论方法开展，处理逻辑不因核素类型或能群结构不同而改变。对于评价核数据中实际存在的平均裂变中子数类型，按统一流程处理并制作对应相对协方差矩阵；对于评价核数据中不存在的平均裂变中子数类型，不输出其协方差数据，以确保最终输出结果严格反映评价核数据。

输出检查：对于数据类型缺失、空矩阵块或异常输入情况，程序按照预设条件进行分支处理，避免不满足要求的数据进入最终数据集。

通过上述控制措施，数据集在生成阶段实现了输入条件、处理流程和输出检查的统一，为后续开展数据质量定量评估提供了可靠基础。

3.2 数据质量评估指标与结果

在完成数据生成过程质量控制的基础上，本文进一步从数值验证角度对所构建数据集进行质量评估。考虑到本文工作对传统核数据处理程序NJOY2016在联合能量网格权重函数构造方法上进行了改进，仅对最终多群相对协方差矩阵进行对比，难以区分程序实现和方法改进引入的差异。为此，本文首先以^{235}U在epri-cpm 69群能群结构下的处理结果为例，对联合能量网格下权重函数构造方法进行对比，量化NJOY2016在基于用户定义能群结构下权重函数ϕ_G计算的联合能量网格下权重函数ϕ_g存在的近似处理；其次，将联合能量网格直接作为用户定义能群结构，对本文计算结果与NJOY结果进行对比，在此条件下ϕ_G与ϕ_g相等，可忽略上述近似处理，以此验证本文程序实现的正确性；最后，在epri-cpm 69群能群结构下，量化NJOY2016近似处理联合能量网格下权重函数ϕ_g，对多群平均裂变中子数相对协方差矩阵的影响。

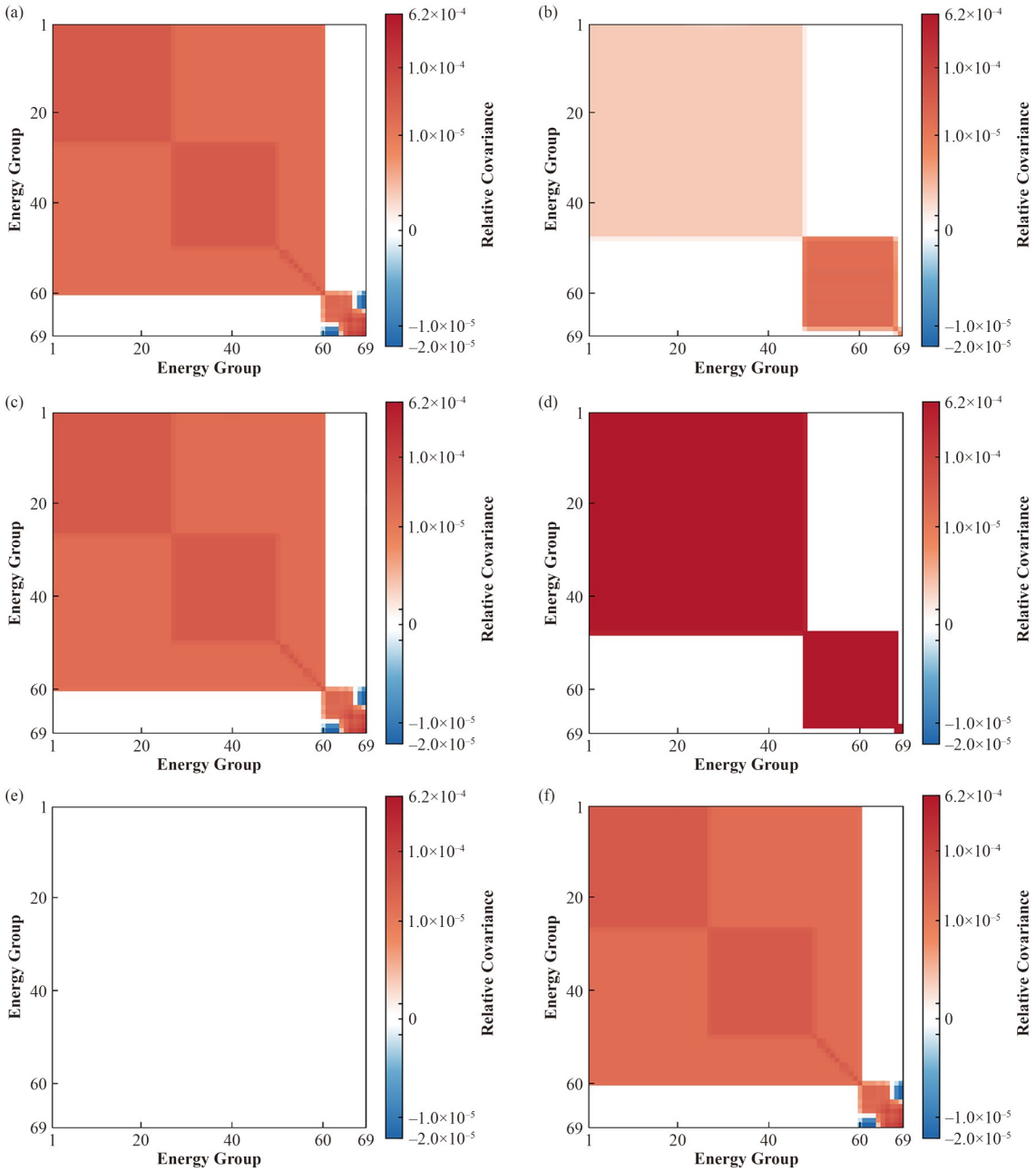


图3 epri-cpm 69群 ^{233}U平均裂变中子数相对协方差矩阵示意图(彩图见网络版)
(a) MT452-MT452,(b) MT452-MT455,(c) MT452-MT456,(d) MT455-MT455,(e) MT455-MT456,(f) MT456-MT456

