

小型棱柱式高温气冷堆 k_{eff} 不确定度分析

袁媛, 刘国明, 张鹏*, 张成龙, 于淼, 易璇

(中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: 在新型反应堆设计中, 堆芯重要参数的不确定度分析对设计的可靠性和安全性至关重要。基于小型棱柱式高温气冷堆堆芯设计方案, 采用了随机抽样法、敏感性分析法、多项式混沌展开法, 分析核数据的不确定度和模型参数的制造公差对 k_{eff} 不确定度的影响。分析结果显示, 核数据引入的 k_{eff} 不确定度约为 511 pcm, 除常规的 ^{235}U 和 ^{238}U 核素截面外, 石墨和 ^{28}Si 核素的截面对 k_{eff} 不确定度贡献高达 311 pcm。模型参数方面, 控制芯块铀装量是工艺参数控制要求的关键, 将其他工艺参数与铀装量参数解耦后, 25 个模型参数引入的 k_{eff} 不确定度从约 1 950 pcm 下降到约 420 pcm。计算方法方面, 敏感性分析法、多项式混沌展开法较随机抽样法的计算效率更高, 通过多参数联合分析可同时得到所有输入参数的总不确定度和单独不确定度, PCE 方法产生代理模型还可用于不同模型参数下的 k_{eff} 预测。

关键词: 核数据; 制造公差; 随机抽样; 敏感性分析; 多项式混沌展开

中图分类号: TL32 文献标志码: A 文章编号: 1000-6931(2024)10-2153-09

doi: 10.7538/yzk.2023.youxian.0875

k_{eff} Uncertainty Analysis of Small Prismatic HTGR

YUAN Yuan, LIU Guoming, ZHANG Peng*, ZHANG Chenglong, YU Miao, YI Xuan

(China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840, China)

Abstract: Uncertainties on results of reactor physics calculations basically originate from uncertainties of solvers, modeling parameters and nuclear data. The uncertainty quantification (UQ) of import core parameters is critical for the safety and reliability of the innovative nuclear reactor designs. In this paper, the UQ of the k_{eff} due to the neutron cross section data and the manufacturing tolerance of modeling parameters for a small prismatic high temperature gas-cooled reactor (HTGR) was reported. The stochastic sampling (SS) method, the sensitivity analysis (SA) method and the polynomial chaos expansion (PCE) method have been adopted during the UQ process. Firstly, the sensitivity analysis of k_{eff} to nuclear data was performed and uncertainties were calculated with sensitivity coefficients and covariance matrix of cross sections. The numerical results show that the k_{eff} uncertainty due to the neutron cross section data is about 511 pcm, among which 311 pcm are introduced by the neutron cross sections of the graphite and ^{28}Si , the considerable fraction of contribution compared to the conventional ^{235}U and ^{238}U . In addition, the SS method and PCE method were used to assess k_{eff} uncertainties owing to 25 modeling parameters, including important geometry dimensions and material compositions. A large number of input parameters were sampled and physical calculations were repeatedly conducted for

each set of sampled parameters. In the PCE analysis, Legendre basis was used to construct polynomials on the assumption that all modeling parameters followed a uniform distribution and the linear regression method was adopted to solve for the coefficients. The analysis results indicate that the control of the uranium loading is the most critical manufacturing requirement. Although the uncertainties of the sizes of TRISO particles are large due to the manufacturing capacity, as long as the total loading of uranium is chosen as an individual control parameter and decoupled from other modeling parameters, k_{eff} uncertainty introduced by 25 modeling parameters can be reduced from about 1 950 pcm to about 420 pcm, among which the thickness of carbon layers of TRISO particles, the total loading and the enrichment of uranium have the most significant contributions. As far as the UQ analysis methods are concerned, the PCE and the SA methods show better efficiency than the SS method, and they can produce the total uncertainty and the individual uncertainty due to each parameter simultaneously. In addition, the PCE method gives a surrogate model at the same time to predict the k_{eff} for different modeling parameters without resolving to the time-consuming design calculations.

Key words: nuclear data; manufacturing tolerance; stochastic sampling; sensitivity analysis; polynomial chaos expansion

反应堆物理计算参数的不确定度主要来源于三方面:计算方法、核数据和计算模型。计算方法的不确定度指计算程序所采用数值近似引入的不确定度,如蒙特卡罗方法的统计不确定度、确定论方法的多群截面近似和网格划分等,其影响随着计算方法和计算能力的飞速发展而逐渐降低,本文暂不考虑。核数据的不确定度指计算采用的各类核素反应的核截面,通常采用随机抽样法^[1]或基于一阶微扰理论的敏感性分析方法^[2-3]进行不确定度量化。计算模型的不确定度通常指计算模型参数的制造公差,受限于工艺水平,如几何尺寸、材料组成等,通常采用随机抽样法^[4]进行不确定度量化。

新型反应堆设计通常采用了新型材料和新的加工工艺,同时缺少实验数据对设计方案进行验证与确认,因此,有必要重新评估新材料核素的核数据和工艺参数的不确定度对堆芯物理参数的影响,确保反应堆设计的安全性考虑和控制手段充足。本文基于小型棱柱式高温气冷堆堆芯设计方案,针对核数据的不确定度和计算模型的不确定度,开展 k_{eff} 不确定度分析,确定需要重点关注的核素截面类型和对工艺参数的控制要求。

