

基于Modelica的TRIGA研究堆阶跃 反应性动态响应仿真

徐志涛¹ 牛爱军¹ 吕玉范^{1,2} 周创业^{1,3}

1(华北水利水电大学 能源与动力工程学院 郑州 450045)

2(中广核(深圳)运营技术与辐射监测有限公司 深圳 518000)

3(西安交通大学 核科学与技术学院 西安 710049)

摘要 为了满足普通高校对反应堆教学与科研的需求,基于日趋流行的Modelica仿真技术,构建主要用于培训、研究及同位素生产的TRIGA(Training, Research, Isotopes, General Atomic)反应堆的点堆中子动力学、氙和钷中毒、温度反馈和集总参数热工动态模型,进行了大阶跃反应性扰动的脉冲启堆和紧急停堆仿真,以及小阶跃反应性扰动的功率调节仿真。脉冲峰功率、脉冲释放能量、脉冲半高宽、最大氙和钷浓度及功率变化等关键动态响应结果与实验或理论结果基本相符。因此,本研究建立的Modelica仿真模型能用于TRIGA研究堆基本动态特性的预测,为反应堆教学和科研提供支撑。

关键词 TRIGA研究堆, Modelica, 动态响应, 脉冲, 功率调节

中图分类号 TL327

DOI: 10.3724/j.0253-3219.2025.hjs.48.240430

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240430

Dynamic response simulation of step reactivity for TRIGA research reactor based on Modelica

XU Zhitao¹ NIU Aijun¹ LYU Yufan^{1,2} ZHOU Chuangye^{1,3}

1(School of Energy Power and Engineering, North China University of Water Resources and Electric Power, Zhengzhou 450045, China)

2(CGN (Shenzhen) Operation Technology and Radiation Monitoring Co., Ltd., Shenzhen 518000, China)

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

Abstract [Background] Simulating reactors is crucial for meeting the reactor teaching and research needs of ordinary universities. The TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomic) research reactor is inherently safe and widely used in teaching, research, and isotope production. [Purpose] This study aims to construct a simplified multi-physics dynamic model suitable for TRIGA research reactors' simulation analysis using Modelica technology, so as to provide support for reactor teaching and research. [Methods] In this study, on the OpenModelica platform, Modelica technology was used to construct point reactor neutron kinetics model, Xenon and Samarium poisoning model, temperature feedback model, and aggregate parameter thermal dynamic model. By simulating the pulse startup and emergency shutdown processes with large step reactivity disturbances and the power regulation process with small step reactivity disturbances, the key dynamic response results such as the main pulse parameters, Xenon

郑州市科技协同创新专项(No.2022-132-8)、国家自然科学基金(No.12405206)资助

第一作者: 徐志涛, 男, 1992年出生, 2019年于西安交通大学获博士学位, 研究领域为反应堆物理, E-mail: xuzhitao@ncwu.edu.cn

收稿日期: 2024-11-11, 修回日期: 2025-06-10

Supported by Zhengzhou Science and Technology Collaborative Innovation Project (No. 2022-132-8) and National Natural Science Foundation of China (No.12405206)

First author: XU Zhitao, male, born in 1992, graduated from Xi'an Jiaotong University with a doctoral degree in 2019, focusing on reactor physics, E-mail: xuzhitao@ncwu.edu.cn

Received date: 2024-11-11, revised date: 2025-06-10

and Samarium concentrations, and power changes were obtained. **[Results]** The results show that the pulse peak power varies with the introduced reactivity during the pulse startup process, and the simulated and experimental values are in the same trend and close to each other. For the pulse release energy and pulse half-height width, the deviations are small when the introduced reactivity is large, but large when the introduced reactivity is small. During the emergency shutdown, due to the introduction of negative reactivity, the concentration of ^{149}Sm increases and gradually tends to the theoretical stable value. The concentration of ^{135}Xe increases and then decreases, and its maximum concentration is consistent with the theoretical prediction. In the process of power regulation, by introducing positive reactivity, the power first increases to the peak value, and then gradually decreases and stabilizes at the new power level. The simulation results have the same trend with the experimental results and are in good agreement. **[Conclusions]** The consistency of the simulation results with the experimental or theoretical values verifies the accuracy and reliability of the simulation model proposed in this study, indicating that the model can accurately reflect the basic dynamic physical laws of the TRIGA research reactor, which provides a strong support for reactor teaching and scientific research.

