

针对裂变产额和半衰期的燃耗计算 灵敏度 and 不确定度分析方法

韩丰林, 祖铁军*, 吴宏春, 曹良志

(西安交通大学 核科学与技术学院, 陕西 西安 710049)

摘要: 基于广义微扰理论推导了裂变产额和半衰期的燃耗灵敏度系数理论模型, 该模型考虑了原子核密度和中子通量的相互影响, 并开发了燃耗计算中有效增殖因数和原子核密度等响应参数对核数据的灵敏度和不确定度分析程序。基于评价核数据中裂变产物独立产额的标准差数据, 产生了针对压缩燃耗数据库的裂变产额协方差矩阵, 以提高不确定度的计算精度。基于 ENDF/B-VII.1 数据库量化了 UAM 基准题 TMI-1 栅元无限增殖因数及重要裂变产物和重核的原子核密度由裂变产额和半衰期引入的不确定度。数值结果表明, 对于栅元无限增殖因数, 裂变产额和半衰期引入的不确定度很小; 对于部分裂变产物的原子核密度, 裂变产额和半衰期会引入较大的不确定度。

关键词: 燃耗计算; 微扰理论; 灵敏度; 不确定度

中图分类号: TL329

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2020)12-2323-07

doi: 10.7538/yzk.2019.youxian.0936

Burnup Calculation Sensitivity and Uncertainty Analysis Method of Fission Yield and Decay Half-life

HAN Fenglin, ZU Tiejun*, WU Hongchun, CAO Liangzhi

(School of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China)

Abstract: The calculation model of sensitivity coefficient for decay half-life and fission product yield in burnup calculation was derived based on generalized perturbation theory, which considered the interaction between nuclear concentration and neutron flux. A code was developed to calculate sensitivity and uncertainty of effective neutron multiplication factors and nuclide concentration caused by nuclear data. Covariance matrix of fission yield for a simplified burnup library was generated based on standard deviation data of independent fission yield in evaluated nuclear data library to improve the accuracy of uncertainty quantification. Uncertainties induced by decay half-life and fission yield on infinite neutron multiplication factors and nuclide concentration for TMI-1 pin-cell in the UAM burnup benchmark were quantified based on ENDF/B-VII.1. The

收稿日期: 2019-12-27; 修回日期: 2020-04-21

基金项目: 国家自然科学基金资助项目(11790323, 11735011)

作者简介: 韩丰林(1996—), 男, 河北石家庄人, 硕士研究生, 核科学与技术专业

* 通信作者: 祖铁军, E-mail: tiejun@mail.xjtu.edu.cn

网络出版时间: 2020-06-18; 网络出版地址: <http://kns.cnki.net/kcms/detail/11.2044.TL.20200618.0941.002.html>

numerical results show that the uncertainty of infinite neutron multiplication factors induced by decay half-lives and fission yields is low, while the uncertainty of concentration of some fission product nuclide is high.

Key words: burnup calculation; perturbation theory; sensitivity; uncertainty

输入参数、数学物理模型近似和数值离散方法等引入的不确定度会影响核反应堆物理计算结果的精度,随着反应堆物理计算方法的发展,数学物理模型近似及数值离散方法所引入的不确定度显著降低,而输入参数对计算结果的影响变得更加重要^[1-3]。核数据是反应堆物理计算中最基础的输入参数,它主要是基于核物理实验测量、核反应模型理论分析、核数据评价建库及宏观检验产生的。由于核物理测量的不确定度、核反应理论模型的局限性和近似、核数据评价的主观性、群常数加工制作中的近似等因素,核工程应用中的核数据存在一定的不确定度。

核反应堆燃耗计算得到的原子核密度、有效增殖因数等响应参数,在核反应堆设计、安全分析及乏燃料处置中十分重要。分析核数据的不确定度在燃耗计算中的传递,量化燃耗计算宏观响应的不确定度,对提高核反应堆的安全性、经济性及高放射性废物的妥善处置有着积极意义。另外,目前评价核数据库中的裂变产额数据缺乏足够的独立产额测量数据和协方差数据^[4],通过灵敏度分析确定对目标参数计算精度影响较大的裂变产额数据,对核数据的改进有指导意义^[5]。

