

基于新主流评价库的中国实验快堆核数据

不确定性传播量化*

杨超^{1)2)†} 李磊¹⁾²⁾ 张睿¹⁾²⁾ 肖筱宇¹⁾²⁾ 余星豪¹⁾²⁾ 温丽丽³⁾ 于涛^{1)2)†}

陈珍平¹⁾²⁾

1) (南华大学核科学技术学院, 衡阳 421001)

2) (南华大学, 先进核能技术设计与安全教育部重点实验室, 衡阳 421001)

3) (中国原子能科学研究院, 中国核数据中心, 北京 102413)

摘要: 核数据不确定性是影响快堆安全参数计算精度的关键因素, 但现有研究多局限于单一或旧版数据库, 且主要关注稳态参数 k_{eff} , 缺乏对动力学参数 β_{eff} 的系统性量化及不同评价库间的对比分析。本文以中国实验快堆为对象, 基于 ENDF/B-VIII.1、JEFF-3.3、JENDL-5.0 和 TENDL-2023 四个新主流评价库, 开展核数据不确定性传播研究。基于 k -ratio 理论将核数据不确定性传播方法从 k_{eff} 拓展至 β_{eff} 。同时提出能量相关的不确定性贡献因子法, 实现不同能区精细化不确定性溯源。结果表明, 不同评价库下 k_{eff} 相对不确定度为 0.62%~1.39%, 主要源于 ^{235}U 裂变截面、俘获截面及有效裂变中子数; β_{eff} 相对不确定度为 0.87%~4.27%, 主导因素为 ^{235}U 缓发/瞬发中子数和 ^{238}U 缓发中子数, 其中 JEFF-3.3 因缺失 ^{235}U -vd 协方差而严重低估该参数不确定度。整体来看, ^{235}U 中高能区间对总不确定度贡献占比最高, 是后续核数据优化的重点能区。本研究明确了各评价库差异特征与关键误差来源, 为快堆安全评价及核数据优化提供定量依据。

关键字: 核数据, 敏感性分析, 不确定性量化, 快堆

1、引言

快中子反应堆(快堆)是能够实现铀资源高效利用与高放核废料嬗变、支撑裂变核能大规模可持续发展的关键核系统^[1]。快堆高保真数值模拟是支撑其优化

*国家自然科学基金(批准号:12105136)和国家自然科学基金联合基金项目(批准号:U2267207)资质的课题

†通信作者.E-mail: yangc066@163.com

†通讯作者.E-mail: yutao29@sina.com

设计与安全分析的关键，传统保守设计因预留过大安全裕量，难以兼顾经济性。当前，“最优估算+不确定性分析”已成为反应堆核设计主流方法[2]，可在高精度模拟基础上定量给出结果置信区间，为安全裕量的科学确定提供依据。核数据是反应堆物理模拟的基础输入，其由实验测量与理论外推得到，存在不可避免固有不确定性[3]，且在高能区更为突出[4,5]。核数据不确定性在核设计数值模拟过程中传播与累积，已成为快堆关键安全参数不确定度的主要来源[6,7]。因此，量化核数据不确定性引发的快堆关键安全参数波动、识别主导贡献核素与反应通道，可为核数据实验测量与评价优化提供靶向指引，进而为快堆工程设计提供可靠数据支撑。

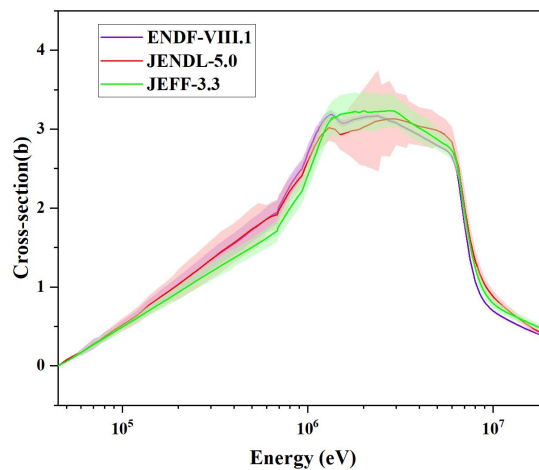


图 1 不同评价库中 ^{238}U 非弹性散射截面不确定度

Fig.1. Uncertainties in the inelastic scattering cross sections of ^{238}U from different nuclear evaluation libraries.

核数据不确定性直接决定快堆物理计算精度与安全评价可靠性，而不同核评价库及配套协方差数据的差异（如图 1 所示）会导致不确定度计算结果出现明显分歧[8]。国际上，OECD/NEA 发起的钠冷快堆建模不确定性分析（SFR-UAM）基准[9]研究表明，不同协方差库对不同堆型有效增殖系数（ k_{eff} ）不确定性的计算结果存在显著差异：对于 3600MW_{th} 氧化物堆芯，基于 COMAC 协方差[10]计算 k_{eff} 不确定性为 0.8%，而基于 BNAB 协方差[11]为 1.6%；而对于 1000MW_{th} 金属燃料堆芯，基于 ENDF/B-VII.1[12]中协方差计算的 k_{eff} 不确定度为 1.3%，基于 BNAB 协方差为 1.7%。Ma 等[13]对快堆 BN-600 开展核数据不确定性分析，发现 ENDF/B-VIII.0 与[14] ENDF/B-VII.1[12]之间协方差存在较大差异，其中 ^{238}U 和 ^{239}Pu 等核素引起的 k_{eff} 不确定度在两个版本之间差异显著；同时，ENDF/B-VIII.0 的

功率分布不确定度计算结果优于 ENDF/B-VII.1。Hadouachi 等^[15]发现 ENDF/B-VII.1 与 ENDF/B-VIII.0 中含²³³U 的弹性与非弹性截面协方差存在显著差异，其中弹性截面引入的 k_{eff} 不确定度在 ENDF/B-VII.1 中为 337pcm，而在 ENDF/B-VIII.0 中则降至 192pcm。Du 等^[16]基于 ENDF/B-VII.1 计算中国实验快堆 k_{eff} 不确定度超过 2%，主要贡献来自²³⁵U 辐射俘获截面；而 Qiao 等^[17]采用 ENDF/B-VIII.0 其不确定性降至 0.10%，主导贡献转为²³⁵U 裂变截面。Zwermann 等^[18]采用不同评价库计算快堆 k_{eff} ，结果表明 ENDF/B-VII.1^[12]、ENDF/B-VIII.0^[14]、JEFF-3.1.2^[19]及 JEFF-3.2^[20]之间均存在显著差异。

