

# 基于统计抽样的敏感性系数计算方法

马续波, 唐辉, 杨乐, 朱帅涛, 陈义学

(华北电力大学核科学与工程学院, 北京 102206)

**摘要:**分析核系统的不确定性和敏感性,对于减小核设计的设计余量、提高核系统的经济性具有重要意义。基于统计抽样的不确定度分析方法,由于算法简单、可考虑高阶效应且对响应量没有特殊要求等,越来越受到重视。但之前认为基于统计抽样法很难进行敏感性系数分析,其原因主要是响应量的变化是由多变量同时变化引起,很难把单独一个变量的变化导致的响应量的变化确定出来。本文首先推导了利用统计抽样法进行敏感性系数分析的理论公式,然后利用裸堆双群近似的临界公式和复杂的压水堆单栅元问题进行了验证,验证了统计抽样法的可行性。针对实际问题协方差矩阵求逆困难的问题,本文提出了两种替代解决方法,即采用简化协方差矩阵或统一微扰量的方法,利用 $^{235}\text{U}$ 裂变截面对上述方法进行了验证分析,证明了方法的可行性和正确性;同时分析了不同敏感性系数对不确定度计算的影响。

**关键词:**蒙特卡罗方法;抽样;敏感性系数;核工程

中图分类号:TL392

文献标志码:A

文章编号:1000-6931(2019)12-2413-07

doi:10.7538/yzk.2018.youxian.0873

## Calculation Method of Sensitivity Coefficient Based on Statistical Sampling

MA Xubo, TANG Hui, YANG Le, ZHU Shuaitao, CHEN Yixue

(School of Nuclear Science and Engineering,

North China Electric Power University, Beijing 102206, China)

**Abstract:** Uncertainty and sensitivity analysis of the nuclear system is of great significance for reducing the design margin of nuclear design and improving the economics of the nuclear system. The sampling method for the uncertainty and sensitivity analysis is becoming more and more important because of its simple algorithm, taking into account high-order effects, and no special requirement for response parameters. However, it was previously considered that it was difficult to analyze the sensitivity coefficient based on the statistical sampling method. The main reason was that the change of the response was caused by the simultaneous change of the multivariate, and it was difficult to determine the change of the response caused by the change of a single variable. In this paper, the theoretical formula of sensitivity coefficient analysis using statistical sampling

收稿日期:2018-12-04;修回日期:2019-01-29

基金项目:国家自然科学基金资助项目(11875128);中央高校基本科研业务费专项资金资助项目(2018ZD10,2018MS044)

作者简介:马续波(1979—),男,河南鹤壁人,教授,博士,核反应堆物理与屏蔽专业

网络出版时间:2019-04-13;网络出版地址:<http://kns.cnki.net/kcms/detail/11.2044.TL.20190411.0932.006.html>

method was deduced firstly. Then the critical formula of bare reactor with two groups approximation and the PWR cell TMI benchmark were verified, and the feasibility of the method was verified. In order to deal with the difficulty of inversion of the covariance matrix of the actual problem, the simplified covariance matrix and the unified perturbation method were proposed in this study, and the two alternative solutions were verified by using the  $^{235}\text{U}$  fission cross section. The analysis proves the feasibility of the method. At the same time, the influence of different sensitivity coefficients on the TMI infinite multiplication factor uncertainty was also analyzed.

**Key words:** Moto Carlo method; sampling; sensitivity coefficient; nuclear engineering

不确定性和敏感性分析在各领域都有重要地位<sup>[1-3]</sup>, 如对物理模型输入参数的敏感性分析可知哪个参数的重要性更大, 确定出问题的主要因素, 以方便构造更好的模型。在核工程领域, 为保证核电厂的绝对安全, 以往的计算模型通常采用留有很大余量的保守模型进行设计, 而进行反应堆工程设计中的关键参数的不确定性和敏感性分析方法可较好理解核电厂设计的保守性以及改进核电厂的经济性。以往的不确定性和敏感性分析方法通常有两种, 分别是确定论方法和统计抽样方法, 但基于确定论方法的不确定性分析方法通常仅能考虑低阶的不确定性(一般能到二阶, 高阶较难考虑), 并且对分析的响应量有一定要求。所以发展了广义微扰理论的敏感性计算方法, 以可更好考虑响应量的扩展量, 如控制棒价值、堆芯功率等。而基于统计抽样方法的不确定性分析方法, 其优点是对响应量无要求, 且易计算响应量的不确定度, 其缺点是较难计算响应量输入参数的敏感性系数<sup>[4-5]</sup>以及耗费的计时较长。伴随计算机计算能力的发展, 计算时间较长问题也在逐步得到改善。本文推导基于统计抽样方法计算响应量对输入参数的敏感性系数的理论公式, 然后利用算例进行验证分析, 验证理论方法的可行性。