目前国内外基于抽样方法及微扰方法对燃耗计算响应参数的灵敏度和不确定度开展了一定研究^[6-7],但多针对核反应截面开展,缺乏对裂变产额和半衰期等核数据的分析。2013年,国际核数据评价合作工作组(WPEC)把量化裂变产额对响应参数引入的不确定度作为未来工作目标之一。对于多输入参数、少输出参数的数值模拟系统,微扰方法与抽样方法相比计算效率较高,且可给出响应参数对各输入参数的灵敏度系数。

本文基于广义微扰理论推导燃耗计算参数对于裂变产额和半衰期的相对灵敏度系数计算理论模型,并在西安交通大学自主研发的程序NECP-SUNDEW^[8-9]基础上实现有效增殖因数和原子核密度等宏观响应对应裂变产额和半衰期的灵敏度计算,用直接数值扰动方法进行验证。

以UAM^[10-11]基准题的TMI-1栅元为对象,基于ENDF/B-VII.1数据库量化由裂变产额和半衰期引入的响应参数不确定度。

1 理论模型

微扰方法量化不确定度首先需计算出系统的输入参数对于输出响应参数的灵敏度,然后基于灵敏度和输入参数的协方差数据采用“三明治法则”进行不确定度计算,即可获取输出参数的不确定度^[12-13]。不确定度的计算公式为:

$$SD(R) = (\mathbf{S}_\sigma \times \mathbf{COV}_\sigma \times \mathbf{S}_\sigma^T)^{1/2} \quad (1)$$

式中:SD(R)为输出参数的相对不确定度; \mathbf{S}_σ 为响应参数R对于核数据 σ 的相对灵敏度系数矩阵; \mathbf{COV}_σ 为核数据 σ 的相对协方差矩阵。

1.1 燃耗灵敏度计算方法

对于系统的响应参数R,如果它是输入参数 α 的函数,输入参数 α 的改变造成的响应参数R的相对变化量被定义为响应参数R关于输入参数 α 的相对灵敏度系数S,其表达式为:

$$S = \frac{dR}{R} / \frac{d\alpha}{\alpha} \quad (2)$$

在核反应堆物理计算中,响应参数R可表达为:

$$R = \iiint f(\sigma, \mathbf{N}(\mathbf{r}, t), \Phi(\mathbf{r}, E, \Omega, t), \Phi^*(\mathbf{r}, E, \Omega, t)) dr dE d\Omega dt \quad (3)$$

式中: \mathbf{N} 为原子核密度; Φ 为中子角通量密度; Φ^* 为共轭中子通量密度; \mathbf{r} 为位置; E 为能量; Ω 为角度; t 为时间。

将式(2)关于核数据 σ 进行一阶泰勒展开:

$$S_\sigma(\mathbf{r}, E) = \frac{\sigma}{R} \left(\int_{t_0}^{t_f} \frac{\partial R}{\partial \sigma} dt + \int_{t_0}^{t_f} \frac{\partial R}{\partial \mathbf{N}(\mathbf{r})} \frac{d\mathbf{N}(\mathbf{r})}{d\sigma} dt + \int_{t_0}^{t_f} \frac{\partial R}{\partial \Phi(\mathbf{r}, E, \Omega)} \frac{d\Phi(\mathbf{r}, E, \Omega)}{d\sigma} dt + \int_{t_0}^{t_f} \frac{\partial R}{\partial \Phi^*(\mathbf{r}, E, \Omega)} \frac{d\Phi^*(\mathbf{r}, E, \Omega)}{d\sigma} dt \right) \quad (4)$$