Key words TRIGA research reactor, Modelica, Dynamic response, Pulse, Power regulation

随着我国核电产业和教育事业的发展,核工程类院校越来越重视理论与实践相结合的人才培养方式,然而在普通高校建立供教学与科研的反应堆投资巨大且存在风险,更可行的是通过仿真技术代替。

池式研究型反应堆是全球多用途研究堆中的重点类型^[1]。TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomic)研究堆是一种池式铀氢锆脉冲反应堆^[2],最初由美国通用原子公司开发,采用铀氢锆强负反馈燃料,堆芯泡在常压自然循环水池中,具有良好的固有安全性。在20多个国家和地区的大学、实验室和医疗中心内分布着60多座TRIGA研究堆,主要用于教学培训、研究测试和同位素生产等。Modelica是一种国际流行的多物理系统建模仿真规范和语言,可直接对时变系统方程进行描述并自动求解,便于进行模型搭建和重构。

近年来,Modelica在核能系统建模仿真中得到了越来越多的应用^[3-4]。基于Modelica开展TRIGA研究堆的多物理系统仿真,不需要过多关注复杂的数值算法和电厂系统,便于分析反应堆的基本物理规律和运行方式。基于常规编程语言或系统分析程序,Riede等^[5]开展了维也纳TRIGA MARK II堆的反应性扰动瞬态响应仿真;Introini等^[6]针对帕维亚大学的TRIGA MARK II堆构建了多种反馈在内的集总参数模型;Malec等^[7]针对斯洛文尼亚约瑟夫·斯蒂芬研究所(Jožef Stefan Institute, JSI)的TRIGA MARK II堆进行了仿真机研发;陈立新等^[8-11]针对西安脉冲堆进行了精细热工模型的动态特性研究;郭树伟等^[12]研究了反射中子对快中子脉冲堆的影响。然而,基于Modelica的TRIGA研究堆仿真研究仍不充分,虽然Boarin等^[13]基于Modelica进行了TRIGA研究堆的仿真,但未对脉冲工况进行验证。而

TRIGA堆主要依靠脉冲工况实现高通量应用,且脉冲造成的强刚性可能导致数值方法失效,有必要开展进一步研究。另一方面,现有的模型考虑了较复杂的空间效应,即便是先进的降阶模型也需要数小时的计算时间^[14],在教学培训中不利于学员对系统基本动态物理规律的掌握,有必要构建精简动态模型。而反应性的快速变化显著影响反应堆的安全参数^[15-17],阶跃反应性动态响应仿真能够有效模拟反应性快速变化的物理过程。

针对TRIGA MARK II研究堆,本文构建了能够反映系统基本动态物理规律的精简动态模型,并基于OpenModelica平台进行了建模和多种工况的阶跃反应性动态响应仿真,通过与实验或理论结果的对比验证仿真结果。这里选用的OpenModelica为开源的Modelica仿真平台,对性能和功能要求较高时还可选用MWORKS等商用平台。

1 仿真模型

1.1 中子动力学模型

采用6组缓发中子的点堆中子动力学模型:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + n_s(t) \quad (1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} n(t) - \lambda_i C_i(t), \quad i = 1, 2, \dots, 6 \quad (2)$$

式中: $n(t)$ 为中子密度, m^{-3} ; t 为时间变量, s ; $\rho(t)$ 为反应性, 10^{-5} ; β 为总缓发中子份额; Λ 为中子代时间, s ; λ_i 为第*i*组缓发中子先驱核的衰变常数, s^{-1} ; $C_i(t)$ 为第*i*组缓发中子先驱核浓度, m^{-3} ; $n_s(t)$ 为外中子源强, $\text{m}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$; β_i 为第*i*组缓发中子份额。反应性包括多种分反应性:

$$\rho(t) = \rho_0(t) + \rho_{Xe}(t) + \rho_{Sm}(t) + \rho_{Tr}(t) + \rho_{Tw}(t) \quad (3)$$

式中： $\rho_0(t)$ 为冷态无中毒时的剩余反应性与控制棒引起的反应性之和； $\rho_{Xe}(t)$ 和 $\rho_{Sm}(t)$ 分别为裂变产物 ^{135}Xe 和 ^{149}Sm 引起的中毒反应性； $\rho_{Tr}(t)$ 和 $\rho_{Tw}(t)$ 分别为燃料温度变化和冷却剂温度变化造成的反应性。

1.2 氙和钐中毒模型

裂变产物 ^{135}Xe 和 ^{149}Sm 吸收中子的能力很强，会造成显著的反应性变化，其动态模型如下：

$$\frac{dN_I(t)}{dt} = \gamma_I \Sigma_f \phi(t) - \lambda_I N_I(t) \quad (4)$$

$$\frac{dN_{Xe}(t)}{dt} = \gamma_{Xe} \Sigma_f \phi(t) + \lambda_I N_I(t) - \lambda_{Xe} N_{Xe}(t) - \sigma_a^{Xe} \phi(t) N_{Xe}(t) \quad (5)$$

$$\frac{dN_{Pm}(t)}{dt} = \gamma_{Pm} \Sigma_f \phi(t) - \lambda_{Pm} N_{Pm}(t) \quad (6)$$

$$\frac{dN_{Sm}(t)}{dt} = \lambda_{Pm} N_{Pm}(t) - \sigma_a^{Sm} \phi(t) N_{Sm}(t) \quad (7)$$