综上可知，现有核数据不确定性传播研究多局限于单一或旧版数据库，且主要关注稳态参数 k_{eff} ，对动力学参数有效缓发中子份额 (β_{eff}) 缺不确定性量化研究。作为反应堆动态特性和安全分析的关键参数， β_{eff} 不确定性评估对安全控制至关重要。同时，不同评价库的协方差存在差异，使快堆积分响应参数的不确定度及其贡献来源上呈现不同特征，而当前基于新一代主流核数据评价库对快堆关键安全参数开展系统性不确定性量化与来源识别的研究仍较为缺乏，现有结果难以满足核数据优化与快堆安全评价需求。为此，本文以中国实验快堆为对象，基于 ENDF/B-VIII.1^[21]、JEFF-3.3^[22]、JENDL-5.0^[23]、TENDL-2023^[24]四个新主流评价库，开展核数据不确定性传播机理研究。基于 k -ratio 理论，采用一阶微扰方法将核数据不确定性传播从稳态参数 k_{eff} 拓展至动力学参数 β_{eff} 。同时提出能量相关的不确定性贡献因子法，实现不同能区精细化不确定性溯源。本文系统对比多个新主流核数据评价库协方差对中国实验快堆 k_{eff} 和 β_{eff} 不确定度的影响，识别出不确定性来源的关键核素、反应通道以及能量区间，可为快堆安全评价提供更可靠的定量依据，也为核数据实验测量与评价改进提供明确方向。

2、敏感性与不确定性分析 (S/U) 方法

2.1 敏感性系数计算

敏感性系数 (sensitivity coefficient) 定量描述了积分输出响应参数对输入参数相对变化的依赖程度，为不确定度的传播量化提供基础。对于反应堆积分响应参数 R ，其对核数据 α_i 的相对敏感性系数，定义为响应量的相对变化与输入参数

相对变化的比值，可表示为：

$$S_{R,\alpha_i} = \frac{\alpha_i}{R} \times \frac{\partial R}{\partial \alpha_i} \quad (1)$$

当所有敏感性系数已知时，响应参数的相对变化可通过一阶泰勒展开近似表示为：

$$\frac{\Delta R}{R} \approx \sum_i S_{R,\alpha_i} \times \frac{\Delta \alpha_i}{\alpha} \quad (2)$$

这一近似关系构成了不确定度线性传播的理论基础，也是 S/U 方法中不确定度量化的核心前提。在临界系统中， k_{eff} 是中子输运特征值问题 $A\phi = 1/k_{\text{eff}}F\phi$ 的最大特征值，其中 A 为中子损失算子（包含泄漏和吸收过程）， F 为中子产生算子， ϕ 为中子通量密度。当对核数据 α 进行微小扰动后，新的特征值 k' 满足：

$$(A + \Delta A)\phi' = \frac{1}{k'}(F + \Delta F)\phi' \quad (3)$$

基于伴随加权的一阶扰动理论，可推导 k_{eff} 的相对变化与截面相对变化之间的关系：

$$\frac{\Delta k_{\text{eff}}}{k_{\text{eff}}} \approx - \frac{\langle \phi^*, (\Delta A - \lambda \Delta F) \phi \rangle}{\langle \phi^*, \lambda F \phi \rangle} \quad (4)$$

式中： $\lambda=1/k_{\text{eff}}$ ； ϕ^* 为伴随中子通量，满足伴随特征值方程 $A^*\phi^* = 1/k_{\text{eff}}F^*\phi^*$ 。

由此， k_{eff} 的敏感性系数可进一步推导为^[25]：

$$S_{k_{\text{eff}},\alpha_i} = - \frac{\alpha_i}{k_{\text{eff}}} \times \frac{\left\langle \phi^*, \frac{\partial (A - \lambda F)}{\partial \alpha_i} \phi \right\rangle}{\left\langle \phi^*, \frac{1}{k_{\text{eff}}^2} F \phi \right\rangle} \quad (5)$$

有效缓发中子份额 β_{eff} 可表示为各个缓发中子群贡献的总和，其表达式为：

$$\beta_{\text{eff}} = \sum_d \beta_d = \frac{\sum_d \int \phi^* \chi_d \nu_d \Sigma_f \phi dV}{\int \phi^* \chi \nu \Sigma_f \phi dV} \quad (6)$$

式中： ν 为总裂变中子产额， ν_d 为第 d 群组缓发中子产额， χ_d 为第 d 组群缓发中子能谱， Σ_f 为裂变截面。

根据 Bretscher 近似^[26], β_{eff} 可通过以下 k-ratio 公式简化计算:

$$\beta_{\text{eff}} = 1 - \frac{k_p}{k_{\text{eff}}} \quad (7)$$

式中: k_p 为仅考虑瞬发中子的有效倍增因子。对该式两边取对数导数, 可得到 β_{eff} 的敏感性系数表达式:

$$S_{\beta_{\text{eff}}, \alpha_i} = -\frac{k_p}{\beta_{\text{eff}} k_{\text{eff}}} [S_{k_p, \alpha_i} - S_{k_{\text{eff}}, \alpha_i}] \quad (8)$$

2.2 不确定度传播

假设核数据 α 服从多元正态分布, 其相对协方差矩阵为 $\mathbf{C}_{\alpha\alpha}$, 矩阵元素定义为:

$$[\mathbf{C}_{\alpha\alpha}]_{ij} = \frac{\text{Cov}(\alpha_i, \alpha_j)}{\alpha_i \alpha_j} = \left\langle \left(\frac{\Delta \alpha_i}{\alpha_i} \right) \left(\frac{\Delta \alpha_j}{\alpha_j} \right) \right\rangle \quad (9)$$

式中: α_i 和 α_j 分别表示第 i 和第 j 个核数据, $\langle \cdot \rangle$ 表示在核数据参数联合概率分布上的期望值。根据一阶不确定度传播公式^[27] (即“三明治规则”, Sandwich Rule), k_{eff} 的相对方差可表示为:

$$\frac{\text{Var}(k_{\text{eff}})}{k_{\text{eff}}^2} = \left(\frac{\Delta k_{\text{eff}}}{k_{\text{eff}}} \right)^2 = \mathbf{S}_{k_{\text{eff}}, \alpha}^T \mathbf{C}_{\alpha\alpha} \mathbf{S}_{k_{\text{eff}}, \alpha} \quad (10)$$

其中, $\mathbf{S}_{k_{\text{eff}}, \alpha}^T$ 是由各敏感性系数组成的列向量 $\mathbf{S}_{k_{\text{eff}}, \alpha}$ 的转置。

同理, β_{eff} 的相对方差可采用相同形式表达:

$$\frac{\text{Var}(\beta_{\text{eff}})}{\beta_{\text{eff}}^2} = \mathbf{S}_{\beta_{\text{eff}}, \alpha}^T \mathbf{C}_{\alpha\alpha} \mathbf{S}_{\beta_{\text{eff}}, \alpha} \quad (11)$$

式 (10) 和式 (11) 用于量化 k_{eff} 和 β_{eff} 的核数据不确定度, 为反应堆物理分析中的核数据不确定性量化提供理论依据。

实验测量是提高核数据精度的重要手段, 但由于成本高昂, 通过实验全面提升所有核数据的精度既不现实也不经济。因此, 有必要开展核数据不确定性来源

分析，量化不同核数据在不同能量区间内对响应参数的不确定性贡献，进而确定核数据的精度提升优先级，为实验测量提供指导。本文采用能量相关不确定性贡献因子法，量化并排序特定能区核数据对总不确定度的贡献。能量相关的不确定性贡献因子定义如下：

$$\Delta_g = \frac{\mathbf{S}_{\alpha_g}^T \mathbf{C}_{\alpha_g \alpha_g} \mathbf{S}_{\alpha_g}}{\sum_{n=1}^N \sum_{x=1}^X \sum_{g=1}^G \mathbf{S}_{\alpha_{n,x,g}}^T \mathbf{C}_{\alpha_{n,x,g} \alpha_{n,x,g}} \mathbf{S}_{\alpha_{n,x,g}}} \quad (12)$$