## 1 敏感性系数计算理论

假设响应量  $R$  为  $N$  个输入变量的函数:

$$R = R(\alpha_1, \dots, \alpha_N) \quad (1)$$

而  $N$  个输入变量的真值是由变量的最佳估计值和相应的不确定度组成的:

$$\boldsymbol{\alpha} = \boldsymbol{\alpha}^0 + \delta\boldsymbol{\alpha} = (\alpha_1^0 + \delta\alpha_1, \dots, \alpha_N^0 + \delta\alpha_N) \quad (2)$$

对响应量进行泰勒展开, 且在一阶近似下

可得:

$$R(\alpha_1, \dots, \alpha_N) \equiv R(\alpha_1^0 + \delta\alpha_1, \dots, \alpha_N^0 + \delta\alpha_N) = R(\boldsymbol{\alpha}^0) + \sum_{i=1}^N \left( \frac{\partial R}{\partial \alpha_i} \right)_{\boldsymbol{\alpha}^0} \delta\alpha_i \quad (3)$$

通常定义输入变量  $\alpha_i$  相对于响应量  $R$  的敏感性系数为:

$$S_i \equiv \frac{\partial R}{\partial \alpha_i} \quad (4)$$

如果计算得到了响应量  $R$  对每个参数的敏感性系数, 则可根据误差传递公式(式(5))计算响应量  $R$  的协方差, 进而利用式(6)求得响应量  $R$  的标准偏差  $\Delta_R$ , 即为  $R$  的不确定度<sup>[3]</sup>。

$$\text{var}(R) = \mathbf{S}\mathbf{V}_\alpha\mathbf{S}^T \quad (5)$$

$$\Delta_R = [\text{var}(R)]^{1/2} \quad (6)$$

其中:  $\mathbf{S}$  为敏感性系数向量, 是  $N$  个参数组成的行向量;  $\mathbf{S}^T$  为向量  $\mathbf{S}$  的转置向量;  $\mathbf{V}_\alpha$  为  $N \times N$  的输入变量的协方差矩阵。

通过上面的分析可知: 求  $\Delta_R$  需先求得响应量  $R$  对每个输入参数  $\alpha_i$  的敏感性系数矩阵  $\mathbf{S}$ , 根据输入变量之间的协方差矩阵可求得  $\Delta_R$ 。而基于统计抽样方法的不确定性分析的思路与上面有所不同, 其基本思想为: 先根据输入变量  $\boldsymbol{\alpha}$  中每个参数的分布规律以及每个参数之间的协方差矩阵  $\mathbf{V}_\alpha$  进行抽样, 然后利用式(1)可得到响应量  $R$  的样本, 对样本进行统计分析即可得到  $\Delta_R$ 。基于统计抽样方法的优点在于: 1) 不仅可考虑输入参数对  $R$  的一阶扰动, 所有阶的扰动均可考虑; 2) 对响应量无限限制, 方法的通用性更好。但其缺点也很明显, 即不易求出输入变量  $\alpha_i$  相对于响应量  $R$  的敏感性系数。在核工程中, 由于离散能群的不等宽效应, 可能产生因截面所属能量宽度较大引起的较大敏感性系数<sup>[6]</sup>, 为此, 本文引入平均勒能

量相对敏感性系数:

$$S_{L,g} \equiv \frac{\partial R}{\partial \alpha_g} \frac{\alpha_g}{R} \frac{1}{\Delta \mu_g} \quad (7)$$