1 不确定度计算方法

1.1 随机抽样法

随机抽样法是根据输入参数的概率分布进行

抽样产生大量样本,重复执行模拟计算,得到对应样本下响应量,然后对所有的响应量进行统计分析得到不确定度。该方法原理简单,容易实现,但计算量大。本文采用拉丁超立方方法(Latin hypercube sampling, LHS)进行随机抽样,该方法较简单随机抽样方法的抽样效率更高。

对于多参数的不确定度评估,通常采用最佳估算理论的非参数抽样统计法^[5],通过同时抽样多个参数,得到满足在 γ 置信度下有 α 概率的计算结果处于容忍区间内。所需的最少抽样数 N ,由 Wilks 公式计算,单侧容忍区间:

$$1 - \alpha^N \geq \gamma \quad (1)$$

双侧容忍区间:

$$(1 - \alpha^N) - N(1 - \alpha)\alpha^{N-1} \geq \gamma \quad (2)$$

对于单侧容忍区间,至少抽样 59 次得到的最大值在 95% 概率水平以上的置信度为 95%,即 95/95 准则。由式(2)可看出最小抽样次数仅与结果的容忍区间的概率和置信水平相关,与输入参数个数无关。该方法适用于多输入参数的复杂模型,使用较少的抽样样本即可得到满足一定概率和置信水平的输出结果的限值,但很难得到准确的输出结果的概率分布。

1.2 敏感性分析法

敏感性分析方法的原理是先计算得到响应量对输入参数的敏感性系数,然后利用敏感性系数和输入参数的协方差数据,通过“三明治”公式

计算得到不确定度。

响应量 R 对输入参数 x 敏感性系数(或灵敏度)的定义和“三明治”公式为:

$$S_{R,x} = \frac{\partial R/R}{\partial x/x} \quad (3)$$

$$U^2 = \mathbf{S} \cdot \text{COV} \cdot \mathbf{S}^T \quad (4)$$

在反应堆物理不确定度量化中,常采用基于一阶微扰理论的敏感性分析方法计算 k_{eff} 对核数据的灵敏度,并结合核数据的协方差矩阵,进而得到 k_{eff} 的不确定度^[6-7]。该方法的计算效率较随机抽样法的更高,通过一次计算即可得到多个输入参数引入的不确定度。但该方法要求响应量与输入参数间具有明确的数学关系,使用范围具有一定局限性。

1.3 多项式混沌展开法

多项式混沌展开法 (polynomial chaos expansion, PCE) 的原理是将响应量 R 表示成一个关于输入参数的正交基函数展开形式的代理模型,如式(5)所示。输入参数的不同概率分布类型对应不同的最佳正交基函数,如正态分布变量对应 Hermite 基函数,均匀分布变量对应勒让德基函数,指数分布变量对应 Laguerre 基函数^[8-9]。

$$R = \sum_{j=0}^{\infty} \alpha_j \Psi_j(\xi) \quad (5)$$

在实际应用中,需对展开阶数进行截断,用有限阶数进行函数展开。通常采用指定总阶数进行截断,即每个多维基函数中各项变量的展开阶数之和不大于指定阶数,基函数的总个数 N_t 如式(6)所示。

$$N_t = \frac{(n+p)!}{n!p!} \quad (6)$$

例如,二维变量的二阶展开共包含以下 6 个基函数:

$$\begin{aligned} \Psi_0 &= \psi_0(\xi_1)\psi_0(\xi_2), \quad \Psi_1 = \psi_1(\xi_1)\psi_0(\xi_2), \\ \Psi_2 &= \psi_0(\xi_1)\psi_1(\xi_2), \quad \Psi_3 = \psi_2(\xi_1)\psi_0(\xi_2), \\ \Psi_4 &= \psi_1(\xi_1)\psi_1(\xi_2), \quad \Psi_5 = \psi_0(\xi_1)\psi_2(\xi_2) \end{aligned} \quad (7)$$

展开系数求解方法包括线性回归法和投影法。投影法是通过内积将响应量向基函数进行投影,利用基函数的正交性求解每个系数。线性回归法通过最小二乘法求出一套最符合响应量的 PCE 系数,可直接利用随机抽样法产生的输入样本和计算得到的输出响应量进行系数求解。

一旦展开系数确定,可用来计算任意统计相关的量,如平均值、方差等。例如对于均匀分布的输入参数,响应量的均值 μ 和方差 D 的计算公式为:

$$\mu = \int R(\xi)p(\xi)d\xi = \alpha_0 \quad (8)$$

$$D = \int (R(\xi)-\mu)^2 p(\xi)d\xi = \frac{1}{2} \sum_{j=1}^p \alpha_j^2 \langle \Psi_j, \Psi_j \rangle \quad (9)$$

另外,PCE 展开系数还提供了响应量对输入参数的广义敏感信息,可直接用于解析求解 Sobol 灵敏度指标,帮助用户评估对响应量不确定度贡献最大的输入参数^[10-11]。基于 PCE 方法的 Sobol 一阶灵敏度指标定义如式(10)所示,表征了参数单独变化对响应量的影响程度。

$$S_i = \frac{D_i}{D} = \frac{\sum_{j \in A} \alpha_j^2 \langle \Psi_j, \Psi_j \rangle}{\sum_{j=1}^p \alpha_j^2 \langle \Psi_j, \Psi_j \rangle} \quad (10)$$