式中： n 表示核素索引， N 为核素总数； x 表示核数据类型索引， X 为类型总数； g 表示能群索引， G 为总能群数。

2.3 MCSU 程序

基于敏感性分析方法，开发了核数据不确定性传播量化分析程序 MCSU^[5]，其计算流程如图 2 所示。该程序首先采用伴随加权的一阶微扰理论，利用蒙特卡罗程序计算 k_{eff} 和 k_p 关于核数据的多群敏感系数（如式（5）），进而通过式（8）计算 β_{eff} 关于核数据的多群敏感性系数；然后，基于核数据评价库，利用核数据处理软件 NJOY2016^[28] 研制与多群敏感性系数能群结构匹配的协方差数据，并通过一阶不确定性传播公式（10 和 11）量化核数据不确定性在 k_{eff} 和 β_{eff} 计算中传播；最后，采用能量依赖性不确定性贡献因子法，识别出不确定性的来源，即关键同位素、截面参数及能量范围。

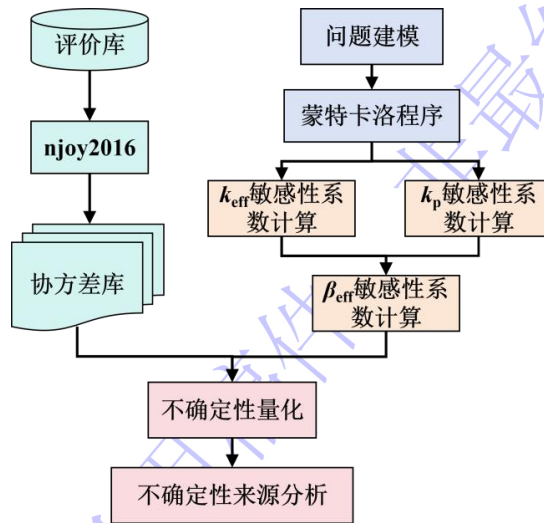


图 2 MCSU 程序流程

Fig.2. Workflow of MCSU Code.

为检验MCSU程序的可靠性，本文以全蒙特卡洛随机抽样方法作为参照对其进行了验证。全蒙特卡洛随机抽样方法采用SANDY程序^[29]对核数据协方差矩阵进行随机抽样，生成多组随机核数据库，并与中子输运程序耦合进行批量计算，通过输出结果的统计分析实现不确定性评估，其计算流程如图3所示。基于ENDF/B-VIII.1评价库，以 $^{235}\text{U}-\sigma_f$ 、 $^{235}\text{U}-\sigma_e$ 、 $^{23}\text{Na}-\sigma_e$ 及 $^{56}\text{Fe}-\sigma_e$ 等核数据为对象，分析了其对中国实验快堆 k_{eff} 不确定性的贡献。表1汇总了全蒙特卡洛随机抽样法与一阶线性近似法的计算结果，两种方法获得的核数据不确定性贡献基本一致，从而验证了在当前研究条件下采用一阶近似方法是可行的。

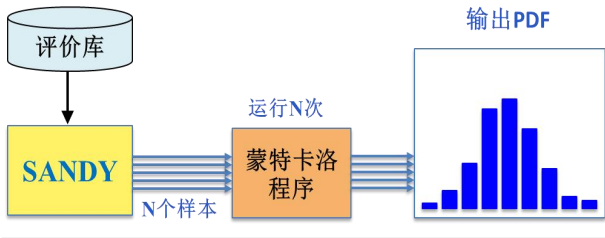


图3 基于SANDY的全蒙特卡洛不确定度传播流程图

Fig.3. Full monte carlo uncertainty propagation scheme using SANDY

表 1 基于不同方法计算核数据对 k_{eff} 不确定性的贡献

Table 1 Contributions of nuclear data to k_{eff} uncertainty using different methods.

核数据	SANDY/pcm	MCSU/pcm	相对偏差/%
$^{235}\text{U}-\sigma_f$	692.16	670.75	3.09
$^{235}\text{U}-\sigma_e$	31.06	30.96	0.32
$^{23}\text{Na}-\sigma_e$	174.26	165.28	5.15
$^{56}\text{Fe}-\sigma_e$	114.62	111.81	2.45

3、研究对象与协方差来源

3.1 中国实验快堆

中国实验快堆（CEFR）是我国首座池式钠冷快中子反应堆，位于中国原子能科学研究院。反应堆于2000年建成，2010年7月首次达到临界，热功率65MW。首次装料堆芯由79个燃料组件、8个控制棒组件、1个中子源组件、230个硼屏蔽组件及394个不锈钢组件构成，如图4所示。燃料采用高浓缩铀氧化物（ ^{235}U 富集度64.4%），中心孔直径约1.6毫米。堆芯详细参数可参阅文献^[30-31]。

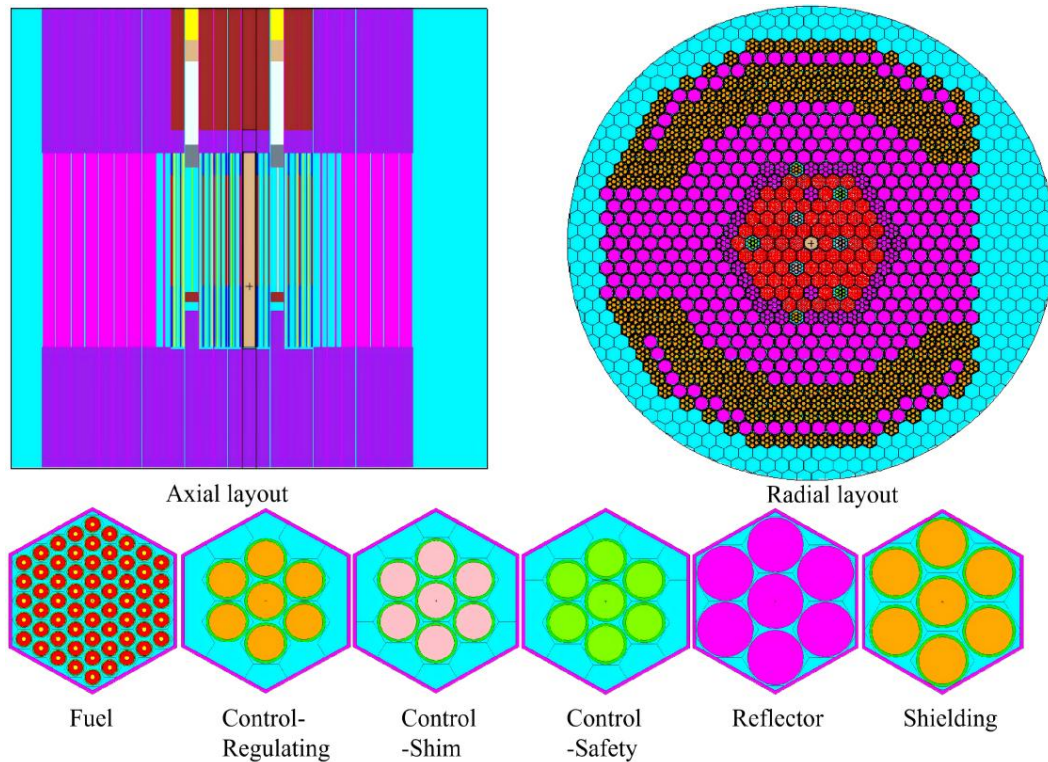


图 4 CEFR 堆芯结构
Fig.4. Core Structure of CEFR.

