



核科学与工程

不同燃耗计算模型对商用压水堆乏燃料组件核素成分的影响分析*

陈熙荣^{1,2}, 谢金森^{1,2}, 于涛^{1,2}, 倪梓宁^{1,2}, 邓年彪^{2,3}, 邵增⁴, 谢浩然^{1,2}

(1. 南华大学核科学技术学院, 湖南衡阳 421001; 2. 南华大学核能与核技术工程虚拟仿真实验教学中心, 湖南衡阳 421001;
3. 南华大学资源环境与安全学院, 湖南衡阳 421001; 4. 中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: 燃耗计算精度对提高乏燃料贮存效率有着重要影响, 在应用燃耗信用制时, 燃耗计算得到的核素成分偏差决定了乏燃料贮存的临界安全裕量。不同燃耗计算模型所得到的核素成分偏差各不相同, 为提高燃耗计算精度, 提出了一种装载不同燃料富集度的多组件燃耗计算模型, 并使用不同燃耗计算模型分别对 TMI-1 反应堆 NJ07OG 组件中的 6 个样本进行了计算、对比和分析。结果表明, 相比其他模型, 考虑不同燃料富集度的多组件模型得到的 ²³⁵U、²³⁸U 和 ²³⁹Pu 等核素平均相对偏差更接近于零且 6 个样本的相对偏差分布更为平均。

关键词: 燃耗计算模型; 乏燃料实验基准数据; 核素成分偏差; 燃耗信任制

中图分类号: TL32; TL329

文献标志码: A

doi: 10.11884/HPLPB202335.230010

Analysis of different burnup calculation models on nuclide components of spent fuel assembly in commercial pressurized water reactor

Chen Xirong^{1,2}, Xie Jinsen^{1,2}, Yu Tao^{1,2}, Ni Zining^{1,2}, Deng Nianbiao^{2,3}, Shao Zeng⁴, Xie Haoran^{1,2}

(1. School of Nuclear Science and Technology, University of South China, Hengyang 421001, China;

2. Virtual Simulation Experiment Teaching Center on Nuclear Energy and Technology, University of South China, Hengyang 421001, China;

3. School of Resource Environment and Safety Engineering, University of South China, Hengyang 421001, China;

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

Abstract: Burnup credit has an important impact on improving the efficiency of spent fuel storage. In the burnup credit, the burnup calculation model can affect the nuclide composition deviation, and the more accurate the nuclide composition, the lower the critical safety margin for spent fuel storage. To improve the accuracy of the burnup calculation, a multi-assembly burnup calculation model loaded with different fuel enrichment is proposed in this paper. Six samples of TMI-1 reactor NJ07OG assemblies were calculated, compared and analyzed by using different burnup calculation models. The results show that the average relative deviations of ²³⁵U, ²³⁸U and ²³⁹Pu obtained from the multi-assembly burnup model with different fuel enrichment are closer to zero and the relative deviations are more evenly distributed among the six samples than that of other models.

Key words: burnup calculation model, SFCOMPO-2.0, nuclide deviation, burnup credit

随着国内核电装机量的扩容, 乏燃料数量在不断上升, 乏燃料的贮存将面临巨大压力^[1-2]。应用燃耗信用制技术(Burnup Credit, BUC)能够有效提升乏燃料贮存密度, 缓解乏燃料贮存压力^[3]。燃耗计算是 BUC 的重要环节, 也是乏燃料后处理的基础。在燃耗计算中, 实际燃耗过程复杂, 且由于燃耗库的精度、核反应本身的随机性、输入参数上存在的固有误差以及选用不同的燃耗计算模型等因素, 均会使燃耗计算得到的核素成分与实际情况存在偏差^[4]。核素成分作为 BUC 临界安全分析的输入参数, 其偏差将直接影响到临界计算的正确性, 降低燃耗计算中核素成分的偏差及其不确定度能够压缩 BUC 临界安全分析的安全裕量, 对提高乏燃料运输、贮存及后处理的经济性和安全性有着重要意义。

