

基于统计抽样的压水堆燃料组件 性能分析不确定度量化研究

邹晓阳, 曹良志*, 刘宙宇, 吴宏春

(西安交通大学 核科学与技术学院, 陕西 西安 710049)

摘要:为能在给出数值模拟结果的同时提供置信区间, 本文开展了压水堆燃料性能分析、组件燃耗和热工水力学分析计算的不确定度量化研究。采用西安交通大学自主开发的不确定度分析程序平台 NECP-UNICORN, 分别耦合了轻水堆燃料性能分析程序 FEMAXI、压水堆群常数计算程序 NECP-Bamboo-Lattice 和热工水力子通道程序 CTF。首先针对不同物理过程的特点, 分析需要考虑的不确定度来源。然后针对核数据协方差矩阵稀疏且不满秩的特点, 应用 COST 方法以减少样本量。结果表明, 对于燃料性能分析, 边界条件、几何参数和材料性质对燃料中心温度有显著影响。对于燃耗过程, 核数据和几何参数对特征值、功率分布、两群常数和核子密度的不确定度有显著影响。对于热工水力分析过程, 边界条件、几何参数和模型系数对冷却剂温度和包壳温度的不确定度有较大影响。针对每种物理场, 分别量化其输入输出参数的不确定度, 对于后续量化复杂系统多物理耦合过程的不确定度具有重要意义。

关键词: 不确定度量化; 燃料性能; 燃耗; 热工水力

中图分类号: TL32

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2022)02-0239-10

doi: 10. 7538/yzk. 2021. youxian. 0935

Uncertainty Quantification of PWR Fuel Assembly Performance Analysis Based on Statistical Sampling Method

ZOU Xiaoyang, CAO Liangzhi*, LIU Zhouyu, WU Hongchun

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

Abstract: The design and safe operation of nuclear reactor are inseparable from high-precision and high-resolution simulation program. With the development of calculation methods and the progress of computer hardware, high-fidelity numerical reactor technology becomes a research hotspot. However, due to the complexity of the objective world and the limitation of human cognitive level, there is uncertainty in any measurement and mathematical-physical modeling process. Therefore, the simulation results need to provide the corresponding uncertainty as the confidence interval to meet the requirements of high confidence in numerical reactor technology. In order to promote the development of sensitivity and uncertainty analysis of reactor system, OECD/NEA

(Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency) issued the UAM-LWRs (uncertainty analysis in modelling of light water reactors) benchmark. The exercises are carried out in 3 phases that is neutronics phase, core phase and system phase. In the neutronics phase, the uncertainty of nuclear data is transferred from the evaluation nuclear database files (ENDF) to multi-group micro sections, and then to macro few-group sections and key parameters of steady-state core calculation. The core phase includes three independent physical processes which is fuel performance analysis, time-dependent neutronics and bundle thermal-hydraulic. The system phase includes multi-physics coupling calculation, and finally gives the best estimation plus uncertainty (BEPU) result. In order to provide confidence interval while giving numerical simulation results, the uncertainty quantification of fuel performance, assembly burnup and thermal-hydraulic analysis was carried out based on the second phase (core phase) of UAM-LWRs benchmark. Using the uncertainty analysis platform NECP-UNICORN independently developed by Xi'an Jiaotong University, the light water reactor fuel analysis code FEMAXI, the lattice physics program NECP-Bamboo-Lattice and the subchannel thermal-hydraulic code CTF were coupled respectively. Firstly, according to the characteristics of different physical processes, the sources of uncertainty to be considered were analyzed. Then, according to the characteristics of sparse and unfilled rank covariance matrix of nuclear data, COST method was applied to reduce the sample size. It is found that for fuel performance analysis, boundary conditions, geometric parameters and material properties have significant effects on the uncertainty of fuel center temperature. For the burnup process, the nuclear data and manufacturing parameters have a significant impact on the uncertainty of eigenvalues, power distribution, two-group constants and nucleon density. For thermal hydraulic analysis process, boundary conditions, geometric parameters and model coefficients have a great influence on the uncertainty of coolant and cladding temperature. For each physical field, quantifying the uncertainty of its input and output parameters is of great significance for quantifying the uncertainty of multi-physical coupling process of complex system.

Key words: uncertainty quantification; fuel performance; burnup; thermal hydraulics

反应堆的设计和安全运行离不开高精度、高分辨率的模拟仿真计算程序,随着计算方法的发展和计算机硬件的进步,高保真数值反应堆技术成为研究热点。但由于客观世界的复杂性和人类认知水平的限制,任何测量和数学-物理建模过程都存在不确定性,因此模拟仿真计算结果需要提供相应的不确定度作为置信区间,以满足数值反应堆技术中高置信度的要求。

为推动反应堆系统不确定度量化研究的发展,经济合作组织核能局(OECD/NEA)成立了不确定性分析专家组(UAM),并发布了针对轻水堆系统不确定度量化的基准题 UAM-

LWRs。该基准题将轻水堆系统的不确定度量化分为 3 个研究阶段:中子学阶段^[1]、堆芯阶段^[2]和系统阶段^[3]。中子学阶段主要研究核数据的不确定度在稳态中子学计算中的传递过程,核数据的不确定度从评价核数据库(ENDF)传递给多群微观截面,而后传递给宏观少群截面以及稳态堆芯计算的关键参数。堆芯阶段包括燃料性能分析、与时间相关的中子学计算、组件热工水力计算 3 个独立的物理过程。系统阶段包括多物理耦合计算,并最终给出最佳估算加不确定度结果(BEPU)。将 BEPU 与保守计算结果进行对比,能进一步确保反应堆系统的安全性并减