Fig.3 Illustration of relative covariance matrix of average fission neutron number for ^{233}U in the epri-cpm 69-group (color online)
(a) MT452-MT452, (b) MT452-MT455, (c) MT452-MT456, (d) MT455-MT455, (e) MT455-MT456, (f) MT456-MT456

3.2.1 联合能量网格权重函数构造方法评估

为量化评估联合能量网格下权重函数计算方法对多群平均裂变中子数相对协方差矩阵最终结果的影响,需要明确对比参考程序NJOY2016在联合能量网格下权重函数计算所采用的处理方法。

对于某一用户定义能群G,设其能群宽度为ΔE_G,基于式(5)计算的用户定义能群G群权重函数为ϕ_G,联合能量网格g的能群宽度为ΔE_g,且在能群G内,则按联合能量网格g在用户定义能群G中的能群宽度占比计算的联合能量网格g群权重函数可表示为:

$$\tilde{\phi}_g = \phi_G \frac{\Delta E_g}{\Delta E_G}, \quad g \in G \tag{10}$$

对比式(10)和式(9),式(9)为本文采用的联合能量网格下g群权重函数计算方法,基于连续能量权重函数在联合能量网格内的精确积分求得,式(10)为NJOY2016等主流核数据处理程序所采用的传统近似方法,认为权重函数在用户定义能群G内为常数。该近似处理将导致联合网格下权重函数的计算结果偏离其真实积分值,从而引入系统偏差。

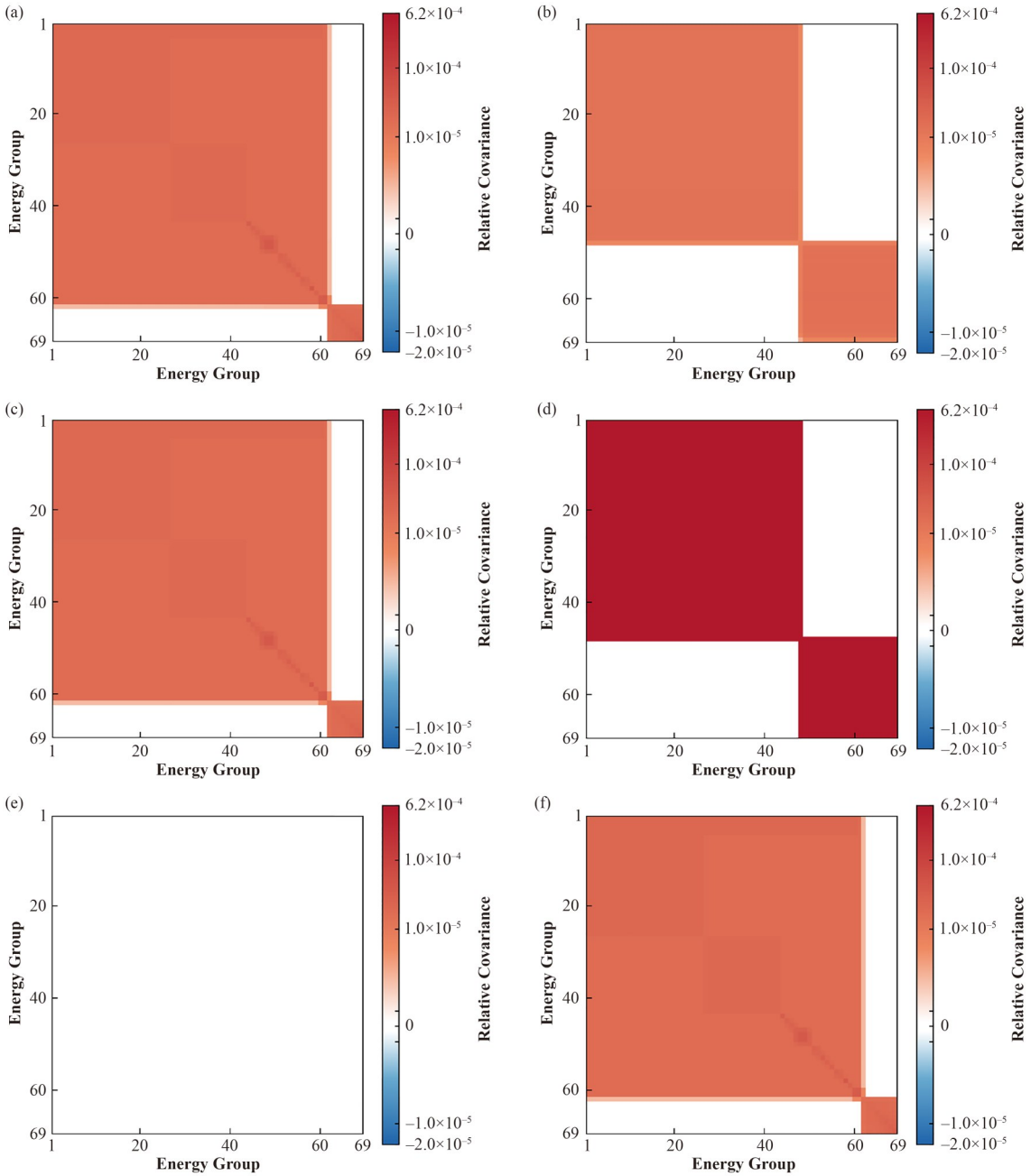


图4　epri-cpm 69群^{235}U平均裂变中子数相对协方差矩阵示意图(彩图见网络版)
(a) MT452-MT452，(b) MT452-MT455，(c) MT452-MT456，(d) MT455-MT455，(e) MT455-MT456，(f) MT456-MT456