式中: $\Delta \mu_g$ 为第 $g$ 能群的勒增量; $\alpha_g$ 为第 $g$ 能群的截面。对很多临界装置而言,如压水堆、快堆或乏燃料处理容器等,有效增殖因数 $k_{\text{eff}}$ 直接关系到装置的临界,因此较重要。假设响应量为 $k_{\text{eff}}$ , $k_{\text{eff}}$ 对各能群截面 $\sigma$ 的绝对敏感性系数 $\frac{\partial k_{\text{eff}}}{\partial \sigma_j}$ 的计算表达式为:

$$k_{\text{eff}}^i - k_{\text{eff}} = \sum_j \left( \frac{\partial k_{\text{eff}}}{\partial \sigma_j} \right) (\sigma_j^i - \bar{\sigma}_j) \quad (8)$$

式中: $i$ 为样本编号; $j$ 为输入变量即能群截面的编号。上式可变为:

$$\frac{1}{I-1} \sum_i (k_{\text{eff}}^i - k_{\text{eff}}) (\sigma_j^i - \bar{\sigma}_j) = \frac{1}{I-1} \sum_i \sum_j \left( \frac{\partial k_{\text{eff}}}{\partial \sigma_j} \right) (\sigma_j^i - \bar{\sigma}_j) (\sigma_{j'}^i - \bar{\sigma}_{j'}) \quad (9)$$

$$\text{cov}_{k,\sigma_j} = \sum_j \left( \frac{\partial k_{\text{eff}}}{\partial \sigma_j} \right) \text{cov}_{\sigma_j,\sigma_{j'}} \quad (10)$$

上式可写为:

$$\mathbf{V}_{k,\sigma} = \mathbf{V}_{\sigma,\sigma} \mathbf{S}_{\sigma}^k \quad (11)$$

利用上式,可求得响应量对每个能群截面的敏感性系数:

$$\mathbf{S}_{\sigma}^k = \mathbf{V}_{\sigma,\sigma}^{-1} \mathbf{V}_{k,\sigma} \quad (12)$$

式中: $I$ 为样本容量; $\text{cov}_{k,\sigma_j}$ 为 $k_{\text{eff}}$ 与 $\sigma$ 的协方差矩阵,简写为 $\mathbf{V}_{k,\sigma}$ ; $\text{cov}_{\sigma_j,\sigma_{j'}}$ 为抽样中 $\sigma_j$ 与 $\sigma_{j'}$ 的协方差矩阵,简写为 $\mathbf{V}_{\sigma,\sigma}$ ; $\mathbf{S}_{\sigma}^k$ 为 $k_{\text{eff}}$ 对 $\sigma$ 的绝对敏感性系数; $\mathbf{V}_{\sigma,\sigma}^{-1}$ 为 $\mathbf{V}_{\sigma,\sigma}$ 的逆矩阵。在上述敏感性系数计算中,协方差矩阵的求逆是敏感性系数计算方法中的关键,因为核工程中的截面的协方差矩阵存在零本征值情况,很难求出逆矩阵,通常要求广义逆矩阵<sup>[7]</sup>。本文研究发现:在计算敏感性系数时可只考虑协方差矩阵的对角线或假定的围绕量,利用计算得到的敏感性系数和实际的协方差矩阵,再利用式(5)进行不确定性分析,同样可得到较好的结果。

## 2 测试和验证

### 2.1 双群临界公式验证

为验证基于统计抽样的敏感性系数计算方法的可行性,本文提出了利用裸堆双群近似下的临界公式进行验证。裸堆双群近似的临界公式如式(13)所示。

$$k = \frac{(\nu \Sigma_f)_1}{D_1 B^2 + \Sigma_r} + \frac{(\nu \Sigma_f)_2 \Sigma_{1 \rightarrow 2}}{(D_1 B^2 + \Sigma_r)(D_2 B^2 + \Sigma_{a,2})} \quad (13)$$

