

核反应堆控制

王远隆 著

中国原子能出版社

核反应堆控制

王远隆 著



中国原子能出版社

图书在版编目 (CIP) 数据

核反应堆控制 / 王远隆著. —北京: 中国原子能出版社,
2013. 9
ISBN 978-7-5022-6003-3

I. ①核… II. ①王… III. ①反应堆—控制 IV. ①TL36

中国版本图书馆 CIP 数据核字 (2013) 第 192279 号

内 容 简 介

本书系统讨论了核反应堆控制系统工程设计问题。讨论范围包括: 核反应堆及系统的动力学特性, 点堆模型刚性与空间效应消除及蒸汽发生器虚假水位等误解性技术理念纠正, 仪控标准失误性内容更正, 数字化仪控系统结构分析, 新型控制策略工程可用性研究, 人工智能用于核能系统控制可行性研究, 信息控制与系统科学原理用于核能系统结构、组织管理、文本体式的架构性分析等。理解这些内容对搞好核反应堆控制系统的工程设计有实际意义。

核反应堆控制

出版发行 中国原子能出版社 (北京市海淀区阜成路 43 号 100048)

责任编辑 韩霞

责任印制 潘玉玲

印 刷 北京九州迅驰传媒文化有限公司

经 销 全国新华书店

开 本 787mm×1092mm 1/16

印 张 19.25 字 数 480 千字

版 次 2013 年 9 月第 1 版 2013 年 9 月第 1 次印刷

书 号 ISBN 978-7-5022-6003-3 定 价 86.00 元

网址: <http://www.aep.com.cn>

E-mail: atomep123@126.com

发行电话: 010-68452845

版权所有 侵权必究

自序

我于1983年7月从西安交通大学信息与控制工程系工业自动化专业毕业,8月到当时的核工业一院报到,然后分到设计部四室。

核一院是前辈们从无到有创建的,他们是智慧和学识的榜样。在这种崇尚科学技术的氛围里,我接受了进一步的专业理论知识和基本工程技术的训练,然后与自己在母校学到的计算机控制技术和计算机仿真技术结合起来,长期不懈地致力于反应堆控制技术和工程化应用的学习研究,逐步形成了经得起工程实践考验的技术理念和专业技能。

核一院于1988年迁至成都,更名为中国核动力研究设计院,我所在设计部也更名为设计研究所。我自己曾申请报考硕士研究生和博士研究生,也曾有外单位点名调过我,但都被劝说留下。工作期间也曾到四川大学进修计算机软件与数据库专业,并参与了中美文化交流班学习。1993年,当时的四室主任彭经文研究员支持我到清华大学工程物理系中国核工业集团公司与清华大学联合举办的反应堆工程专业第二学士学位班学习。清华大学毕业后,抱着回报单位的想法重新回到四室,直到现在。

到2013年,我的专业生涯已达30年整。我希望通过这本书的出版,记住自己的老师和前辈,记住自己的同学和合作伙伴。我在单位得到过最真诚无私的关怀和帮助,形成了自己的工作风格,学有所得。我愿意像前辈那样,把自己的技术成果贡献给生机勃勃的时代。

在这里,我要特别感谢韩霞编辑。她在看过我的文章稿件后建议我集结成书出版。韩霞编辑的热情鼓励和支持直接推动了本书得以问世。她和她的团队为中国的核事业做着特殊的贡献。

借此,我还要感谢中国仿真机用户协会、中国核学会、中国自动化学会、中国仪器仪表学会、中国核能行业协会、四川省自动化与仪器仪表学会及成都自动化研究会、四川省动力工程学会、四川省核学会和各学会的相关分会和专业委员会、中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室。广泛的学术交流使得科技人员有机会相互学习,共同持续促进中国的科技进步。

我也要感谢我的父母和家人。家庭是我从业的立足点。

王远隆

于四川成都九茹村核动力院

2013年8月

目 录

核反应堆动力学模型简化问题	(1)
用状态空间法研究核反应堆系统动态特性	(5)
核反应堆动态特性比较分析	(10)
蒸汽发生器水位控制问题	(15)
核电站全厂自稳自调特性比较分析	(21)
模型应用论	(28)
核反应堆模糊控制	(33)
核反应堆动力学模型“刚性”提法否定	(39)
核反应堆动力学点堆模型处理中值得注意的问题	(50)
BP 神经网络控制应用的基本问题	(56)
核反应堆自稳自调特性的局限性分析	(65)
仿真模型动力学特性相似性比较分析方法	(74)
核反应堆控制系统安全性保障措施	(79)
核电仪控技术应用中的基本问题	(86)
核电站数字化仪控系统结构比较分析	(92)
百万千瓦级核电站核岛结构及安全性比较分析	(102)
核反应堆控制系统的鲁棒性分析	(109)
The Robustness Analysis of Nuclear Reactor Control System	(117)
核电仪控系统标准应用的技术现状与分析	(126)
对核反应堆短周期误解性提法的更正	(132)
反应堆短周期与控制不存在直接相关性	(139)
用反应堆动力学分析方法重新审视核安全性问题	(146)
反应性扰动定量分析与安全问题	(156)
瞬发中子寿命对反应堆动力学特性的影响	(162)
中国核电装备的国产化	(168)
核电站六性技术应用分析	(177)
对日本福岛核事故的思考	(184)
工业控制软件功能安全保障措施	(188)
数学机械化与离散事件仿真	(193)
可编程序自动化控制器 PAC	(200)