Fig.4　Illustration of relative covariance matrix of average fission neutron number for ^{235}U in the epri-cpm 69-group (color online)
(a) MT452-MT452, (b) MT452-MT455, (c) MT452-MT456, (d) MT455-MT455, (e) MT455-MT456, (f) MT456-MT456

3.2.2　采用联合能量网格为用户定义能群边界条件下的程序实现正确性验证

为验证本文数据处理程序实现的正确性，需排除联合能量网格下权重函数计算方法差异引入的干扰。为此，设定用户定义能群边界与联合能量网格完全一致的条件，此时ϕ_G与ϕ_g相等，可消除权重函数近似引入的偏差，可对本文程序实现的正确性开展独立验证。

基于上述条件，构造包含epri-cpm 69群能群边界和本文数据集中三种核素评价核数据库中原始能量网格的189群能群结构。在此能群结构下，分别采用本文程序和NJOY2016程序计算^{233}U、^{235}U和^{238}U的多群平均裂变中子数相对协方差矩阵。表1给出了本文程序与NJOY2016程序计算结果之间存在的差异，对于未列出的反应道之间的协方差，本文与NJOY2016计算结果完全一致。从表1中可以看出，在排除本文针对联合能量网格下权重函数的改进后，本文与NJOY2016程序计算结果最大相对偏差小于0.1%，有效验证了本文程序实现的正确性。

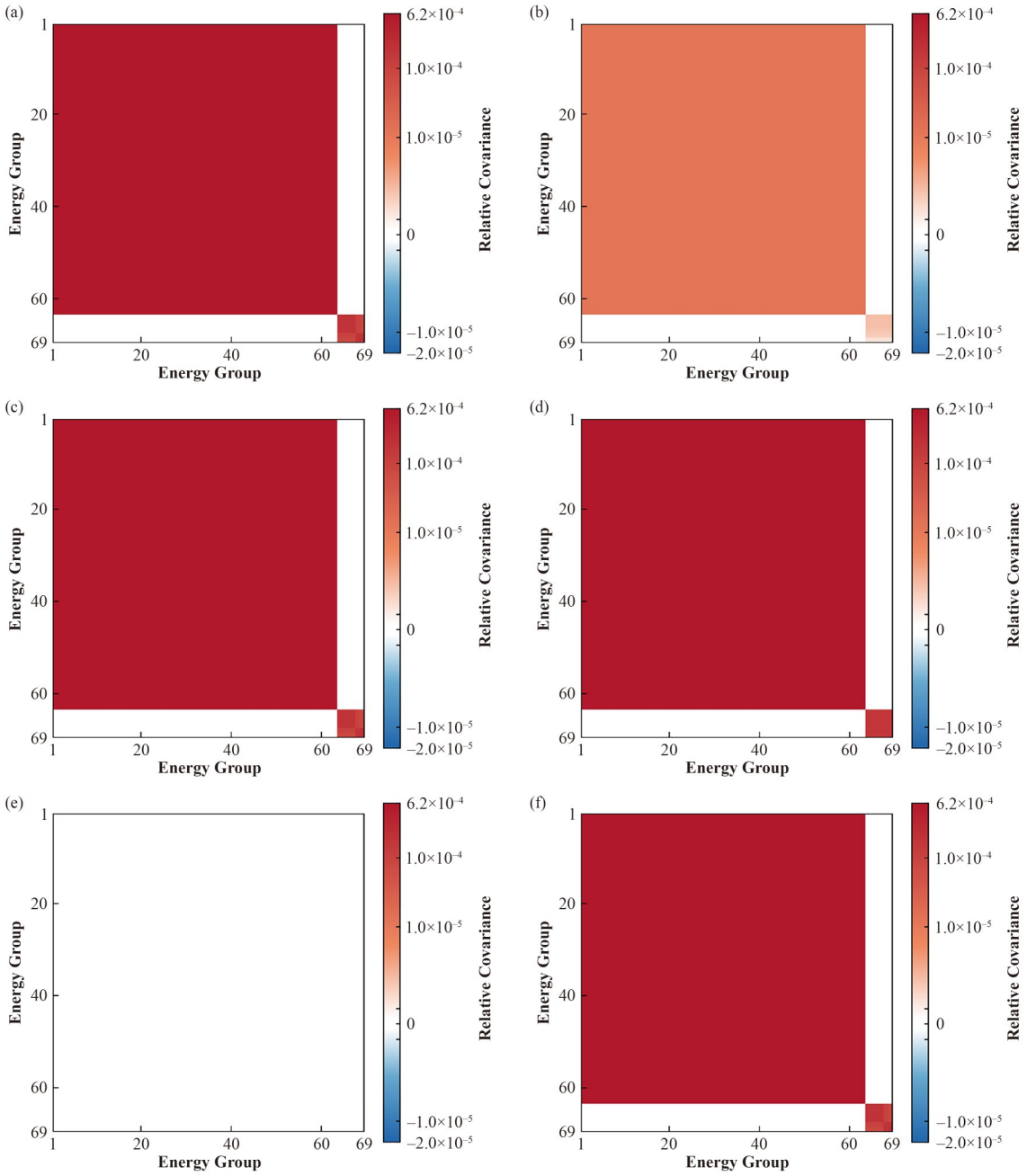


图5 epri-cpm 69群 ^{238}U平均裂变中子数相对协方差矩阵示意图(彩图见网络版)
(a) MT452-MT452,(b) MT452-MT455,(c) MT452-MT456,(d) MT455-MT455,(e) MT455-MT456,(f) MT456-MT456