小安全裕量,提高经济性。

因此,针对每种物理场,分别量化其输入输出参数的不确定度,对于后续量化复杂系统多物理耦合过程的不确定度具有重要意义。本文利用西安交通大学自主开发的不确定度量化程序 NECP-UNICORN^[4-5],采用面向协方差矩阵的样本变换方法(COST)^[6]实现核数据的相关性抽样,针对 UAM-LWRs 不确定度量化基准题中的 TMI-1 压水堆燃料组件,分别对燃料性能分析、燃耗计算以及热工水力分析过程进行不确定度量化。

1 不确定度来源

1.1 燃料性能分析

燃料性能分析程序通过模拟燃料的行为评估其性能、模拟所设计的实验过程并对实验现象进行解释、对正常运行或事故工况进行安全分析。由于燃料性能分析过程涉及众多输入参数,燃料性能分析程序计算结果的不确定度主要来源于以下几个方面:1) 边界条件的不确定度,包括系统压力、冷却剂流量、系统功率、入口冷却剂温度;2) 几何的不确定度,包括包壳内径、外径、厚度、粗糙度,燃料芯块外径、富集度、粗糙度、密度和气体压力等;3) 材料特性的不确定度,包括燃料热导率和包壳热导率等。

1.2 燃耗计算

燃耗计算旨在分析燃料在寿期内的运行状态以及由此产生的中子学效应,对堆芯设计和燃料管理具有重要意义。燃耗计算的不确定度主要来源于核数据的不确定度、几何参数的不确定度和数学-物理模型近似引入的不确定度。近年来,随着高保真数值反应堆技术的发展,数学-物理模型简化近似对计算结果引入的不确定度可忽略不计,而核数据以及几何参数的不确定度成为核反应堆物理计算中最重要的不确定度来源。

1) 核数据不确定度

核数据来源于微观实验测量和核物理理论模型计算,并经过评估过程与宏观实验结果进行对比验证,不可避免地存在一定的不确定度。核数据的不确定度在 ENDF-6 格式^[7]的评价核数据库中被称为协方差文件(包含核数据的方差和协方差),并定义了如下协方差文件类型:MF30(从参数协方差和灵敏度获得的数据协

方差)、MF31(平均裂变中子数的数据协方差)、MF32(共振参数的数据协方差)、MF33(反应截面的数据协方差)、MF34(角分布的数据协方差)、MF35(能量分布的数据协方差)、MF40(放射性核素产生的数据协方差)。此外,还应考虑衰变常量及裂变产额的不确定度。

2) 燃料组件几何参数的不确定度

燃料组件几何参数包括燃料内径和外径、包壳厚度、燃料芯块直径、燃料密度、气体压力和燃料富集度。假设所有参数都服从正态分布,且相互之间没有相关性。

1.3 热工水力分析

热工水力分析程序基于简化的守恒方程,使用数值近似方法求解不精确的数学公式。经验公式众多,且公式的有效范围有限。此外,边界条件和初始条件通常不是完全已知,这也是不确定度的来源。因此,热工水力程序计算结果的不确定度主要来源于以下几个方面:1) 边界条件的不确定度,包括系统压力、冷却剂流量、系统功率、入口冷却剂温度和功率分布;2) 几何的不确定度,包括燃料棒偏移和燃料棒外径;3) 模型系数的不确定度,包括单相混合系数、两相混合系数、传热系数、每种流态的阻力系数、定位格架损失系数和壁面摩擦系数等。

综上所述,3种物理场的不确定度分析都考虑了几何参数/制造偏差的影响,但不同物理场考虑的参数及其不确定度不同。对于燃料性能分析过程,需要考虑对热量传导有影响的参数,如尺寸和表面粗糙度等;对于燃耗过程,需要考虑对中子行为有影响的参数,具体表现为对核子密度的影响;对于热工水力分析,需要考虑对冷却剂流道截面积有影响的参数,如直径和安装位置的偏移。

2 抽样方法

对多个独立变量抽样时,根据每个变量的概率分布函数,采用拉丁超立方体抽样进行多次独立抽样得到样本。但对于核数据,输入参数为存在相关关系的高维正态分布变量,通常需首先对同维度标准正态分布总体进行抽样,然后将其样本与转换矩阵相乘^[8]。

设输入参数为 \mathbf{X} , 维度为 n , \mathbf{X} 的均值向量为 $\boldsymbol{\mu} = [\mu_1, \mu_2, \dots, \mu_n]^T$, \mathbf{X} 的协方差矩阵为 $\boldsymbol{\Sigma}$,

则 $X \sim N_n(\mu, \Sigma)$; 设 $Z \sim N_n(0, I)$ 表示标准正态分布, 其中 I 为单位矩阵, Z_s 为根据标准正态分布 Z 抽样得到的样本, 维度为 $n \times p$ (p 为抽样样本容量)。此时利用式(1)即可得到输入参数 X 的样本 X_s :

$$X_s = AZ_s + V, V = [\overbrace{\mu, \mu, \dots, \mu}^p] \quad (1)$$

其中: X_s 为输入参数 X 的样本集; Z_s 为来自标准正态分布 $Z \sim N_n(0, I)$ 的样本; A 为转换矩阵, 维度为 $n \times n$; V 为均值向量 μ 的扩展矩阵, 维度为 $n \times p$ 。