目 录

中国科技期刊分类及论文评价	(206)
从组织的角度看质量管理	(212)
跳跃性是文体的共性特征	(217)
附录 1 毕业论文	(222)
微型计算机控制的双闭环不可逆直流调速系统	(223)
脉冲反应堆功率调节系统动态特性计算	(240)
附录 2 2002 年之前已公开发表的论文	(262)
两个单板机间并行通讯	(262)
控制系统用数据采集系统	(267)
Z80 单板机的一种潜在功能应用	(273)
核电站厂负荷瞬态反应堆控制特性仿真研究	(276)
压水堆核电厂控制系统仿真研究	(280)
脉冲堆的自稳定性计算	(288)
脉冲堆功率调节系统仿真研究	(292)
脉冲堆功率调节系统动态特性分析	(296)
附录 3 作者简介	(300)
后记	(301)

核反应堆动力学模型简化问题

摘要: 文章对核反应堆动力学模型简化问题进行了比较分析, 并通过仿真计算给出误差的图示对比, 结果对反应堆控制系统的设计有明确的指导意义。

关键词: 核反应堆; 动力学特性; 模型

1 引言

核反应堆的动力学特性对反应堆控制系统的设计极为重要。对反应堆动力学特性作比较分析需要借助计算机仿真进行。不论什么样的控制系统仿真程序, 其基本的、也是最重要的部分就是对控制对象——核反应堆及其热传输系统的数学模型作易于计算机实现的数学处理。文章以反应堆“点堆”模型为例, 分析模型处理中对控制系统设计有重要影响的问题。

2 模型简化处理

核反应堆是一个极为复杂的控制对象, 特别是它的非线性和时空特性是处理的困难所在。从对它的时空模型处理为时变的“点堆”模型, 已经是大为简化^[1-6], 但“点堆”模型用于仿真计算仍然有非线性和时变参数的问题。针对这类问题, 相继有一些文献给出了对应的模型处理的数值方法^[2,6-10]。就反应堆控制系统的设计而言, 如何正确使用这些方法, 或者说如何评价这些方法的有效性, 是影响控制系统设计的关键性因素之一。

在反应性小扰动下的一种模型处理方法介绍如下。

以核反应堆“点堆”模型单组缓发中子方程为例:

$$dN(t)/dt = (\rho - \beta)/l \times N(t) + \lambda \times C(t) \quad (1)$$

$$dC(t)/dt = \beta/l \times N(t) - \lambda \times C(t) \quad (2)$$

用 $N = N_0 + \Delta N$, $C = C_0 + \Delta C$, $\rho = \rho_0 + \Delta\rho$ 代入上面两式相对值表示为 (时间量 t 省略):

$$d\Delta N/dt = (\rho_0 + \Delta\rho - \beta)/l \times (N_0 + \Delta N) + \lambda \times (C_0 + \Delta C) \quad (3)$$

$$d\Delta C/dt = \beta/l \times (N_0 + \Delta N) - \lambda \times (C_0 + \Delta C) \quad (4)$$

在稳态时, 由式 (1)、式 (2) 可得到:

$$\lambda \times C_0 = -(\rho_0 - \beta)/l \times N_0 \quad (5)$$

$$\beta/l \times N_0 = \lambda \times C_0 \quad (6)$$

将式 (5)、式 (6) 代回到式 (3)、式 (4), 整理后结果如下:

$$d(\Delta N/N_0)/dt = -\beta/l \times \Delta N/N_0 + 1/l \times \Delta\rho + \beta/l \times \Delta C/C_0 \quad (7)$$

$$d(\Delta C/C_0)/dt = \lambda \times \Delta N/N_0 - \lambda \times \Delta C/C_0 \quad (8)$$

式 (7) 是在考虑稳态时 $\rho_0=0$ (因此有 $\rho=\rho_0+\Delta\rho=\Delta\rho$), 且忽略 $\Delta N \times \Delta\rho$ 项时得到的结果。

式 (7)、式 (8) 就是在反应性小扰动下, 对式 (1)、式 (2) 代表的反应堆“点堆”模型进行线性化处理的结果。这样的简化模型有利于使用控制理论中的拉普拉斯变换转化为传递函数模型, 并在此基础上对模型作频域分析。

对六组缓发中子的情况可同样处理, 结果如下:

$$d(\Delta N/N_0)/dt = -\beta/l \times \Delta N/N_0 + 1/l \times \Delta\rho + \sum \beta/l \times \Delta C_i/C_{i0} \quad (9)$$

$$d(\Delta C_i/C_0)/dt = \lambda_i \times \Delta N/N_0 - \lambda_i \times \Delta C_i/C_{i0} \quad (i = 1, 2, 3, 4, 5, 6) \quad (10)$$

式 (7)、式 (8) 及式 (9)、式 (10) 的合理性如何, 或者说反应性扰动的数量级定在什么范围内才能有效使用简化模型, 可通过解析处理的方法, 从理论上给出定性的结论^[1,6], 但从工程设计的角度看, 用定量的方式确定数值范围更有利于实际使用。这可以通过仿真计算验证来给出相应的数值范围。

仿真计算以带有热传输系统的研究堆自稳定性分析为例, 并采用状态空间法处理^[11-12]。

3 仿真结果及分析

$\Delta\rho$ 的取值以 $\beta=0.0064$ 为界, 分以下 3 种情况:

(1) $\Delta\rho > \beta$ ($\Delta\rho=0.023$)

这是模拟弹棒事故的反应性值, 按式 (7)、式 (8) 或式 (9)、式 (10) 仿真, 结果示于图 1。

按式 (1)、式 (2) 仿真的结果示于图 2。这与用著名的 Fuchs 模型^[1]得到的结果一样。文献 [6] 用解偶法也得到了类似的结果。工程堆运行的记录也符合得很好^[13]。

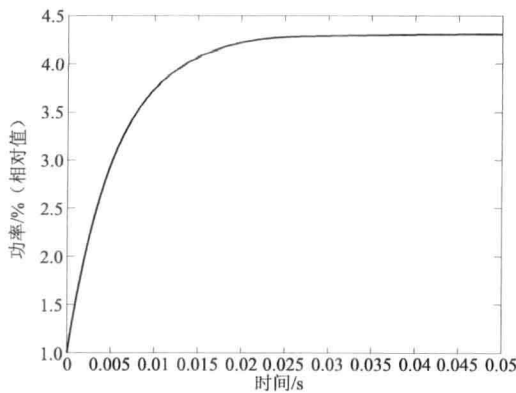


图 1 反应性大于 β 值时的堆自稳定特性
(简化模型)

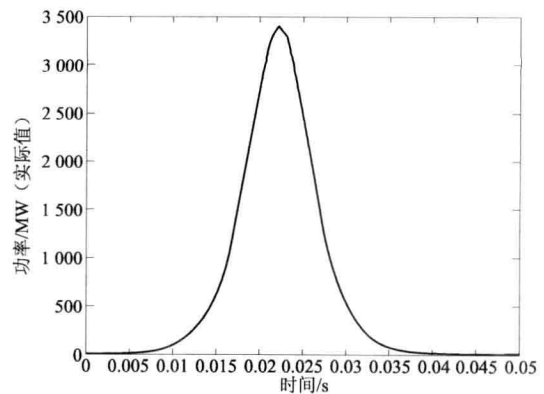


图 2 反应性大于 β 值时的堆自稳定特性

从图中比较可以看到, 图 1 的结果严重失真。

(2) $\Delta\rho \rightarrow \beta$ ($\Delta\rho=0.005$)

按式 (7)、式 (8) 仿真, 结果示于图 3。按式 (1)、式 (2) 仿真的结果示于图 4。

比较图中结果可看到,随着 $\Delta\rho$ 的减小,当它的取值小于 β 值时,失真程度明显降低,特别是瞬态过渡过程的中、后期更为明显。

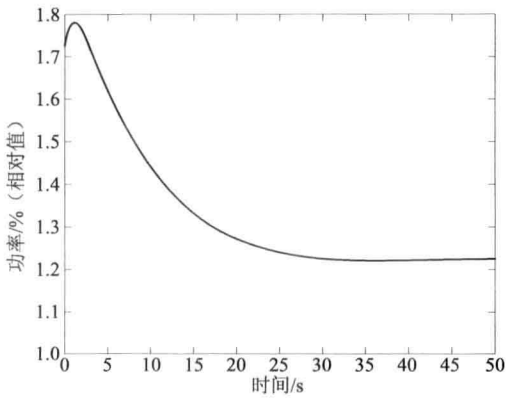


图3 反应性接近 β 值时的反应堆自稳定特性
(简化模型)

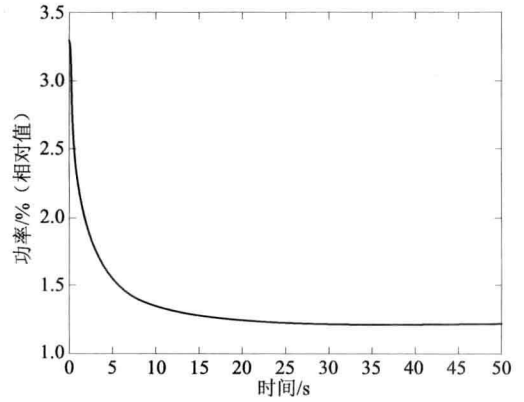


图4 反应性接近 β 值时的堆自稳定特性

(3) $\Delta\rho < \beta$ ($\Delta\rho = 0.0023$)

按式(7)、式(8)仿真,其结果示于图5。按式(1)、式(2)仿真的结果示于图6。

图5、图6不论从功率幅度上还是从时间上看,其符合性都高于图3和图4。可以预见,随着 $\Delta\rho$ 值继续减小,由式(1)、式(2)表达的模型与由式(7)、式(8)或式(9)、式(10)表达的模型会符合得更好。

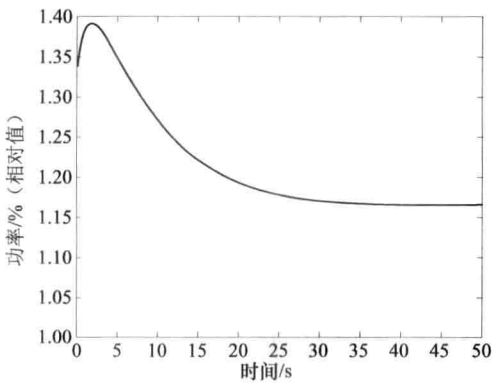


图5 反应性小于 β 值时的堆自稳定特性
(简化模型)

