

高等学校试用教材

核反应堆运行

朱继洲 主编

陈世齐 主审

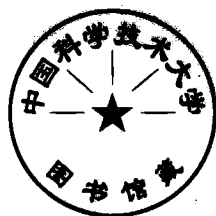
原子能出版社

高等学校教材

核反应堆运行

朱继洲 吴新佳 周法清 编著
俞保安 杨道良

陈世齐 主审



原子能出版社

京新登字077号

高等学校教材

核反应堆运行

朱继洲 吴新佳 周法清

俞保安 杨道良

编著

陈世齐 主审

原子能出版社出版

(北京2108信箱)

重庆印制一厂印刷

新华书店总店科技发行所发行·新华书店经售

☆

开本850×1168 1/32 ·印张10.75 ·字数285千字

1993年6月北京第一版·1992年6月北京第一次印刷

印数1—1000

ISBN 7-5022-0512-8

TL·276(课) 定价: 3.40元

内 容 简 介

本书着重阐述反应堆运行中产生的物理、热工水力问题，对反应堆中子通量和热工参数的监测、反应堆的控制与保护，以及对各种研究堆和压水堆运行中发生的一些基本问题做了系统总结。全书分为八章：第一章论述反应堆运行中的物理基础知识和基本热工问题；第二章介绍反应堆运行中中子通量（功率水平）、放射性辐射和热工参数的监测；第三章阐述反应堆控制的原理与方法、反应堆保护系统设计准则和参数的选择；第四章系统介绍反应堆建造、安装完成后调试、启动的全过程；第五、六章分别叙述两种类型反应堆——压水动力堆和研究堆（重水堆、游泳池堆、高通量工程试验堆、铀氢锆堆、微型堆）的运行特点、运行故障和事故的分析；第七章讨论反应堆运行过程中放射性物质的来源、放射性废物的处置及环境放射性监测；第八章着重从组织机构、质量保证及反应堆运行人员的资格和培训等方面，论述反应堆运行管理的重要性。

本书是高等学校核反应堆工程专业、核动力装置专业的通用教材，也可用作反应堆工作人员的培训教材，或供从事反应堆、核电厂工作的科技人员参考。

油 油

前 言

本书是高等学校核反应堆工程专业核反应堆运行课程的教材，是根据1982年12月和1985年12月在北京召开的两次核反应堆工程专业教材会审定的《核反应堆运行》大纲编写的。

反应堆运行是一门涉及多种学科、安全性要求又很高的工程技术。一座反应堆在投入运行之前，其科研、设计工作对国民经济不能作出直接的贡献，只有在运转起来之后，才能利用所产生的中子和热能获得现实的经济效益，因此，研究和设计创造了作为潜在生产力的反应堆，运行则把这种潜在生产力化为现实，研究、设计、运行三者都是发展反应堆科学技术不可缺少的环节。

近年来，随着科学技术的进步，核动力这一新技术领域也获得了很大发展，它要求在研究核动力装置的理论、计算和设计问题的同时，总结和解决核反应堆运行中的技术问题。反应堆运行中会产生许多物理、热工水力问题，而反应堆和核动力装置工作的稳定性、经济性、可靠性及安全性均有赖于这些问题的正确解决。

作为我国反应堆工程起步重要标志的重水研究堆(HWRR)已安全运行了30多年，游泳池堆、高通量工程试验堆、铀氢锆堆和微型堆等研究堆，也有着良好的运行记录；压水堆已确定为我国发展核动力的基本堆型，秦山核电厂和大亚湾核电厂正在加紧调试和建造，它们将于90年代初期陆续投入运行。根据我国自己的经验和国外的文献，本书试图对反应堆（主要是各种研究堆和压水堆）运行中发生的和将可能遇到的一些基本问题加以研究和总结，并使之系统化。全书分为八章：第一章论述反应堆运行中的物理基础知识和基本热工问题；第二章介绍反应堆运行中中子通量（功率水平）、放射性辐射和热工参数的监测；第三章阐述反应堆控制的原理与方法，反应堆保护系统设计准则和参数的选

择；第四章系统介绍反应堆建造、安装完成后的整个调试、启动过程；第五、六章分别叙述两种类型反应堆——压水动力堆和研究堆（重水堆、游泳池堆、高通量工程试验堆、铀氢锆堆、微型堆）的运行特点，运行中遇到的物理、热工问题，分析各种反应堆的运行故障和事故；第七章讨论反应堆运行过程中放射性物质的来源，放射性废物的处置及环境放射性监测；第八章着重从组织机构、质量保证及反应堆运行人员的资格和培训等方面，论述反应堆运行管理的重要性。

本教材由西安交通大学朱继洲主编并编写第一、八章，上海交通大学周法清编写第二、七章，上海交通大学吴新佳编写第三章，西安交通大学俞保安编写第四、五章，中国原子能科学研究院杨道良编写第六章。本教材由中国核工业总公司核电局陈世齐主审，中国原子能科学研究院李克绵、杨道良参加了审定工作。中国人民解放军海军核安全局萧凤岐、国家核安全局林诚格、上海核工程研究设计院陈生林参加了本教材审稿会，他们对教材初稿进行了认真的审阅、讨论，为提高本教材质量，提出了许多宝贵的意见和有益的建议。在本教材编写过程中，我们还曾得到中国核工业总公司有关司局、中国核动力研究设计院、上海核工程研究设计院、中国原子能科学研究院等单位对我们调研学习、收集资料等工作热情帮助和大力支持，编者在此一并致以衷心的感谢。