式中, D_i 为第 i 个变量的偏方差,在其计算所采用的多维基函数系数 A 集合,除该变量对应基函数的阶数不为 0 外,其他变量的基函数阶数均为 0,即该多维基函数仅含第 i 个变量。

为了评估 PCE 代理模型的精度,本文采用均方根误差 RMSE 表征 PCE 模型预测值 R_i^{PCE} 与模拟值 R_i 之间的误差,其定义如下:

$$\text{RMSE} = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^m (R_i - R_i^{\text{PCE}})^2}{m}} \quad (11)$$

在使用 PCE 代理模型计算响应量时,输入参数需在原输入参数分布范围内,且需进行参数变换,将输入参数映射到相应的标准分布区间内,例如本文假设输入参数服从均匀分布,需将输入参数映射到 $[-1,1]$ 区间内。

2 计算模型及程序

2.1 堆芯模型参数不确定度

本文基于一种小型棱柱式高温气冷堆设计^[12],对模型参数的制造公差和核数据引入的 k_{eff} 不确定度开展计算分析。该堆芯设计采用包覆颗粒弥散燃料、石墨慢化和氦气冷却。圆柱形弥散燃料芯块采用碳化硅基体,裂变产物包容性更好,燃料通道和冷却剂通道在六边形石墨组件中规则排列。其中分析的模型参数共 25 种,如表 1 所列,

表 1 用于抽样的模型参数
Table 1 Modeling parameter for sampling

序号	参数	序号	参数	序号	参数
1	高燃料富集度(%)	10	外致密炭层厚度(cm)	19	可燃毒物棒直径(cm)
2	填充率(%)	11	外致密炭层厚度(cm)	20	可燃毒物棒长度(cm)
3	燃料密度(g/cm ³)	12	燃料芯块直径(cm)	21	可燃毒物棒密度(g/cm ³)
4	活性区石墨密度(g/cm ³)	13	芯块高度(cm)	22	Gd ₂ O ₃ 质量百分比(%)
5	反射层石墨密度(g/cm ³)	14	无燃料区厚度(cm)	23	组件对边距(cm)
6	燃料核芯直径(cm)	15	侧反射层外半径(cm)	24	组件轴向长度(cm)
7	缓冲层厚度(cm)	16	侧反射层外半径(cm)	25	孔道中心距离燃料组件距离(cm)
8	内致密炭层厚度(cm)	17	燃料棒孔道的直径(cm)		
9	碳化硅层厚度(cm)	18	冷却剂洞直径(cm)		

并假设所有参数在其制造公差范围内满足均匀分布。

2.2 计算程序

本文采用 RMC 进行核数据的敏感性分析与不确定度量化和多次抽样样本的 k_{eff} 计算。RMC 是清华大学反应堆工程计算分析实验室开发的自主堆用蒙特卡罗程序^[13], 具备三维运输、燃耗、弥散燃料随机几何建模^[14]、敏感性分析与不确定度量化^[15]等反应堆物理计算功能。

本文利用 RMC 开展了以下 3 类计算。

1) 核数据灵敏度系数及不确定度计算: 开展一次 RMC 计算, 得到 k_{eff} 对核截面的灵敏度系数和引入的 k_{eff} 不确定度。

2) 单参数抽样计算: 针对每个模型参数的 59 次抽样样本, 共开展 25×59 次 RMC 计算, 统计所有 k_{eff} 计算结果的标准偏差。

3) 多参数联合抽样计算: 针对 25 个模型参数同时抽样产生 500 套参数样本, 并开展 500 次 RMC 计算, 统计所有 k_{eff} 计算结果的标准偏差。

RMC 计算采用的名义堆芯状态为假设的满功率运行条件下的零燃耗堆芯状态, 同时设置控制棒全提, 燃料温度为 1 100 K, 其他材料温度为 1 000 K。RMC 计算采用的不同温度点的截面库, 由 ENDF/B-VII.1 评价数据库加工制成。

3 不确定度分析结果讨论

3.1 核数据引起的不确定度分析

首先, 利用 RMC 计算得到 k_{eff} 对不同核素反应的敏感性系数。按照能量积分敏感性系数的绝对值进行降序排序, 图 1 示出了排名前 7 的核素

反应的 44 群敏感性系数。 k_{eff} 对 ²³⁵U 的总平均裂变中子数最敏感, 其次是石墨的弹性反应截面、²³⁵U 的裂变反应截面和辐射俘获反应截面、石墨的非弹反应截面、²³⁸U 和 ²⁸Si 的辐射俘获反应截面。这些反应截面是影响中子裂变、慢化、吸收的关键参数, 其中, k_{eff} 与 ²³⁵U 的总平均裂变中子数和裂变反应截面、石墨的弹性反应截面和非弹反应截面呈正相关, 与 ²³⁵U、²³⁸U 和 ²⁸Si 的辐射俘获反应截面呈负相关。