根据 2 个正态分布随机变量总体 X 和 Z 之间的关系, 转换矩阵 A 需使式(2)成立:

$$AA^T = \Sigma \quad (2)$$

对于传统抽样方法, 此时 A 可选取由 Σ 矩阵 Cholesky 分解得到的下三角矩阵, 也可通过 Σ 矩阵特征值分解得到。传统抽样方法生成的多元正态分布样本所引入的误差来源于有限样本容量下标准正态分布样本 Z_s 的协方差矩阵不等于单位矩阵 I , 意味着样本 Z_s 无法完全描述标准正态分布总体 Z 。同时, 可发现 Σ 矩阵在多输入参数情况下, 通常具有稀疏、不满秩的特征。

基于上述问题, 本文采用 COST 方法对核数据进行抽样。COST 方法的关键是确定转换矩阵, 使经过线性变换后的样本协方差矩阵等于给定的输入参数协方差矩阵 Σ 。假设根据标准正态分布抽样得到的样本 Z_s 的协方差矩阵为 I^* , 维度为 $n \times n$, 样本的均值向量为 O , 其值均为 0; A 为可使样本协方差矩阵等于输入参数协方差矩阵 Σ 的转换矩阵。可以证明, 无论 A 取何值, 线性变换后样本均值向量仍为 $O^{[6]}$ 。令转换后的样本协方差矩阵等于 Σ , 则有:

$$(X_s - V)(X_s - V)^T = (AZ_s)(AZ_s)^T = (p - 1)\Sigma \implies AI^*A^T = \Sigma \quad (3)$$

A 矩阵的构造可通过协方差矩阵 Σ 和 I^* 的奇异值分解或特征值分解实现。

COST 方法的转换矩阵 A 由来自标准正态分布的样本协方差矩阵 I^* 和输入参数协方差矩阵 Σ 共同决定。该方法人为控制随机过程, 克服了抽样过程中由来自标准正态分布的样本引入的误差, 并可 将最小样本容量确定为输入参数协方差矩阵秩的大小。因此 COST 方法区别于传统抽样方法, 是一个定向手动挑

选样本的过程, 本质上已不是一个完全随机的过程, 体现了确定论方法的特征和优势^[9]。

3 数值结果

3.1 模型描述

本研究用于燃耗计算和热工水力分析的算例为 TMI-1 燃料组件, 燃料棒为 15×15 排列, 具体布置如图 1 所示, 几何参数如表 1 所列, 运行工况为热态满功率 (HFP)。本文后续燃料性能分析、燃耗计算和热工水力分析均基于此模型。

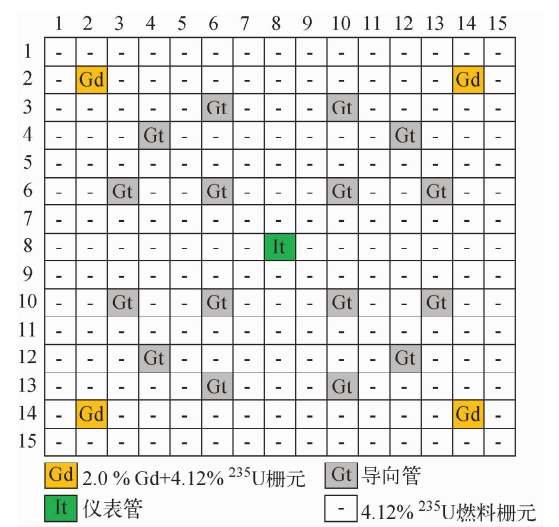


图 1 TMI-1 燃料组件布置

Fig.1 TMI-1 fuel assembly pin layout

表 1 TMI-1 燃料组件几何参数

Table 1 TMI-1 fuel assembly dimensions and parameter

参数	数值	参数	数值
包壳外径, mm	10.922	燃料芯块密度, %TD	93.8
包壳内径, mm	9.580	导向管外径, mm	13.462
包壳厚度, mm	0.673	导向管内径, mm	12.649
栅元尺寸, mm	14.427	仪表管外径, mm	12.522
燃料芯块外径, mm	9.390	仪表管内径, mm	11.201
燃料芯块高度, mm	11.400	冷却剂密度, kg/m ³	748.4
燃料富集度, %	4.85	气体压力, MPa	1.2

3.2 燃料性能分析

TMI-1 燃料棒的全寿期功率历史如图 2 所示, 寿期末的燃耗深度约为 60 GW · d/tU。采用轻水堆燃料性能分析程序 FEMAXI 进行建模计算, 与不确定度量 化分析程序 NECP-

UNICORN进行耦合。采用统计学抽样方法,同时考虑边界条件、几何参数和材料性能等输入参数的不确定度,根据对不同样本数量统计涨落的研究^[10],样本容量选为 200。

Lattice^[11-12],对燃耗过程进行模拟仿真计算。组件功率密度设置为 33.75 W/gU,初始燃料组件为全新,燃耗深度为 60 GW·d/tU。

表 2 燃料性能分析中输入参数的不确定度

Table 2 Uncertainty of input parameter in fuel performance analysis			
类别	参数	不确定度 (3σ)	概率分布
边界条件	系统压力	±0.225 MPa	正态分布
	冷却剂流量	±3.0 %	正态分布
	系统功率	±0.75 %	正态分布
	入口冷却剂温度	±4.5 K	正态分布
	包壳厚度	±0.025 mm	正态分布
几何参数	燃料芯块外径	±0.02 mm	正态分布
	燃料密度	±1.5 %	正态分布
	气隙厚度	±0.024 mm	正态分布
	²³⁵ U 富集度	±0.06 %	正态分布
	芯块粗糙度	±0.75 μm	正态分布
材料特性	包壳粗糙度	±0.075 μm	正态分布
	气体压力	±0.1 MPa	均匀分布
	燃料导热系数	±0.5 W/(m·K)	正态分布
	燃料热膨胀	±15 %	正态分布
	包壳导热系数	±5 W/(m·K)	正态分布
	包壳热膨胀	±30 %	正态分布