$$\rho_{Xe}(t) = -\sigma_a^{Xe} N_{Xe}(t) / (v \Sigma_f) \quad (8)$$

$$\rho_{Sm}(t) = -\sigma_a^{Sm} N_{Sm}(t) / (v \Sigma_f) \quad (9)$$

式中： $N_I(t)$ 、 $N_{Xe}(t)$ 、 $N_{Pm}(t)$ 和 $N_{Sm}(t)$ 分别为 ^{135}I 、 ^{135}Xe 、 ^{149}Pm 和 ^{149}Sm 的浓度， m^{-3} ； γ_I 、 γ_{Xe} 和 γ_{Pm} 分别为 ^{135}I 、 ^{135}Xe 和 ^{149}Pm 的裂变产额； λ_I 、 λ_{Xe} 和 λ_{Pm} 分别为 ^{135}I 、 ^{135}Xe 和 ^{149}Pm 的衰变常数， s^{-1} ； σ_a^{Xe} 和 σ_a^{Sm} 分别为 ^{135}Xe 和 ^{149}Sm 的微观吸收截面， m^2 ； v 为平均每次裂变产生的中子数； Σ_f 为堆芯裂变截面， m^{-1} ； $\phi(t)$ 为堆芯中子通量密度， $\text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ，其与 $n(t)$ 的关系为 $\phi(t) = n(t)w$ ，其中 w 为中子速率， $\text{m} \cdot \text{s}^{-1}$ ；在式(8)和式(9)中已近似认为 $v \Sigma_f$ 与堆芯总吸收截面相等^[7]。

1.3 温度反馈模型

考虑燃料温度反馈和冷却剂温度反馈：

$$\frac{d\rho_{Tr}(t)}{dt} = \alpha_{Tr} \frac{dT_f(t)}{dt} \quad (10)$$

$$\frac{d\rho_{Tw}(t)}{dt} = \alpha_{Tw} \frac{dT_w(t)}{dt} \quad (11)$$

式中： α_{Tr} 和 α_{Tw} 分别为燃料温度系数和冷却剂温度系数， $10^{-5} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ ； T_f 和 T_w 分别为燃料和堆水池的平均温度。对于TRIGA MARK II堆，燃料温度反馈为负效应， $\alpha_{Tr} < 0$ ，而冷却剂温度反馈为正效应^[18]， $\alpha_{Tw} > 0$ 。

1.4 热工模型

采用集总参数法，对于燃料区和堆水池区有：

$$C_f \frac{dT_f(t)}{dt} = P_n(t) - P_{fw}(t) \quad (12)$$

$$C_w \frac{dT_w(t)}{dt} = P_{fw}(t) - Q_{air}(t) - Q_{concrete}(t) - Q_{active}(t) \quad (13)$$

式中： C_f 和 C_w 分别为燃料和冷却剂的热容， $\text{J} \cdot \text{s}^{-1}$ ； $P_n(t)$ 、 $P_{fw}(t)$ 、 $Q_{air}(t)$ 、 $Q_{concrete}(t)$ 和 $Q_{active}(t)$ 分别为反应堆产生的功率、燃料给冷却剂的传热功率、水池给空气的传热功率、水池给混凝土墙的传热功率和主动冷却功率， W 。 C_w 取定值，可由水池体积计算， $Q_{active}(t)$ 可人为设定，对于 C_f 、 $Q_{air}(t)$ 、 $Q_{concrete}(t)$ 和 $P_{fw}(t)$ ，参照JSI采用的关系式^[7,19]：

$$C_f = m_f(333 + 0.678T_f) \quad (14)$$

$$Q_{air}(t) = 13.6 \left\{ \max[T_w(t) - T_0, 0] \right\}^{\frac{4}{3}} \quad (15)$$

$$Q_{concrete}(t) = 250 [T_w(t) - T_0] \quad (16)$$

$$T_f(t) = T_w(t) + 67.18 \left[\frac{P_{fw}(t)}{10^3 N_f} \right] - 8.381 \left[\frac{P_{fw}(t)}{10^3 N_f} \right]^2 + 0.384 \left[\frac{P_{fw}(t)}{10^3 N_f} \right]^3 \quad (17)$$

式中： m_f 为燃料质量， kg ； T_0 为环境温度， $^\circ\text{C}$ ； N_f 为燃料棒总数量。此外， $P_n(t)$ 与中子通量密度的关系为：

$$P_n(t) = E_f \Sigma_f \phi(t) V_c \quad (18)$$

式中： E_f 为每次裂变产生的能量，取200 MeV； V_c 为堆芯体积， m^3 。

1.5 各模型间的耦合关系

各模型互相耦合，形成多物理系统，耦合关系见图1。中子动力学模型和其他模型通过反应性和中子密度耦合：反应性的变化会造成中子密度的变化，中子密度会直接影响氙毒及钐毒，还会通过影响功率间接影响燃料温度和冷却剂温度，而氙毒、钐毒、燃料温度和冷却剂温度的变化又都会造成反应性变化。这些模型对空间变量进行了集总化处理，虽然在空间分布量的仿真上有所局限，但能够反应系统的基本动态规律，适用于教学培训和基本的动态规律分析。

