

# Simulink 仿真软件在船用堆参数快速计算中的应用

陈志云, 陈文振, 罗磊, 朱倩

(海军工程大学 核能科学与工程系, 湖北 武汉 430033)

**摘要:**以6组缓发中子点堆模型和堆芯双区集总参数模型为基础,建立 Simulink 仿真模型,对船用反应堆动态过程进行仿真分析,并与相关文献作比较。结果表明:Simulink 仿真软件能以较长的平均步长对反应堆动态过程作高精度仿真,能够在普通微机上实现物理热工参数超时计算,对船用反应堆安全运行有重要意义。

**关键词:**点堆模型; Simulink; 超时计算

**中图分类号:** TL942

**文献标志码:** A

**文章编号:** 1000-6931(2008)S0-0182-04

## Application of Simulink in Fast Calculation for Marine Reactor Parameters

CHEN Zhi-yun, CHEN Wen-zhen, LUO Lei, ZHU Qian

(Department of Nuclear Energy Science and Engineering,  
Naval University of Engineering, Wuhan 430033, China)

**Abstract:** The Simulink emulation model was established based on the six-group delayed neutron point reactor model and the core lumped parameter model with two sections to emulate the dynamic process of marine reactor, and the results were compared with those of related literature. The results show that precise emulation can be accomplished using Simulink with rather long average steps, and pre-time calculation of physical and thermal parameters can be achieved in ordinary micro-computer which is of significant meaning to the marine reactor operation.

**Key words:** point reactor model; Simulink; pre-time calculation

船用核动力装置由于需要频繁变工况、引入反应性,反应性引入不当可能导致堆芯的损坏或带来舰船操控的问题,因此,对于反应性引入后反应堆热工物理参数的预估、超时计算对于船用核动力装置有重要意义。

船用反应堆堆型较小,采用6组缓发中子点

堆模型可满足精度要求<sup>[1]</sup>,但因该模型的中子动力学方程一般无解析解,且是刚性方程,数值计算的步长难以增长,无法实现快速计算,更难以实现超时预测。为消除刚性解决快速计算问题,一些学者作了相关研究<sup>[1]</sup>,对单组方程作了修正,用各种方法求解<sup>[2-4]</sup>。

本文利用 Simulink 仿真软件对某型船用核动力装置作仿真计算,在总体步数较少的情况下得到较好结果,以实现快速计算和超时预测。

## 1 物理热工模型

采用点堆中子动力学方程和堆芯双区集总参数法建立物理热工模型。

### 1) 物理模型

点堆中子动力学方程为:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta_n}{l} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_i + q_0 \quad (1)$$

$$\frac{dc_i}{dt} = \frac{\beta_i}{l} n - \lambda_i c_i \quad (i = 1, \dots, 6) \quad (2)$$

式中:  $n$  为中子密度;  $c_i$  为第  $i$  组缓发中子先驱核浓度;  $q_0$  为外加中子源源强;  $\rho$  为反应性;  $\beta_i$  为第  $i$  组缓发中子份额;  $\lambda_i$  为第  $i$  组缓发中子先驱核衰变常数;  $l$  为瞬发中子一代中子寿命。

### 2) 热工模型

芯块传热为:

$$c_f m_f \frac{dT_f}{dt} = P - L \frac{T_f - T_{cs}}{R_g} \quad (3)$$

式中:  $c_f$  为芯块比热;  $m_f$  为单根燃料棒芯块质量;  $T_f$  为芯块平均温度;  $P$  为单根燃料棒功率;  $L$  为燃料棒长度;  $T_{cs}$  为包壳平均温度;  $R_g$  为气隙单位长度导热热阻,  $R_g = \frac{1}{2\pi k_g} \ln \frac{d_{ci}}{d_u}$ , 其中,  $k_g$  为芯块的热导率,  $d_{ci}$  为包壳内径,  $d_u$  为芯块直径。

包壳传热为:

$$c_{cs} m_{cs} \frac{dT_{cs}}{dt} = L \frac{T_f - T_{cs}}{R_g} - A\alpha(T_{cs} - T_1) \quad (4)$$

堆芯冷却剂热平衡方程为:

$$c_1 M \frac{dT_1}{dt} = NA\alpha(T_{cs} - T_1) - Gc_1(T_o - T_1) \quad (5)$$

一回路向二回路传热关系式为:

$$Gc_1(T'_o - T'_i) = P_n \quad (6)$$

反馈反应性仅考虑堆芯冷却剂和燃料芯块的温度反馈为:

$$\rho_r = \alpha_1(T_1 - T_1^0) + \alpha_f(T_f - T_f^0) \quad (7)$$

式中:  $M$  为堆芯冷却剂总质量;  $N$  为燃料棒总数量;  $G$  为冷却剂质量流量(主泵双泵运行,流量保持不变);  $T_o$  为堆芯出口冷却剂温度;  $T_i$  为堆芯进口冷却剂温度;  $c_1$  为冷却剂比热;