式中: t_0 为燃耗起始时刻; t_f 为燃耗的结束时刻; t 为时间。式(4)右边第1项是灵敏度系数的直接影响项,是由核数据的变化直接引起的

响应参数的变化;后3项是间接影响项,是由核数据的变化引起的各核素的原子核密度、中子通量密度、共轭中子通量密度的变化,并最终造成响应参数的变化。由式(4)可知,求解灵敏度系数 S 需给出中子通量密度 Φ 、共轭中子通量密度 Φ^* 及原子核密度 N 对于核数据的微分。燃耗计算的基本方程为:

$$\frac{dN_i(\mathbf{r})}{dt} = M_i(\mathbf{r})N_i(\mathbf{r}) \quad (5)$$

$$B_{i,g}(\mathbf{r})\psi_{i,g}(\mathbf{r},\Omega) = 0 \quad (6)$$

$$B_{i,g}^*(\mathbf{r})\psi_{i,g}^*(\mathbf{r},\Omega) = 0 \quad (7)$$

$$P_i = c_i \left\langle \sum_j \kappa^j \sigma_{i,g}^j(\mathbf{r}) N_i^j(\mathbf{r}) \psi_{i,g}(\mathbf{r},\Omega) \right\rangle_{\Omega,V} \quad (8)$$

式中: i 为第 i 步燃耗; g 为能群; $M_i(\mathbf{r})$ 为燃耗矩阵; $B_{i,g}$ 为中子输运算符; $B_{i,g}^*$ 为共轭中子输运算符; $\psi_{i,g}$ 为归一化中子角通量密度; $\psi_{i,g}^*$ 为共轭中子角通量密度; P_i 为总功率; c_i 为功率归一因子; κ^j 为核素 j 一次裂变释放的能量; $\sigma_{i,g}^j$ 为核素 j 对第 g 群中子裂变截面; V 为体积。

将式(5)~(8)关于核数据 σ 求微分,可得到计算式所需的各微分项。若核数据为裂变产额和半衰期,经推导可得到相对灵敏度系数计算式:

$$S = \frac{\sigma}{R} \sum_{i=0}^I \int_{t_i}^{t_{i+1}} \left\langle N^* \frac{\partial M}{\partial \sigma} N \right\rangle_{\Omega,V} dt \quad (9)$$

式中: I 为燃耗总步数; N^* 为共轭原子核密度,由下式得到:

$$-\frac{dN^*}{dt} - M^T N^* = \frac{\partial R}{\partial N} \quad (10)$$

式中, M^T 为燃耗矩阵的转置矩阵。

将燃耗矩阵中与半衰期和单群中子通量相关的部分分开,可写成以下形式:

$$M = M_\lambda + M_\phi \quad (11)$$

式中:下标 λ 表示燃耗矩阵中由核素衰变引起的转换;下标 ϕ 表示燃耗矩阵中由中子引起的转换。

结合式(11)计算式(9)中的微分项可得到相对灵敏度系数。

1.2 裂变产额协方差计算方法

独立裂变产额为裂变直接产生的裂变产物的产额,具有相同质量数的若干裂变产物组成1条质量链。评价核数据库中给出的各独立裂变产额处于同一条质量链时,相互之间有较强的负相关性^[14]。直接使用评价核数据库中给

出的各独立裂变产额标准差数据进行不确定度计算,则忽视了独立裂变产额的相关性,会明显高估裂变产额引入的不确定度。本文采用 Katakura^[15] 给出的最小二乘法计算式产生独立裂变产额协方差矩阵,可考虑同一质量链中各独立裂变产额的相关性,裂变产额协方差矩阵的对角线元素 μ_{ii} 和非对角线元素 μ_{ij} 分别为:

$$\mu_{ii} = \Delta y_i^2 \left(1 - \frac{\Delta y_i^2}{\Delta Y^2 + \sum_j \Delta y_j^2} \right) \quad (12)$$

$$\mu_{ij} = - \frac{\Delta y_i^2 \Delta y_j^2}{\Delta Y^2 + \sum_j \Delta y_j^2} \quad (13)$$