1.6 稳态初始值的确定

如果仿真从某个稳态开始，需要确定各变量的初始值。稳态情况下，给定稳态功率 P_n ，总反应性 ρ 为0，令各方程中导数项为0，易得中子及各原子核相关量的值，而对于 T_f 、 T_w 、 ρ_0 和 Q_{active} 可得以下关系：

$$\rho_0 + \alpha_{Tr} T_f + \alpha_{Tw} T_w = C_1 \quad (19)$$

$$T_f - T_w = C_2 \quad (20)$$

$$13.6 \left[\max(T_w - T_0, 0) \right]^{\frac{4}{3}} + 250 [T_w - T_0] + Q_{\text{active}} = P_n \quad (21)$$

式中: C_1 和 C_2 为由 P_n 确定的常数。有 4 个待定量但仅有三个方程, 因此, 需要人为给定某个量, 例如人为给定主动冷却功率 Q_{active} , 则可确定 T_f 、 T_w 和 ρ_0 。

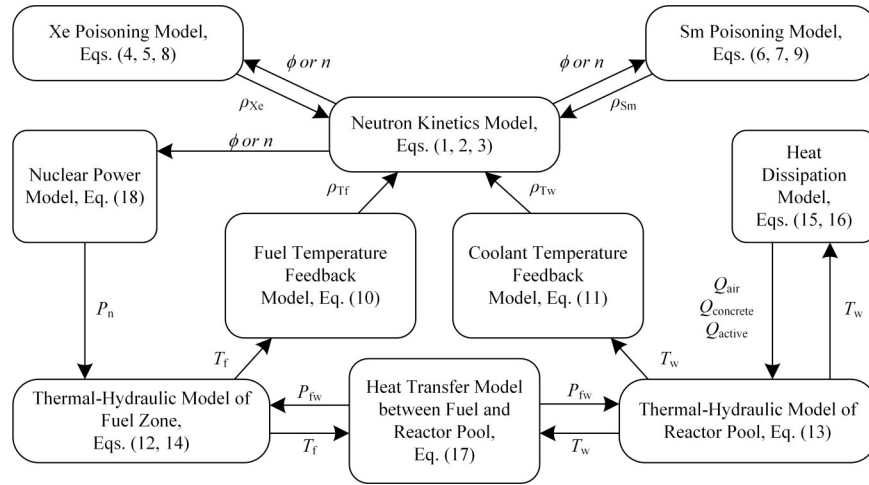


图1 各模型间的耦合关系
Fig.1 Coupling relationship between various models

2 仿真结果和讨论

基于以上模型, 在开源 Modelica 平台 OpenModelica 中编制前述方程代码并由平台自动耦合求解, 选用平台默认的具有隐式高阶多步特征的 DASSL 求解器, 实现多物理动态仿真。

2.1 点堆中子动力学方程求解验证

反应性是衡量核反应堆偏离临界状态程度的一

个重要参数, 反应性响应仿真离不开对点堆中子动力学方程的求解^[20], 点堆中子动力学方程本身具有强刚性, 首先验证 OpenModelica 对其求解精度。采用相同的参数, 不同反应性扰动的仿真值与解析值^[21]见表 1, 两者符合良好, 证明用 OpenModelica 求解强刚性的点堆中子动力学方程是可行的, 且计算精度受步长影响不大。

表1 点堆中子动力学方程 OpenModelica 解
Table 1 The OpenModelica solutions for equations of point reactor kinetics

工况 Working condition	步长 Step length / s	中子密度解析值 Neutron density resolved values / cm ⁻³	中子密度仿真值 Neutron density simulated values / cm ⁻³
阶跃正反应性输入 1 s 后 Step positive reactivity input 1 s later	0.001 0.1	2.209 84	2.209 84
阶跃负反应性输入 1 s 后 Step negative reactivity input 1 s later	0.001 0.1	4.297 83×10 ⁻¹	4.297 82×10 ⁻¹
大正反应性输入 1 s 后 Large positive reactivity input 1 s later	0.001 0.1	1.805 73×10 ⁶	1.805 74×10 ⁶
线性反应性输入 10 s 后 Linear reactivity input 10 s later	0.001 1.0	4.511 59×10 ⁵	4.511 79×10 ⁵ 4.511 77×10 ⁵

2.2 脉冲启堆

基于 JSI 的 TRIGA MARK II 堆进行脉冲启堆仿真, 仿真步长取 0.001 s。该堆的具体模型参数见表 2, 模型图见图 2。仿真时, 通过引入大于总缓发中子份额的大阶跃正反应性模拟控制棒弹出, 反应堆将发生超缓发临界瞬变, 功率迅速增加, 但由于强烈