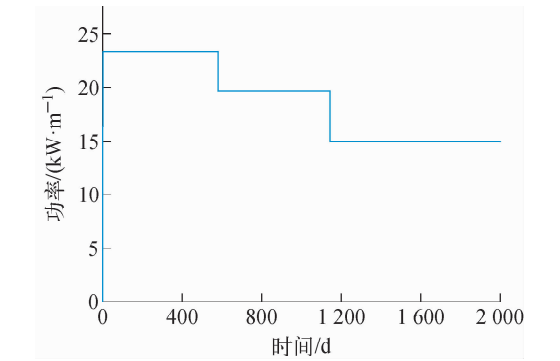


图 2 TMI-1 燃料栅元的功率历史
Fig. 2 TMI-1 fuel pin power history

本文所研究参数的不确定度来自于 UAM-LWRs Phase II 的基准题手册,需要考虑的参数及不确定度范围列于表 2。

综合考虑上述所有输入参数的不确定度得到燃料中心温度和包壳表面温度的不确定度,如图 3 所示。

图 3 表明,对于 TMI-1 压水堆燃料棒在 0~60 GW·d/tU 的燃耗过程中,燃料中心温度的不确定度在同一功率水平下随燃耗的加深逐渐增大;包壳表面温度的不确定度随燃耗的加深变化不大,约为±5℃。

3.3 组件燃耗计算

采用西安交通大学 NECP 实验室自主开发的压水堆少群常数计算软件NECP-Bamboo_

采用西安交通大学 NECP 实验室自主开发的不确定度量化分析程序平台 NECP-UNICORN 进行不确定度分析。采用统计学抽样方法,分别对核数据以及几何参数的不确定度进行抽样。对于核数据的不确定度,协方差来自于 ENDF/B-VII.1 评价核数据库^[13],并利用核数据处理程序 NJOY^[14]处理成 WIMS-69 群格式,具体核素列于表 3。几何参数及其不确

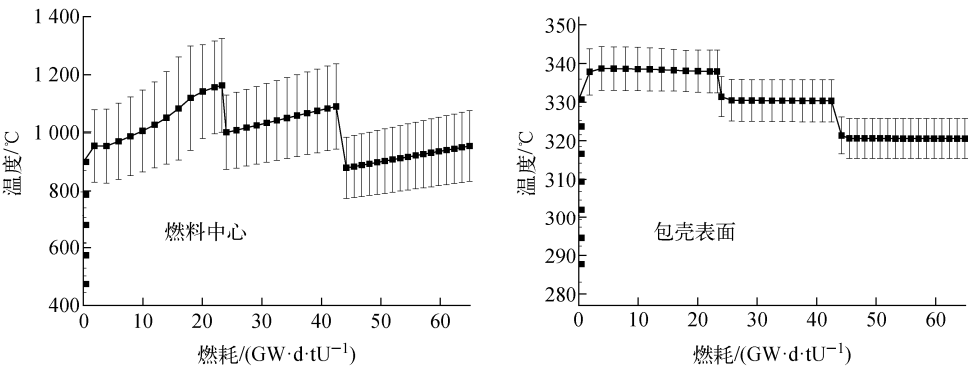


图 3 最大燃料中心温度和包壳表面温度及其不确定度 (3σ)
Fig. 3 Maximum fuel center temperature and cladding surface temperature and uncertainty (3σ)

表 3 燃料组件燃耗不确定度量化所考虑的核素

Table 3 Analyzed nuclide in uncertainty analysis for fuel-assembly burnup

类型	核素
轻核素	^1H 、 ^{16}O
结构材料	$^{90,91,92,94,96}\text{Zr}$ 、 ^{56}Fe
裂变产物	^{99}Tc 、 ^{103}Rh 、 $^{101,103,106}\text{Ru}$ 、 $^{105,107,108}\text{Pd}$ 、 ^{109}Ag 、 ^{127}I 、 $^{133,135}\text{Cs}$ 、 $^{131,134}\text{Xe}$ 、 $^{153,155}\text{Eu}$ 、 $^{154,155,156,157,158}\text{Gd}$ 、 $^{143,145}\text{Nd}$ 、 ^{147}Pm 、 $^{149,151}\text{Sm}$ 、 $^{166,167}\text{Er}$
重核素	$^{234,235,236,238}\text{U}$ 、 $^{238,239,240,241,242}\text{Pu}$ 、 ^{237}Np 、 $^{241,243}\text{Am}$ 、 $^{242,243,244}\text{Cm}$

定度来自于 UAM-LWRs Phase II 的基准题手册,如表 4 所列。

表 4 几何参数的不确定度

Table 4 Geometric parameter uncertainty

参数	期望值	不确定度(3σ)	概率分布
包壳内直径	9.58 mm	±0.04 mm	正态分布
包壳厚度	0.673 mm	±0.04 mm	正态分布
燃料芯块直径	9.39 mm	±0.013 mm	正态分布
燃料密度	10.208 g/cm ³	±0.91%	正态分布
间隙气体压强	2 MPa	±0.07 MPa	正态分布

由于不同类型的核反应截面之间具有相关性,因此采用 COST 方法对核数据进行抽样,样本容量等于协方差矩阵的秩,为 167。几何参数之间没有相关性,因此采用拉丁超立方体抽样(LHS),样本容量为 167。根据以前的研究结果,该样本容量能满足抽样的精度要求。