式中: Δy_i 为独立裂变产额 y_i 的标准差; ΔY 为质量产额的标准差; j 为同一质量链中的各裂变产物。

在反应堆物理计算程序的燃耗计算中,一般不采用包含评价核数据库中全部核素的精细燃耗链,而是在不影响计算精度的前提下,采用压缩燃耗链以降低计算资源的需求量。独立裂变产额协方差矩阵包括评价核数据库中全部裂变产物,需处理得到与压缩燃耗数据库相一致的裂变产额协方差矩阵。压缩燃耗数据库中的裂变产额由精细燃耗数据库中的独立裂变产额按照衰变分支比累积得到,所以压缩燃耗数据库的裂变产额协方差矩阵可表示为:

$$A = \sum_i a_i y_i \quad B = \sum_j b_j y_j \quad (14)$$

$$\text{COV}(A, B) = \sum_{i,j} a_i b_j \text{COV}(y_i, y_j) \quad (15)$$

式中: A 和 B 均为压缩燃耗数据库中的裂变产额; y 为独立裂变产额; a 和 b 为由独立裂变产额到压缩燃耗数据库中裂变产额的转化关系。

1.3 程序开发

NECP-SUNDEW 是基于—阶广义微扰理论研发的燃耗灵敏度和不确定度分析程序,可对各种核反应截面进行灵敏度和不确定度分析,本文在 NECP-SUNDEW 中增加了对裂变产额和半衰期的灵敏度和不确定度分析功能。程序中的正向燃耗求解器为西安交通大学自主研发的压水堆组件程序 NECP-CACTI^[16],采用特征线方法(MOC)求解中子输运方程,得到中子角通量密度 $\psi_{i,g}$ 和共轭中子角通量密度 $\psi_{i,g}^*$;采用切比雪夫有理近似方法(CRAM)求解燃耗方程,得到各核素的原子核密度;完成正向

燃耗计算后,通过逆向的共轭燃耗计算得到共轭原子核密度 N^* 。

2 数值结果

本文计算的问题是世界经济合作与发展组织核能机构(OECD/NEA)的不确定度分析基准题(UAM)中的 TMI-1 栅元,计算基于热态满功率条件,燃耗期间的平均功率为 33.58 W/gU。基准题的几何结构如图 1 所示,表 1 列出材料信息。本文输运计算使用 69 群的多群截面数据库,燃耗计算使用基于定量化分析方法^[17]制作的适用于压水堆物理计算的压缩燃耗数据库,其中包括 195 种裂变产物。裂变产额和半衰期的不确定度数据来自 ENDF/B-VII.1 数据库,并经过处理得到压缩燃耗数据库的裂变产额协方差矩阵,其中裂变产额协方差数据考虑的裂变核素包括 ^{235}U 和 ^{239}Pu 。图 2 示出压缩燃耗数据