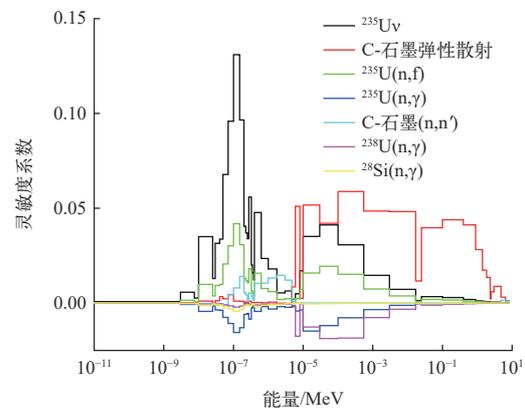


图 1 重要核素反应的敏感性系数
Fig. 1 Sensitivity coefficients for import nuclide-reactions

然后, 基于上述敏感性系数及协方差库计算得到的所有核素反应截面引入的 k_{eff} 总不确定度为 0.510 96%Δk/k, 即 511 pcm。分析不同核素不同反应截面对 k_{eff} 不确定度的贡献, 表 2 列出了贡献最大的前 10 种核素反应。除常见的 ²³⁵U、²³⁸U 核素反应外, 由于本堆芯设计采用石墨慢化和基于碳化硅基体的弥散燃料, 因此石墨和 ²⁸Si 核素的相关反应截面的贡献也较大, 其合成不确定度高

达 311 pcm。前 10 种反应截面对 k_{eff} 不确定度的贡献之和超过 99%，其准确性对堆芯反应性的计算结果至关重要。 ^{235}U 和 ^{238}U 核素相关的临界实验数据较多，评价较为充分；而石墨和 ^{28}Si 核素相关的临界实验数据较少。因此，未来尤其需要关注石墨反应堆和含碳化硅基体的反应堆的物理实验数据，关注各国发布的核数据评价库在 C、Si 相关核素方面的评价进展及验证情况。

表 2 k_{eff} 不确定度贡献前 10 的核素反应

Table 2 10 nuclide-reactions of maximum contributions to k_{eff} uncertainty

序号	核素-反应	核素-反应	k_{eff} 不确定度/% $\Delta k/k$
1	$^{235}\text{U}_v$	$^{235}\text{U}_v$	0.281
2	C-石墨弹性散射	C-石墨弹性散射	0.269
3	$^{235}\text{U}(n,\gamma)$	$^{235}\text{U}(n,\gamma)$	0.198
4	$^{28}\text{Si}(n,\gamma)$	$^{28}\text{Si}(n,\gamma)$	0.135
5	$^{238}\text{U}(n,\gamma)$	$^{238}\text{U}(n,\gamma)$	0.130
6	$^{235}\text{U}(n,f)$	$^{235}\text{U}(n,\gamma)$	0.121
7	$^{235}\text{U}(n,f)$	$^{235}\text{U}(n,f)$	0.104
8	C-石墨非弹性散射	C-石墨非弹性散射	0.085
9	C-石墨非弹性散射	C-石墨弹性散射	-0.067
0	C-石墨 (n, γ)	C-石墨 (n, γ)	0.056

3.2 工艺参数引起的不确定度分析

1) 铀装量相关工艺参数的影响分析

在 TRISO 颗粒核芯及包覆层尺寸相关的单参数抽样中，假设堆芯内所有 TRISO 颗粒的尺寸是同步变化的。因此，当填充率作为输入或控制参数时，颗粒尺寸的变化会导致燃料核芯占燃料颗粒的体积比的变化，进而导致芯块内燃料总体积和铀装量的变化。鉴于 TRISO 颗粒各层尺寸参数的相对不确定度远大于其他输入参数的，堆芯铀装量也会产生较大波动，最大相对偏差可达 22.4% (表 3)；TRISO 颗粒尺寸不确定度引入的 k_{eff} 不确定度也较大 (表 4)，最终 k_{eff} 合成不确定度高达约 1 950 pcm。

为了排除 TRISO 尺寸制造公差对铀装量的巨大影响，将输入控制参数从填充率替换为芯块铀装量。当 TRISO 尺寸变化时，TRISO 颗粒的个数和填充率会相应变化，但保持芯块铀装量不变。将铀装量与 TRISO 尺寸参数解耦后，TRISO 尺寸参数的制造公差所引起的 k_{eff} 不确定度大幅降低，计算结果列于表 4。因此，单个芯块的铀装量是

表 3 TRISO 颗粒几何参数变化结果

Table 3 Result for variation of TRISO geometry parameter

TRISO 尺寸参数		核芯占颗粒 体积比/%	燃料占芯块 体积比/%	铀装量 相对偏差/%
所有尺寸	名义值	16.1	6.4	
燃料核芯	下限值	13.8	5.5	
	上限值	18.2	7.3	13.6
缓冲层	下限值	19.7	7.9	22.4
	上限值	13.3	5.3	-17.3
内致密 碳层	下限值	18.3	7.3	14.3
	上限值	14.1	5.7	-12.0
碳化硅层	下限值	17.1	6.9	6.8
	上限值	15.0	6.0	-6.2
外致密 碳层	下限值	18.3	7.3	14.3
	上限值	14.1	5.7	-12.0

表 4 单参数分析结果

Table 4 Single parameter analysis result

TRISO 尺寸 参数	固定填充率下引入 k_{eff} 不确定度	固定铀装量下引入 k_{eff} 不确定度
燃料核芯直径	0.007 69	0.001 01
缓冲层厚度	0.014 86	0.002 46
内致密碳层厚度	0.006 32	0.001 43
碳化硅层厚度	0.003 48	0.000 29
外密碳层厚度	0.006 11	0.001 61

关键的工艺控制参数。另外，TRISO 颗粒碳化硅包覆层厚度的制造公差引入的不确定度相对最小，主要是因为参数解耦后，包覆层厚度的变化主要会导致填充率和碳化硅基质体积的较大变化，碳包覆层与碳化硅基质材料成分相差较大，影响也较大；碳化硅包覆层与碳化硅基质材料成分类似，影响很小。