$c_{cs}$  为包壳比热;  $m_{cs}$  为单根燃料棒包壳质量;  $A$  为单根燃料棒包壳表面积;  $\alpha$  为平均对流换热系数(在计算范围内假定保持不变);  $T_1$  为堆芯冷却剂平均温度;  $T'_o$ 、 $T'_i$  分别为蒸发器一次侧进口和出口温度;  $P_n$  为二回路的需求功率;  $T_1^0$  为回路冷却剂初始平均温度;  $T_f^0$  为燃料芯块初始平均温度;  $\alpha_1$  和  $\alpha_f$  分别为冷却剂和燃料芯块的温度反馈系数。

假定一回路流体在主管路中流动时不对外散热,那么有  $T_o$ 。延迟时间  $t$  后得到  $T'_o$ ,  $T_i$  延迟  $t$  后得到  $T'_i$ (假定一回路冷热管段长度相同),这个延迟量  $t$  由管路长度和流速决定。对式(6)进行简化,忽略了从蒸发器一次侧到二次侧的传热过程。

## 2 Simulink 仿真模型

Simulink 是一进行动态系统建模、仿真和综合分析的集成软件包,在反应堆仿真中的应用<sup>[5]</sup>得到承认。Simulink 的核心为解算器,本文选择专门用于求解刚性方程的解算器 Ode15s,这是一种变阶多步算法,且解算器可选择变步长的算法,由误差控制自动选择步长,是能以较少的计算步数实现高精度计算的原因。为检验 Simulink 仿真软件对点堆模型仿真的正确性,根据文献[6]的数学模型和参数,建立 Simulink 仿真模型,得到的中子密度响应示于图 1。文献给出的峰值和峰值时间分别为  $5.114\ 091 \times 10^9$  和  $2.903\ 07\ s$ ,与仿真结果完全相同。

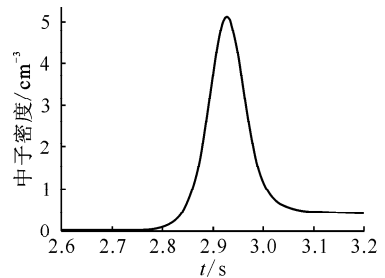


图 1 中子密度变化

Fig. 1 Variation of neutron density

根据反应堆物理热工动态模型,建立仿真模块(图 2),其包括物理模块、热工模块和反应性模块,物理模块向热工模块输入堆功率。热工模块向反应性模块输入堆芯冷却剂温度和燃

料芯块温度及堆核功率和二回路需求功率的差值。反应性模块综合控制棒动作及反应性扰动引入的反应性和反馈反应性,向物理模块输入总的反应性。

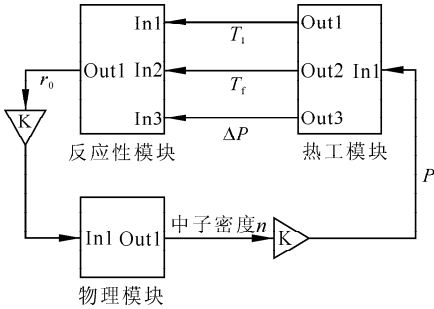


图2 仿真模块

Fig. 2 Simulation module

仿真以30%满功率的平衡态为初始状态,在此功率下求得中子密度、冷却剂平均温度、包壳温度和燃料芯块温度的初始值。假定反应堆处于自动控制状态,当堆芯核功率和二回路需求功率差的绝对值达到 $Th_1$ 时,控制棒动作,当功率差值降到 $Th_2$ 时,停止控制棒的动作,当差值小于 $Th_2$ ,则靠回路的自稳自调性来平衡功率, $Th_1$ 和 $Th_2$ 根据不同的功调系统设定,本文分别取为3%和1%。控制棒动作时假定以一定的速率输入线性反应性。

### 3 仿真结果及分析

#### 1) 二回路功率线性增加

假定二回路功率由30%以一定速率增加到40%,显然需控制棒的动作。分别以0.0001s最大步长和自动选择最大步长作仿

真,最小步长和初始步长均由软件自动选择,所得功率响应示于图3a。由图3a可看出:两曲线完全重合,说明以自动选择步长计算达到足够的精度。200s仿真时间共计算621步,在普通微机上仿真时间约为0.176s(不同计算机会有所出入),完全可实现超时计算。经多次试验表明,最大步长的选择,例如选择3s,对于仿真结果无影响,但步数和时间会不同,以自动选择最大步长计算步数最少,时间最短。仿真过程中,步长的变化示于图4,为清楚显示,只选取50s前的一段,50s后变化平缓,可见在功率变化剧烈之处步长变化剧烈,最小步长达到了 $10^{-14}$ s。