的燃料负反馈又迅速降低, 形成一个脉冲。主要脉冲参数, 包括脉冲峰功率、脉冲释放能量和脉冲半高宽随引入反应性大小而变化^[22], 仿真值以及实验值^[15]见图 3, 其中脉冲能量采集方式为: 功率大于峰功率 1% 以上的时间内产生能量的总和。对于脉冲峰功率, 仿真值以及实验值趋势一致且数值接近; 对于脉冲释放能量和脉冲半高宽, 在引入的反应性较

大时偏差较小,但在引入的反应性较小时偏差较大,功率形状不对称且脉冲能量和测量分辨率相比较除了模型误差外,更主要的原因是脉冲较小时,脉冲小,测量不确定度较大。

表2 TRIGA MARK II堆模型参数
Table 2 Model parameters of TRIGA MARK II reactor

参数 Parameters	JSI TRIGA MARK II 堆 JSI TRIGA MARK II reactor	帕维亚大学 TRIGA MARK II 堆 TRIGA MARK II reactor at the University of Pavia
燃料形式 Fuel type	UZrH _{1.6} 环形燃料 UZrH _{1.6} circular fuel	UZrH _{1.6} 环形燃料 UZrH _{1.6} circular fuel
燃料棒数量 Number of fuel rods	56	83
燃料棒内外径 Inner and outer diameter of fuel rod / cm	0.635, 3.556	0.635, 3.556
燃料棒长度 Fuel rod length / cm	38.1	37.234 5
燃料密度 Fuel density / g·cm ⁻³	6.045	6.045
中子代时间 Neutron generation time / s	0.000 05	0.000 05
总缓发中子份额 Total delayed neutron fraction / %	0.70	0.73
分缓发中子份额 Delayed neutron fractions / %	0.023 097, 0.153 278, 0.137 180, 0.276 451, 0.080 489, 0.029 396	0.024 090, 0.159 870, 0.143 080, 0.288 350, 0.083 950, 0.030 660
分缓发中子先驱核衰变常数 Delayed neutron precursor decay constants / s ⁻¹	0.012 4, 0.030 5, 0.111 5, 0.301, 1.138, 3.01	0.012 4, 0.030 5, 0.111, 0.301, 1.14, 3.01
温度系数 Temperature coefficients of fuel and coolant / 10 ⁻⁵ °C ⁻¹	-10.0, 4.1	7.5, 4.0
裂变产额 Fission yields of ¹³⁵ I, ¹³⁵ Xe and ¹⁴⁹ Pm / %	6.4, 0.23, 1.07	6.39, 0.237, 1.07
衰变常数 Decay constants of ¹³⁵ I, ¹³⁵ Xe and ¹⁴⁹ Pm / s ⁻¹	2.875 0×10 ⁻⁵ , 2.091 7×10 ⁻⁵ , 3.63×10 ⁻⁶	2.870×10 ⁻⁵ , 2.09×10 ⁻⁵ , 3.63×10 ⁻⁶
微观吸收截面 Microscopic absorption cross- section of ¹³⁵ Xe and ¹⁴⁹ Sm / m ²	2.6×10 ⁻²² , 4.1×10 ⁻²⁴	2.65×10 ⁻²² , 4.1×10 ⁻²⁴
宏观裂变截面 Macroscopic fission cross section / m ⁻¹	0.56	0.56
平均中子速率 Average neutron velocity / m·s ⁻¹	2 200	2 200
平均每次裂变产生的中子数 The average number of neutrons produced per fission	2.43	2.43
平均每次裂变产生的能量 The average energy produced per fission / J	3.204 35×10 ⁻¹¹	3.204 35×10 ⁻¹¹
芯部体积 Core volume / m ³	0.025 43	0.025 43
冷却水体积 Coolant volume / m ³	20.000 0	19.015 3
运行功率 Operating power / kW	0~250	0~250
环境温度 Ambient temperature / °C	22	22

2.3 紧急停堆

采用和§2.2相同的模型参数,仿真步长取1 s, 将各变量初值设置为200 kW功率下的稳态值,在10 h后引入-5×10⁻²的反应性紧急停堆,¹³⁵Xe和¹⁴⁹Sm的浓度仿真值见图4。¹⁴⁹Sm浓度逐渐趋于理论稳定值2.2×10²¹ m⁻³,而¹³⁵Xe浓度先增后降,会造成“碘坑”,最大浓度与理论公式^[23]预测值2.9×10²⁰ m⁻³一致,发生时间与理论公式预测的停堆后9.2 h相符,相较于大型反应堆的11.2 h较短,这是由于该堆稳态运行时中子通量密度仅为10¹³ cm⁻²·s⁻¹量级。

2.4 功率变化

将模型参数设置为与帕维亚大学的TRIGA MARK II堆相符的值(表2),仿真步长取1.0 s,进行功率变化仿真。功率变化前将各变量初值设置为50 kW功率下的稳态值,在50 s时引入89×10⁻⁵的阶跃反应性。功率仿真值与实验值^[6]见图5,两者符合较好。在引入正反应性后,功率逐渐增大,在约30 s后达到约75 kW的峰值,随后逐渐降低到约70 kW的新功率水平。