在 BUC 中量化燃耗计算偏差对临界计算的影响时, 首先需要将大量燃耗计算结果与乏燃料成分实验基准数

* 收稿日期: 2023-01-13; 修订日期: 2023-02-18

联系方式: 陈熙荣, 1169189719@qq.com。

通信作者: 于涛, yutao29@sina.com。

据进行对比验证和统计^[5]。目前世界经济合作与发展组织(Organization for Economic Co-operation and Development, OECD)核能机构(Nuclear Energy Agency, NEA)已经建立了 SFCOMPO2.0 乏燃料核素成分实验基准数据库用于燃耗计算结果验证,但是 SFCOMPO2.0 中并未对影响燃耗计算结果的输入参数以及燃耗模型等因素进行统一的规定^[6]。早在 20 世纪 90 年代,国际上就开始利用乏燃料成分实验基准数据对燃耗计算的核素成分进行对比验证^[7-8]。国内上海交通大学和中国原子能科学研究院使用过单栅元燃耗模型得到 SFCOMPO2.0 中的乏燃料组件与燃耗计算的核素成分偏差^[9-10],南华大学和西安交通大学则使用单组件模型进行过乏燃料成分实验基准数据与燃耗计算核素成分的对比^[11]。综上:国内外在做燃耗计算与乏燃料成分实验基准数据对比时,通常采用单栅元或单组件燃耗模型进行计算,但在模型构建时均未考虑过单个组件之外的中子通量密度变化,且关于不同燃耗计算模型对压水堆乏燃料组件核素成分的影响鲜有研究。

为提高燃耗计算精度,本文以 SFCOMPO2.0 中 TMI-1 压水堆的 NJ07OG 组件为例,提出一种考虑装载不同燃料富集度的多组件燃耗模型,并对不同燃耗模型进行计算、对比,分析不同燃耗计算模型对压水堆乏燃料组件核素成分的影响。

1 计算模型

本文以 SFCOMPO2.0 乏燃料核素成分实验基准数据库中的 TMI-001 压水堆 NJ07OG 组件为例,对 O1S1、O1S2、O1S3、O12S4、O12S5、O12S6 共计 6 个测量样本点使用 SCALE6.1/TRITON 程序^[12]开展燃耗计算,核数据库均选用 SCALE 基于 ENDF/B-V 制作的 44 群截面库,可分辨共振能区采用 SCALE 中的 BONAMI 模块进行处理^[13],不可分辨共振能区采用 SCALE 中的 NITAWL 模块进行处理,即采用 Nordheim 方法进行计算^[14]。

1.1 燃耗实验基准题介绍

TMI-001 压水堆包括 177 个燃料组件,每个燃料组件中包含 208 根燃料棒、16 根控制棒导向管以及 1 根仪表导管,按照 15×15 正方形布置,NJ07OG 组件的燃料棒布置如图 1 所示,6 个样本在 O1 和 O2 燃料棒中的轴向位置如图 2 所示,图 1、图 2 分别描述了 6 个样本在组件中的径向和轴向分布。此外,SFCOMPO2.0 给出了 6 个样本在燃耗计算过程中的工况参数变化如图 3 所示,其中图 3(a)为功率密度变化图,图 3(b)为燃料温度变化图,图 3(c)为慢化剂密度变化图,图 3(d)为硼浓度变化图。NJ07OG 组件在整个循环过程中控制棒下插。经文献查证^[15],O1S2 样本和 O12S5 样本在测量前经历了 1529 天的冷却时间,其他样本均经历了 1298 天的冷却时间,因此在燃耗计算时需要对各样本的冷却时间进行对应的考虑。燃料几何信息如表 1 所示。