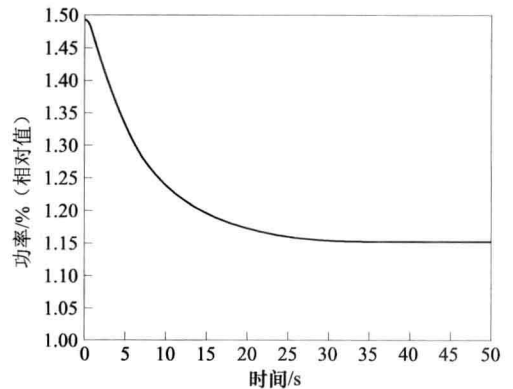


图6 反应性小于 β 值时的堆自稳定特性

由以上3组仿真结果看到, ρ 的取值决定了式(7)、式(8)仿真的真实程度, ρ 越接近 β 值,失真越严重;当 ρ 值越过 β 值时,失真的严重程度是不可接受的。换句话说, $\Delta N \times \Delta\rho$ 项是否可被忽略,取决于 ρ 的取值。

从式(1)看到, ρ 对 β 是很敏感的。 $(\rho - \beta)$ 项会随着 ρ 减小的程度而出现不同的处理结果。有关的内容可参考文献[6](文献[6]对式(1)、式(2)通过解析处理后进行了详细分析,包括六组缓发中子的情况)。但这样处理不适合反应堆控制系统的工程设计使用。

4 结论

以上结果表明, 选择一个合适的对象模型是成功设计反应堆控制系统的重要前提。对核反应堆, 由于其自身的复杂性, 需要适当简化以利于仿真计算和设计分析。简化模型的有效性范围决定了仿真计算的真实性程度, 这是反应堆控制系统设计中必须注意的问题。对模型处理不当, 会带来不可接受的虚假成分。控制系统设计者需要从物理、热工和结构等方面对控制对象的动力学特性有正确的认识, 来避免这样的问题, 以期设计出良好的反应堆控制系统, 保证相应工程顺利实现。

参考文献:

- [1] 黄祖洽. 核反应堆动力学基础. 北京: 原子能出版社, 1983.
- [2] [日] 须田信英. 核电站计算机控制. 刘秀英, 等, 译. 北京: 原子能出版社, 1983.
- [3] [美] Karl O. Ott, Robert J. Neuhold. 核反应堆动力学导论. 郑福裕, 侯凤旺, 译. 北京: 原子能出版社, 1992.
- [4] 傅龙舟, 高华魂, 桑维良. 核反应堆控制. 北京: 原子能出版社, 1995.
- [5] 谢仲生, 吴宏春, 张少泓. 核反应堆物理分析. 北京: 原子能出版社, 西安: 西安交通大学出版社, 2004.
- [6] 蔡章生. 核动力反应堆中子动力学. 北京: 国防工业出版社, 2004.
- [7] 张森如. 反应堆动力学和堆芯释热计算. 核动力工程, 1991, 12 (5): 93-96.
- [8] 周猛, 朱隆新. 核反应堆中子动态过程的一种实时仿真新算法. 核动力工程, 1991, 16 (6): 36-39.
- [9] 胡大璞. 求解中子时空动力学方程的动态反应性法. 核动力工程, 1994, 15 (1): 45-53.
- [10] 廖茶清. 优化时间步长的数值方法解核反应堆点动态学方程. 核动力工程, 2007, 28 (2): 8-12.
- [11] 王远隆, 何光前, 廖忠岳. 脉冲堆的自稳定性计算. 核动力工程, 2000, 21 (1): 94-96.
- [12] 王远隆. 用状态空间法研究核反应堆动态特性. 四川动力工程学会核动力分会第十次年会论文集, 2007.
- [13] 中国核动力研究设计院. 脉冲堆专集. 核动力工程, 1991, 15 (1).

Simplification Problem on Nuclear Reactor Dynamic Model

Abstract: This paper gives the description on the effectiveness of the simplification of the nuclear reactor dynamic model by means of computer simulation. Through the comparison analysis, the conclusion is that it is important for realizing the effective domain of the simplified dynamic model to design the nuclear reactor control system correctly.

Key words: nuclear reactor; dynamics performance; model

用状态空间法研究核反应堆系统动态特性

摘要：文章用状态空间法处理核反应堆动态方程，并通过仿真计算给出动态特性曲线。相应结果表明，状态空间法适合于对核反应堆系统动态特性作时域分析，分析结果可直接用于反应堆控制系统设计。

关键词：状态空间法；核反应堆；动态特性

1 引言

核反应堆的动态特性对反应堆控制系统的设计极为重要。对反应堆的动态特性作比较分析需要借助于计算机仿真进行。不论什么样的控制系统仿真程序，其基本的、也是最重要的部分就是对控制对象——核反应堆及其热传输系统的数学模型作易于计算机实现的数学处理（大型仿真程序还包括动力或发电部分）。文章以反应堆“点堆”模型和相应的热传输模型的处理为例，探讨如何用状态空间法分析系统的动态特性。

2 核反应堆模型处理^[1]