库的 ^{235}U 热中子裂变产额协方差矩阵。

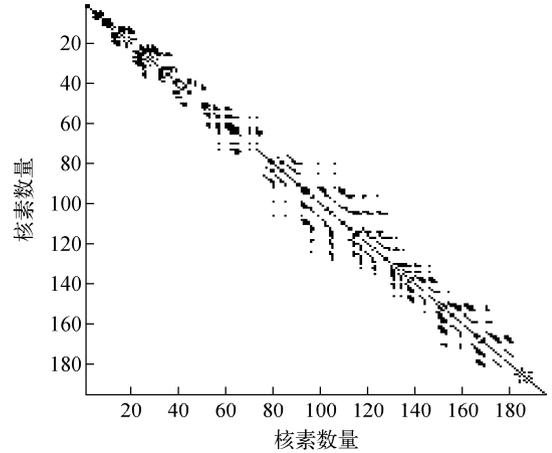


图 2 ^{235}U 热中子裂变产额协方差矩阵

Fig. 2 Fission yield covariance matrix for ^{235}U thermal neutron

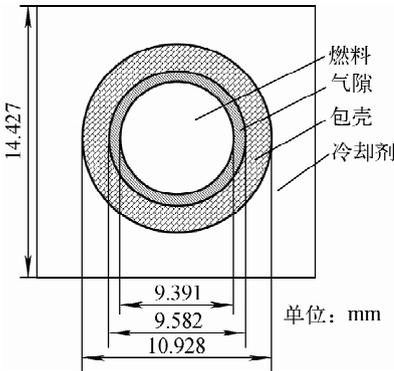


图 1 TMI-1 栅元几何结构

Fig. 1 Geometry structure of TMI-1 pin-cell

表 1 TMI-1 栅元材料信息

Table 1 Composition of material of TMI-1 pin-cell

参数	参数值
燃料	UO ₂
燃料密度, g · cm ⁻³	10.283
燃料富集度, %	4.85
燃料温度, K	900
包壳材料	锆合金
包壳材料密度, g · cm ⁻³	6.55
包壳温度, K	600
气隙材料	He
冷却剂材料	H ₂ O
冷却剂密度, g · cm ⁻³	0.748 4
冷却剂温度, K	562

2.1 灵敏度分析

使用直接数值扰动方法对基于广义微扰理论计算的燃耗相对灵敏度系数进行了验证。表 2、3 分别列出 TMI-1 栅元的无限增殖因数 k_{inf} 及 ^{135}I 原子核密度对于裂变产额和半衰期的相对灵敏度系数,其中核数据 $^{235}\text{U}_{-135}\text{I}$ 表示 ^{235}U 裂变产生 ^{135}I 的产额, GPT 和 DP 分别表示广义微扰理论和直接数值扰动方法。结果表明,广义微扰理论与直接数值扰动方法计算得到的相对灵敏度系数结果偏差很小,证明了开发的燃耗灵敏度系数计算程序的正确性。由相对灵敏度系数计算结果可知,栅元的 k_{inf} 对裂变产额和半衰期等核数据的相对灵敏度系数较小;而 ^{135}I 原子核密度受裂变产额和半衰期影响明显,具有较大的相对灵敏度系数。

原子核密度对于裂变产额和半衰期的相对灵敏度系数由具体的燃耗转化关系决定。以 ^{135}Xe 的原子核密度为例,图 3 示出其相对灵敏度系数,图 4 示出燃耗计算中 ^{135}Xe 的燃耗链。 ^{135}Xe 的原子核密度对 ^{135}I 裂变产额及 ^{135}Xe 半衰期的相对灵敏度系数较大,这是由于 ^{135}Xe 本身的裂变产额较小,其产生主要来自 ^{135}I 的衰变,而 ^{135}Xe 的衰变使其消失。随燃耗深度的增加, ^{235}U 裂变产额的相对灵敏度系数变小,而 ^{239}Pu 裂变产额的相对灵敏度系数变大,这是由于燃耗过程中 ^{235}U 的消耗和 ^{239}Pu 的累积造成的。

表 2 k_{inf} 的相对灵敏度系数

Table 2 Relative sensitivity coefficient of k_{inf}

燃耗深度/ ($\text{GW} \cdot \text{d} \cdot \text{tU}^{-1}$)	计算方法	相对灵敏度系数			
		^{135}Xe 半衰期	$^{235}\text{U}_{-135}\text{I}$	$^{239}\text{Pu}_{-135}\text{I}$	$^{235}\text{U}_{-143}\text{Ce}$
10	GPT	-1.06×10^{-2}	-1.97×10^{-2}	-4.59×10^{-3}	-3.60×10^{-3}
	DP	-1.05×10^{-2}	-1.98×10^{-2}	-4.60×10^{-3}	-3.66×10^{-3}
30	GPT	-8.27×10^{-3}	-1.16×10^{-2}	-8.45×10^{-3}	-7.90×10^{-3}
	DP	-8.26×10^{-3}	-1.18×10^{-2}	-8.52×10^{-3}	-8.01×10^{-3}
60	GPT	-4.05×10^{-3}	-2.82×10^{-2}	-9.30×10^{-3}	-8.21×10^{-3}
	DP	-3.98×10^{-3}	-2.89×10^{-2}	-9.31×10^{-3}	-8.21×10^{-3}