假定二回路功率由30%以一定速率增加到32%,不需要控制棒的动作,靠自稳自调特性达到功率的平衡。所得功率响应示于图3b,两种最大步长仿真得到的功率响应曲线仍是重合的。计算步数238步,计算时间约0.16s。

#### 2) 一回路反应性扰动

假定堆芯由于反应性扰动,阶跃引入了0.0001正反应性,其功率响应示于图5。由图5可看出:仍然有重合的功率响应曲线。计算步数288步,计算时间约0.085s。

本文限于篇幅仅给出特定输入条件下功率的响应,而该仿真模型能够仿真各种工况下的功率响应,且能够给出冷却剂平均温度、包壳温度和燃料芯块温度的响应及总体反应性的变化。

### 4 结论

Simulink仿真软件由于具有专门的刚性方程解算器且采用变步长的算法,能较好地解

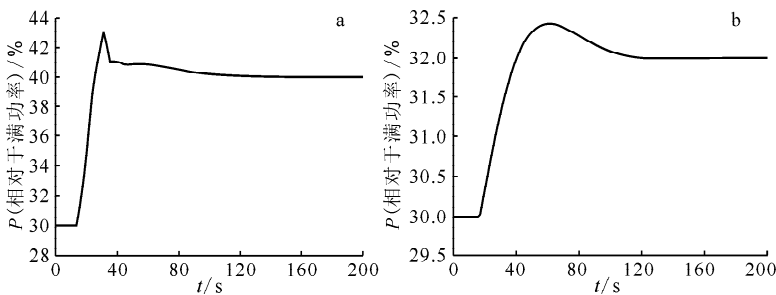


图3 功率响应

Fig. 3 Power response

a——需控制棒动作;b——不需控制棒动作

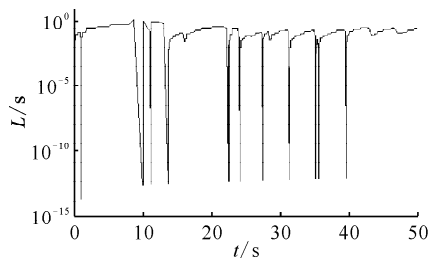
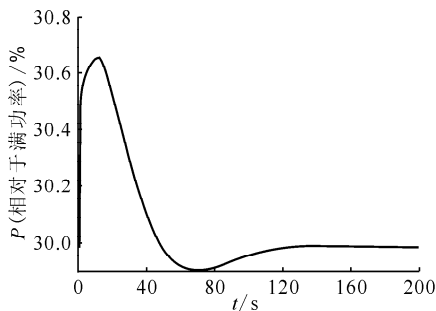


图4 步长变化

Fig. 4 Variation of step

图5  $\rho=0.0001$  功率响应Fig. 5  $\rho=0.0001$  power response

决 6 组缓发中子点堆中子动力学方程的刚性问题, 计算精度高, 且平均步长较大, 计算时间很短, 在普通微机上即能够实现反应堆物理、热工参数的快速计算, 实现超时仿真。这对于船用反应堆的安全运行有重要意义。

#### 参考文献:

[1] 张帆, 陈文振, 蔡章生. 临界反应堆阶跃正反应性输入时中子密度相应的近似修正解[J]. 原子

能科学技术, 2006, 40(增刊): 5-8.

ZHANG Fan, CHEN Wenzhen, CAI Zhangsheng. Approximately amended solution of neutron kinetics equations for critical reactor introduced step-changed reactivity[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2006, 40(Suppl.): 5-8 (in Chinese).

[2] LAWRENCE R D, DORNING J J. Smoothing and extrapolation techniques for reactor kinetics [J]. Nuclear Science and Engineering, 1977, 64: 492-507.

[3] ABOANBER A E, HAMADA Y M. PWS: An efficient code system for solving space independent nuclear reactor dynamics[J]. Annals of Nuclear Energy, 2002, 29: 2 159-2 172.

[4] 蔡章生, 蔡志明. 点堆六群缓发中子动力学方程的新解法[J]. 核动力工程, 2002, 23(1): 12-14. CAI Zhangsheng, CAI Zhiming. Novel solution of point-reactor neutron-kinetics equation with six-group delayed neutron [J]. Nuclear Power Engineering, 2002, 23(1): 12-14(in Chinese).

[5] 于涛, 罗璋琳, 龚学余, 等. 压水堆核电站运行堆芯物理过程的 PC 仿真[J]. 核动力工程, 2002, 23(4): 91-94, 101.

YU Tao, LUO Zhanglin, GONG Xueyu, et al. PC-based simulation of the centrality parameter modeling for PWR nuclear power plant reactor core[J]. Nuclear Power Engineering, 2002, 23 (4): 91-94, 101(in Chinese).

[6] KUENG Y. Polynomial approach to reactor kinetics equations[J]. Nuclear Technology and Engineering, 1978, 66: 235-242.