1.2 燃耗计算模型设计

在燃耗计算中,燃耗方程可以写成

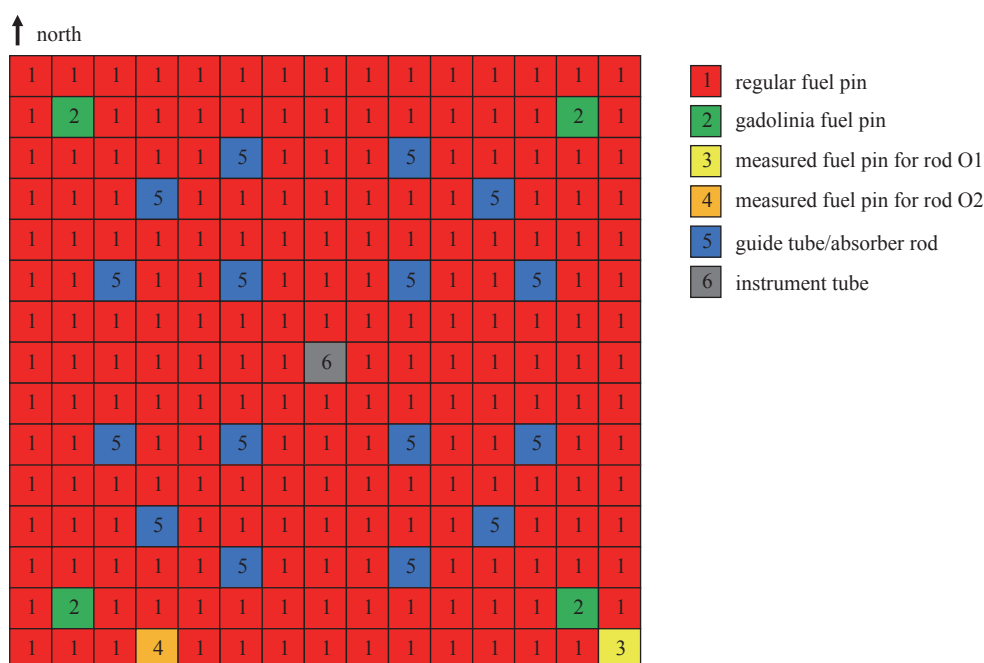


Fig. 1 Assembly NJ07OG layout of PWR TMI-1

图 1 TMI-1 压水堆 NJ07OG 组件布置图

表 1 燃料组件几何参数表
Table 1 Fuel assembly geometric parameters

(mm)

fuel pellet inner diameter	clad inner diameter	clad outer diameter	cell pitch	absorber rod pellet diameter	absorber rod cladding inner diameter
9.40	9.58	10.92	14.43	8.64	9.14
absorber rod cladding outer diameter	guide tube inner diameter	guide tube outer diameter	instrument tube inner diameter	instrument tube outer diameter	assembly pitch
10.92	12.65	13.46	11.2	12.52	218.11

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = \sum_m^n \gamma_{im} \bar{\sigma}_m^f N_m(t) \phi + \sum_j^n \bar{\sigma}_{ij} N_j(t) \phi + \sum_k^n f_{ik} \lambda_k N_k(t) - \bar{\sigma}_i^a N_i(t) \phi - \lambda_i N_i(t) \quad (1)$$

式中： $\sum_m^n \gamma_{im} \bar{\sigma}_m^f N_m(t) \phi$ 为 t 时刻核素 m 裂变成核素 i 的产生速率； $\sum_j^n \bar{\sigma}_{ij} N_j(t) \phi$ 为 t 时刻核素 j 由中子反应生成核素 i 的产生速率； $\sum_k^n f_{ik} \lambda_k N_k(t)$ 为 t 时刻核素 k 衰变成核素 i 的产生速率； $\bar{\sigma}_i^a N_i(t) \phi$ 为因吸收中子而减少的核素 i 的消失速率； $\lambda_i N_i(t)$ 为因衰变而减少的核素 i 的消失速率。

SCALE 程序中采用矩阵指数法求解点燃耗方程^[16]。在矩阵指数法中，考虑每个核素对所考虑核素的影响，因此点燃耗方程可以写成矩阵的形式

$$N' = AN \quad (2)$$

式中： N 为核素浓度向量； A 为转化矩阵。

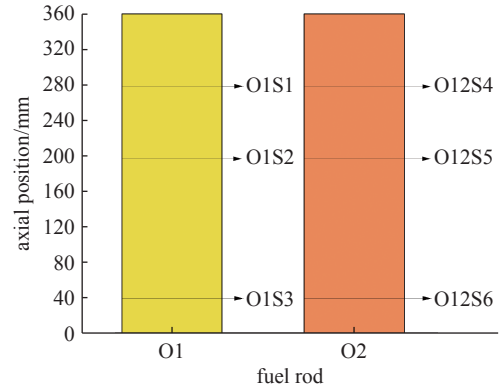
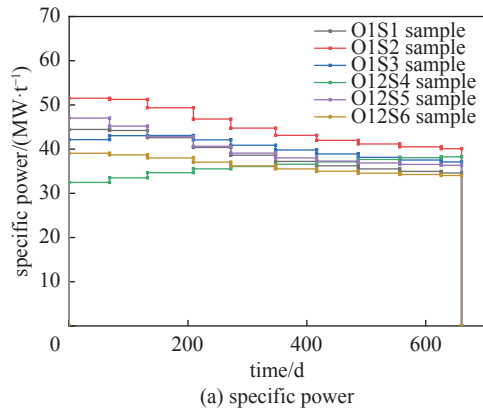
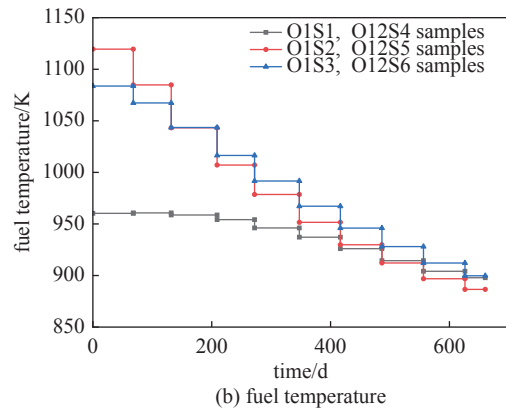