核反应堆“点堆”模型（双组缓发中子）微分方程如下：

$$dN(t)/dt = (\rho - \beta)/l \times N(t) + \lambda_1 \times C_1(t) + \lambda_2 \times C_2(t) \quad (1)$$

$$dC_1(t)/dt = \beta_1/l \times N(t) - \lambda_1 \times C_1(t) \quad (2)$$

$$dC_2(t)/dt = \beta_2/l \times N(t) - \lambda_2 \times C_2(t) \quad (3)$$

式中： $N(t)$ ——反应堆功率；

$C_1(t)$ 、 $C_2(t)$ ——缓发中子贡献量。

在反应性小扰动下，用 $N = N_0 + \Delta N$ ， $C = C_0 + \Delta C$ ， $\rho = \rho_0 + \Delta\rho$ 代入上面各式（时间量 t 省略），并考虑在稳态时，从式（1）、式（2）、式（3）可得到：

$$\sum \lambda_i \times C_{i0} = -(\rho_0 - \beta)/l \times N_0 \quad (4)$$

$$\beta_i/l \times N_0 = \lambda_i \times C_{i0} \quad (i=1,2) \quad (5)$$

整理后结果如下：

$$d(\Delta N/N_0)/dt = -\beta/l \times \Delta N/N_0 + 1/l \times \Delta\rho + \sum \beta_i/l \times \Delta C/C_0 \quad (6)$$

$$d(\Delta C_i/C_{i0})/dt = \lambda_i \times \Delta N/N_0 - \lambda_i \times \Delta C_i/C_{i0} \quad (i=1,2) \quad (7)$$

上面是考虑稳态时， $\rho_0 = 0$ ， $\rho = \rho_0 + \Delta\rho = \Delta\rho$ ，且忽略 $\Delta N \times \Delta\rho$ 项时得到的结果。

式（6）、式（7）就是在反应性小扰动下，对式（1）、式（2）、式（3）代表的反应堆“点堆”模型进行线性化处理的结果。

3 热传输系统的模型^[1]

热传输系统的模型如下：

$$dT_1(t)/dt = b_{11} \times N(t) + b_{12} \times T_1(t) + b_{13} \times T_2(t) \quad (8)$$

$$dT_2(t)/dt = b_{21} \times T_1(t) + b_{22} \times T_2(t) + b_{23} \times T_3(t) \quad (9)$$

$$dT_3(t)/dt = a_{31} \times T_2(t) - a_{32} \times T_3(t) + a_{33} \times w(t) \quad (10)$$

$$dw(t)/dt = a_{41} \times T_3(t) - a_{42} \times w(t) - a_{43} \times T_{in} \quad (11)$$

式(8)到式(11)代表了一个研究堆的热传输系统。 $T_1(t)$ 、 $T_2(t)$ 、 $T_3(t)$ 分别为核反应堆内的燃料温度变量、包壳温度变量、载热剂平均温度变量， $w(t)$ 代表载热剂流量， T_{in} 是热井温度。这类研究堆功率很小(2 MW)，不作动力或发电用，反应堆产生的热量直接由载热剂导入热井耗散掉。

4 状态空间模型^[2-4]

(1) 通用模式

现代控制理论中的状态空间法对微分方程的一般表达形式如下：

$$dX(t)/dt = A \times X(t) + B \times u(t)$$

$$y(t) = C \times X(t) + D \times u(t)$$

式中： $X(t)$ —— $n \times 1$ 维列向量，表示的是系统的 n 个状态变量；

$u(t)$ 、 $y(t)$ ——系统的单输入变量、单输出变量；

A —— $n \times n$ 维常系数矩阵；

B —— $n \times 1$ 维常系数矩阵；

C —— $1 \times n$ 维常系数矩阵；

D —— 1×1 维常系数矩阵(这里实际就是一个常数值)。

对式(1)到式(11)用状态空间法进行进一步处理，得到如下的一组矩阵表达式($n=8$ ，式(1)、式(2)、式(3)与式(6)、式(7)在数学处理上是等同的。前者为原始堆模型，后者为简化模型，任取其一)：

$$A_1 = \begin{bmatrix} \text{ndk}, b_{11}, b_{12}, 0, 0, 0, 0, 0; \\ ym_1, -ym_1, 0, 0, 0, 0, 0, 0; \\ ym_2, 0, -ym_2, 0, 0, 0, 0, 0; \\ b_{11}, 0, 0, b_{12}, b_{13}, 0, 0, 0; \\ 0, 0, 0, b_{21}, b_{22}, b_{23}, 0, 0; \\ 0, 0, 0, 0, a_{31}, -a_{32}, a_{33}, 0; \\ 0, 0, 0, 0, 0, a_{41}, -a_{42}, -a_{43}; \\ 0, 0, 0, 0, 0, 0, 0, 0 \end{bmatrix} \quad (12)$$

$$B = [1/fe; 0; 0; 0; 0; 0; 0; 0] \quad (13)$$

$$C_1 = [1, 0, 0, 0, 0, 0, 0, 0] \quad (14)$$

$$D = [0] \quad (15)$$

(2) 状态反馈结构

具有负温度系数特征的核反应堆系统有一个重要的特性，这就是它的自稳性^[5]。这种特性的本质反映的是核反应堆系统具有抗反应性扰动的能力。从控制理论角度看，这是

一种典型的、系统本身具有的负反馈机制。

状态反馈阵的选取如下：

$$F = [0, 0, 0, a_1, 0, a_5, 0, 0] \quad (16)$$

$$A = A_1 - B \times F \quad (17)$$

$$C = C_1 - D \times F \quad (18)$$

由式 (1)、式 (2)、式 (3) 或式 (6)、式 (7) 与式 (8) 到式 (11) 构成的核反应堆系统的动力学模型，加上反应性反馈模型，转化为由式 (12) 到式 (18) 表达的状态空间模型。