2) TRISO 建模方式的影响分析

分析 25 个模型参数的单参数抽样计算结果，对于大多数参数， k_{eff} 随参数呈近似线性变化，只有燃料核芯直径参数所对应的 k_{eff} 变化呈明显波动趋势。经分析发现，一方面燃料核芯直径参数的不确定度相对较大，另一方面，在规则排布的建模方式，燃料核芯直径参数会影响最小重复网格的边长，进而决定了燃料区边界上规则网格的截断情况，而其他包覆层参数虽然不确定度也较大，但不影响重复网格边长，所以 k_{eff} 没有明显的波动趋势。

为了规避网格截断引入的额外不确定度,采用颗粒随机分布建模方式重新计算,保证颗粒不存在截断,计算结果如图2所示。在随机分布建

模下, k_{eff} 的明显波动趋势消失,同时 k_{eff} 变化范围也大幅减小, k_{eff} 不确定度(统计标准偏差)从101 pcm 下降到33 pcm。

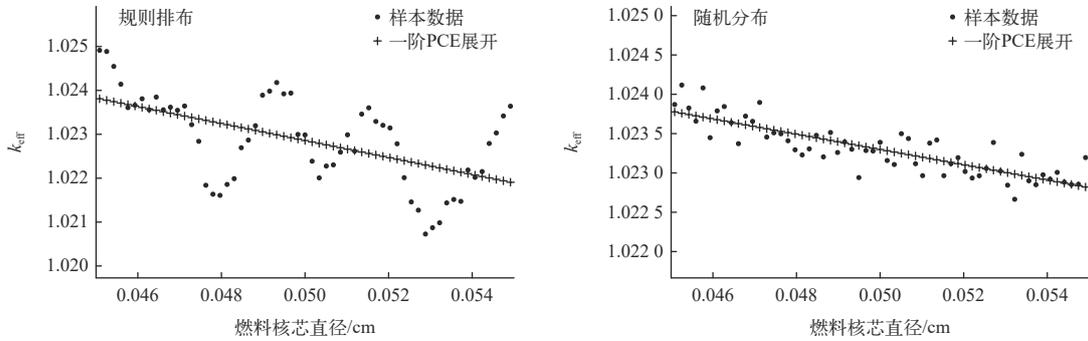


图2 规则排布与随机分布的计算结果

Fig. 2 Results of regular distribution and random distribution modeling

3) 单参数不确定度分析

在单参数分析中,针对25个模型参数的抽样计算结果分别开展了统计分析和PCE分析。其中不确定度最大的两个参数缓冲层厚度(Buffer)和芯块铀装量(WeightU)的59个样本结果如图3所示。

示。由图3可看出,在制造公差范围内响应量 k_{eff} 与输入参数基本呈线性关系。不同展开阶数的PCE分析结果对比列于表5,采用一阶展开的分析结果与高阶展开的结果差异很小,高阶展开的改善效果几乎可忽略。