Fig. 2 Axial position of the sample

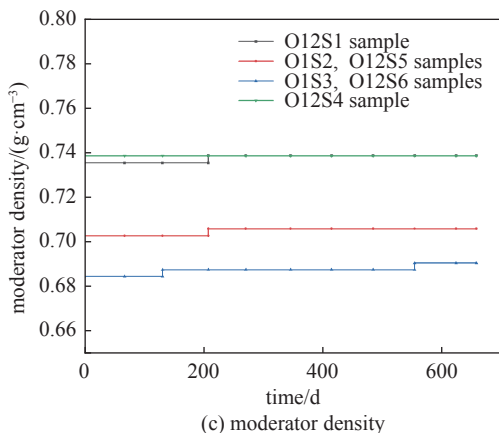
图 2 样本轴向位置



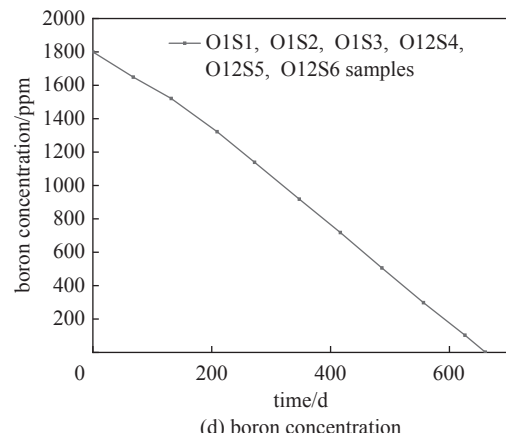
(a) specific power



(b) fuel temperature



(c) moderator density



(d) boron concentration

Fig. 3 Irradiation history of samples

图 3 样本辐照历史图

转化矩阵 A 中所涉及的中子通量会随着时间和空间的不同而改变。由于在乏燃料核素成分实验中所选取的是单根燃料棒中的小段长进行核素成分测量,因此在燃耗计算时,被测样本点处的中子通量密度与周围的中子通量密度并不一致。对于单栅元燃耗计算模型,无法考虑除被测样本以外的其他燃料栅元中子通量密度变化;对于单组件模型,尽管能对整个组件内的中子通量进行考虑,但实际上反应堆中相邻组件之间的燃料富集度、燃耗各不相同,这将导致组件边缘区域的中子通量密度存在变化,单组件模型无法对此情况进行考虑。因此,本文根据 NJ070G 组件及其周围组件的燃料富集度装载情况,选取 NJ070G 组件和离被测样本最近的 3 个 1/4 组件进行组合,以考虑组件边缘区域的中子通量密度变化。NJ070G 组件及其周围的燃料组件环境^[17]如图 4 所示,其中控制棒材料为 $Al_2O_3-B_4C$ 。

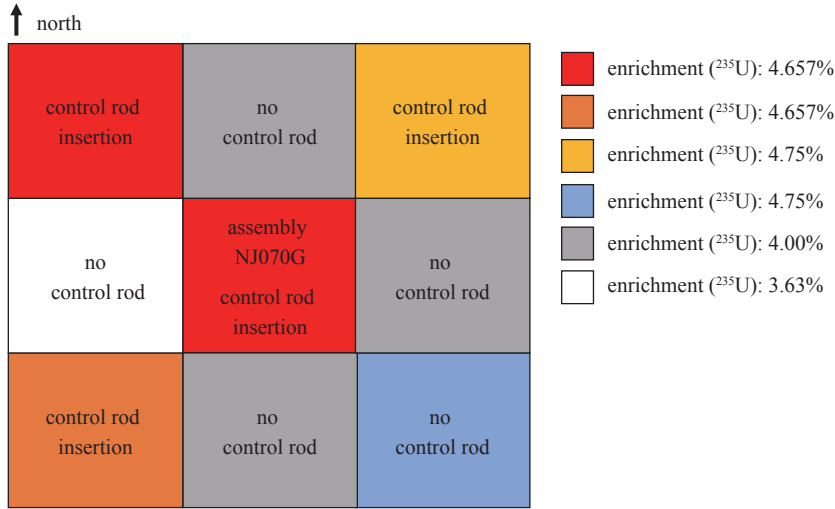


Fig. 4 Layout of other assemblies around the TMI-1 pressurized water reactor NJ070G assembly

图 4 TMI-1 压水堆 NJ070G 组件周围燃料布置图

为对比不同燃耗计算模型对乏燃料核素成分的影响,本文设置了四种燃耗计算模型,分别命名为模型 1、模型 2、模型 3、模型 4。为反映四种模型的区别,以 O1 燃料棒上的 O1S1 样本为例构建燃耗计算模型,其中模型 1 为单栅元全反射计算模型,如图 5(a)所示;模型 2 为单组件计算模型,如图 5(b)所示;模型 3 为 4 个 1/4 组件组合而成