组件特征值 k_{inf} 及其不确定度(1σ)随燃耗的变化如图 4 所示。从图 4 可看出,寿期初的 k_{inf} 不确定度最大,为 850 pcm;随着燃耗的加深,特征值的不确定度逐渐减小,寿期末的 k_{inf}

不确定度为 475 pcm。

寿期初和寿期末的组件棒功率分布及其相对不确定度(1σ)如图 5 所示。由图 5 可见,功率相对不确定度最大值出现在含 Gd 燃料棒处,寿期初为 0.60%,寿期末为 0.28%。随着燃耗的加深,组件功率分布逐渐展平,所以功率相对不确定度也逐渐减小。

两群常数的相对不确定度列于表 5。从表 5 可看出,两群常数 D_1 、 D_2 和散射截面 Σ_{a1} 、 Σ_{a2} 的不确定度随燃耗的变化不大,而宏观裂变产额 $\nu\Sigma_{f,1}$ 和 $\nu\Sigma_{f,2}$ 随燃耗的加深,相对不确定度显著增大。 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 和 ^{241}Pu 4 种重核素的核子密度的相对不确定度随燃耗的变化如图 6 所示。由图 6 可看出,随着燃耗的加深, ^{235}U 核子密度的相对不确定度逐渐升高,最大为 3.23%; ^{238}U 核子密度的相对不确定度基本保持不变,约为 0.36%; ^{239}Pu 和 ^{241}Pu 的核子密度开始逐渐增多,相对不确定度也逐渐增大,寿期末分别为 2.78%和 2.54%。

3.4 热工水力分析

为分析 TMI-1 燃料组件输入参数的不确定度在热工水力计算中的传递过程,采用热工水力子通道程序 CTF^[15] 进行建模,分别考虑稳态和瞬态过程的不确定度量化。采用拉丁超立方体抽样,根据对不同样本数量统计涨落的研究^[10],样本容量选为 200,分别对边界条件、模型系数和几何参数进行抽样。在热工水力分析的不确定度量化领域,通常会根据现象识别与排序表(PIRT 表)来识别不确定度来源,并结合敏感性分析和实验数据来确定不确定度的范围和分布。本文所研究参数及其不确定度来自于 UAM-LWRs Phase II 的基准题手册,需要考虑的参数以及不确定度范围如表 6 所列。