Fig.5 Illustration of relative covariance matrix of average fission neutron number for ^{238}U in the epri-cpm 69-group (color online)
(a) MT452-MT452, (b) MT452-MT455, (c) MT452-MT456, (d) MT455-MT455, (e) MT455-MT456, (f) MT456-MT456

表1 189群能群结构下本文程序与NJOY2016计算的相对协方差矩阵最大相对偏差

Table 1 Maximum relative deviations between relative covariance matrices computed by the present code and NJOY2016 under the 189-group structure

核素 Nuclides	协方差 Covariance matrix	矩阵非零元素个数 Number of nonzero matrix elements	存在差异的元素个数 Number of mismatched elements	最大相对偏差 Maximum relative deviations
^{233}U	MT452-MT452	23 085	12	$5.701\,25\times10^{-4}$
^{235}U	MT452-MT452	27 280	44	$5.192\,11\times10^{-4}$
^{235}U	MT452-MT455	19 594	125	$2.599\,43\times10^{-4}$
^{235}U	MT452-MT456	18 674	121	$5.707\,76\times10^{-4}$
^{238}U	MT452-MT452	20 122	4	$1.056\,64\times10^{-4}$

3.2.3 联合能量网格下权重函数计算方法对epri-cpm 69群相对协方差矩阵影响分析

在用户定义能群结构与联合能量网格一致的条件下（189群）完成程序实现正确性验证后，本文针对实际应用更为广泛的epri-cpm 69群能群结构，对本文工作与NJOY2016程序制作的多群平均裂变中子数相对协方差矩阵结果进行对比。

图6~8给出了本文与NJOY2016程序计算的^{233}U、^{235}U和^{238}U相对协方差矩阵的相对偏差，从图中可以看出，联合能量网格下权重函数计算方法的差异对上述三种核素的平均裂变中子数相对协方差矩阵均存在显著影响，平均相对偏差影响最大为2.42%，局部最大相对偏差超过162%。

上述§3.2.1已给出本文与NJOY2016程序在联

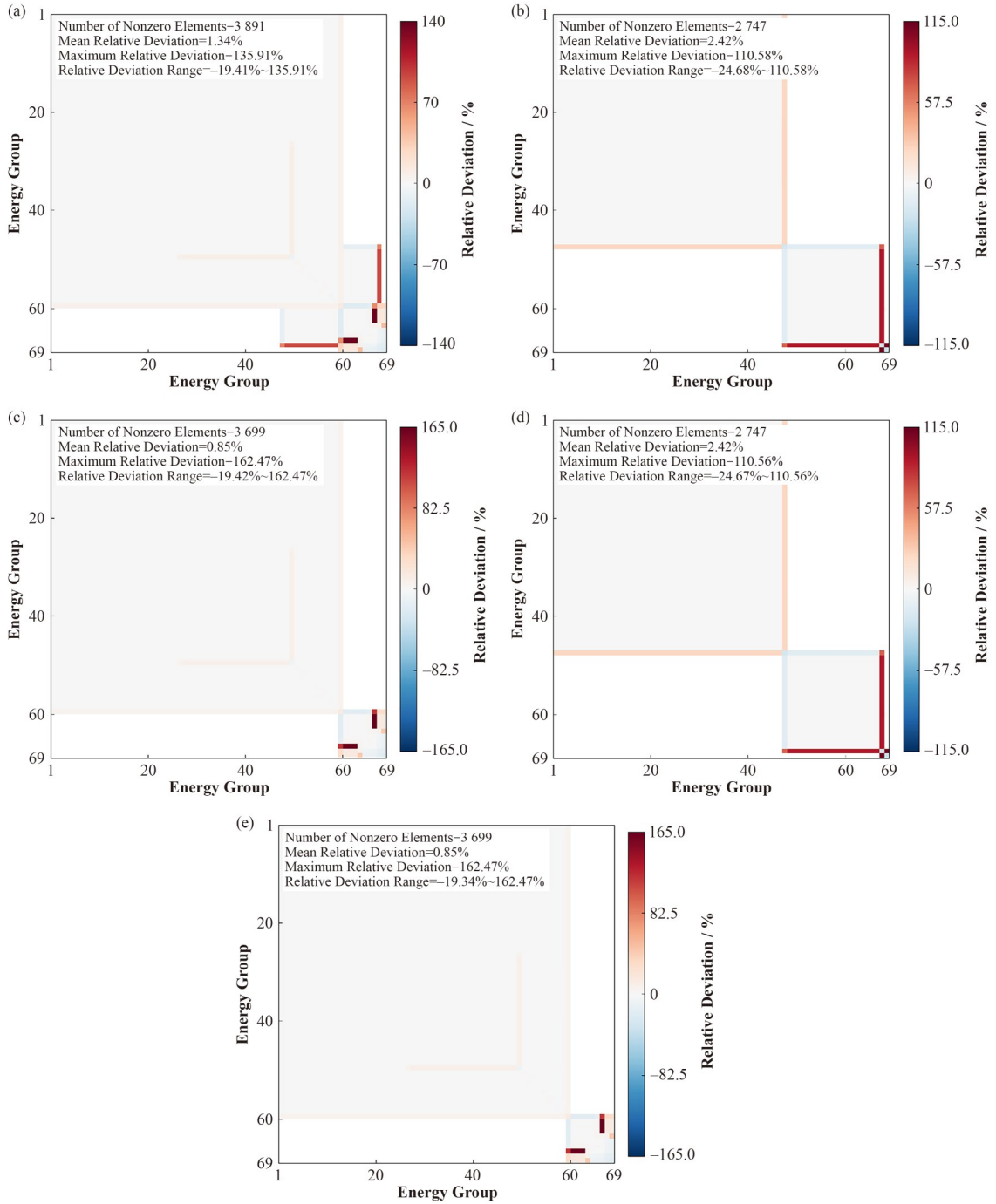


图6 epri-cpm 69群^{233}U平均裂变中子数相对协方差矩阵相对偏差示意图（彩图见网络版）
(a) MT452-MT452，(b) MT452-MT455，(c) MT452-MT456，(d) MT455-MT455，(e) MT456-MT456