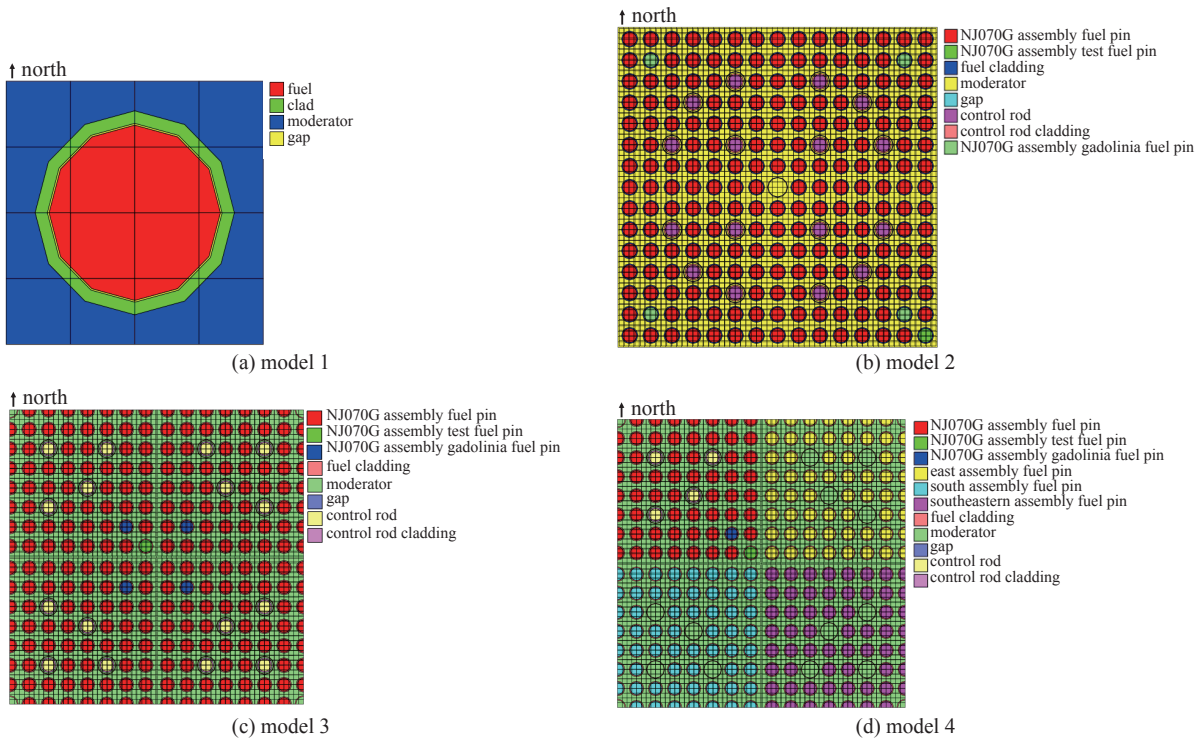


Fig. 5 Four different burnup calculation models

图 5 四种不同的燃耗计算模型图

的多组件模型,如图 5(c)所示。模型 4 为考虑周围不同燃料富集度的多组件模型,选取被测样本所在的 1/4 组件和离被测样本最近的 3 个 1/4 组件进行组合,如图 5(d)所示。模型 4 与模型 3 之间仅改变了被测样本周围组件的燃料富集度,如果模型 3 与模型 2 的结果一致,即证明模型 4 与模型 2 之间仅改变了被测样本周围组件的燃料富集度。

2 计算结果

在乏燃料贮存水池中,通常采用 APU-2 等级的燃耗信用制^[18],APU-2 等级考虑了乏燃料中易裂变同位素的净减少、锕系核素的中子吸收和部分裂变产物的中子吸收,本文选取的核素如表 2 所示。

表 2 选取的核素列表

Table 2 Nuclides chosen

actinide nuclides	fission products
^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U	^{151}Eu , ^{153}Eu , ^{143}Nd , ^{145}Nd , ^{148}Nd
^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu	^{147}Sm , ^{149}Sm , ^{150}Sm , ^{151}Sm , ^{152}Sm
^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm	^{155}Gd