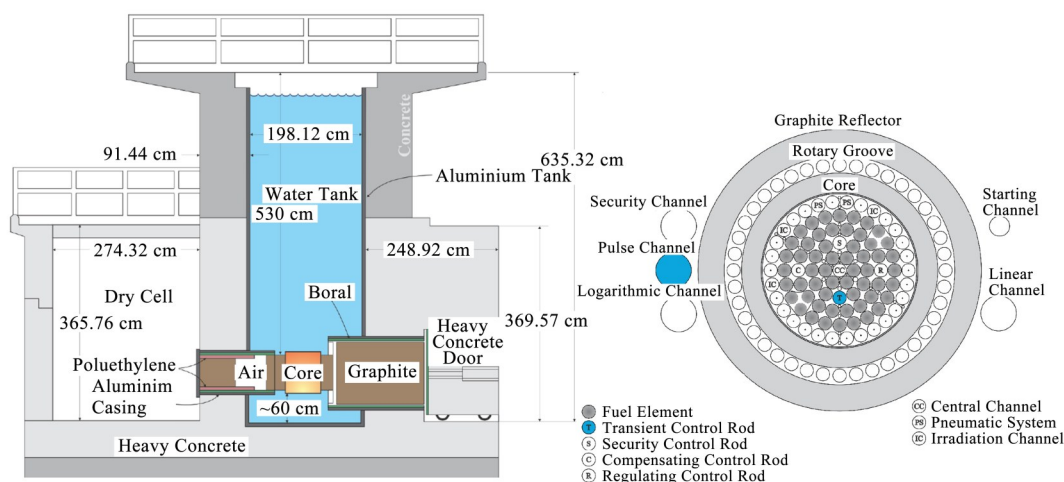


图2 JSI TRIGA MARK II堆模型图(彩图见网络版)^[19]
Fig.2 JSI TRIGA MARK II reactor model diagram (color online)^[19]

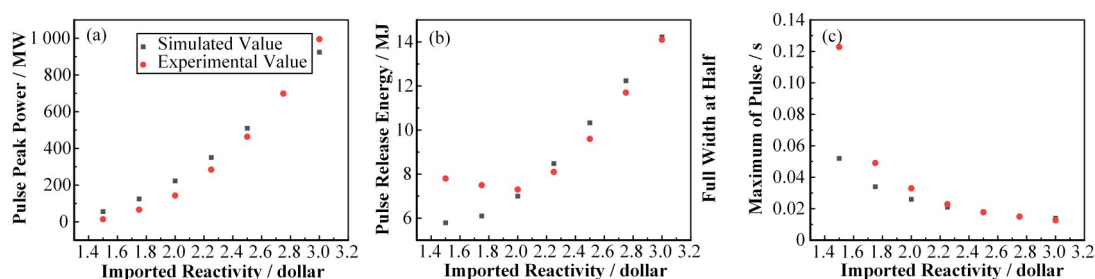


图3 引入不同反应性时脉冲参数仿真值与实验值的对比 (a) 脉冲峰功率, (b) 脉冲释放能量, (c) 脉冲半高宽
Fig.3 Comparison between simulated and experimental values of pulse parameters with different imported reactivity (a) Pulse peak power, (b) Pulse release energy, (c) Full width at half maximum (FWHM) of pulse

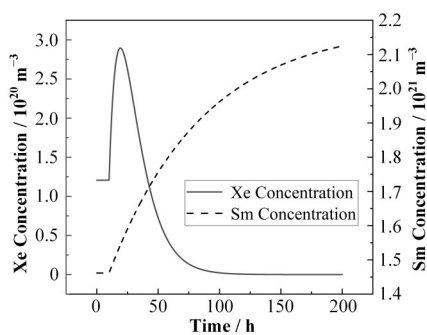


图4 在200 kW功率下引入 -5×10^{-2} 反应性后 ^{135}Xe 和 ^{149}Sm 的浓度仿真结果

Fig.4 Simulation results of ^{135}Xe and ^{149}Sm concentrations with -5×10^{-2} imported reactivity at the power of 200 kW

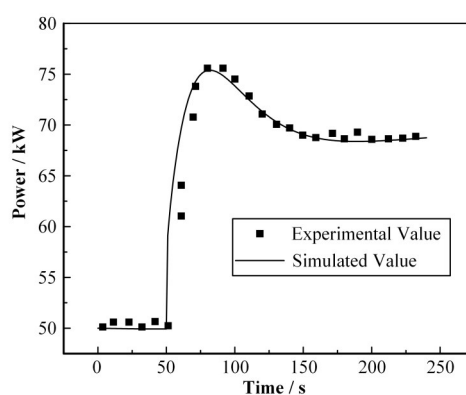


图5 在50 kW功率下引入 89×10^{-5} 反应性后功率仿真值与实验值对比

Fig.5 Comparison between simulated and experimental power with 89×10^{-5} reactivity at the power of 50 kW