3.2 核数据协方差

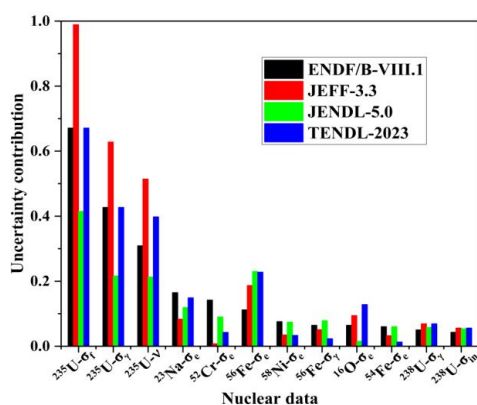
本文所用的协方差分别来自 ENDF/B-VIII.1、JEFF-3.3、JENDL-5.0、TENDL-2023 四大主流核数据评价库。这些评价库中协方差数据来源与评价方法上存在差异。在数据来源方面，ENDF/B-VIII.1 主要汇编自美国 LANL、BNL 等多个实验室的实验测试数据^[21]；JEFF-3.3 以欧洲多国核数据评价团队共同完成的原始实验数据为主体^[22]；JENDL-5.0 主要依托日本本地的核实验测量数据^[23]；而 TENDL-2023 主要来源于 TALYS 模型的理论计算^[24]。在评价方法上，前三者均以最小二乘法为核心，基于微观实验数据与核反应理论，通过拟合完成评价；与之相对，TENDL-2023 采用贝叶斯蒙特卡洛方法，通过对 TALYS 输入参数进行随机扰动并传播不确定度，属于统计抽样式自动评价^[24]。由于各评价库在协方差来源和评价方式上存在差异，使得它们所给出的协方差也会存在明显不同，如图 1 所示。

4、结果与讨论

4.1 k_{eff} 敏感性与不确定性分析

基于 ENDF/B-VIII.1、JEFF-3.3、JENDL-5.0、TENDL-2023 核数据评价库，通过 NJOY2016 程序加工制作多群核数据协方差库，能量划分采用快堆常用 33 能群结构^[32]。以中国实验快堆（CEFR）为研究对象，采用伴随加权的一阶扰动理论，求解堆芯 k_{eff} 对各 33 群核数据的感性系数，进一步结合核数据敏感性系数与协方差矩阵，通过误差传递“三明治法则”定量评估核数据引起的 k_{eff} 计算不确定性。

基于不同核数据评价库计算得到的 CEFR 堆芯 k_{eff} 相对不确定性分别为：ENDF/B-VIII.1 对应 0.91%、JEFF-3.3 对应 1.39%、JENDL-5.0 对应 0.62%、TENDL-2023 对应 0.97%。图 5 给出了不同核数据评价库下 k_{eff} 不确定性的主要来源以及各数据库贡献差异对比结果。由图 5 可知，CEFR 堆芯 k_{eff} 的不确定性主要来源于 ^{235}U 的裂变截面（ $^{235}\text{U}-\sigma_f$ ）、俘获截面（ $^{235}\text{U}-\sigma_a$ ）以及有效裂变中子数（ $^{235}\text{U}-\nu$ ），这是因为 k_{eff} 对上述 ^{235}U 核数据具有较高的敏感性，如图 6 所示。同时，对比不同数据库的计算结果可以发现，同一核数据对 k_{eff} 不确定性贡献在各评价库之间存在显著差异。其中，JEFF-3.3 数据库中 ^{235}U 相关核数据对 k_{eff} 不确定性的贡献明显大于其他 3 个核数据库，究其原因是在 JEFF-3.3 中 ^{235}U 核数据协方差较大，即参数本身的不确定性较大，如图 7 所示，最终导致其对堆芯 k_{eff} 计算结果的不确定性贡献更为突出。



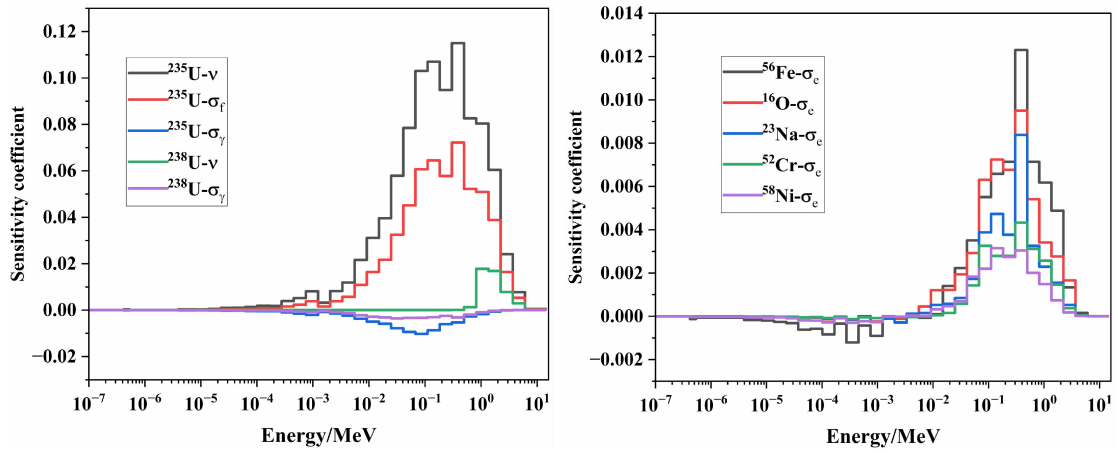


图 6 k_{eff} 对核数据的敏感性系数

Fig.6. Sensitivity Coefficients of k_{eff} with Respect to Nuclear Data.