为简化问题描述，这里暂不考虑带外部控制系统的问题。

(3) 典型参数

对带有相应热传输系统的核反应堆系统，选取一组典型的系统参数如下（单位从略）：

$\beta = 0.007$, $\beta_1/l = b_{11} = 5.9010 \times 10^{-3}$, $\beta_2/l = b_{12} = 1.099 \times 10^{-3}$, $l = fe = 3.9 \times 10^{-5}$, $\lambda_1 = ym_1 = 6.5249 \times 10^{-2}$, $\lambda_2 = ym_2 = 1.3672$, $ndk = \beta/l$, $\beta/l = b_{11} = 151.3077$, $1/l = b_{12} = 28.1795$ 。

$b_{11} = 9.0867$, $b_{12} = -0.0318$, $b_{13} = 0.0318$, $b_{21} = 0.4463$, $b_{22} = -2.1570$, $b_{23} = 1.7108$ 。

$a_{31} = 1.503557 \times 10^{-1}$, $a_{32} = 8.170223 \times 10^{-1}$, $a_{33} = 6.666667 \times 10^{-1}$; $a_{41} = 3.772636 \times 10^{-3}$, $a_{42} = 2.0$, $a_{43} = 1.320423 \times 10^{-1}$; $T_{in} = 35$, $a_1 = 10.7 \times 10^{-5}$, $a_5 = 1.7 \times 10^{-5}$ 。

初始值为 $X_0 = [1; 1; 1; 410.48; 125.12; 50.68; 1.3 \times 10^{-1}; T_{in}]$ 。

反应堆功率初始值取相对于额定功率值的百分比量， $N(0) = 100\%$ 额定功率值，相应的 $C_1(0)$, $C_2(0)$ 也取为 100% 的相对值。

5 仿真结果及分析

仿真计算用的程序参见文献 [1]，目前流行的仿真软件如 MATLAB 有很好的矩阵运算功能和图形处理功能^[4]，SCILAB（可免费下载）也有类似的功能^[6]，可作为比较尺度。

以反应堆的自稳定性分析为例，反应性扰动取值分别为 $\Delta\rho = 0.00005$ 、 0.0023 。仿真计算结果示于图 1~图 4。图中文字说明 (1)、(2) 分别表示仿真所得反应堆功率和燃料温度的结果。

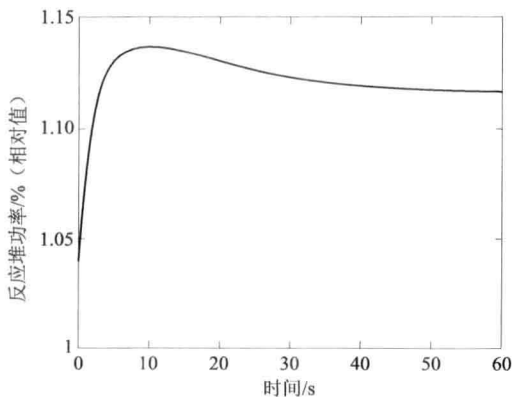


图 1 反应性为 0.00005 时堆自稳定特性 (1)

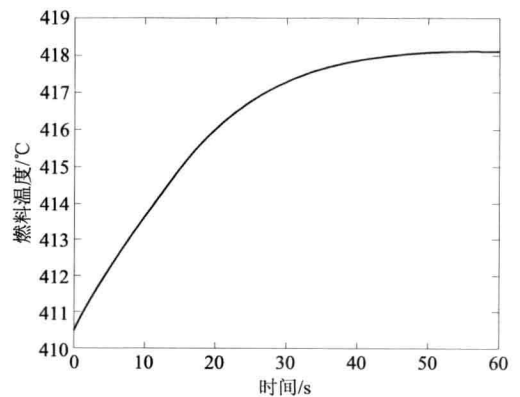


图 2 反应性为 0.00005 时堆自稳定特性 (2)

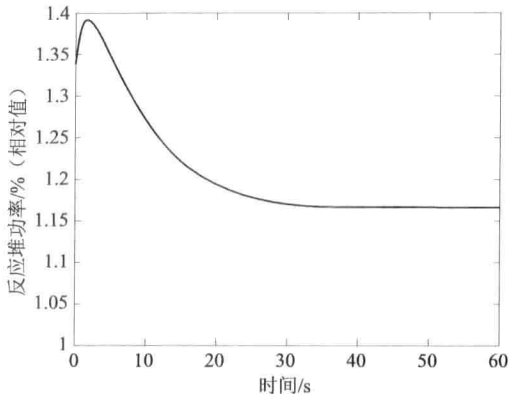


图3 反应性为 0.002 3 时堆自稳定特性 (1)

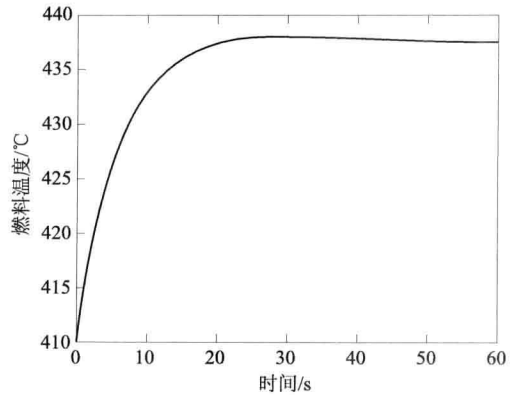


图4 反应性为 0.002 3 时堆自稳定特性 (2)