表 3 ^{135}I 原子核密度的相对灵敏度系数

Table 3 Relative sensitivity coefficient of ^{135}I nuclide concentration

燃耗深度/ ($\text{GW} \cdot \text{d} \cdot \text{tU}^{-1}$)	计算方法	相对灵敏度系数		
		^{135}I 半衰期	$^{235}\text{U}_{-135}\text{I}$	$^{239}\text{Pu}_{-135}\text{I}$
10	GPT	1.00×10^0	7.53×10^{-1}	1.74×10^{-1}
	DP	1.00×10^0	7.50×10^{-1}	1.75×10^{-1}
30	GPT	1.00×10^0	5.07×10^{-1}	3.51×10^{-1}
	DP	1.00×10^0	5.01×10^{-1}	3.55×10^{-1}
60	GPT	1.00×10^0	2.37×10^{-1}	5.02×10^{-1}
	DP	1.00×10^0	2.31×10^{-1}	5.05×10^{-1}

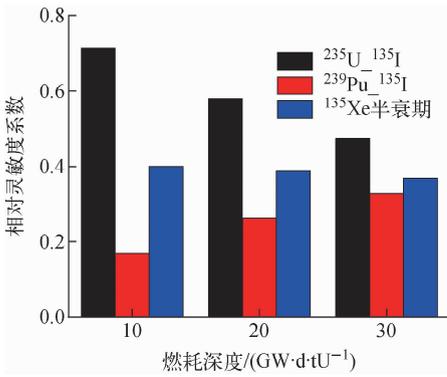


图 3 ^{135}Xe 原子核密度的相对灵敏度系数

Fig. 3 Relative sensitivity coefficient of ^{135}Xe nuclide concentration

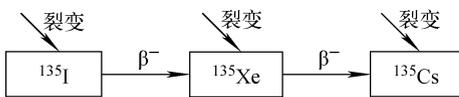


图 4 ^{135}Xe 燃耗链

Fig. 4 ^{135}Xe burnup chain

2.2 不确定度分析

基于灵敏度分析的结果,量化了裂变产额和半衰期数据对 TMI-1 栅元的无限增殖因数和原子核密度计算结果引入的相对不确定

度。图 5 示出寿期末(燃耗深度为 60 $\text{GW} \cdot \text{d}/\text{tU}$)一些核素的原子核密度由裂变产额引入的相对不确定度。结果表明,考虑裂变产额相关性后相对不确定度的计算结果显著降低。对于栅元 k_{inf} ,半衰期引入的相对不确定度极小可忽略,在寿期末仅为 0.001%。裂变产额引入的相对不确定度在燃耗过程中的变化如图 6 所示,考虑裂变产额相关性后相对不确定度同样显著降低,在寿期末仅为 0.06%。对于原子核

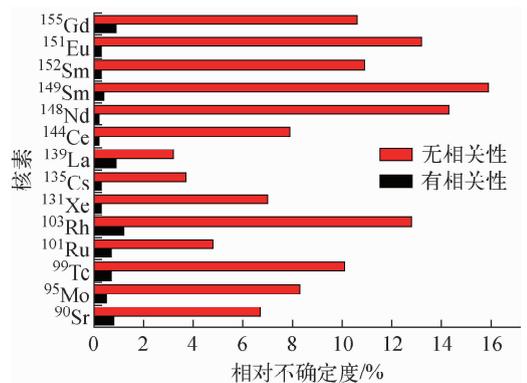


图 5 裂变产额引入的原子核密度的相对不确定度
Fig. 5 Relative uncertainty of nuclide concentration from fission yield