其中: $(\nu \Sigma_f)_1$ 、 $(\nu \Sigma_f)_2$ 分别为第1和第2能群的产生截面; $D_1$ 、 $D_2$ 分别为第1和第2能群的扩散系数; $\Sigma_{1 \rightarrow 2}$ 为第1能群到第2能群的散射截面; $\Sigma_{a,1}$ 、 $\Sigma_{a,2}$ 分别为第1、2能群的吸收截面; $\Sigma_r = \Sigma_{a,1} + \Sigma_{1 \rightarrow 2}$ ,为输运截面; $B^2$ 为几何曲率常数,假定几何曲率常数 $B^2 = 2.9 \times 10^{-4}$ 。

选取了式中的7个参数进行研究,7个参数的编号及初始值列于表1。假定每个参数的相对误差为1%,且服从正态分布。假定7个参数之间是相互独立的,不考虑参数之间的相关性情况下,表2列出了采用不同的样本总数的敏感性系数的结果,表2中的基准值是指直接利用式(4)的计算结果。由表2的结果可见:基于抽样方法的敏感性系数计算方法是正确的,且对于敏感性系数较大的参数,随着抽样样本数的增加,计算结果与基准值吻合越好,但对于敏感性系数很小的参数,如 $D_2$ 和 $\Sigma_r$ ,由于统计性原因导致误差较大。图1a示出了敏感性系数的相对误差随样本总数的变化。由图1a可见,样本数达到2000时,除了两个敏感性系数较小的参数,其他各主要的误差基本可控制在5%以内。这也说明了该方法的可行性。

表1 裸堆双群近似的临界公式参数编号及初始值

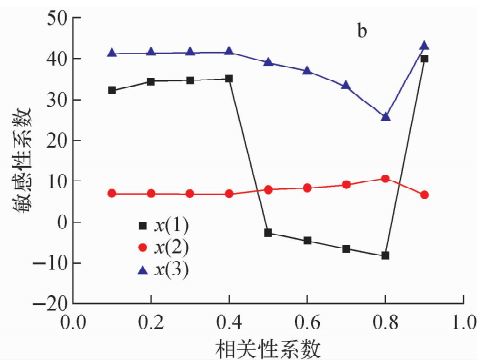
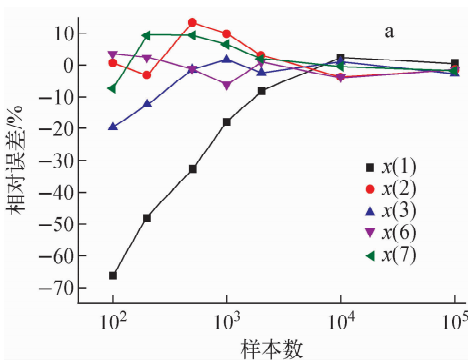
Table 1 Parameter number and initial value of two groups multiplication factor of bare homogeneous reactor

参数编号 $x(i)$	参数	初始值
$x(1)$	$(\nu \Sigma_f)_1$	$4.569\ 98 \times 10^{-3}$
$x(2)$	$(\nu \Sigma_f)_2$	$1.135\ 30 \times 10^{-1}$
$x(3)$	$\Sigma_{1 \rightarrow 2}$	$2.043\ 00 \times 10^{-2}$
$x(4)$	$D_2$	0.400 00
$x(5)$	$\Sigma_r$	$9.265\ 9 \times 10^{-2}$
$x(6)$	$\Sigma_{a,1}$	$9.224\ 4 \times 10^{-3}$
$x(7)$	$D_1$	1.200 00

基于抽样的敏感性系数计算方法的1个优点是可方便考虑研究参数之间的相关性。本文研究了前3个参数的相关性对敏感性系数计算的影响。假定前3个参数的相关性系数矩阵为 $\mathbf{\Sigma}$ ,有:

表 2 不同抽样样本数对结果影响  
Table 2 Result effects with respect to sampling number

$x(i)$	基准值	不同样本总数的敏感性系数						
		100	200	500	1 000	2 000	10 000	100 000
$x(1)$	$3.33 \times 10^1$	$1.13 \times 10^1$	$1.74 \times 10^1$	$2.25 \times 10^1$	$2.74 \times 10^1$	$3.06 \times 10^1$	$3.41 \times 10^1$	$3.35 \times 10^1$
$x(2)$	7.34	7.39	7.11	8.33	8.06	7.56	7.06	7.22
$x(3)$	$4.08 \times 10^1$	$3.28 \times 10^1$	$3.57 \times 10^1$	$4.02 \times 10^1$	$4.15 \times 10^1$	$3.98 \times 10^1$	$4.12 \times 10^1$	$3.97 \times 10^1$
$x(4)$	$-7.72 \times 10^{-9}$	$-1.95 \times 10^{-1}$	$-8.34 \times 10^{-2}$	$-1.55 \times 10^{-2}$	$-1.79 \times 10^{-2}$	$-1.85 \times 10^{-2}$	$1.42 \times 10^{-2}$	$-1.09 \times 10^{-2}$
$x(5)$	$-1.93 \times 10^{-7}$	$-2.29 \times 10^{-1}$	$-2.17 \times 10^{-2}$	$-2.91 \times 10^{-1}$	$-1.33 \times 10^{-1}$	$-9.47 \times 10^{-2}$	$-6.66 \times 10^{-2}$	$-1.55 \times 10^{-2}$
$x(6)$	-8.98	-9.31	-9.21	-8.88	-8.41	-9.06	-8.63	-8.83
$x(7)$	$-3.29 \times 10^1$	$-3.04 \times 10^1$	$-3.59 \times 10^1$	$-3.59 \times 10^1$	$-3.50 \times 10^1$	$-3.35 \times 10^1$	$-3.27 \times 10^1$	$-3.22 \times 10^1$



a——敏感性系数的相对误差随抽样样本数的变化关系；b—— $(\nu\Sigma_f)_1$ 、 $(\nu\Sigma_f)_2$  和  $\Sigma_{1 \rightarrow 2}$  之间的相关性系数对敏感性系数计算的影响

图 1 抽样样本数和参数之间相关性对敏感性系数的影响

Fig. 1 Sensitivity coefficients variety with total sampling sizes and correlation between parameters

$$\Sigma = \begin{pmatrix} 1 & a & 0 \\ a & 1 & a \\ 0 & a & 1 \end{pmatrix} \quad (14)$$

其中,  $a$  为两个参数的相关性的大小。图 1b 示出了设定的相关性系数与敏感性系数的关系(样本数为 10 000), 由图 1b 可见, 在相关性系数较小的情况下, 相关性系数对 3 个参数的敏感性系数的计算结果影响不大, 但在相关性系数较大的情况下, 有可能导致相关性系数出现跳跃现象, 且在后面的压水堆单栅元的敏感性分析中也出现了类似现象。

## 2.2 压水堆单栅元问题研究

核工程设计中, 通过对复杂系统的不确定性分析可减小系统的近似程度, 从而提高核设计的经济性。通过对系统的敏感性系数分析, 可进一步明确输入变量的重要性, 进而为提高输入参数精度指明方向。近年来, 国内外对此也进行了大量研究<sup>[7-17]</sup>。为研究核工程计算过

程中的不确定性, OECD/NEA 专门提出了基准题, 国际上所有研究单位可利用此基准题对比较核各自程序的适用性<sup>[9]</sup>。本文采用基准题中的三哩岛(TMI)燃料栅元为研究对象, 研究利用统计抽样方法计算<sup>235</sup>U裂变截面的敏感性系数。为解决式中的协方差求逆问题, 采用两种方法解决此问题。方法 1 是去掉协方差矩阵中的相关项, 只保留主对角线部分进行求逆; 方法 2 是假定每个能群的截面的误差均为 0.1% 或 1% 的协方差矩阵。

$$S_{\sigma}^k = (\mathbf{V}'_{\sigma,\sigma})^{-1} \mathbf{V}_{k,\sigma} \quad (15)$$

式中,  $\mathbf{V}'_{\sigma,\sigma}$  为简化后的协方差矩阵。

<sup>235</sup>U 裂变截面的协方差矩阵采用 69 群能群结构, 基于 ENDF/B-VII.1 核评价数据库, 经 NJOY 程序加工而成<sup>[18]</sup>。<sup>235</sup>U 裂变截面的相关性系数矩阵如图 2 所示。由图 2 可知, 部分能群之间存在很强的相关性。