Fig.6 Illustration of relative deviations of relative covariance matrix of the average fission neutron number for ^{233}U in the epri-cpm 69-group structure (color online) (a) MT452-MT452, (b) MT452-MT455, (c) MT452-MT456, (d) MT455-MT455, (e) MT456-MT456

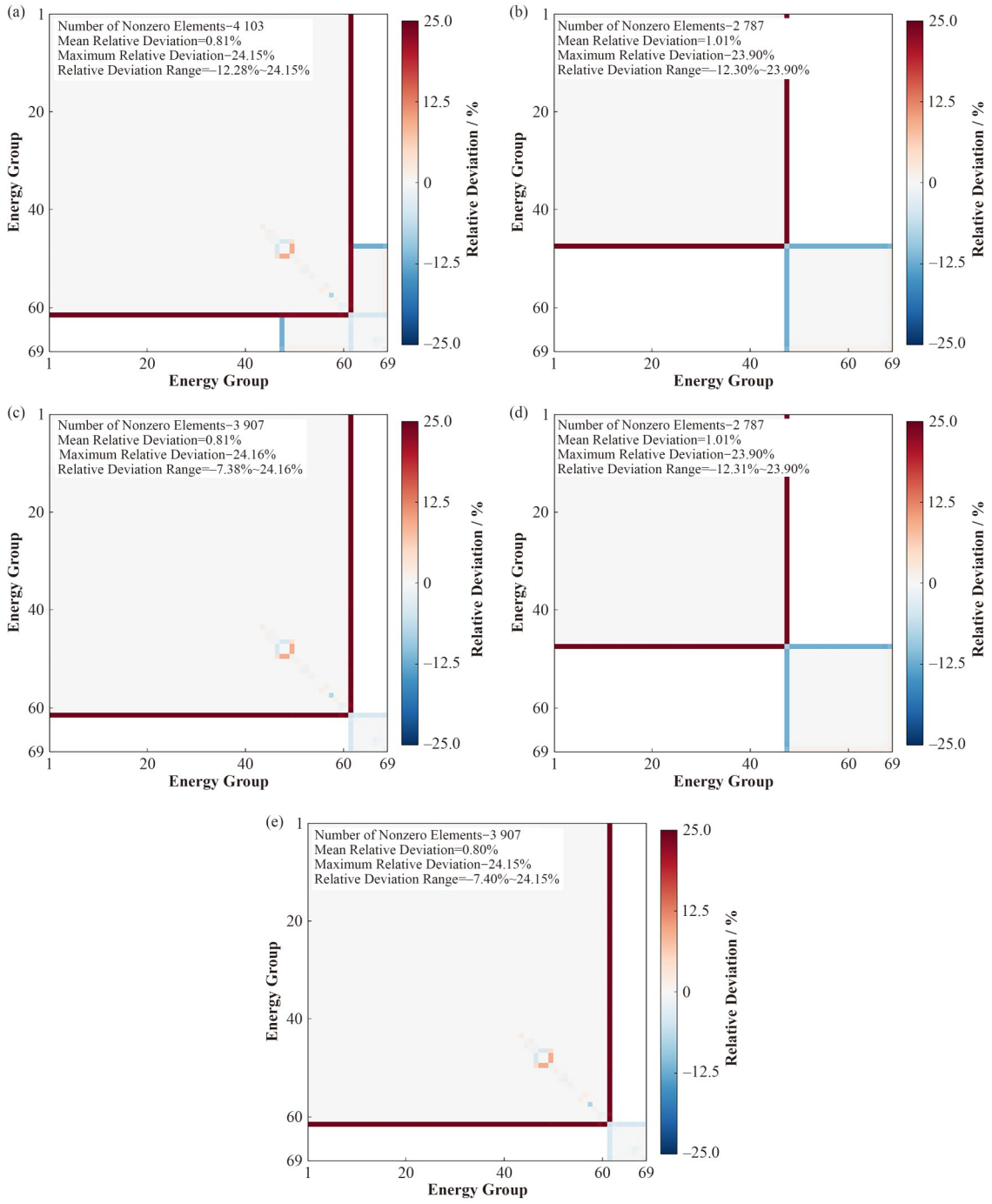


图7 epri-cpm 69群^{235}U平均裂变中子数相对协方差矩阵相对偏差示意图(彩图见网络版)
(a) MT452-MT452,(b) MT452-MT455,(c) MT452-MT456,(d) MT455-MT455,(e) MT456-MT456

Fig.7 Illustration of relative deviations of relative covariance matrix of the average fission neutron number for ^{235}U in the epri-cpm 69-group structure (color online) (a) MT452-MT452, (b) MT452-MT455, (c) MT452-MT456, (d) MT455-MT455, (e) MT456-MT456

合能量网格下权重函数计算方法之间的差异。同时,§3.2.2在排除上述差异后,对本文程序实现的正确性进行了验证。因此,在程序实现正确性经过验证的前提下,epri-cpm 69群能群结构下本文与NJOY2016计算结果之间的差异来源于本文针对联合能量网格下权重函数计算方法的改进,而非程序实现错误。

3.3 多群平均裂变中子数协方差数据的应用传播分析

已有研究表明,核数据协方差可通过敏感性与不确定性分析传播至有效增殖因子等积分响应量,且^{235}U平均裂变中子数在部分堆型的k_{eff}不确定度中占据主要贡献[16]。为进一步检验本文生成的多群平