由图 1~图 4 的仿真结果看到,核反应堆具有良好的自稳定性。当引入一个正反应性的扰动以后,堆功率先是有个明显的上升,然后随着堆内温度负反应性反馈的介入逐渐回落,最后稳定在大于原初始值的功率水平上。出现的功率差是补偿引入的反应性所遗留的。从温度曲线可看到类似的差值,正是这个差值以负反应性反馈的形式抑制住了由于正反应性引入造成的堆功率上升,从而形成一种稳定机制。

状态空间方程描述的是控制对象的内部状态行为,是所描述系统的一种内部模型。所进行的分析是在时域范围内的,直观、明确。

这里需要特别注意的是,模型处理本身是有一定适用范围的,像上述式(6)、式(7)代表的核反应堆模型,是一个反应性微扰下的线性化模型,反应性引入值需符合大大小于 β (缓发中子份额)的值。图3、图5分别是用式(1)、式(2)、式(3)原始点堆模型与用式(6)、式(7)的简化模型仿真得到的结果,可以看到, $\Delta\rho$ 接近 β 值时,模型已经有失真现象。这对控制系统设计而言是不允许的^[7]。

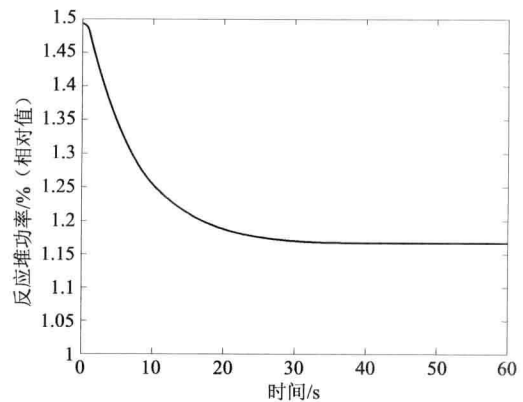


图5 反应性为 0.005 3 时堆自稳定特性

6 结论

以上结果表明,状态空间法可以有效地应用于核反应堆动态特性的分析。状态空间法属于时域分析方法,同频域分析方法比较,系统随时间变化的特性直观、明确,特性参数一目了然,便于分析、比较。特别是随着现代计算机技术的快速发展,新的控制理论中的控制系统设计方法能够得到有效应用,这对推进核反应堆的控制系统设计会大有裨益。

参考文献:

- [1] 王远隆. 脉冲反应堆功率调节系统动态特性计算. 北京: 清华大学核工程第二学士学位论文, 1995.

- [2] [日] 须田信英. 核电站计算机控制. 刘秀英, 等, 译. 北京: 原子能出版社, 1983.
- [3] 熊光楞. 数字仿真算法与软件. 北京: 宇航出版社, 1991.
- [4] 薛定宇. 反馈控制系统分析与设计. 北京: 清华大学出版社, 2000.
- [5] 王远隆, 何光前, 廖忠岳. 脉冲堆的自稳定性计算. 核动力工程, 2000, 21 (1): 94-96.
- [6] 胡包钢, 赵星, 康孟珍. 科学计算自由软件 SCILAB 教程. 北京: 清华大学出版社, 2003.
- [7] 王远隆. 核反应堆动力学模型简化问题. 中国核学会核能动力分会昆明学术年会论文集, 2007, 4: 107-109.

Researching Nuclear Reactor Dynamic Performance by State-Space Method

Abstract: The work in this paper gives the description on the time-domain analysis of the nuclear reactor dynamics model by means of the state-space method of modern control theory. Computer simulation shows such the analysis method can be applied to the time-domain analysis of nuclear reactor dynamic performance effectively.

Key words: state-space method; nuclear reactor; dynamic performance

核反应堆动态特性比较分析

摘要：文章对核反应堆的动态特性进行了仿真比较分析，结果对反应堆控制系统的设计有明确的指导意义。

关键词：核反应堆；动态特性；控制系统

1 引言

核反应堆的动态特性（也称为动力学特性）主要指的是它的自稳定性和自调节性。这样的动态特性对反应堆的安全分析和控制系统的设计极为重要，以下将主要从控制系统的设计角度对反应堆的动态特性作比较分析。

2 反应堆的自稳定性

对反应堆的安全性分析要求反应堆具有固有安全特性^[1]，具体在物理参数上，就是要求反应堆具有负温度系数，这包括燃料负温度系数和载热剂负温度系数。负温度系数的作用就是当反应堆在反应性扰动（如弹棒事故）时，能够让反应堆经历一过渡过程回到原来的状态。

从控制系统的角度看，这种具有固有安全特性的特征可以称为反应堆的自稳定性^[2,9]。这样的自稳定性表明核反应堆对外部扰动有自适应的能力。这是一种典型的负反馈机制。这样的对象特性对控制系统的性能指标设计有直接的参考作用。

图1是一压水型动力堆（动力堆）自稳定性仿真结果。仿真所用模型包括反应堆“点堆”模型（带两组缓发中子）、热传输系统模型（为方便分析起见，也可将二次侧简化为稳定边界）。系统在扰动引入以前，处于100%满功率水平状态（ $nh/\%Po$ ）；引入一小的负反应性扰动（其值为-0.00023）后，系统经历约100s的过渡过程回到初始状态。