密度,表4列出寿期末重要裂变产物的原子核密度由裂变产额(考虑相关性)和半衰期数据引入的相对不确定度。结果表明:半衰期引入的相对不确定度均较小,但 ^{151}Eu 除外,这是由于 ^{151}Eu 的原子核密度对 ^{151}Sm 半衰期的灵敏度很大,而 ^{151}Sm 半衰期具有8.9%的标准差;而裂变产额引入的相对不确定度相对较大,其中 ^{109}Ag 原子核密度的相对不确定度达到9.9%,主要是由于对应的独立裂变产额和质量产额数据有较大的相对不确定度。对于寿期末重核的原子核密度,裂变产额(考虑相关性)和半衰期数据引入的相对不确定度均在0.1%以下。本文对TMI-1栅元的 k_{inf} 和原子核密度相对不确定度的计算结果与Cabellos等^[18]使

用统计学抽样方法和精细燃耗链获得的相对不确定度结果符合。

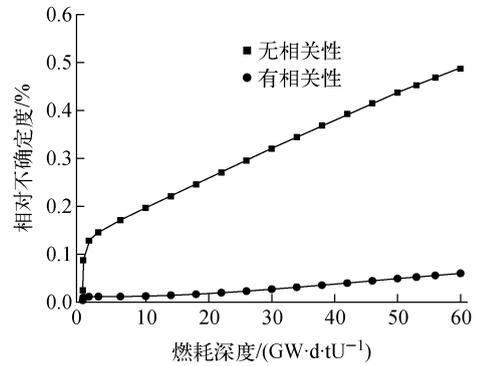


图6 裂变产额引入的 k_{inf} 的相对不确定度
Fig. 6 Relative uncertainty of k_{inf} from fission yield

表4 裂变产物原子核密度的相对不确定度

Table 4 Relative uncertainty of fission product nuclide concentration

核素	相对不确定度/%		核素	相对不确定度/%		核素	相对不确定度/%	
	裂变产额引入	半衰期引入		裂变产额引入	半衰期引入		裂变产额引入	半衰期引入
^{79}Se	3.4	0.0	^{133}Cs	0.2	0.0	^{147}Sm	0.5	0.0
^{90}Sr	0.8	0.0	^{134}Cs	0.3	0.0	^{149}Sm	0.4	0.0
^{95}Mo	0.5	0.0	^{135}Cs	0.3	0.1	^{150}Sm	0.5	0.0
^{99}Tc	0.7	0.0	^{137}Cs	0.3	0.0	^{151}Sm	0.3	0.0
^{101}Ru	0.7	0.0	^{139}La	0.9	0.0	^{152}Sm	0.3	0.0
^{106}Ru	1.3	0.3	^{144}Ce	0.2	0.0	^{151}Eu	0.3	8.8
^{103}Rh	1.2	0.0	^{142}Nd	0.8	0.0	^{153}Eu	0.6	0.0
^{109}Ag	9.9	0.0	^{143}Nd	0.3	0.0	^{154}Eu	0.7	0.0
^{125}Sb	4.9	0.0	^{144}Nd	0.2	0.0	^{155}Eu	0.9	0.0
^{129}I	2.0	0.0	^{145}Nd	0.2	0.0	^{155}Gd	0.9	0.3
^{135}I	2.8	0.3	^{146}Nd	0.2	0.0	^{156}Gd	1.3	0.0
^{131}Xe	0.3	0.0	^{148}Nd	0.2	0.0	^{157}Gd	2.2	0.2
^{135}Xe	0.4	0.1	^{147}Pm	0.5	0.0	^{158}Gd	3.4	0.1

3 小结

基于广义微扰理论推导了燃耗计算响应参数对于裂变产额和半衰期的灵敏度计算模型,在NECP-SUNDEW的基础上开发了裂变产额和半衰期的灵敏度和不确定度分析功能。使用开发的程序计算了UAM基准题TMI-1栅元 k_{inf} 和原子核密度对各种裂变产额和半衰期数据的灵敏度,并用直接数值扰动方法对计算结果进行了验证。发现栅元 k_{inf} 对于裂变产额和半衰期的灵敏度较小,而原子核密度对于裂变