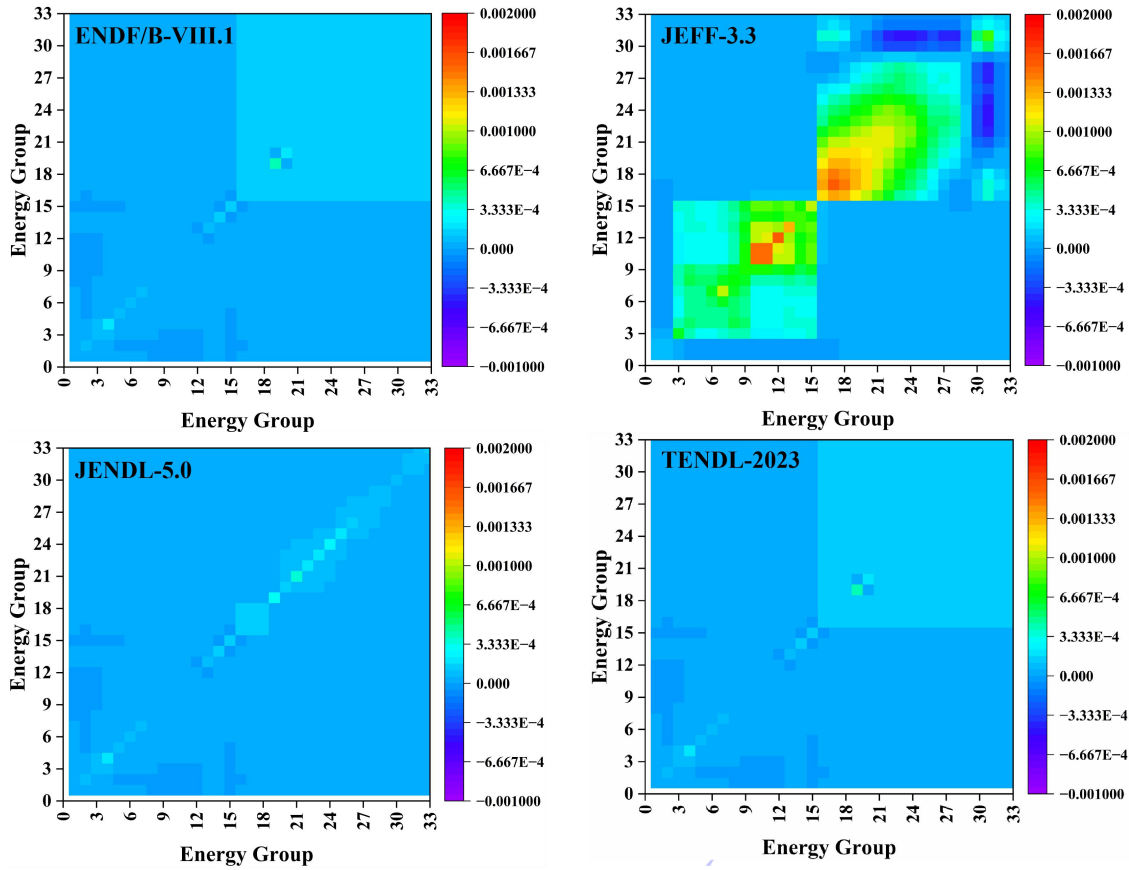


图 7 不同核数据评价库中 ^{235}U 裂变反应截面 33 群协方差

Fig.7. 33-Group Covariance of ^{235}U Fission Cross Section in Different Nuclear Data Evaluation Libraries.

为了明确核数据优化方向，改善 k_{eff} 计算精度。本文采用能量相关不确定性贡献因子法，定量分析各能区核数据对 k_{eff} 不确定度的贡献占比。图 8 展示了 $^{235}\text{U}-\sigma_f$ 在不同能量区间对 k_{eff} 不确定度的贡献分布。结果表明：采用 JEFF-3.3 核数据时， $^{235}\text{U}-\sigma_f$ 的不确定度贡献主要集中在 0.025MeV~1.353MeV 能区，对于对

应能群为 21~28 群；采用 ENDF-VIII.1 核数据时，其贡献主导能区为 0.067MeV~2.231MeV，对应能群为 23~29 群。这是因为在上述能量区间内， k_{eff} 对 $^{235}\text{U}-\sigma_f$ 的敏感性系数较大，同时该截面协方差也较大，导致在上述能量区间内不确定性贡献较大。因此，如果要进一步提高 k_{eff} 计算精度，需优先优化上述能群区间内 $^{235}\text{U}-\sigma_f$ 的测量与评价精度。

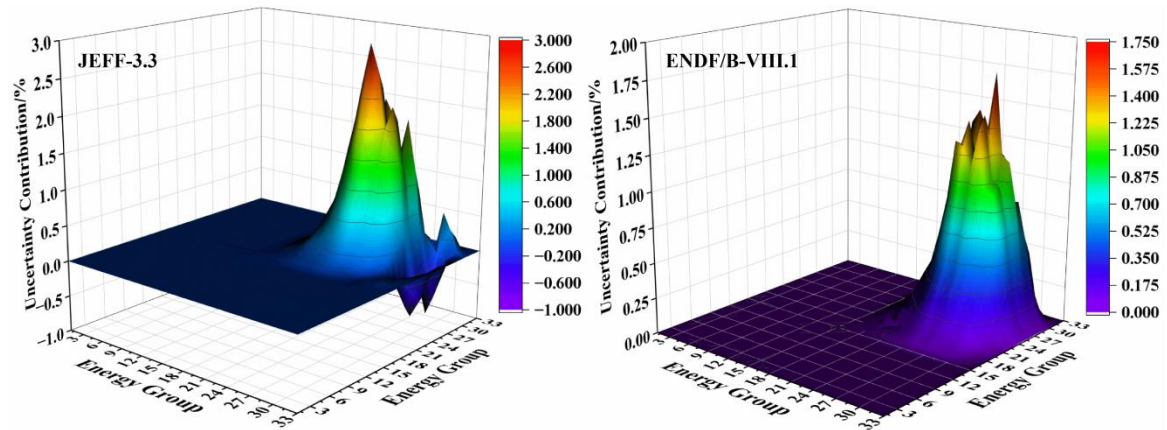


图 8 $^{235}\text{U}-\sigma_f$ 在不同能量区间对 k_{eff} 不确定度的贡献分布

Fig.8. Contributions of $^{235}\text{U}-\sigma_f$ to k_{eff} Uncertainty across Different Energy Ranges.