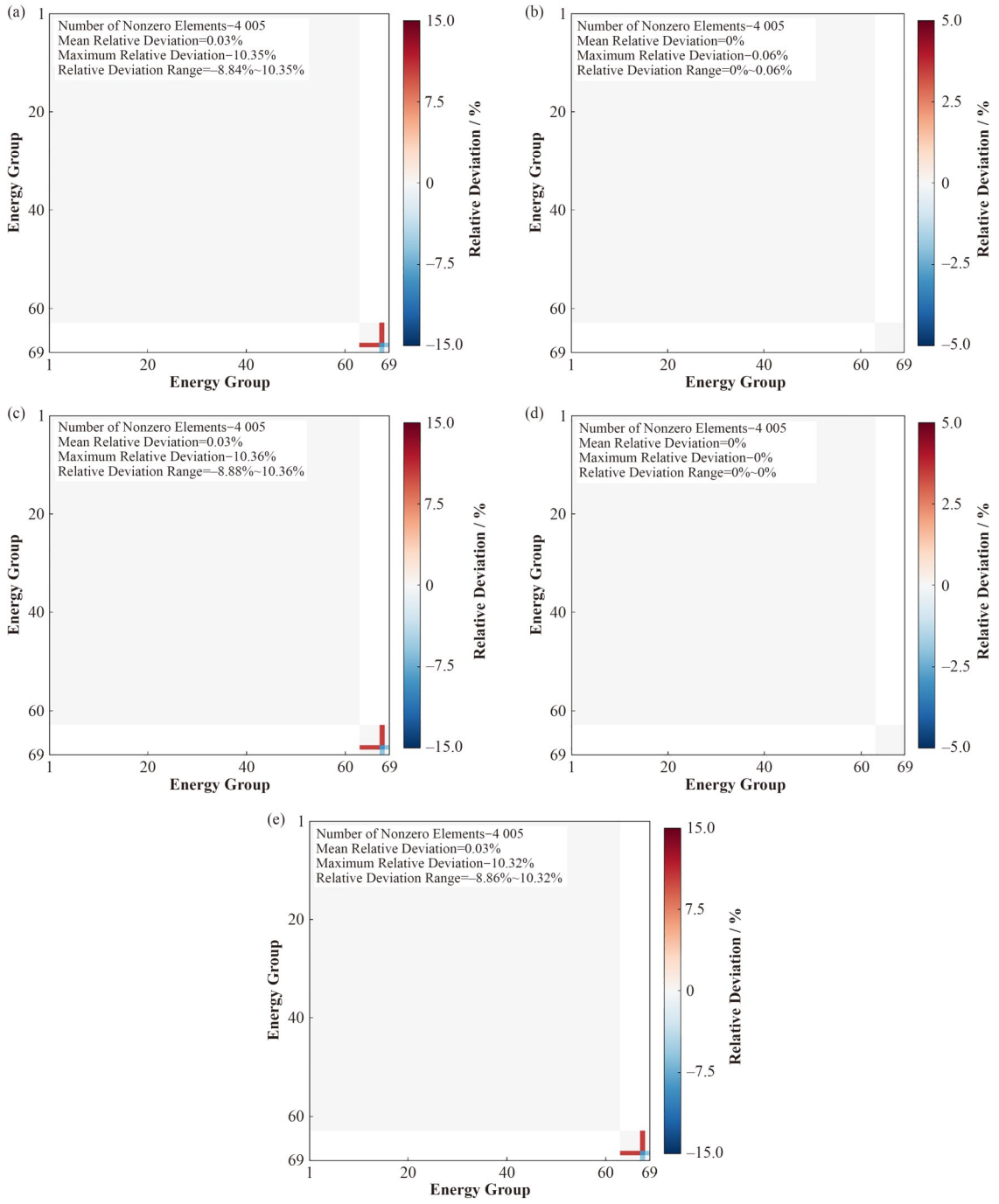


图8　epri-cpm 69群^{238}U平均裂变中子数相对协方差矩阵相对偏差示意图（彩图见网络版）
(a) MT452-MT452，(b) MT452-MT455，(c) MT452-MT456，(d) MT455-MT455，(e) MT456-MT456

Fig.8　Illustration of relative deviations of relative covariance matrix of the average fission neutron number for ^{238}U in the epri-cpm 69-group structure (color online)　(a) MT452-MT452, (b) MT452-MT455, (c) MT452-MT456, (d) MT455-MT455, (e) MT456-MT456

均裂变中子数相对协方差矩阵在实际工程计算中的传播效果，本文以VERA 1B单栅元基准题为例，开展平均裂变中子数协方差的应用传播分析。

分别采用GNAP和NJOY2016生成的epri-cpm 69群^{235}U与^{238}U的MT452-MT452相对协方差矩阵作为输入，通过团队自主开发的不确定性与敏感性分析程序CUSA生成平均裂变中子数扰动因子。抽样过程首先采用拉丁超立方抽样构造标准正态基础样本，在此基础上对相对协方差矩阵进行Cholesky分解，将修正后的标准正态样本映射为满足目标协方差结构的相关相对扰动量，并采用正态分布扰动模型生成每个能群上的扰动因子。设第m个样本中第g群平均裂变中子数的相对扰动量为$\delta_{m,g}$，则对应扰动因子可表示为：

$$f_{m,g} = 1 + \delta_{m,g} \tag{11}$$

随后，将该扰动因子按照能量点所属能群区间作用于OpenMC的HDF5连续能量数据库中^{235}U和^{238}U的总平均裂变中子数，构建GNAP与NJOY2016两套各100个样本的扰动数据库。为降低两种协方差处理方法对比中的随机抽样噪声，本文在同一核素上对GNAP与NJOY2016使用相同的LHS-CDC标准正态基础随机向量；二者的差异仅来自各自相对协方差矩阵经过Cholesky分解后形成的不同相关扰动结构。