首先,在乏燃料核素成分的实验测量中,通常根据 ^{148}Nd 核素的浓度变化来判断燃料的燃耗深度^[19],因此图 6(a)对比了 ^{148}Nd 核素的不同燃耗模型计算值与实验值的相对偏差,并给出了实验值的测量不确定度。根据图 6(a)可以看出四种模型所计算的 ^{148}Nd 核素成分与实验值十分接近,且均在实验值的不确定性区间内,表明四种模型所计算的燃耗深度与实际燃耗深度基本相同。其次,在压水堆乏燃料贮存中, ^{235}U 、 ^{238}U 和 ^{239}Pu 三种锕系核素对反应性影响最大^[18],图 6 分别给出了 ^{235}U 、 ^{238}U 和 ^{239}Pu 三种核素的 6 个样本在四种燃耗模型中计算值与实验值的相对偏差,并给出了三种核素实验值的测量不确定度。根据图 6(b)可以看出,四种燃耗模型的 ^{235}U 核素成分计算值与实

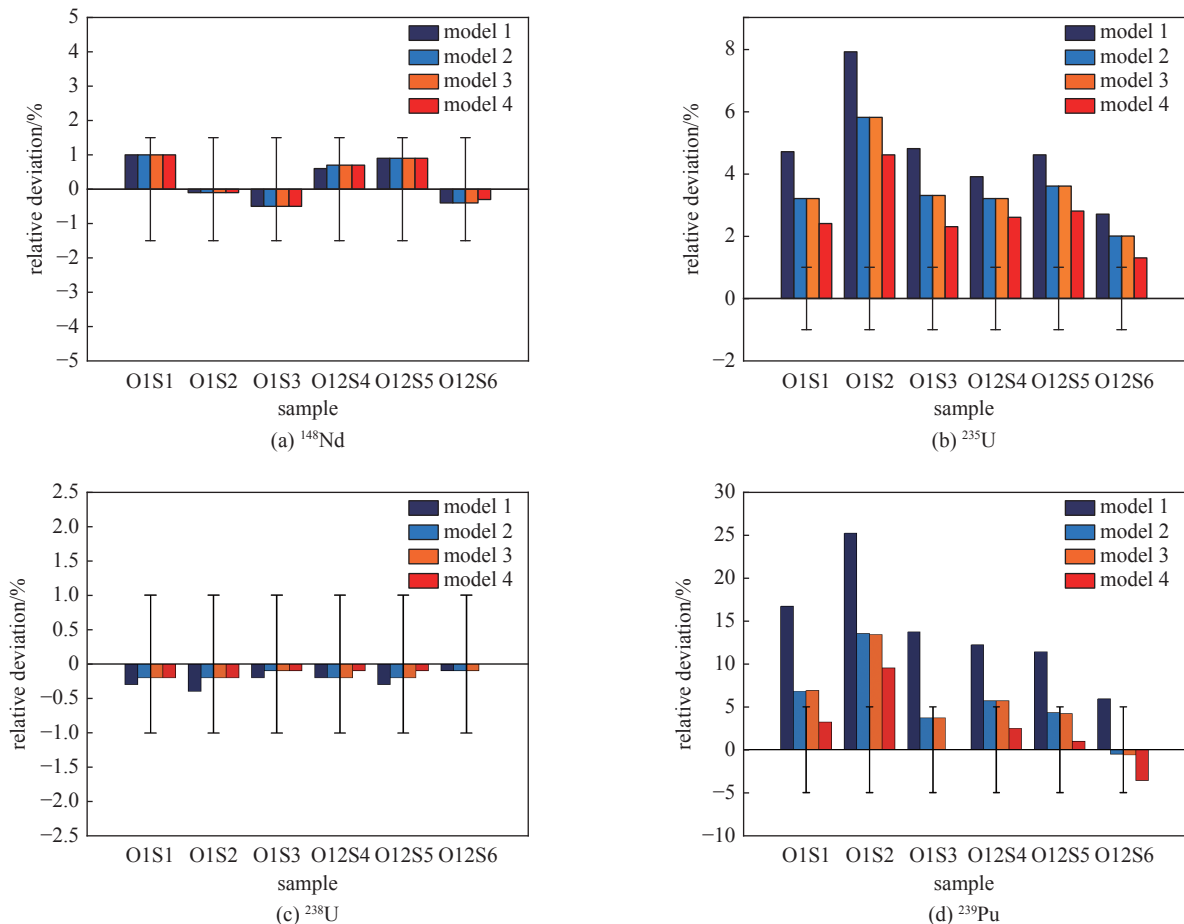


Fig. 6 Comparison of relative deviations of calculated values for major nuclides

图 6 主要核素的不同模型计算值相对偏差对比图

验值的相对偏差均超出了实验值的测量不确定度,这是因为燃耗计算中燃料温度、慢化剂密度、燃耗步长等参数以及核数据库的不确定性所造成的;根据图 6(c)可以看出,四种模型计算的 ^{238}U 核素成分相对偏差均在实验测量的不确定性区间内;根据图 6(d)可以看出,模型 1 的 ^{239}Pu 核素成分相对偏差均超出了实验测量的不确定性区间,模型 2 和 3 中 O1S1、O1S2 以及 O12S4 样本的 ^{239}Pu 核素成分相对偏差超出了实验测量的不确定性区间,模型 4 仅 O1S2 样本的 ^{239}Pu 核素成分相对偏差超出了实验测量的不确定性区间。