4.2 β_{eff} 敏感性与不确定性分析

基于 ENDF/B-VIII.1、JEFF-3.3、JENDL-5.0、TENDL-2023 核数据评价库，定量分析了核数据引起的 CEFR 堆芯 β_{eff} 计算不确定性，对于结果分别为 4.27%、0.87%、2.80%、4.22%。图 9 给出了不同核数据评价库下 β_{eff} 不确定性的主要来源以及各数据库贡献差异对比结果。由图 9 可知，CEFR 堆芯 β_{eff} 的不确定性主要来源于 ^{235}U 的缓发中子数 ($^{235}\text{U}-v_d$)、 ^{235}U 的瞬发中子数 ($^{235}\text{U}-v_p$) 以及 ^{238}U 的缓发中子数 ($^{238}\text{U}-v_d$)，这是因为 β_{eff} 对 $^{235}\text{U}-v_d$ 、 $^{235}\text{U}-v_p$ 以及 $^{238}\text{U}-v_d$ 等核数据具有较高的敏感性，如图 10 所示。进一步对比不同数据库的计算结果可以发现，同一核数据对 β_{eff} 不确定性贡献在各评价库之间存在差异。其中，ENDF/B-VIII.1 和 TENDL-2023 数据库中 $^{235}\text{U}-v_d$ 对 β_{eff} 不确定性的贡献最大。TENDL-2023 数据库中 ^{235}U 的核数据来源于 ENDF/B-VIII.0，因此其对 β_{eff} 不确定性的贡献与 ENDF/B-VIII.1 相似。ENDF/B-VIII.1 数据库中 $^{235}\text{U}-v_d$ 对 β_{eff} 不确定性的贡献大于 JENDL-5.0，这是由于 ENDF/B-VIII.1 数据库中 $^{235}\text{U}-v_d$ 协方差明显大于 JENDL-5.0（如图 11 所示），从而导致其对堆芯 β_{eff} 计算结果的不确定性贡献大。另一方面，

由于 JEFF-3.3 核数据库中未提供 ^{235}U - ν_d 协方差数据, 因此严重低估了 β_{eff} 相对不确定性。

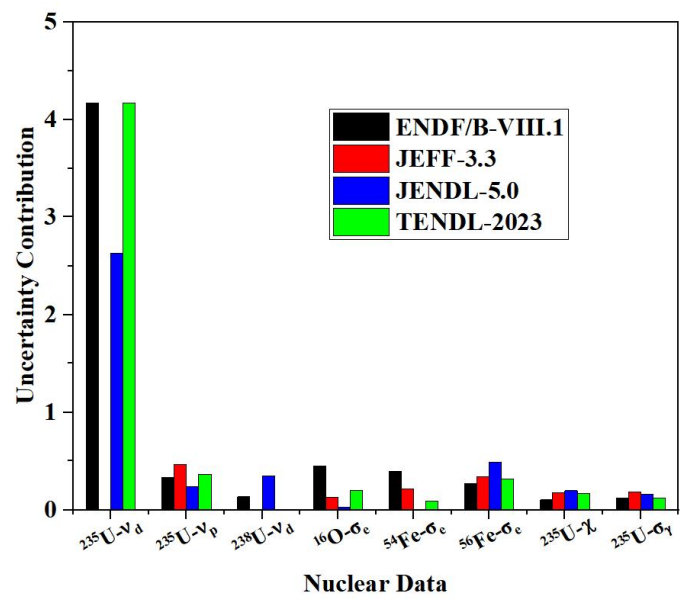


图 9 β_{eff} 不确定性主要来源
Fig.9. Main Sources of β_{eff} Uncertainty.

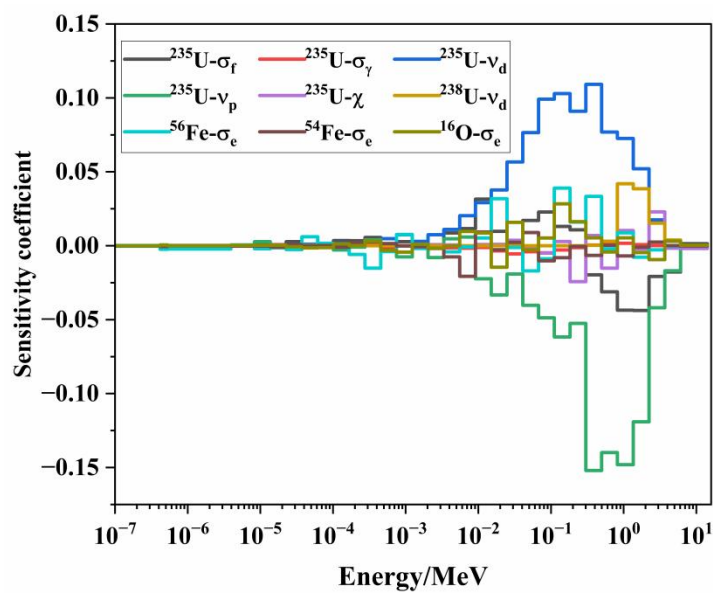


图 10 β_{eff} 对核数据的敏感性系数
Fig.10. Sensitivity Coefficients of β_{eff} with Respect to Nuclear Data.

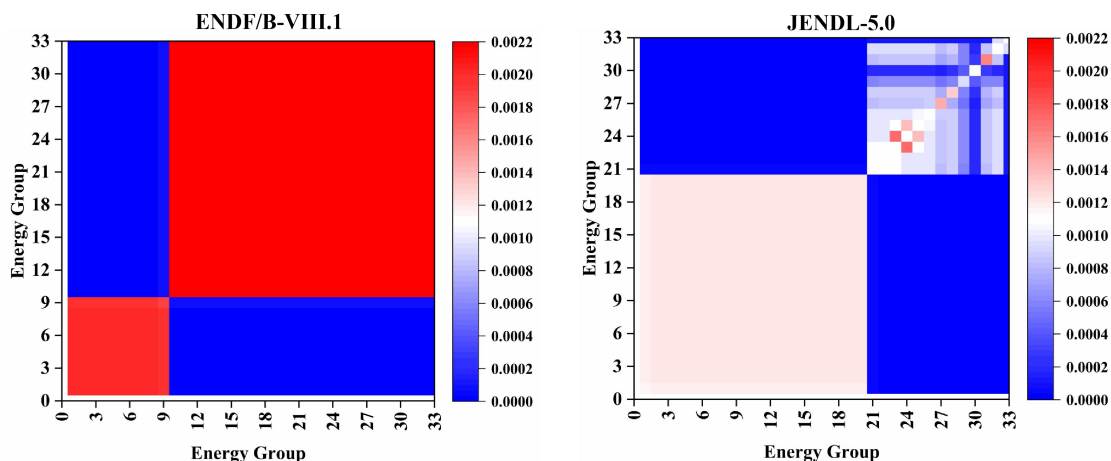


图 11 不同核数据评价库中 ^{235}U - ν_d 的 33 群协方差

Fig.11. 33-Group Covariance of ^{235}U - ν_d in Different Nuclear Data Evaluation Libraries.