产额和半衰期的灵敏度较大,由具体的燃耗转化关系决定。考虑裂变产额的相关性,产生了针对压缩燃耗数据库的裂变产额协方差矩阵,并量化了栅元 k_{inf} 和原子核密度由裂变产额和半衰期引入的相对不确定度。栅元 k_{inf} 由半衰期引入的相对不确定度可忽略,由裂变产额引入的相对不确定度很小,在寿期末仅为0.06%。裂变产额和半衰期对部分裂变产物的原子核密度会引入较大的相对不确定度,如 ^{109}Ag 和 ^{151}Eu 。

参考文献:

- [1] PUSA M. Incorporating sensitivity and uncertainty analysis to a lattice physics code with application to CASMO-4[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2012, 40(1): 153-162.
- [2] VU T M, KITADA T. Impact of thorium capture cross section uncertainty on the thorium utilized ADS reactivity calculation[J]. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2014, 2014(2): 175-180.
- [3] FIORITO L, PIEDRA D, CABELLOS O, et al. Inventory calculation and nuclear data uncertainty propagation on light water reactor fuel using ALEPH-2 and SCALE 6.2[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 83: 137-146.
- [4] FIORITO L, DIEZ C, CABELLOS O, et al. Fission yield covariance generation and uncertainty propagation through fission pulse decay heat calculation[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2014, 69: 331-343.
- [5] ALIBERTI G, PALMIOTTI G, SALVATORES M, et al. Nuclear data sensitivity, uncertainty and target accuracy assessment for future nuclear systems[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2006, 33: 700-733.
- [6] BUSS O, HOEFER A, NEUBER J C. NUDUNA-nuclear data uncertainty analysis[C]//International Conference on Nuclear Criticality (ICNC). Edinburgh, Scotland: [s. n.], 2011.
- [7] REARDEN B, JESSEE M, WILLIAMS M. TSUNAMI-1D: Control module for one dimensional cross-section sensitivity and uncertainty [R]. USA: Oak Ridge National Laboratory, 2011.
- [8] ZU T J, YANG C, CAO L Z, et al. Nuclear data uncertainty propagation analysis for depletion calculation in PWR and FR pin-cells[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2016, 94: 399-408.
- [9] CAO L Z, YANG C, ZU T J, et al. Nuclear data uncertainty propagation analysis for PWR depletion calculation[C]//PHYSOR 2016. USA: [s. n.], 2016.
- [10] IVANOV K, AVRAMOVA M, KODELI I A, et al. Benchmark for uncertainty analysis in modeling (UAM) for design, operation and safety analysis of LWRs[R]. Citeseer: [s. n.], 2007.
- [11] CABELLOS O. Presentation and discussion of the UAM/exercise I-1b: "Pin-Cell Burn-Up Benchmark" with the hybrid method[J]. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2013, 2013(3): 1-12.
- [12] TAKEDA T, UMANO T. Burnup sensitivity analysis in a fast breeder reactor, Part I: Sensitivity calculation method with generalized perturbation theory[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 1985, 91(1): 1-10.
- [13] CHIBA G, OKUMURA K, OIZUMI A, et al. Sensitivity analysis of fission product concentrations for light water reactor burned fuel[J]. *J Nucl Sci Technol*, 2010, 47: 652-660.
- [14] DEVILLERS C. The importance of fission product nuclear data in reactor design and operation [R]. Petten: International Atomic Energy Agency, 1977.
- [15] KATAKURA J. Uncertainty analyses of decay heat summation calculations using JENDL, JEFF, and ENDF files[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2013, 50(8): 799-807.
- [16] LI Y, TIAN C, ZHENG Y, et al. NECP-CAC-TI: Pressurized water reactor lattice code development[C]//Transactions of the American Nuclear Society. San Antonio: [s. n.], 2015.
- [17] HUANG K, WU H C, LI Y Z, et al. Generalized depletion chain simplification based on significance analysis[C]//PHYSOR 2016. USA: [s. n.], 2016.
- [18] CABELLOS O, PIEDRA D, DIEZ C J. Impact of the fission yield nuclear data uncertainties in the pin-cell burnup OECD/NEA UAM benchmark[C]//PHYSOR 2014. Japan: [s. n.], 2014.