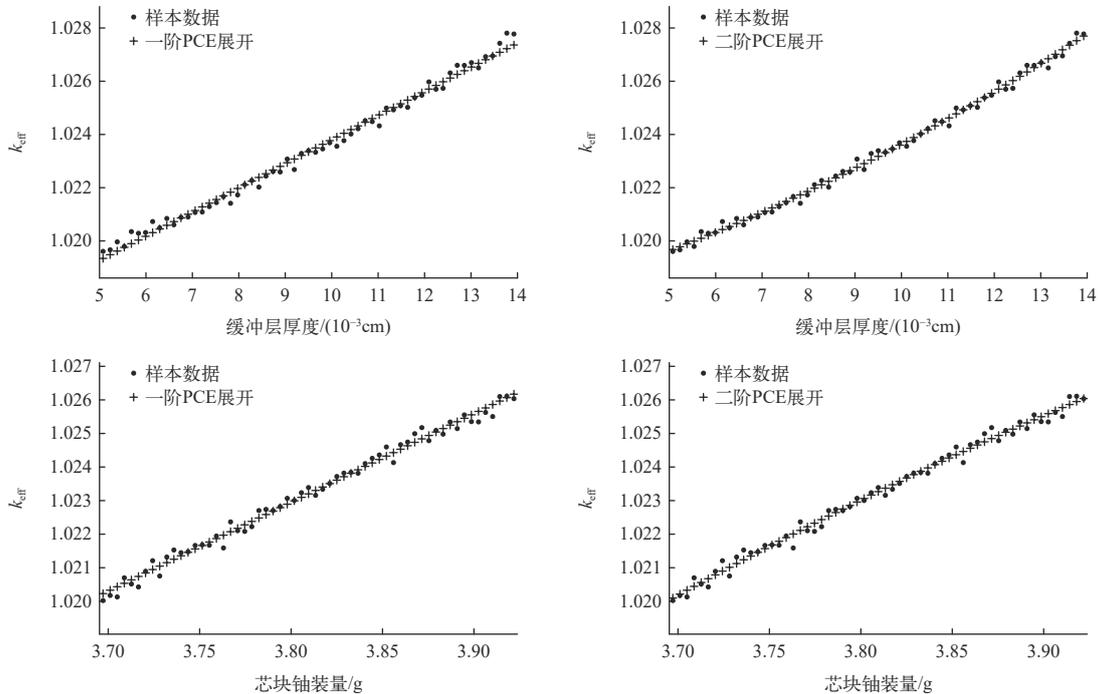


图3 典型参数的PCE分析结果

Fig. 3 PCE analysis result for typical parameter

取不同数目的样本开展统计分析和PCE分析,比较两种方法计算结果的收敛性,如图4所示。与随机抽样方法的直接统计分析相比,

PCE方法计算得到的均值和标准偏差明显收敛性更好,计算效率更高。

25个模型参数的分析结果对比如图5a所示,

表 5 PCE 不同展开阶数计算结果
Table 5 Results for different expansion orders

展开阶数	缓冲层厚度(Buffer)参数 PCE 分析结果			芯块铀装量(WeightU)参数 PCE 分析结果		
	k_{eff} 均值	k_{eff} 标准差	RMSE	k_{eff} 均值	k_{eff} 标准差	RMSE
1	1.023 353	0.002 355	0.000 229	1.023 200	0.001 745	0.000 183
2	1.023 353	0.002 360	0.000 166	1.023 200	0.001 746	0.000 172
3	1.023 353	0.002 360	0.000 166	1.023 200	0.001 746	0.000 172
4	1.023 353	0.002 360	0.000 165	1.023 199	0.001 746	0.000 171
5	1.023 353	0.002 361	0.000 162	1.023 199	0.001 746	0.000 167

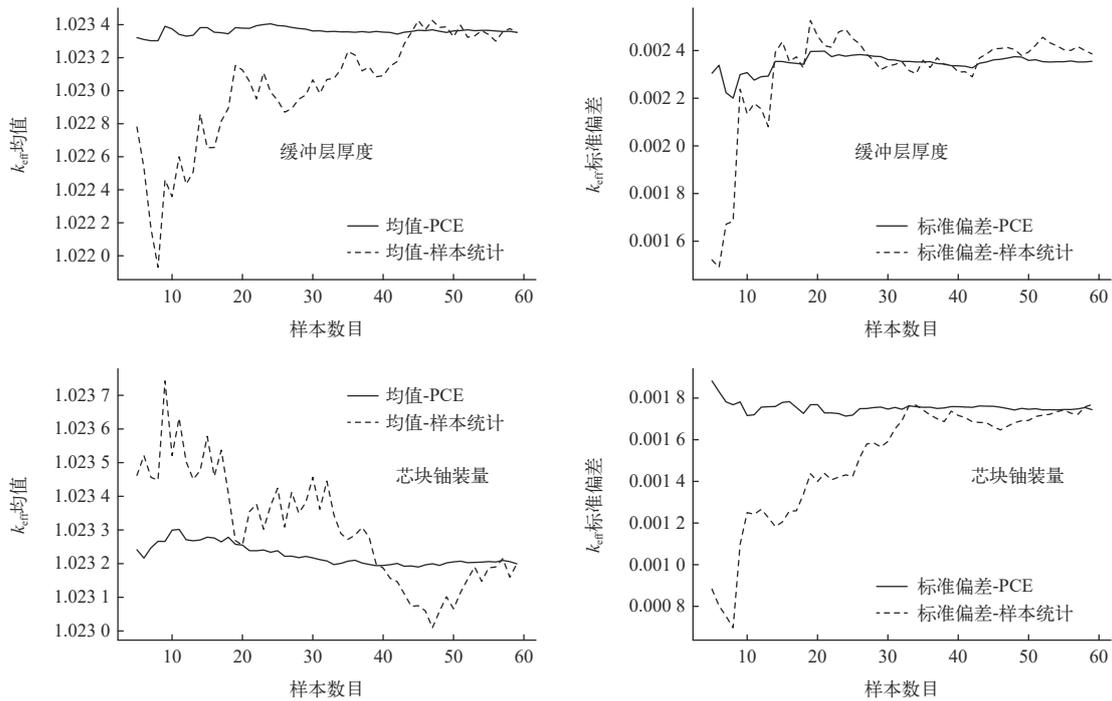


图 4 不同样本数目下计算得到的均值和标准偏差

Fig. 4 Mean and standard deviation for different sample numbers

随机抽样方法与 PCE 方法得到的计算结果基本一致。对于 k_{eff} 不确定度较低的参数, 随机抽样法统计得到的不确定度较 PCE 方法得到的不确定度偏高。这是因为 RMC 计算得到的 k_{eff} 本身存在一定的随机偏差, 约为 0.000 17。PCE 方法在函数拟合过程中消除了随机噪声的部分影响, 而统计方法

得到不确定度包含了响应量对输入参数的真实不确定度和计算方法的不确定度两部分的贡献。一阶、二阶 PCE 分析结果对比如图 5b、c 所示, 两者的不确定度分析结果基本一致, PCE 代理模型的预测精度大部分一致, 只在少数几个参数上二阶展开的 RMSE 略小于一阶展开。