为验证不同计算方法的正确性, 开发不确

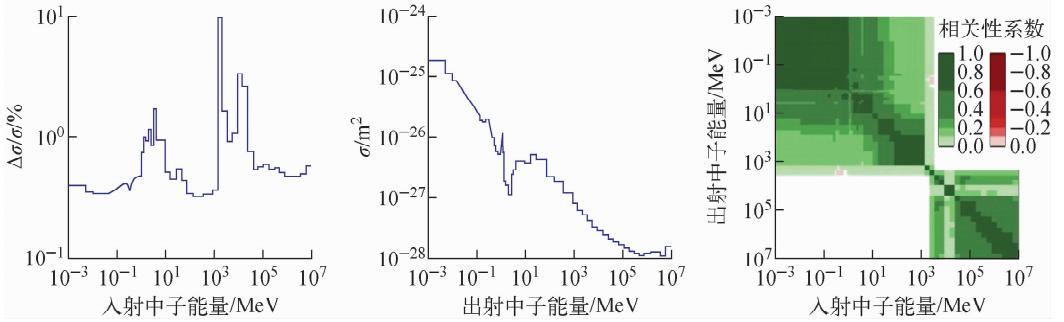


图2 <sup>235</sup>U 69群裂变截面的相关性系数矩阵

Fig. 2 Correlation coefficient matrix of 69 groups fission cross section of <sup>235</sup>U

定性分析与敏感性分析程序 SUACL, 该程序目前主要具备压水堆开展截面的不确定性和敏感性系数分析功能。计算中对 TMI 的输运计算采用了加拿大蒙特利尔大学开发的反应堆计算模拟软件 DRAGON4.0。采用方法 1 或方法 2 在计算敏感性系数时均采用式(15), 不再采用式(12), 因为产生样本时的协方差矩阵已用  $V'_{\sigma,\sigma}$  替换了  $V_{\sigma,\sigma}$ , 由于  $V'_{\sigma,\sigma}$  很易求出其逆矩阵, 因此可很方便求出。图 3 示出了方法 1 计算结果与直接微扰计算结果对比, 图中的 Full matrix 表示采用图 2 给出的协方差矩阵, 抽样样本为 500 时计算得到的相对敏感性系数; Diagonal matrix 表示对图 2 给出的协方差矩阵去掉了相关性系数, 仅保留了主对角线部分, 即方法 1, 计算得到的相对敏感性系数; Direct perturbation 表示直接利用式(4)计算得到的结果。由图 3 可见, 采用方法 1, 即主对角元矩阵, 而不考虑相关性, 计算结果与直接微扰的结果吻合很好。

这种结果很易理解, 因为利用式(4)的直接微扰方法中并未考虑能群之间的相关性。而考虑能群之间的相关性系数后会出现震荡, 通过之前的双群近似下的临界公式分析可知, 震荡主要是由于考虑了能群之间的相关性导致。

方法 1 中采用主对角线元素就可得到较好的相对敏感性系数, 由此推断: 如果每个能群均采用相同的扰动量, 如均为 1% 或 0.1%, 那么也应能计算出较好的敏感性系数, 为此采用方法 2 进行验证。图 4 示出了方法 2 中各能群截面的微扰量为 1% 和 0.1% 的计算结果与直接微扰法的比较, 样本总数为 500。由图 4 可见, 在本例子中, 微扰量 1% 和 0.1% 均可计算出 <sup>235</sup>U 裂变截面的相对敏感性系数, 但微扰量为 0.1% 的计算结果较 1% 的微扰量的计算结果要好, 即与直接微扰法相比, 误差更好。

根据敏感性系数可利用式(5)计算得到对响应量的不确定度。表 3 列出了采用不同

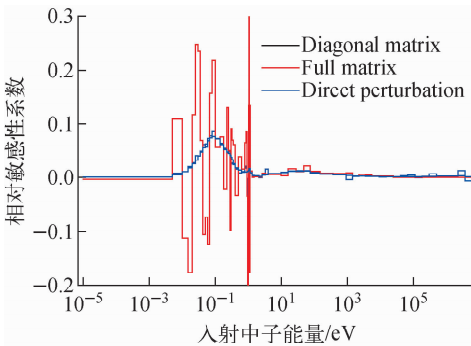


图3 利用方法 1 计算的 <sup>235</sup>U 裂变截面的相对敏感性系数

Fig. 3 Relative sensitivity coefficient of <sup>235</sup>U fission cross section with method 1