图 12 展示了 ^{235}U - ν_d 在不同能量区间对 β_{eff} 不确定度的贡献分布。结果表明：采用 ENDF-VIII.1 核数据时， ^{235}U - ν_d 的不确定度贡献主要集中在 0.067MeV~2.231MeV，对应能群为 23~29 群；采用 JENDL-5.0 核数据时，其贡献主导能区为在 0.025MeV~1.353MeV 能区，对于对应能群为 21~28 群。这是因为在上述能量区间内， β_{eff} 对 ^{235}U - ν_d 的敏感性系数较大，同时该截面协方差也较大，导致在上述能量区间内不确定性贡献较大。因此，如果要进一步提高 β_{eff} 计算精度，需优先优化上述能群区间内 ^{235}U - ν_d 的测量与评价精度。

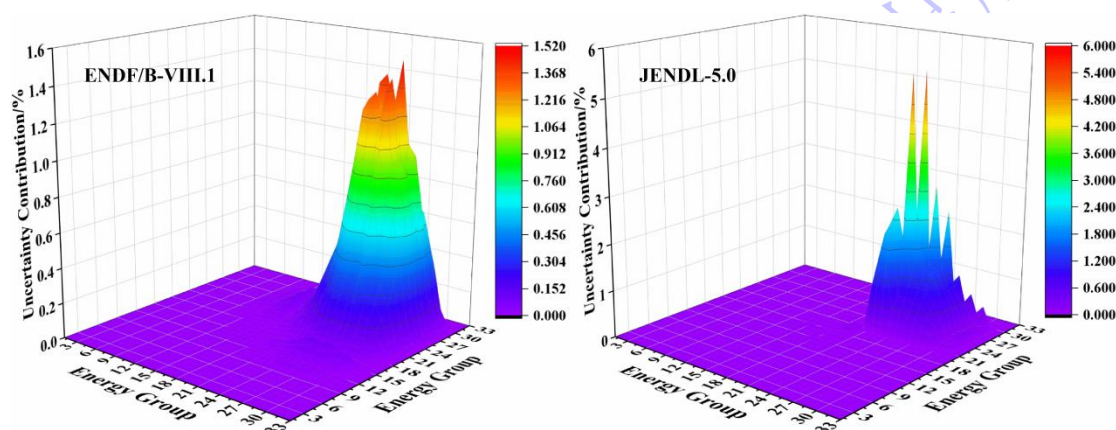


图 12 ^{235}U - ν_d 在不同能量区间对 β_{eff} 不确定度的贡献分布

Fig.12. Contributions of ^{235}U - ν_d to β_{eff} Uncertainty across Different Energy Ranges.

5、结论

基于 k_{eff} 敏感性计算框架，通过 k-ratio 公式推导了 β_{eff} 敏感性系数的计算，将不确定性分析方法从稳态参数 k_{eff} 拓展至动力学参数 β_{eff} ；同时基于一阶微扰理论开发了敏感性与不确定性分析 MCSU 程序，实现 k_{eff} 和 β_{eff} 不确定度的同步量化，有效弥补了 β_{eff} 系统性不确定性研究的不足，完善了中国实验快堆（CEFR）安全参数的不确定性认知。

基于 ENDF/B-VIII.1、JEFF-3.3、JENDL-5.0、TENDL-2023 四个新核数据评价库，采用自主开发的 MCSU 程序，在中国实验快堆上系统开展 k_{eff} 与 β_{eff} 的核数据不确定性传播量化与对比分析。计算表明，不同核数据评价库给出的 k_{eff} 相对不确定度为 0.62%~1.39%， β_{eff} 相对不确定度为 0.87%~4.27%，各核数据评价库协方差差异是导致结果不一致的根本原因。

为进一步识别不确定性来源，采用提出的能量相关的不确定性贡献因子法对 k_{eff} 和 β_{eff} 的不确定性来源进行分析。 k_{eff} 不确定性主要贡献来源 $^{235}\text{U}-\sigma_f$ 、 $^{235}\text{U}-\sigma_\gamma$ 及 $^{235}\text{U}-v$ ，且在中高能区间贡献最显著； β_{eff} 的不确定性主要由 $^{235}\text{U}-v_d$ 、 $^{235}\text{U}-v_p$ 及 $^{238}\text{U}-v_d$ 等核数据主导，其中 $^{235}\text{U}-v_d$ 在中高能区同样为关键贡献。同时发现，JEFF-3.3 因缺少 $^{235}\text{U}-v_d$ 相关协方差数据，显著低估有效缓发中子份额不确定度，说明协方差数据完整性直接决定计算可信度。

本文实现了各新核数据评价库下中国实验快堆关键参数不确定度的系统对比，明确了优先优化的核素、反应道与能量区间，结果可为快堆安全评价、核数据实验测量及评价改进提供定量参考。后续将发展全域蒙特卡洛抽样方法，考虑高阶微扰非线性效应开展核数据不确定度传递量化，进一步完善快堆核数据不确定性评估体系。

感谢中国原子能科学研究院核数据中心数据收集和分析方面提供的技术支持和协助。

6、参考文献

- [1] Zhou P D, Xue X G, Ye G A, Hu Y, Yang Y, Liu Y Z, Feng W, Chen Q D 2023 *China Nucl. Power.* **16** 468 (in Chinese) [周培德, 薛小刚, 叶国安, 胡赞, 杨勇, 刘一哲, 冯伟, 陈启董 2023 中国核电 **16** 468]
- [2] Khoshmaram M, Shirani A S, Sadeghi K, Sedghkardar A, Ghazaie S H, Sokolova E 2025 *Nucl. Eng. Des.* **435** 113868
- [3] Chen S L, Wang T X 2025 *Acta Phys. Sin.* **74** 062801 (in Chinese) [陈胜利, 王天翔 2025 物理学报 **74** 062801]
- [4] Chen X B, Zhang Q W, Luan G Y, Wu H Y, Luo H T, Ren J, He G Z, Jiang W, Fan R R, Ruan X C 2026 *Acta Phys. Sin.* **75** 20260252 (in Chinese) [陈玄博, 张奇玮, 栾广源, 吴鸿毅, 罗昊天, 任杰, 贺国珠, 蒋伟, 樊瑞睿, 阮锡超 2026 物理学报, **75** 20260252]
- [5] Yang C, Hu C F, Wen L L, Chen Z P, Yu T 2025 *Reliab. Eng. Syst. Saf.* **262** 111259
- [6] Aliberti G, Palmiotti G, Salvatores M, Kim T K, Taiwo T A, Anitescu M 2006 *Ann. Nucl. Energy.* **33** 700
- [7] Ryzhkov A A, Tikhomirov G V, Ternovikh M Y 2025 *Ann. Nucl. Energy.* **212** 110806
- [8] Hu Z H, Yin Y P, Ye T 2016 *Acta Phys. Sin.* **65** 212801 (in Chinese) [胡泽华, 尹延朋, 叶涛 2016 物理学报 **65** 212801]
- [9] Stauff N E, Kim T K, Taiwo T A, Buiron L, Gulliford J 2017 *International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development* Yekaterinburg, Russian Federation, June 26-29, 2017 p149
- [10] Archier P, Cyrille D S J, Noguere G, Litaize O, Leconte P, Bouret C 2014 *PHYSOR 2014* Kyoto, Japan, 28 September-3 October, 2014
- [11] Andrianova O N, Zherdev G M, Lomakov G B, Teplukhina Y S 2020 *Nucl. Energy Technol.* **6** 63
- [12] Aures A, Berner N, Jérémy B, Velkov K, Zwermann W 2021 *Ann. Nucl. Energy.* **167** 108857
- [13] Ma X, Huang Y, Qu W, Zhou F, Peng X, Kui H, Zhang B 2021 *Ann. Nucl. Energy.* **161** 108457
- [14] Sobes V, Holcomb A, Marshall B J, Greene T, Wieselquist W 2021 *Ann. Nucl. Energy.* **160** 108353
- [15] Hadouachi M, Boukhal H, Chakir E, Belhaj O, Laazouzi K, Yaakoubi H E, Abdelhamid N, Ghalbzouri T E 2024 *Ann. Nucl. Energy.* **196** 110232
- [16] Du X N, Qiao L, Li X Q, Zheng Y Q, Wang Y P, Wu H C, Huo X K 2023 *Ann. Nucl. Energy.* **212** 110037
- [17] Qiao Y X, Wu X F, Liu P, Wu H C, Zhang H Y, Wen L L, Chen Y, Xiao Y 2025 *Ann. Nucl. Energy.* **212** 111022
- [18] Zwermann W, Hill I 2022 *Ann. Nucl. Energy.* **178** 109354
- [19] Cabellos O 2014 *Nucl. Data Sheets.* **118** 456
- [20] Glinatsis G, Carta M, Gugiu D, Ikononopoulos A, Visan I 2022 *Ann. Nucl. Energy.* **168**