在OpenMC数据库构建过程中，本文首先基于ENDF/B-VIII.1评价核数据生成未扰动的连续能量HDF5（Hierarchical Data Format version 5）数据库，并以该数据库作为各扰动样本的基准库。随后，对每个扰动样本，仅按照前述扰动因子修改^{235}U和^{238}U的总平均裂变中子数据，其余核素数据、截面数据、几何模型和计算参数均保持不变。对于每个扰动样本，本文采用OpenMC进行临界计算，并以参考连续能量数据库计算得到的k_{eff}作为基准，定义响应偏移为：

$$\Delta k_m = k_m - k_0 \tag{12}$$

式中：k_m为第m个扰动样本的k_{eff}；k_0为名义样本的k_{eff}。对100组样本的Δk_m统计其样本均值、样本标准差和置信区间，用以表征平均裂变中子数协方差向响应量的传播结果。由于OpenMC计算本身存在蒙特卡罗统计误差，本文进一步以各样本k_{eff}统计误差的均方根s_{MC}估计单次计算统计噪声，并采用以下公式扣除蒙特卡罗统计噪声后的核数据扰动传播标准差：

$$s_{\mathrm{ND}} = \sqrt{s_{\mathrm{obs}}^2 - s_{\mathrm{MC}}^2} \tag{13}$$

式中：s_{obs}为Δk_m的观测样本标准差；s_{ND}表示由平均裂变中子数核数据扰动主导的响应离散估计值。

本文按照上述统计方法对GNAP与NJOY2016两套扰动样本的k_{eff}响应偏移进行汇总，结果列于表2。表中同时给出了样本均值、样本标准差及其置信区间，用于表征平均裂变中子数协方差扰动向临界响应量传播后的总体偏移和离散程度；同时给出扣除OpenMC统计噪声后的标准差，以区分核数据扰动传播引起的响应离散与蒙特卡罗单次计算统计涨落的贡献。通过对比GNAP与NJOY2016两组统计结果，可以进一步分析不同的协方差处理方法对最终临界响应不确定度估计的影响。

表2　VERA 1B基准题中平均裂变中子数协方差传播结果统计

Table 2　Statistical results of average fission neutron multiplicity covariance propagation in VERA problem 1B

统计指标 Statistical quantity	GNAP	NJOY
有效样本数 Number of valid samples	100	100
平均偏移 Mean deviation / pcm	31.356	35.623
平均偏移95%置信区间 95% confidence interval of mean deviation / pcm	[−66.844, 129.557]	[−60.870, 132.117]
样本标准差 Sample standard deviation / pcm	494.909	486.305
标准差95%置信区间 95% confidence interval of standard deviation / pcm	[434.534, 574.924]	[426.980, 564.929]
扣除统计噪声后的标准差 Noise-corrected standard deviation / pcm	493.202	484.604

由表2可见，GNAP与NJOY2016均给出约490 pcm的k_{eff}传播标准差，说明^{235}U与^{238}U总平均裂变中子数协方差在VERA 1B单栅元问题中能够引入可观的临界响应不确定度。相比NJOY2016，GNAP对应的样本标准差和扣除统计噪声后的标准差均略高，传播标准差增幅约为1.8%。这一差异说明GNAP与NJOY2016在多群平均裂变中子数协方差处理方法上的差别对宏观参数不确定度量化具有一定影响，且NJOY2016量化结果偏保守。

4　数据价值

本文构建的数据集具有可复现性、可扩展性和面向不确定性分析应用的价值。首先，数据集在制作过程中明确给出了评价核数据库来源、核素范围、能群结构、权重函数、前置处理条件以及多群相对协方差矩阵的计算方法，使数据生成过程具有清晰的参数边界和方法依据。与仅给出最终矩阵结果的数据形式相比，本文数据集同时保留了数据制作所依赖的关键处理条件和计算流程，因此可为后续研究中的数据复现、程序验证和方法对比提供统一基础。

其次，本文数据集可作为平均裂变中子数协方差处理方法验证的参考数据。将平均裂变中子数协方差从连续能量形式处理为多群形式时，需要同时考虑评价核数据库中协方差数据的能量网格、用户定义的能群结构、权重函数以及裂变中子数守恒等因素。本文在联合能量网格下对权重函数进行直接积分计算，并基于裂变中子数守恒关系处理多群平均裂变中子数及其协方差的归并，减少了传统处理中由联合能量网格下权重函数近似处理引入的附加误差。由此得到的数据不仅可用于后续堆芯物理敏感性与不确定性分析，也可用于不同核数据处理程

序之间的数值对比和一致性检验。

此外，本文数据集具有进一步扩展的基础。当前数据集基于ENDF/B-VIII.1评价核数据库，覆盖典型铀同位素及多种常用能群结构。后续研究可在本文方法框架下进一步扩展核素范围、能群结构和评价核数据库来源，尤其是面向自主化国产评价核数据库CENDL开展多群平均裂变中子数相对协方差矩阵制作与对比分析，从而考察不同评价核数据库中平均裂变中子数协方差数据及其处理结果的差异。

最后，本文数据集可为反应堆物理不确定性分析提供可追溯的协方差输入。后续将结合典型临界基准题及工程计算模型，将本文构建的数据集进一步应用于有效增殖因子、反应性参数及相关积分响应量的不确定性传播分析，系统评估平均裂变中子数协方差对堆芯物理计算结果的影响。通过上述工作，可进一步验证本文数据集在核反应堆敏感性与不确定性分析中的应用价值，并为国产核数据处理方法和协方差数据库制作提供参考。

作者贡献声明 董峙豪负责理论方法的推导和数据采集，负责文章的起草、撰写和修改；郝琛负责数据采集指导，负责文章的审阅；徐宁负责数据采集流程的设计，负责文章的撰写、审阅和修改。

参考文献

1 黄义涵, 祖铁军, 曹良志, 等. NECP-Atlas中协方差数据制作模块的开发与验证[J]. 核技术, 2024, **47**(7): 070503. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.070503.
HUANG Yihan, ZU Tiejun, CAO Liangzhi, *et al*. Development and verification of covariance data generation module in NECP-Atlas[J]. Nuclear Techniques, 2024, **47**(7): 070503. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.070503.