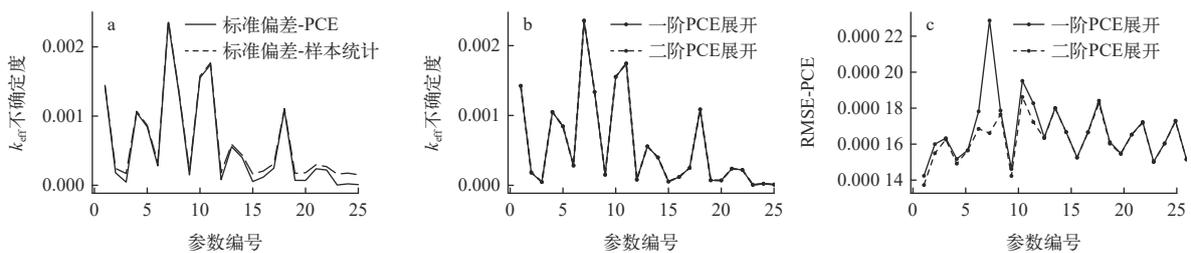


图 5 25 个参数的单参数分析结果

Fig. 5 Single parameter analysis results for 25 parameters

4) 多参数联合不确定度分析

在多参数分析中,随机抽样法与PCE方法(一阶展开)计算结果列于表6,两者分析结果基本一致,偏差小于20 pcm。同时,比较不同样本数目下计算结果,如图6所示。由图6可看出,PCE方法给出的方差收敛性更好,精度更高,PCE模型的RMSE约为50 pcm。

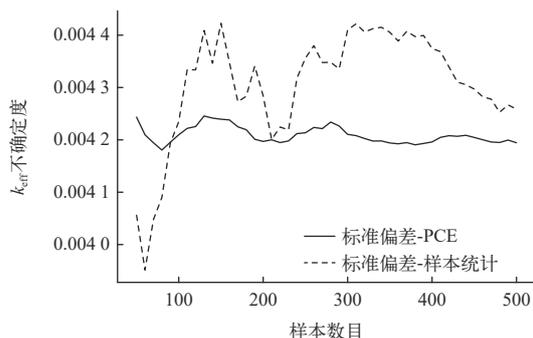


图6 不同样本数目下PCE分析结果

Fig. 6 PCE analysis results for different sample numbers

进一步,基于PCE方法进行Sobolj敏感性分析,25个参数的一阶灵敏度系数如图7所示。多参数分析的PCE方法可给出每个参数的不确定度贡献,将此与单参数分析结果进行对比,如图8所示。由图8可看出,多参数联合分析得到的每个参数所引入的不确定度与单参数分析基本一致,最大偏差小于15 pcm。在25个参数中,各碳包覆层厚度、铀装量和燃料富集度对 k_{eff} 的不确定度贡献最大。

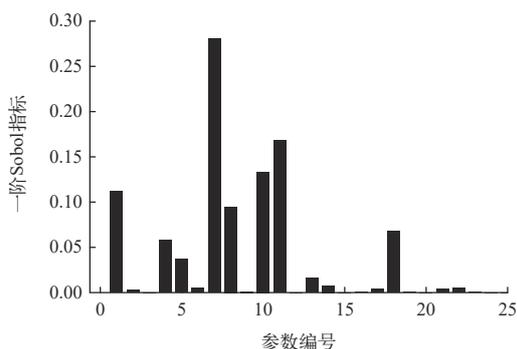


图7 Sobolj灵敏度指标

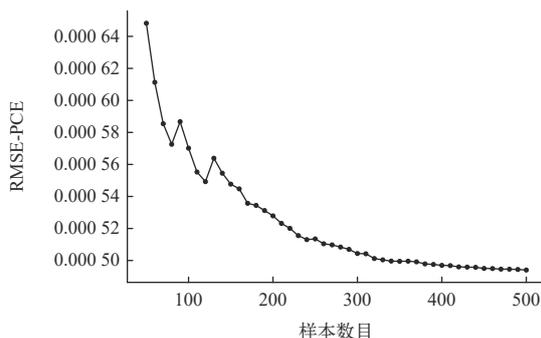
Fig. 7 Sobolj sensitivity indices

综上所述,相比于随机抽样法,PCE方法在模型参数的 k_{eff} 不确定度量中展现了三大优势,一是少样本数量下计算的方差收敛性更好,精度更高;二是可通过多参数抽样结果直接给出每个参数的不确定度贡献,无需开展单参数分析;三是可给

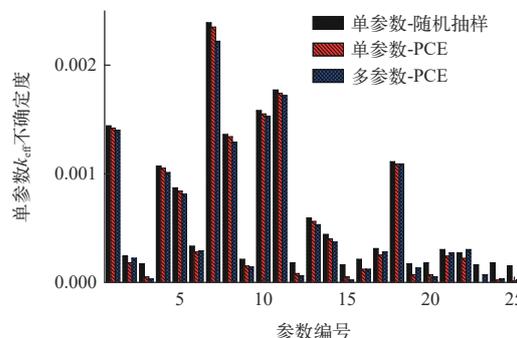
表6 多参数分析结果

Table 6 Multi-parameter analysis result

参数	数值		两者偏差/pcm
	随机抽样法	PCE方法	
均值	1.023 24	1.023 40	16
标准偏差	0.004 36	0.004 19	-17



出响应量 k_{eff} 关于输入参数的函数表达式,通过此代理模型可预测不同输入参数组合下的 k_{eff} 结果。

图8 不同输入参数引入的 k_{eff} 不确定度Fig. 8 k_{eff} uncertainty introduced by different input parameters

4 结论

本文基于小型棱柱式高温气冷堆堆芯方案,分别采用敏感性分析方法、随机抽样法、PCE方法,对核数据的不确定度和模型参数的制造公差进行 k_{eff} 不确定度分析,结论如下。