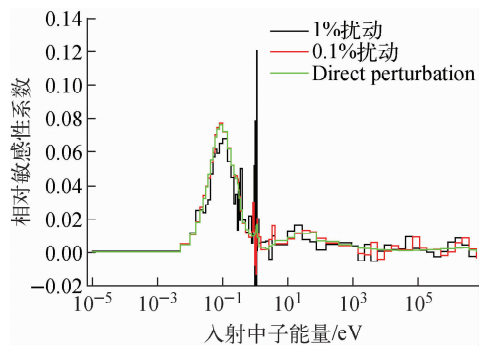


图4 利用方法 2 计算的 <sup>235</sup>U 裂变截面的相对敏感性系数

Fig. 4 Relative sensitivity coefficient of <sup>235</sup>U fission cross section with method 2

的敏感性系数计算方法下<sup>235</sup>U裂变截面对栅元 $k_{inf}$ 的相对不确定度及其误差。由表3可见,微扰量为0.1%时较微扰量为1%情况好,此结果也可由图4看出,采用Full matrix的情况,虽然敏感性系数跳跃性很强,但很多能群正负抵消,导致最后对栅元的 $k_{inf}$ 的相对不确定度的误差仅1.36%。

表3 不同敏感性系数计算方法下 $k_{inf}$ 的不确定度

Table 3 Uncertainty of  $k_{inf}$  with different sensitivity coefficient calculation methods

敏感性系数计算方法	<sup>235</sup> U裂变截面对栅元 $k_{inf}$ 的相对不确定度/%	相对误差/%
Full matrix	$7.927 \times 10^{-2}$	1.36
Diagonal matrix	$7.832 \times 10^{-2}$	0.15
微扰量0.1%	$7.840 \times 10^{-2}$	0.26
微扰量1%	$7.579 \times 10^{-2}$	-3.09

### 3 结论

本文推导了基于抽样方法进行敏感性系数计算的理论公式,首先利用简单的例子进行了验证分析,验证了方法的可行性,同时也发现了该方法在计算敏感性系数较小的参数时结果可能会有较大误差。针对核工程中的单栅元基准问题,利用此方法的难点为协方差矩阵的求逆,本文提出了两种替代的方法进行敏感性系数计算,从而避免了协方差矩阵求逆困难的问题,进而对所提出的方法进行了验证,验证了方法的可行性。本文还发现微扰量的不同会导致计算的敏感性系数的精度不同,微扰量的选取方法是下一步要研究的问题。

### 参考文献:

[1] 王曦,王渝红,李兴源,等. 考虑模型不确定性和时延的静止无功补偿器自适应滑膜控制器设计[J],物理学报,2014,63(23):238407-1-8.  
WANG Xi, WANG Yuhong, LI Xingyuan, et al. Design of the static var compensator adaptive sliding mode controller considering model uncertainty and time-delay[J]. Acta Phys Sin, 2014, 63(23): 238407-1-8(in Chinese).

[2] 张伟,张合,陈勇,等. 脉冲激光四象限探测器测角不确定性统计分布[J],物理学报,2017,66(1):012901-1-10.

ZHANG Wei, ZHANG He, CHEN Yong, et al. Angle measurement uncertainty statistical distribution of pulsed laser quadrant photodetector[J]. Acta Phys Sin, 2017, 66(1): 012901-1-10 (in Chinese).

[3] YOUSY A. ENRICO S. Nuclear computational science a century in review[M]. Germany: Springer, 2010.

[4] 胡泽华,叶寿,刘雄国,等. 抽样法与灵敏度法 $k_{eff}$ 不确定度量化的[J],物理学报,2017,66(1): 012801-1-9.  
HU Zehua, YE Shou, LIU Xiongguo, et al. Uncertainty quantification in the calculation of  $k_{eff}$  using sensitivity and stochastic sampling method [J]. Acta Phys Sin, 2017, 66(1): 012801-1-9(in Chinese).