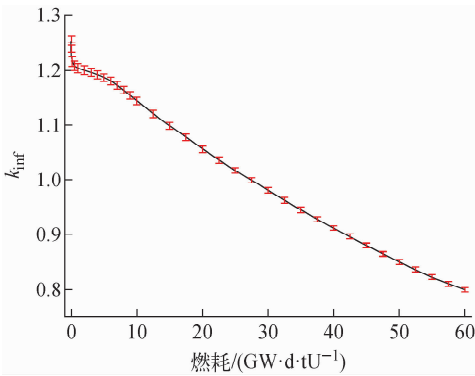


图 4 k_{inf} 及其不确定度(1σ)随燃耗的变化
Fig. 4 k_{inf} and uncertainty (1σ) with depletion

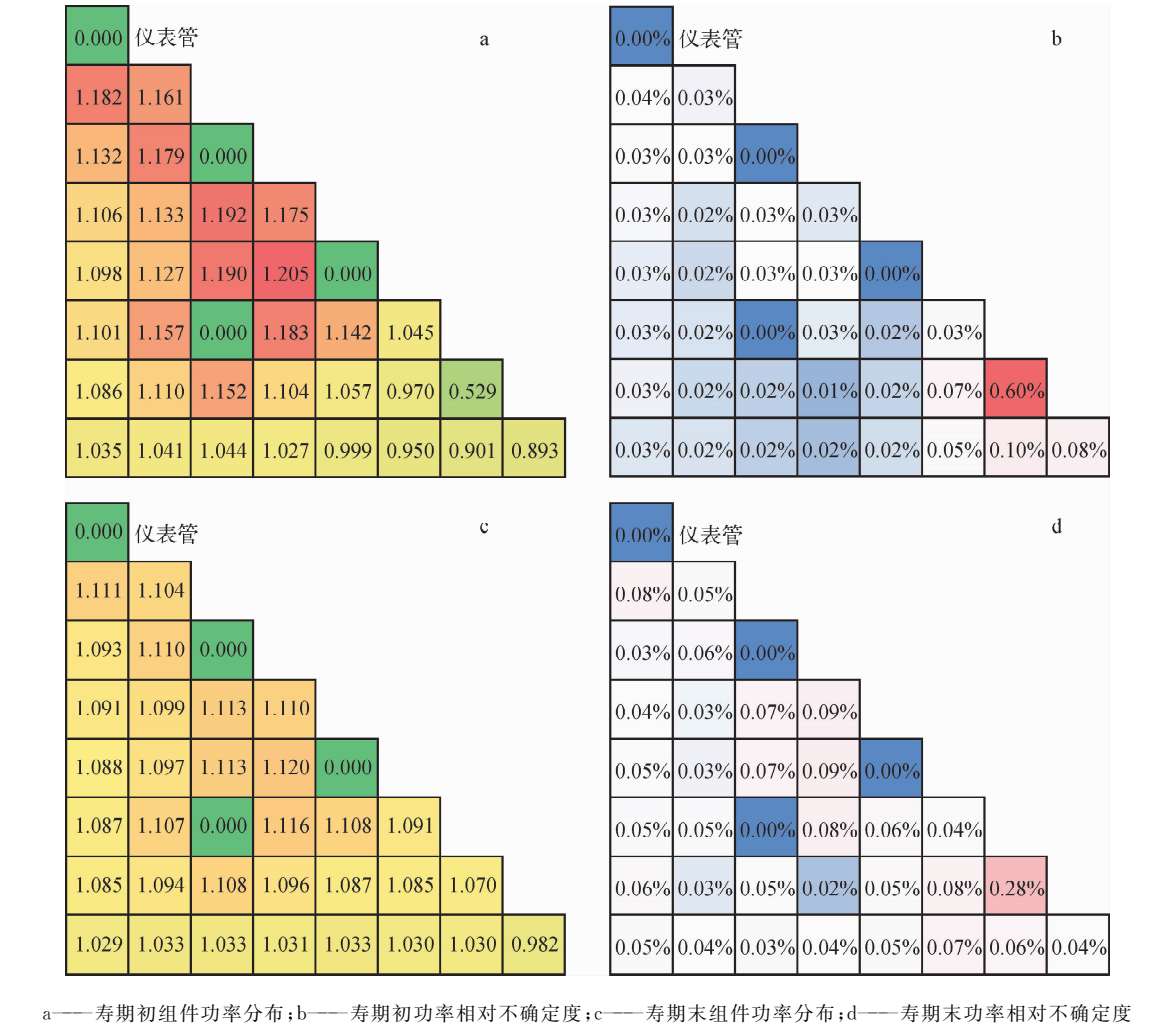


图 5 组件功率分布及其相对不确定度(1σ)

Fig. 5 Assembly power distribution and relative uncertainty (1σ)

表 5 两群常数的相对不确定度

Table 5 Relative uncertainty of two-group constant

两群常数	寿期初		寿期末	
	期望值	相对不确定度(1σ)/%	期望值	相对不确定度(1σ)/%
D_1	1. 126	1. 04	1. 108	1. 02
D_2	$3. 270\times 10^{-1}$	0. 55	$3. 211\times 10^{-1}$	0. 51
$\Sigma_{a,1}$	$1. 034\times 10^{-2}$	0. 69	$1. 206\times 10^{-2}$	0. 87
$\Sigma_{a,2}$	$1. 081\times 10^{-1}$	0. 35	$1. 060\times 10^{-1}$	1. 64
$\nu\Sigma_{f,1}$	$8. 097\times 10^{-3}$	0. 77	$4. 464\times 10^{-3}$	1. 55
$\nu\Sigma_{f,2}$	$1. 661\times 10^{-1}$	0. 80	$1. 204\times 10^{-1}$	2. 36
$\Sigma_{s1,1}$	$2. 682\times 10^{-1}$	1. 10	$2. 730\times 10^{-1}$	1. 08
$\Sigma_{s1,2}$	$1. 749\times 10^{-2}$	0. 96	$1. 574\times 10^{-2}$	1. 13
$\Sigma_{s2,1}$	$2. 026\times 10^{-3}$	0. 66	$1. 935\times 10^{-3}$	1. 61
$\Sigma_{s2,2}$	$9. 091\times 10^{-1}$	0. 61	$9. 302\times 10^{-1}$	0. 63

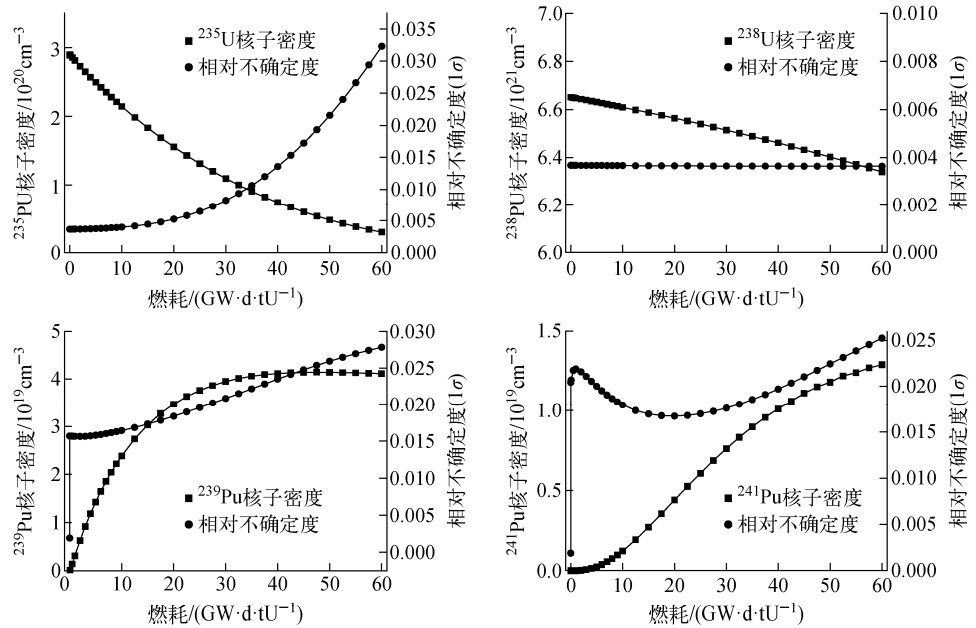


图 6 核子密度及其相对不确定度

Fig. 6 Nucleon density and relative uncertainty

表 6 热工水力分析过程输入参数的不确定度

Table 6 Uncertainty of input parameter in thermal-hydraulic analysis

类别	参数	不确定度 (3σ)	概率分布
边界条件	系统压力	±1.0%	正态分布
	冷却剂流量	±1.5%	正态分布
	系统功率	±1.0%	正态分布
	入口冷却剂温度	±1.0 K	均匀分布
	功率分布	±3.0%	正态分布
几何参数	燃料棒偏移	±0.45 mm	正态分布
	燃料棒直径	±0.02 mm	正态分布
模型系数	单相混合系数	±42%	正态分布
	两相混合系数	±24%	正态分布
	空泡漂移比例系数	±14%	正态分布
	泡核沸腾传热系数	±24%	正态分布
	界面阻力系数(泡状流)	±32%	正态分布
	界面阻力系数(液滴流)	±26%	正态分布
	界面阻力系数(膜状流)	±36%	正态分布