3 结语

基于Modelica仿真技术构建了TRIGA研究堆的点堆中子动力学、氙和钐中毒、温度反馈和集总参数热工动态模型,对多种阶跃反应性引入工况进行了仿真。在脉冲、停堆及变功率工况下,关键仿真结果与实验或理论值基本相符,证明使用Modelica能够准确方便地进行TRIGA研究堆动态仿真,本文构

建的动态模型能够体现TRIGA研究堆基本动态物理特征,对TRIGA研究堆的物理和运行等方面的教学培训和基本动态特性分析有一定的参考价值。

作者贡献声明 徐志涛负责起草文章、指导和实施总体研究;牛爱军负责文章修订、数据分析和材料支持;吕玉范负责实施初步多物理研究;周创业负责实施点堆中子动力学方面的研究。

参考文献

- 陈晓亮, 韩鹏, 朱吉印, 等. 小型多功能池式研究堆设计现状与展望[J]. 核技术, 2025, **48**(3): 030002. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.240303. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240303.
CHEN Xiaoliang, HAN Peng, ZHU Jiyin, *et al.* Design and prospects of small multifunctional pool research reactor[J]. Nuclear Techniques, 2025, **48**(3): 030002. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.240303. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240303.
- 陈伟, 江新标, 陈立新, 等. 铀氢锆脉冲反应堆物理与安全分析[M]. 北京: 科学出版社, 2018.
CHEN Wei, JIANG Xinbiao, CHEN Lixin, *et al.* Physical and safety analysis of uranium-zirconium hydride pulse reactor[M]. Beijing: Science Press, 2018.
- 黄彦平, 曾小康, 丁吉. 基于 Modelica 的两相热工水力特性仿真模型架构与概念验证[J]. 核动力工程, 2021, **42**(1): 1–7. DOI: 10.13832/j.jnpe.2021.01.0001.
HUANG Yanping, ZENG Xiaokang, DING Ji. Simulation model architecture and concept validation for thermal hydraulic characteristics of two-phase fluid based on Modelica[J]. Nuclear Power Engineering, 2021, **42**(1): 1–7. DOI: 10.13832/j.jnpe.2021.01.0001.
- 梁洋洋, 张慧敏, 王力, 等. Modelica 仿真技术在气冷式微型反应堆中的应用[J]. 核动力工程, 2022, **43**(2): 152–159. DOI: 10.13832/j.jnpe.2022.02.0152.
LIANG Yangyang, ZHANG Huimin, WANG Li, *et al.* The application of modelica simulation technology in micro gas-cooled reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 2022, **43**(2): 152–159. DOI: 10.13832/j.jnpe.2022.02.0152.
- Riede J, Boeck H. Numerical simulation of non-steady state neutron kinetics of the TRIGA Mark II reactor Vienna[J]. Nuclear Engineering and Design, 2013, **265**: 872–879. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2013.06.030.
- Introini C, Cammi A, Lorenzi S, *et al.* An improved zero-dimensional model for simulation of TRIGA Mark II dynamic response[J]. Progress in Nuclear Energy, 2019, **111**: 85–96. DOI: 10.1016/j.pnucene.2018.10.025.
- Malec J, Toškan D, Snoj L. PC-based JSI research reactor simulator[J]. Annals of Nuclear Energy, 2020, **146**: 107630. DOI: 10.1016/j.anucene.2020.107630.
- 陈立新, 赵柱民, 袁建新. 西安脉冲堆热工水力分析与脉冲特性分析[J]. 核动力工程, 2006, **27**(6): 1–4, 17. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0926.2006.06.001.
CHEN Lixin, ZHAO Zhumin, YUAN Jianxin. Thermal-hydraulic analysis and pulsed characteristic analysis for Xi'an pulsed reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 2006, **27**(6): 1–4, 17. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0926.2006.06.001.
- 朱磊, 陈立新, 赵柱民, 等. 西安脉冲反应堆超设计基准事故动态特性分析[J]. 原子能科学技术, 2012, **46**(S2): 800–806.
ZHU Lei, CHEN Lixin, ZHAO Zhumin, *et al.* Transient behaviours analysis of Xi'an pulsed reactor under beyond design basis accident[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2012, **46**(S2): 800–806.
- 张良, 袁建新, 赵巍, 等. 西安脉冲反应堆在非脉冲瞬态工况下的动态特性研究[J]. 核动力工程, 2020, **41**(5): 1–7. DOI: 10.13832/j.jnpe.2020.05.0001.
ZHANG Liang, YUAN Jianxin, ZHAO Wei, *et al.* Study on dynamic characteristics of Xi'an pulsed reactor under non-pulse transient condition[J]. Nuclear Power Engineering, 2020, **41**(5): 1–7. DOI: 10.13832/j.jnpe.2020.05.0001.
- 赵巍, 陈立新, 刘国栋, 等. 基于 RELAP5 和 CTF 的西安脉冲堆多尺度耦合瞬态特性研究[J]. 核动力工程, 2023, **44**(3): 59–64. DOI: 10.13832/j.jnpe.2023.03.0059.
ZHAO Wei, CHEN Lixin, LIU Guodong, *et al.* Multi-scale coupling transient characteristics of Xi'an pulsed reactor based on RELAP5 and CTF[J]. Nuclear Power Engineering, 2023, **44**(3): 59–64. DOI: 10.13832/j.jnpe.2023.03.0059.
- 郭树伟, 陈珍平, 江新标, 等. 反射中子对金属快中子脉冲堆特性参数的影响研究[J]. 核技术, 2024, **47**(6): 060602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.060602.
GUO Shuwei, CHEN Zhenping, JIANG Xinbiao, *et al.* Research on the influence of reflected neutrons on the characteristic parameters of metal fast neutron pulsed reactors[J]. Nuclear Techniques, 2024, **47**(6): 060602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.060602.
- Boarin S, Cammi A, Ricotti M E, *et al.* Setting-up a control-oriented model for simulation of TRIGA Mark II dynamic response[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, **331**: 103–115. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2018.02.019.
- 沈书秋, 熊进标, 刘晓晶, 等. 基于降阶模型的热管堆核热力耦合启堆瞬态模拟研究[J]. 核技术, 2025, **48**(6): 060013. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.240471. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240471.
SHEN Shuqiu, XIONG Jinbiao, LIU Xiaojing, *et al.*