1) 核数据引入的 k_{eff} 总不确定度约为511 pcm。除常规 $^{235}\text{U}/^{238}\text{U}$ 核素截面外,本小型棱柱式高温气冷堆因采用石墨慢化和基于碳化硅基体的弥散燃料,因此 k_{eff} 对石墨的弹性散射和 ^{28}Si 的辐射俘获等反应截面也很敏感,相关核素反应的合成不确定度高达311 pcm,需特别关注其临界实验数据和和

核数据评价进展。

2) 模型参数制造公差方面,控制芯块铀装量是关键。虽然 TRISO 颗粒的包覆层的相对不确定度较大,但可通过控制芯块铀装量的不确定度降低 TRISO 尺寸参数不确定度对 k_{eff} 的影响。在将其他工艺参数与铀装量参数解耦后,25 个模型参数引入的 k_{eff} 不确定度从约 1 950 pcm 下降到约 420 pcm。

3) 在模型参数引入的不确定度分析中,PCE 方法较传统的随机抽样法表现更优,在少样本数下 PCE 方法得到的不确定度结果收敛性更好,精度更高;PCE 多参数分析不仅可得到总的确定度,还可得到每个参数单独的不确定度贡献。同时,PCE 方法还可得到响应量关于输入参数的函数表达式,通过此代理模型可预测响应量随输入参数的变化。

核数据和工艺参数引起的 k_{eff} 合成不确定度约 700 pcm,在核设计时需对剩余反应性和停堆裕量等关键参数考虑相应的保守裕量。本文仅针对响应量 k_{eff} 开展了不确定度分析,但本文建立的分析流程也同样适用于其他响应量的分析,可为下一步的通量、功率分布等响应量的不确定度分析提供参考。同时,本文建立的计算流程和分析结论,对类似材料的新型反应堆设计也具有较好的参考价值。

参考文献:

- [1] ZHAO Q, ZHANG C, HAO C, et al. New strategies for quantifying and propagating nuclear data uncertainty in CUSA[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2016, doi:10.1016/j.nucengdes.2016.07.024.
- [2] PUSA M. Perturbation-theory-based sensitivity and uncertainty analysis with CASMO-4[J]. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2012, doi:10.1155/2012/157029.
- [3] 杨军, 喻宏, 徐李, 等. 中国实验快堆 k_{eff} 计算值对核数据的灵敏度和不确定度分析[J]. *核动力工程*, 2014, 35(增刊): 71-75.
YANG Jun, YU Hong, XU Li, et al. Analysis of sensitivity and uncertainty of calculated k_{eff} to nuclear data on China Experimental Fast Reactor[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2014, 35(Suppl.): 71-75(in Chinese).
- [4] 陈添, 霍小东, 杨海峰, 等. 最佳估算方法在核临界安全分析的应用研究[J]. *核科学与工程*, 2017, 37(4): 619-627.
CHEN Tian, HUO Xiaodong, YANG Haifeng, et al. Study on best estimate method applied to nuclear criticality safety analysis[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2017, 37(4): 619-627(in Chinese).
- [5] CHEN Tian, XING Ji, HUO Xiaodong. Study on non-parametric statistic method applied to nuclear criticality safety analysis of spent fuel rack[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 137: 107065.
- [6] 丘意书. 基于 RMC 的核数据敏感性与燃耗不确定度分析方法研究[D]. 北京: 清华大学, 2017.
- [7] YANG Rongrui, YUAN Yuan, CHEN Hao, 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, doi:10.1007/s41365-021-00969-w.
- [8] XIU D, KARNIADAKIS G E. The Wiener-Askey polynomial chaos for stochastic differential equations[J]. *SIAM Journal on Scientific Computing*, 2002, doi:10.1137/S1064827501387826.
- [9] ELDRED M S. Recent advances in non-intrusive polynomial chaos and stochastic collocation methods for uncertainty analysis and design[C]//50th AIAA/ASME/ASCE/AHS/ASC Structures, Structural Dynamics, and Materials Conference. US: American Institute of Aeronautics and Astronautics, 2009.
- [10] SUDRET B. Global sensitivity analysis using polynomial chaos expansions[J]. *Reliability Engineering and System Safety*, 2008, 93(7): 964-979.
- [11] EBIWONJUMI B, KONG C, ZHANG P, et al. Uncertainty quantification of PWR spent fuel due to nuclear data and modeling parameters[J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2021, 53: 715-731.
- [12] 张成龙, 袁媛, 刘国明, 等. 棱柱式超级安全气冷堆芯物理特性研究[J]. *原子能科学技术*, 2023, 57(1): 156-164.
ZHANG Chenglong, YUAN Yuan, LIU Guoming, et al. Research on core physical characteristics of prismatic super-safe gas-cooled reactor[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2023, 57(1): 156-164(in Chinese).
- [13] WANG K, LI Z G, SHE D, et al. RMC: A Monte Carlo code for reactor core analysis[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 82: 121-129.
- [14] LIU Shichang, SHE Ding, LIANG Jingang, et al. Development of random geometry capability in RMC code for stochastic media analysis[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 85: 903-908.
- [15] WANG Kan, SHE Ding, QIU Yishu, et al. Nuclear data sensitivity and uncertainty analysis for the PWR burn-up pin-cell benchmark with RMC code[J]. *Transactions of the American Nuclear Society*, 2015, 112: 675-678.