图2是一脉冲堆的仿真结果。仿真所用模型仍然为上述反应堆“点堆”模型加热传输系统模型。脉冲堆的功率很小，当引入的正反应性扰动很大（模拟一弹棒事故）后，系统在极短的时间范围内形成一个巨大的脉冲功率峰，然后回落到初始状态。

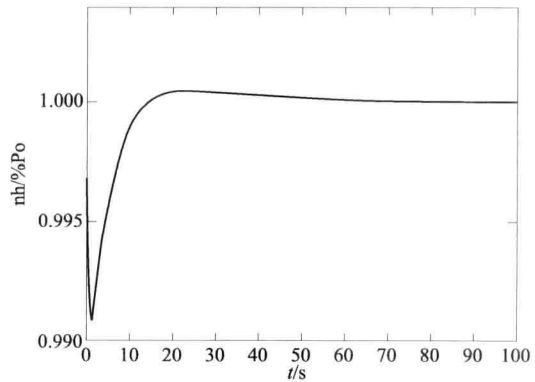


图1 动力堆自稳定特性

就研究方法而言, 相关文献^[1-3]采用了一组称为绝热模型的数学方程, 利用这种模型仿真也能得到如图 2 所示的结果。这样的简化模型对通过理论分析得到定性结论是有好处的。但实际工程系统如动力堆是从反应堆, 热传输系统, 再到动力或发电部分(脉冲堆没有这样的部分), 即使为简化仿真计算而假定二次侧为稳定边界, 也要考虑反应堆和基本的热传输系统。绝热模型对处理整个系统的定量分析就不合适了。另外, 从仿真技术看, 提出绝热模型的时代, 计算机技术, 仿真技术远不如现在这个时代, 计算方法受到很大限制。当时提出绝热模型有实际意义, 但现在, 从全面研究系统而言, 就显得不合适了。不用绝热模型, 可以得到同样的结果(绝热模型作为比较参考)。

按实际工程设计所用的“点堆”模型加上相应的热传输系统模型得到的图 2 所示曲线是具有负温度系数的脉冲堆的一种设计固有特性。由于引入的正反应性很大而引发的功率太大, 使得热传输系统短时间内不能全部导出相应产生的热量, 而形成短暂的峰值现象。绝热模型是基于这一物理分析得到的。用典型的带有热传输系统数学方程的动力堆模型, 在同样的反应性扰动下, 仍然能得到类似图 2 那样的结果如图 3 所示。对于大型压水型核电站(核电站), 也可以得到类似的结果。从反应堆动力学角度看, 这样的特性不论是动力堆还是脉冲堆, 只要具备负温度系数的特点就实实在在存在。

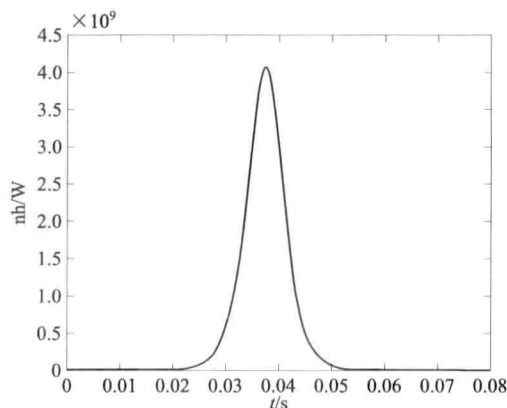


图 2 脉冲堆自稳定特性

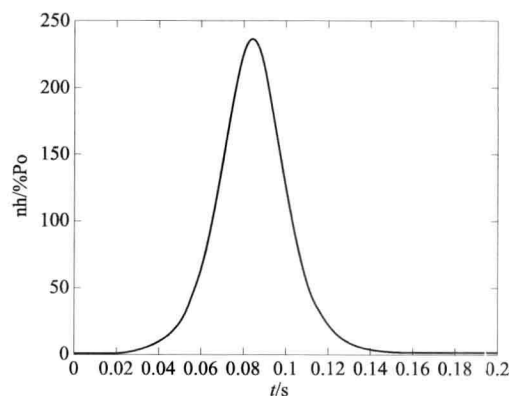


图 3 动力堆自稳定性极限状态

就引入的反应性大小而言, 固有安全性针对的是可能事故的严重程度, 通过引入很大的反应性模拟这样的事故工况以验证反应堆的安全特性。而自稳定性是反应堆正常稳定运行的基本要求, 在分析这种特性时, 引入的反应性相对就小; 从其表现出的动态特性能定量分析系统的稳定性。这样的定量分析是设计反应堆控制系统所需基本参数的基础。

需要指出的是, 对脉冲堆而言, 能够形成脉冲峰功率是脉冲堆的一种基本功能, 一般不能误认为图 2 的脉冲特性仅是脉冲堆的固有特性, 动力堆仍然有, 只是在小反应性扰动下表现得不明显, 而更像有控制系统参与调节时的动态特性(如图 1 所示)。一旦引入大的反应性, 像图 3 那样的结果就会出现。但动力堆实际运行不允许这种现象出现。图 3 的仿真结果仅是从安全分析的角度考虑得到的一种动力堆的极限状态, 属于一种安全的理想状态(这里只是理论分析, 也就是看反应性扰动下状态能否恢复。实际工程中因设备的承受力限制一般不允许)。从控制系统的设计角度看, 这样的状态参数不可能作为设计参考。对动力堆, 要求的是正常、稳定及长时间运行, 需要考虑反应堆在引入反应性时所具有的