- Research on startup transient simulation of heat pipe reactor nuclear thermal-hydraulic coupling based on reduced-order models[J]. Nuclear Techniques, 2025, **48** (6): 060013. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.240471. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL. 2025.48.240471.
- 15 朱贵凤, 严睿, 邹杨, 等. 反应堆瞬时短周期与反应性引入速率约束问题研究[J]. 核技术, 2024, **47**(3): 030601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.030601.
ZHU Guifeng, YAN Rui, ZOU Yang, *et al.* Toward the instantaneous short reactor period and rate constraint of reactivity insertion[J]. Nuclear Techniques, 2024, **47**(3): 030601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.030601.
 - 16 王凯, 王超群, 杨群, 等. 150 MWt 熔盐堆(SM-MSR)反应性引入事故后果的不确定性及参数敏感性分析[J]. 核技术, 2024, **47**(11): 110602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.110602. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL. 2024.47.110602.
WANG Kai, WANG Chaoqun, YANG Qun, *et al.* Uncertainty and sensibility analysis of reactivity insertion transient accident of a 150 MWt molten salt reactor (SM-MSR) [J]. Nuclear Techniques, 2024, **47**(11): 110602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.110602. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2024.47.110602.
 - 17 何帆, 蔡翔舟, 郭威, 等. 基于RELAP5/FLUENT耦合程序的熔盐堆反应性引入瞬态分析[J]. 核技术, 2021, **44** (3): 030601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2021.hjs.44.030601.
HE Fan, CAI Xiangzhou, GUO Wei, *et al.* The transient analysis of molten salt reactor reactivity insertion based on RELAP5/FLUENT coupled program[J]. Nuclear Techniques, 2021, **44**(3): 030601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2021.hjs.44.030601.
 - 18 Henry R, Jazbec A. Experimental determination and calculation of the temperature reactivity coefficients for TRIGA MARK II reactor[C]. 26th International Conference Nuclear Energy for New Europe-NENE 2017. Nuclear Society of Slovenia, Bled, Slovenia Ljubljana, 2017.
 - 19 Švajger I, Čalič D, Pungertič A, *et al.* Evaluation of reactor pulse experiments[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2024, **56**(4): 1165 – 1203. DOI: 10.1016/j.net.2023.11.021.
 - 20 Patra A, Ray S S. The effect of pulse reactivity for stochastic neutron point kinetic equation in nuclear reactor dynamics[J]. International Journal of Nuclear Energy Science and Technology, 2014, **8**(2): 117 – 130. DOI: 10.1504/IJNEST.2014.060096.
 - 21 袁红球, 胡大璞. 高次端点浮动法—解点堆中子动力学方程[J]. 核动力工程, 1995, **16**(2): 124–128.
YUAN Hongqiu, HU Dapu. High-order end floating method—for solving point reactor neutron kinetics equations[J]. Nuclear Power Engineering, 1995, **16**(2): 124–128.
 - 22 Ingrid V, Luka S. Evaluation of approximations in reactor pulse[C]. EPJ Web of Conferences, 2021, **247**: 08006. DOI: 10.1051/epjconf/202124708006.
 - 23 谢仲生, 吴宏春, 张少泓. 核反应堆物理分析[M]. 修订本. 西安: 西安交通大学出版社, 2004.
XIE Zhongsheng, WU Hongchun, ZHANG Shaohong. Nuclear reactor physical analysis[M]. Revision. Xi'an: Xi'an Jiaotong University Press, 2004.