1) 稳态分析

稳态分析的组件功率为 3.915 MW,系统压力为 15.2 MPa,入口冷却剂温度为 291.85 ℃,冷却剂流量为 20.5 kg/s。稳态热工水力分析结果的不确定度如表 7 所列,最大冷却剂温度

为(325.20±1.05) ℃,最大包壳温度为(336.80±1.29) ℃,冷却剂压降为(31.50±0.12) kPa。其中一个子通道的冷却剂温度和包壳温度随轴向高度的变化及其不确定度如图 7、8 所示。

表 7 稳态热工水力分析结果的不确定度

Table 7 Uncertainty of steady-state thermal hydraulic analysis result

输出参数	平均值	不确定度(3σ)
最大冷却剂温度,℃	325.20	1.05
最大包壳温度,℃	336.80	1.29
压降,kPa	31.50	0.12

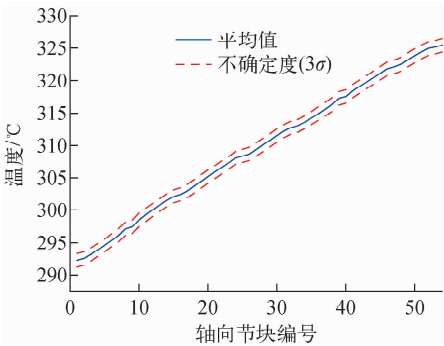


图 7 子通道冷却剂温度及其不确定度

Fig. 7 Subchannel coolant temperature and uncertainty

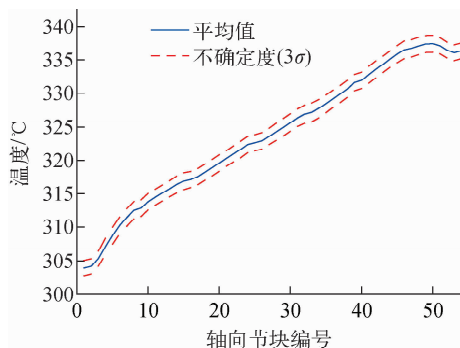


图 8 子通道包壳温度及其不确定度

Fig. 8 Subchannel cladding temperature and uncertainty

2) 瞬态分析

瞬态起始状态与稳态相同,瞬态过程中各边界条件的变化如图 9 所示。功率、压力和入口冷却剂温度基本保持不变,冷却剂流量在 0~2.6 s 内逐渐降低,随后又逐渐升高。瞬态过程在 0、2.6、5.0 s 时,冷却剂出口温度如图 10 所示。最大出口冷却剂温度位于组件中

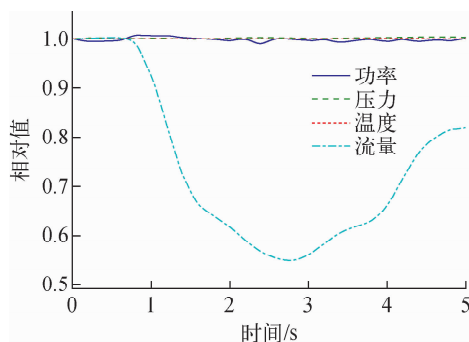
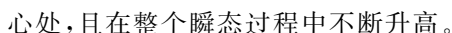


图 9 TMI-1 燃料组件瞬态过程曲线

Fig. 9 TMI-1 fuel assembly transient history plot

瞬态过程最大冷却剂温度、最大包壳温度及其不确定度如图 11 所示。由图 11 可见,在初始状态,包壳最大温度为 $(338.00 \pm 1.27) ^\circ\text{C}$,冷却剂最大温度为 $(326.00 \pm 1.06) ^\circ\text{C}$; 5.0 s 时,包壳最大温度为 $(345.00 \pm 0.62) ^\circ\text{C}$,冷却剂最大温度为 $(335.00 \pm 1.14) ^\circ\text{C}$ 。

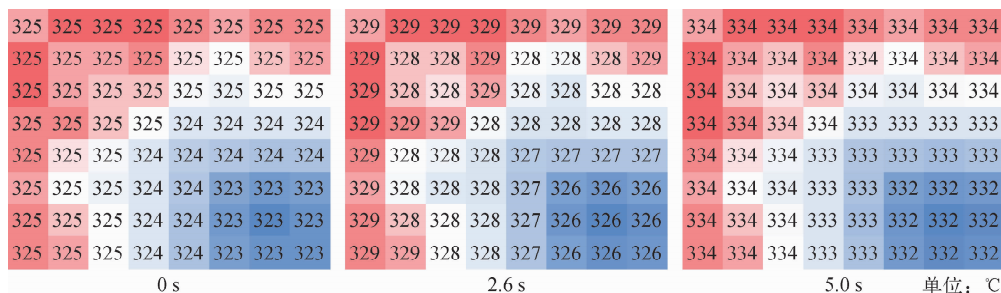


图 10 瞬态过程冷却剂出口温度

Fig. 10 Transient process outlet coolant temperature

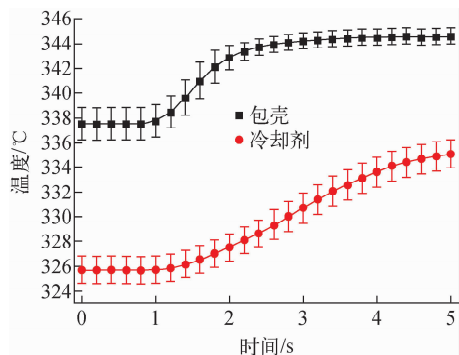
图 11 瞬态过程冷却剂和包壳最大温度及其不确定度(3σ)