[5] 马续波,刘佳艺,徐佳意,等. 相关变量随机数序列产生方法[J],物理学报,2017,66(16):160201-1-8.  
MA Xubo, LIU Jiayi, XU Jiayi, et al. Generation of correlated pseudorandom variables[J]. Acta Phys Sin, 2017, 66(16): 160201-1-8 (in Chinese).

[6] 张春艳. 核数据不确定性传播方法研究[D]. 哈尔滨:哈尔滨工程大学,2016.

[7] CHIBA G, KAWAMOTO Y, TSUJI M, et al. Estimation of neutronics parameter sensitivity to nuclear data in random sampling-based uncertainty quantification calculations[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, 75: 395-403.

[8] MATTHEW R B. Uncertainty in lattice reactor physics calculations[D]. Canada: McMaster University, 2011.

[9] IVANOV K, AVRAMOVA M, KAMEROW S, et al. Benchmarks for uncertainty analysis in modelling (UAM) for the design, operation and safety analysis of LWRs[C]// The 40th Annual Meeting of the Spanish Nuclear Society. [S. l.]: [s. n.], 2013.

[10] YAMAMOTO A, KINOSHITA K, WATANABE T, et al. Uncertainty quantification of LWR core characteristics using random sampling method[J]. Nuclear Science and Engineering, 2015, 181: 1-15.

[11] PARK H J, SHIM H J, KIM C H, et al. Uncertainty propagation analysis for PWR burnup pin-cell benchmark by Monte Carlo code[J]. Sci-

- ence and Technology of Nuclear Installations, 2012(2): 247-252.
- [12] XU Jiayi, MA Xubo, SHEN Jingwen, et al. A new method to evaluate the correlation coefficients between nuclides in uncertainty and sensitivity analysis[C]// Proceedings of the 25th International Conference on Nuclear Engineering, ICONNE25. Shanghai: [s. n.], 2017.
- [13] XU Jiayi, MA Xubo, LU Fan. Nuclear data and fuel/assembly manufacturing uncertainties analysis and preliminary validation of SUACL[C]// Proceedings of the Reactor Physics Asia 2017 (RPHA17) Conference. Chengdu: [s. n.], 2017.
- [14] 马续波,徐佳意,鲁凡,等. 考虑有效共振积分不确定度的抽样方法研究[J]. 原子能科学技术, 2017,51(12):2 248-2 252.  
MA Xubo, XU Jiayi, LU Fan, et al. Uncertainty analysis by concerning effective resonance integral based on sampling method[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2017, 51(12): 2 248-2 252(in Chinese).
- [15] 万承辉,曹良志,吴宏春,等. 基于抽样方法的特征值不确定度分析[J]. 原子能科学技术, 2015, 49(11):1 954-1 960.  
WAN Chenghui, CAO Liangzhi, WU Hongchun, et al. Eigenvalue uncertainty analysis based on statistical sampling method[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2015, 49(11): 1 954-1 960(in Chinese).
- [16] 刘勇,曹良志,吴宏春,等. 基于经典微扰理论的特征值灵敏度和不确定度分析[J]. 原子能科学技术, 2015,49(7):1 247-1 253.  
LIU Yong, CAO Liangzhi, WU Hongchun, et al. Eigenvalue sensitivity and uncertainty analysis based on classical perturbation theory[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2015, 49(7): 1 247-1 253(in Chinese).
- [17] 潘昕悻,兰兵,张春明,等. 多群核数据库不确定性对堆芯物理计算的影响[J]. 核技术, 2016,39(1):010602-1-010602-7.  
PAN Xinyi, LAN Bing, ZHANG Chunming, et al. Influence of multigroup nuclear data uncertainties on the reactor core physics calculation [J]. Nuclear Techniques, 2016, 39(1): 010602-1-010602-7(in Chinese).
- [18] MACFARLANE F R E, KAHLER A C. Methods for processing ENDF/B-VII with NJOY[J]. Nuclear Data Sheets, 2010, 111(12): 2 739-2 890.