2 李佩军. 量化与传播核数据不确定性的高效抽样方法研究[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2018.
LI Peijun. A new efficient sampling method for quantifying and propagating nuclear data uncertainty[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2018.

3 徐嘉隆, 祖铁军, 曹良志, 等. NECP-Atlas中多群常数处理模块的开发与验证[J]. 核动力工程, 2019, **40**(1): 12－17. DOI: 10.13832/j.jnpe.2019.01.0012.
XU Jialong, ZU Tiejun, CAO Liangzhi, *et al*. Development and verification of multi-group constants processing module in NECP-Atlas[J]. Nuclear Power Engineering, 2019, **40**(1): 12－17. DOI: 10.13832/j.jnpe.2019.01.0012.

4 徐宁, 祖铁军, 曹良志, 等. NECP-Atlas中屏蔽数据库制作方法[J]. 哈尔滨工程大学学报, 2021, **42**(12): 1843－1850.
XU Ning, ZU Tiejun, CAO Liangzhi, *et al*. The shielding library generation method in NECP-Atlas[J]. Journal of Harbin Engineering University, 2021, **42**(12): 1843－1850.

5 郭欣, 徐宁, 郝琛, 等. 核数据处理程序中多普勒展宽模块的开发与验证[J]. 核动力工程, 2025, **46**(S1): 242－249. DOI: 10.13832/j.jnpe.2025.S1.0242.
GUO Xin, XU Ning, HAO Chen, *et al*. Development and verification of Doppler broadening module in nuclear data processing code[J]. Nuclear Power Engineering, 2025, **46**(S1): 242－249. DOI: 10.13832/j.jnpe.2025.S1.0242.

6 Brown D A. ENDF-6 formats manual: Data formats and procedures for the evaluated nuclear data files ENDF/B-VI, ENDF/B-VII and ENDF/B-VIII[R]. Brookhaven National Laboratory, Upton, NY, United States, 2023.

7 毕沪超, 祖铁军, 徐嘉隆, 等. NECP-Atlas不可辨共振能区概率表模块的开发和验证[J]. 核动力工程, 2020, **41**(3): 8－13. DOI: 10.13832/j.jnpe.2020.03.0008.
BI Huchao, ZU Tiejun, XU Jialong, *et al*. Development and validation of probability table module for unresolved resonance region in NECP-atlas[J]. Nuclear Power Engineering, 2020, **41**(3): 8－13. DOI: 10.13832/j.jnpe.2020.03.0008.

8 马续波, 马旭东, 黄钰琴, 等. 基于评价核数据库的多群协方差处理程序CovarXS的开发与验证[J]. 原子能科学技术, 2024, **58**(7): 1478－1487. DOI: 10.7538/yzk.2023.youxian.0601.
MA Xubo, MA Xudong, HUANG Yuqin, *et al*. Development and validation of multi-group covariance date processing code CovarXS based on ENDF library[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2024, **58**(7): 1478－1487. DOI: 10.7538/yzk.2023.youxian.0601.

9 Pescarini M, Orsi R, Frisoni M. Production and testing of the ENEA-Bologna VITJEFF32.BOLIB (JEFF-3.2) multi-group (199 n+42 γ) cross section library in AMPX format for nuclear fission applications[C]//ICRS-13 & RPSD-2016: 13th International Conference on Radiation Shielding & 19th Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division of the American Nuclear Society. October 3-6 , 2016, Paris, France. EPJ Web of Conferences, 2017, **153**: 07003. DOI: 10.1051/epjconf/201715307003.

10 Nobre G P A, Capote R, Pigni M T, *et al*. ENDF/B-VIII.1:

updated nuclear reaction data library for science and applications[J]. Nuclear Data Sheets, 2026, **210**: 1 – 224. DOI: 10.1016/j.nds.2026.04.001.

11 Davidson J W, Dudziak D J, Muir D W, *et al*. Recent joint developments in cross-section uncertainty analysis at Los Alamos and EIR (Eidgenoessiches Institut fuer Reaktorforschung) [R]. Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, United States; Paul Scherrer Institute, Wuerenlingen, Switzerland, 1985.

12 Edenius M, Ekberg K, Haeggblom H. ARMP-02 documentation: Part 2, Chapter 4, The EPRI-CPM data library[R]. Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, United States; Nuclear Associates International Corporation, Rockville, MD, United States; Aktiebolaget Atomenergi, Studsvik, Sweden, 1988.

13 Macfarlane R, Muir D W, Boicourt R M, *et al*. The NJOY nuclear data processing system, version 2016[R]. Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, United States, 2017.

14 Sartori E. Standard energy group structures of cross section libraries for reactor shielding, reactor cell and fusion neutronics applications: VITAMIN-J, ECCO-33, ECCO-2000 and XMAS: JEF/DOC-315, Revision 3[R]. Gif-sur-Yvette Cedex, France: NEA Data Bank, 1990.

15 程有莹. 球床式高温气冷堆物理计算不确定性研究[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2020.
CHENG Youying. Uncertainty analysis in physical calculation of pebble bed HTR[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2020.

16 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**(11): 127. DOI: 10.1007/s41365-021-00969-w.