- [21] Nobre G P A, Capote R, Pigni M T, Trkov A, Mattoon C M, Neudecker D et al. 2026 *Nucl. Data Sheets*. **210** 1
- [22] Plompenl A J M, Cabellos O, De Saint Jean C, Fleming M, Algora A et al. 2020 *Eur. Phys. J. A* **56** 181
- [23] Iwamoto O, Iwamoto N, Kunieda S, Minato F, Nakayama S, Abe Y, Tsubakihara K, Okumura S, Ishizuka C, Yoshida T 2023 *J. Nucl. Sci. Technol.* **60** 1
- [24] Koning A, Rochman D, Sublet J C, Dzysiuk N, Fleming M, Vander Marck S 2019 *Nucl. Data Sheets*. **155** 1
- [25] Hu Z H, Ye T, Liu X G, Wang J 2017 *Acta Phys. Sin.* **66** 012801 (in Chinese) [胡泽华, 叶涛, 刘雄国, 王佳 2017 物理学报 **66** 012801]
- [26] Zwermann W, Berner N, Aures A 2024 *Ann. Nucl. Energy*. **153** 108068
- [27] Panizo S, Alfonso C, Jiménez-Carrascosa A, García-Herranz N, Bécares V, Romojaro P, Álvarez-Velarde F, Cabellos O, Cuesta-Matesanz A, Fiorito L, Stankovskiy A, Van den Eynde G 2024 *Prog. Nucl. Energy*. **172** 105207
- [28] Los Alamos National Laboratory, <https://github.com/njoy/NJOY2016>
- [29] Fiorito L, Žerovnik G, Stankovskiy A, Van den Eynde G, Labeau P.E 2017 *Ann. Nucl. Energy*. **101** 359
- [30] Guo H, Wu Y W, Jin X, Feng K Y, Huo X K, Gu, H Y 2022 *Prog. Nucl. Energy*. **154** 104484
- [31] Tran T Q, Choe J, Du X N, Lee H, Lee D 2020 *Ann. Nucl. Energy*. **148** 107710
- [32] Zhang C, Huo X K, Hu Y, Xu L 2024 *Sci. Technol. Innov.* **14** 223 (in Chinese) [张崇, 霍兴凯, 胡赞, 徐李 2024 科学技术创新 **14** 223]

非最终出版稿

录用稿件，

Quantification of Nuclear Data Uncertainty Propagation in CEFR Using New Mainstream Evaluation Libraries*

YANG Chao^{1) 2)†} LI Lei^{1) 2)} ZHANG Rui^{1) 2)} XIAO Xiao-Yu^{1) 2)} YU Xing-Hao^{1) 2)}
WEN Li-Li³⁾ YU Tao^{1) 2)†} CHEN Zhen-Ping^{1) 2)}

- 1) (*School of Nuclear Science and Technology, University of South China, Hengyang 421001, China*)
- 2) (*Key Laboratory of Advanced Nuclear Energy Design and Safety, Ministry of Education, Hengyang 421001, China*)
- 3) (*China Institute of Atomic Energy, Nuclear Data Center, Beijing 102413, China*)

Abstract

Nuclear data uncertainty is a major source of computational errors for key safety parameters in fast reactors. However, existing studies are largely confined to single or outdated evaluated nuclear data libraries, and most have focused on the steady-state eigenvalue k_{eff} , while systematic quantification of uncertainties in the kinetic parameter β_{eff} remains insufficient, and comparative analyses across different libraries are notably lacking. In this paper, a comprehensive uncertainty propagation study is performed for the China Experimental Fast Reactor (CEFR) based on the four latest-generation internationally mainstream nuclear data evaluation libraries: ENDF/B-VIII.1, JEFF-3.3, JENDL-5.0, and TENDL-2023. This work systematically reveals the distinct characteristics of fast reactor parameter uncertainties predicted by these state-of-the-art libraries and fills the research gap in this field. Methodologically, sensitivity coefficients for β_{eff} are derived using the k -ratio theory, thereby extending traditional first-order perturbation sensitivity/uncertainty (S/U) analysis framework from k_{eff} to β_{eff} . Concurrently, an energy-dependent uncertainty contribution factor method is proposed, which enables refined identification of the energy ranges, nuclides, and reaction reaction types that contribute most to the total uncertainty. All

* Project supported by the National Natural Science Foundation of China (Grant No. 12105136), and the Joint Fund of the National Natural Science Foundation of China (Grant No. U2267207).

† Corresponding author. E-mail: yangc066@163.com

† Corresponding author. E-mail: yutao29@sina.com

calculations are performed with our in-house code MCSU, which combines multi-group covariance matrices processed by NJOY2016 with adjoint-weighted sensitivities obtained from Monte Carlo transport calculations.

The results show that the four libraries yield relative uncertainties in k_{eff} ranging from 0.62% to 1.39%, with major contributions from the fission cross section, the capture cross section, and the prompt fission neutron yield of ^{235}U . The relative uncertainties in β_{eff} range from 0.87% to 4.27%, predominantly governed by the delayed fission neutron yield of ^{235}U , the prompt fission neutron yield of ^{235}U and the delayed neutron yield of ^{238}U . Notably, JEFF-3.3 severely underestimates the uncertainty in β_{eff} due to the absence of covariance data for the delayed fission neutron yield of ^{235}U , highlighting the critical role of complete covariance information. Energy-dependent uncertainty contribution analysis further reveals that the intermediate- and high-energy region contributes the most to the uncertainties in both k_{eff} and β_{eff} , with fission cross section and delayed neutron yield of ^{235}U dominating in this energy range. Significant differences in uncertainty predictions among libraries arise primarily from variations in covariance data, especially those of the ^{235}U fission cross section and delayed neutron yield. This study systematically quantifies the k_{eff} and β_{eff} uncertainties for the CEFR based on multiple state-of-the-art nuclear data libraries, identifies priority directions for nuclear data improvement, and provides quantitative guidance for fast reactor safety assessment and future evaluated library development.

Keywords: Nuclear data; Sensitivity analysis; Uncertainty quantification; Fast reactor

非最终出版稿
录用稿件，