Fig. 11 Maximum coolant and cladding temperature and uncertainty (3σ) in transient process

4 结论

本文基于不确定度分析程序 NECP-UNICORN, 对不确定度量化基准题 UAM-LWRs Phase II 中描述的 TMI-1 燃料组件进行燃料性能分析、燃耗计算和热工水力分析的不确定度量化研究。燃料性能分析需要考虑边界条件、几何参数和材料特性的不确定度, 燃耗计算需要考虑核数据、几何参数的不确定度, 热工水力分析需要考虑边界条件、几何参数以及模型系数的不确定度。

对于 TMI-1 燃料棒,燃料中心温度的不确定度在同一功率水平下随燃耗的加深逐渐增

大;包壳表面温度的不确定度随燃耗的加深变化不大,约为 $\pm 5\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。对于 TMI-1 燃料组件,在寿期初 k_{inf} 的不确定度最大,为 850 pcm;随着燃耗的加深,特征值的不确定度逐渐减小,寿期末 k_{inf} 的不确定度为 475 pcm。对于 TMI-1 燃料组件,稳态最大包壳温度为 $(336.80 \pm 1.29)\text{ }^{\circ}\text{C}$,最大冷却剂温度为 $(325.20 \pm 1.05)\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。在瞬态过程结束时,包壳最大温度为 $(345.00 \pm 0.62)\text{ }^{\circ}\text{C}$,冷却剂最大温度为 $(335.00 \pm 1.14)\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。

参考文献:

- [1] IVANOV K, AVRAMOVA M, KAMEROW S, et al. Benchmarks for uncertainty analysis in modeling (UAM) for the design, operation and safety analysis of LWRs, Volume I: Specification and support data for the neutronics cases (Phase I), NEA/NSC/DOC (2012) 10[R]. Paris: OECD Nuclear Energy Agency, 2016.
- [2] HOU J, DELIPEI G, BLYTH T, et al. Benchmarks for uncertainty analysis in modeling (UAM) for the design, operation and safety analysis of LWRs, Volume II: Specification and support data for the core cases (Phase II), NEA/NSC/DOC(2020)[R]. Paris: OECD Nuclear Energy Agency, 2020.
- [3] HOU J, DELIPEI G, AVRAMOVA M, et al. Benchmarks for uncertainty analysis in modeling (UAM) for the design, operation and safety analysis of LWRs, Volume III: Specification and support data for the system cases (Phase III), NEA/NSC/DOC(2021)[R]. Paris: OECD Nuclear Energy Agency, 2021.
- [4] WAN C, CAO L, WU H. Code development for eigenvalue total sensitivity analysis and total uncertainty analysis[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, 85: 788-797.
- [5] WAN C, CAO L, WU H. Total sensitivity and uncertainty analysis for LWR pin-cells with improved UNICORN code[J]. Annals of Nuclear Energy, 2017, 99: 301-310.
- [6] SUI Z, CAO L, WAN C, et al. Covariance-oriented sample transformation: A new sampling method for reactor-physics uncertainty analysis[J]. Annals of Nuclear Energy, 2019, 134: 452-463.
- [7] TRKOV A, HERMAN M, BROWN D A. ENDF-6 formats manual, BNL-90365-2009[R]. US: Brookhaven National Laboratory, 2012.
- [8] 万承辉. 核反应堆物理计算敏感性和不确定性分析及其在程序确认中的应用研究[D]. 西安: 西安交通大学, 2018.
- [9] 隋卓婕. 高保真堆芯物理瞬态分析的不确定度量方法研究[D]. 西安: 西安交通大学, 2020.
- [10] 隋卓婕, 曹良志, 万承辉, 等. 核反应堆组件计算工程参数不确定度量方法研究 [C] // COR-PHY2018. 北京: 中国核学会计算物理学会反应堆数值计算与粒子输运专业委员会和核能动力学会反应堆物理专业委员会, 2018.
- [11] LI Y, ZHANG B, HE Q, et al. Development and verification of PWR-core fuel management calculation code system NECP-Bamboo, Part I: Bamboo-lattice[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, 335: 432-440.
- [12] 李云召, 杨杰伟, 吴宏春, 等. 基于 BEAVRS 基准题的 NECP-Bamboo 程序验证与确认 [C] // 全国新堆与研究堆第十届学术报告会. 北京: 中国核学会新堆与研究堆专业委员会, 2017.
- [13] CHADWICK M, HERMAN M, OBLOŽINSKÝ, et al. ENDF/B-VIII.1 nuclear data for science and technology: Cross sections, covariances, fission product yields and decay data[J]. Nuclear Data Sheets, 2011, 112: 2 887-2 996.
- [14] MACFARLANE R, MUIR D, BOICOURT R, et al. The NJOY nuclear data processing system, Version 2012[R]. US: Los Alamos National Laboratory, 2012.
- [15] AVRAMOVA M N, SALKO R K. CTF theory manual, CASL-U-2016-1110-000[R]. US: CASL, 2016.