在 BUC 中进行乏燃料核素成分偏差及偏差不确定度分析时,通常会引入核素修正因子进行偏差估计^[4]。核素修正因子通过对多个乏燃料成分实验基准数据与燃耗计算值之比进行均值统计后得到。当核素修正因子越接近 1 时,核素的平均相对偏差越接近于 0,此时 BUC 的核素成分偏差越小。

图 7 给出了各核素的平均相对偏差,从中可以看出以下几点:(1)模型 2 与模型 3 的计算结果非常吻合,这表明模型 3 与模型 2 能够进行等效替换,即证明模型 4 与模型 2 之间仅改变周围燃料的富集度;(2)模型 1 中 ^{235}U 、 ^{238}U 和 ^{239}Pu 等核素的平均相对偏差要大于其他模型;(3)模型 4 中 ^{235}U 、 ^{238}U 和 ^{239}Pu 等核素的平均相对偏差比其他模型更接近于 0,且 6 个样本的相对偏差分布更为平均。

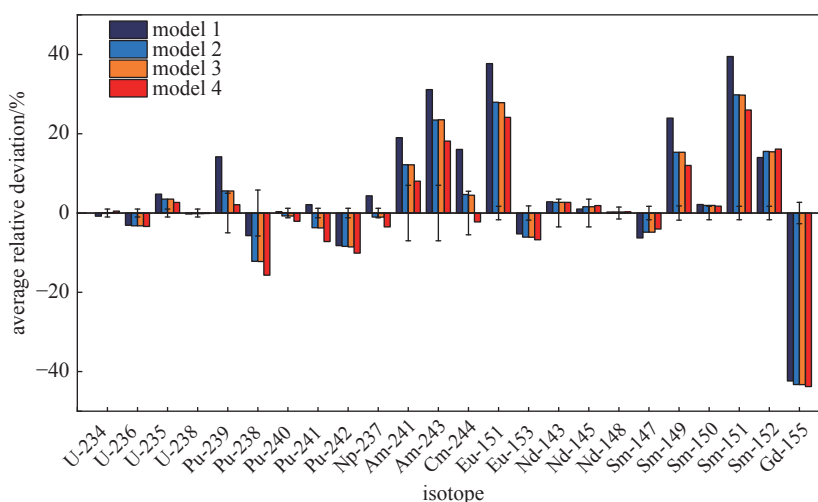


Fig. 7 Comparison of the average relative deviations

图 7 不同模型的平均相对偏差图

3 结 论

本文使用不同的燃耗计算模型对 TMI-001 反应堆 NJ07OG 组件中的 6 个样本进行了计算、对比和分析。燃耗计算结果表明:除燃耗模型以外,还有其他因素影响了 TMI-001 反应堆 NJ07OG 组件中 ^{235}U 的核素成分偏差;考虑不同燃料富集度的多组件模型计算的 ^{235}U 、 ^{238}U 和 ^{239}Pu 三种主要铀系核素的平均相对偏差比单栅元模型分别降低了 2.1%、0.2% 和 12.1%,比单组件模型分别降低了 0.8%、0.1% 和 3.5%;相比其他模型,考虑不同燃料富集度的多组件模型得到的 ^{235}U 、 ^{238}U 和 ^{239}Pu 等核素平均相对偏差更接近于零且 6 个样本的相对偏差分布更为平均,推断出在 BUC 中使用不同燃料富集度的多组件模型进行燃耗计算可以降低核素成分的偏差。

参考文献:

- [1] 肖雨生. 中国核电发展与乏燃料贮存及后处理的关系[J]. 电工技术, 2020(18): 24-25,57. (Xiao Yusheng. Relationship between China's nuclear power development and spent fuel storage and reprocessing[J]. *Electric Engineering*, 2020(18): 24-25,57)
- [2] 徐健, 王伟, 黄庆勇, 等. 国外核电厂乏燃料贮存方式对比研究[J]. 中国核电, 2021, 14(6): 901-909. (Xu Jian, Wang Wei, Huang Qingyong, et al. Comparison study on spent fuel storage of nuclear power plant[J]. *China Nuclear Power*, 2021, 14(6): 901-909)
- [3] 杨海峰, 霍小东, 易璇, 等. 高密度乏燃料贮存格架临界安全设计[J]. 核动力工程, 2014, 35(s2): 167-169. (Yang Haifeng, Huo Xiaodong, Yi Xuan, et al. Criticality safety design for high density spent fuel storage rack[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2014, 35(s2): 167-169)
- [4] 倪梓宁, 于涛, 谢金森, 等. 燃耗信任制下燃耗计算对临界计算的偏差及不确定度的研究[J]. 原子能科学技术, 2022, 56(9): 1915-1923. (Ni Zining, Yu Tao, Xie Jinsen, et al. Research on critical calculation bias and uncertainty from burnup calculation based on burnup credit[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2022, 56(9): 1915-1923)
- [5] Radulescu G, Gauld I C, Ilas G, et al. Approach for validating actinide and fission product compositions for burnup credit criticality safety analyses[J]. *Nuclear Technology*, 2014, 188(2): 154-171.
- [6] Michel-Sendis F, Gauld I C, Martinez J S, et al. SFCOMPO-2.0: an OECD NEA database of spent nuclear fuel isotopic assays, reactor design specifications, and

- operating data[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2017, 110: 779-788.
- [7] Gauld I C, Giaquinto J M, Delashmitt J S, et al. Re-evaluation of spent nuclear fuel assay data for the Three Mile Island unit 1 reactor and application to code validation[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2016, 87: 267-281.
- [8] Hermann O W, Bowman S M, Parks C V, et al. Validation of the SCALE system for PWR spent fuel isotopic composition analyses[R]. ORNL/TM-12667, 1995.
- [9] 汪天雄, 张滕飞, 吴海成, 等. 基于组件计算的燃耗实验基准题建模分析[J]. *核技术*, 2020, 43: 060003. (Wang Tianxiong, Zhang Tengfei, Wu Haicheng, et al. Modeling and analysis of depletion experiment benchmark based on assembly calculation[J]. *Nuclear Techniques*, 2020, 43: 060003)
- [10] 肖越, 吴海成, 吴小飞, 等. 燃耗数据库基准检验方法研究[J]. *原子能科学技术*, 2022, 56(5): 952-960. (Xiao Yue, Wu Haicheng, Wu Xiaofei, et al. Research on benchmarking method of burnup database[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2022, 56(5): 952-960)
- [11] 杨森涵, 李云召, 邵睿智, 等. 基于NECP-Bamboo程序的商用压水堆乏燃料组件核素成分分析[J/OL]. *原子能科学技术*: 1-10[2023-01-12]. <https://kns.cnki.net/KCMS/detail/detail.aspx?dbcode=CAPJ&dbname=CAPJLAST&filename=YZJS20221108000>. (Yang Senhan, Li Yunzhao, Shao Ruizhi, et al. Nuclide composition evaluation for commercial PWR nuclear spent fuel assembly based on NECP-Bamboo[J/OL]. *Atomic Energy Science and Technology*: 1-10[2023-01-12]. <https://kns.cnki.net/KCMS/detail/detail.aspx?dbcode=CAPJ&dbname=CAPJLAST&filename=YZJS20221108000>.)
- [12] Ade B J. SCALE/TRITON Primer: a primer for light water reactor lattice physics calculations[R]. NUREG/CR-7041, ORNL/TM-2011/21, 2012.
- [13] Greene N M. BONAMI: resonance self-shielding by the Bondarenko method[R]. ORNL/TM-2005/39, 2011.
- [14] Westfall R M, Petrie L M, Greene N M, et al. NITAWL: SCALE system module for performing resonance shielding and working library production[R]. ORNL/TM-2005/39, 2011.
- [15] Scaglione J M. Three Mile Island unit 1 radiochemical assay comparisons to SAS2H calculations[R]. CAL-UDC-NU-000011, 2002.
- [16] Gauld I C. ORIGEN-S: depletion module to calculate neutron activation, actinide transmutation, fission product generation, and radiation source terms[R]. ORNL/TM-2005/39, 2011.
- [17] Wimmer L B. Summary report of commercial reactor criticality data for Three Mile Island unit 1[R]. TDR-UDC-NU-000004, 2001.
- [18] 夏兆东, 周小平, 李晓波, 等. 田湾核电站乏燃料水池采用燃耗信任制的计算研究[J]. *原子能科学技术*, 2013, 47(11): 2098-2102. (Xia Zhaodong, Zhou Xiaoping, Li Xiaobo, et al. Calculation study of TNPS spent fuel pool using burnup credit[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2013, 47(11): 2098-2102)
- [19] ASTM E321-2, Standard test method for atom percent fission in uranium and plutonium fuel (neodymium-148 method)[S].