《核反应堆运行》教材涉及学科多，有关核反应堆运行的国内外教材目前尚未见到，由于我们学识水平有限、教学或生产经验不足，书中难免有不妥之处，深切希望使用本教材的高等院校师生及各研究、设计和生产单位的广大读者、专家学者给予批评和指正。

编者

1990年5月

符 号 表

本书各章在每一公式之后对所用符号都给出了定义，为了方便读者阅读，把一些常用符号集中于下表列出。

B	反应堆的几何曲率	
C_p	冷却剂比热	$\text{kJ}\cdot\text{kg}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$
E	脉冲幅值	V
f	热中子利用系数	
$G(t)$	t 时刻的质量流量	kg/h
$G(0)$	流量下滑瞬变开始前质量流量	kg/h
k_{eff}	有效增殖系数	
$k_n(t)$	无控制棒及控制毒物时有效增殖系数	
k_s	堆停闭时有效增殖系数	
k_{∞}	无限介质增殖系数	
L	中子扩散长度	cm
$N_0\text{Xe}$	氙的平衡浓度	
N	脉冲数目	
n	中子密度	n/cm^3
n	水泵转速	r/min
p	快中子逃脱共振几率	
P_0	名义压力	Pa
P	不泄漏几率	
P	反应堆输出功率	MW
Q_w	堆芯热量	J
S	外中子源强度	Bq
T_{av}	冷却剂平均温度	$^{\circ}\text{C}$
T_s	二回路蒸汽温度	$^{\circ}\text{C}$
T	反应堆周期	s
$T_{(2)}$	反应堆功率倍增周期	s
T_1	冷却剂进口温度	$^{\circ}\text{C}$

T_o ——冷却剂出口温度	$^{\circ}\text{C}$
U_f ——反馈元件两端电压	V
U_E ——相加点 Σ 电位	V
U_o ——放大器输出电压	V
v ——热中子平均速度	cm/s
V ——反应堆堆芯体积	cm^3
Z_i ——放大器输入阻抗	Ω
Λ ——中子每代时间	s
α_T ——反应性温度系数	$\frac{\Delta k}{k} / ^{\circ}\text{C}$
α_{T_f} ——燃料的反应性温度系数	$\frac{\Delta k}{k} / ^{\circ}\text{C}$
α_p ——反应性功率系数	$\frac{\Delta k}{k} / \text{MW}$
β ——缓发中子份额	
e ——快中子倍增系数	
η ——热中子增殖系数	
η ——探测器效率	
λ_i ——第 <i>i</i> 组缓发中子先驱裂变碎片衰变常数	1/s
ρ ——反应性	$\Delta k/k$
ρ_{ex} ——剩余反应性	$\Delta k/k$
$\rho_o(z)$ ——控制棒插入距离 <i>Z</i> 时的价值	$\Delta k/k$
ρ_s ——停堆深度	$\Delta k/k$
ρ_{xe} ——氙毒反应性	$\Delta k/k$
ρ_{β} ——缓发中子变化的反应性	$\Delta k/k$
Σ_a ——宏观吸收截面	1/cm
Σ_f ——宏观裂变截面	1/cm
σ ——微观截面	b
τ_i —— <i>i</i> 组缓发中子先驱裂变碎片的寿期	s
$\phi(t)$ ——中子通量	$\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$
ϕ_0 ——点中子通量	$\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$

目 录

前 言

第一章 反应堆运行的物理热工基础.....	1
1.1 反应性和反应堆周期.....	1
1.2 反应堆运行时影响反应性的因素.....	7
1.2.1 温度效应.....	7
1.2.2 燃耗效应.....	9
1.2.3 裂变产物的中毒效应.....	9
1.3 后备反应性.....	10
1.4 反应堆运行中的热工问题.....	13
1.4.1 反应堆输出功率和堆内宏观功率分布.....	13
1.4.2 反应堆热工设计准则.....	15
1.4.3 临界热流密度与最小烧毁比.....	16
1.4.4 衰变热.....	17
第二章 反应堆运行监测.....	21
2.1 堆外中子通量(功率水平)的监测.....	21
2.1.1 概 述.....	21
2.1.2 中子通量监测.....	22
2.1.3 反应堆周期测量.....	30
2.1.4 中子通量测量举例.....	35
2.2 反应堆堆芯内中子通量的监测.....	39
2.2.1 概 述.....	39
2.2.2 堆芯探测器.....	41
2.3 工艺过程的放射性辐射监测.....	49
2.3.1 燃料元件破损监测.....	50
2.3.2 蒸汽发生器(或热交换器)泄漏监测.....	54
2.4 厂区内放射性辐射监测.....	55
2.4.1 厂区内的辐射源.....	55
2.4.2 厂区内放射性辐射监测.....	57
2.5 热工参数监测.....	61

2.5.1	概 述	61
2.5.2	温度测量	62
2.5.3	压力测量	67
2.5.4	流量测量	70
2.5.5	液位测量	74
第三章 反应堆的控制与保护		79
3.1	反应堆控制	79
3.1.1	反应性控制的原理与方法	79
3.1.2	反应堆内部特性	85
3.1.3	反应堆外部控制特性	88
3.2	反应堆保护	96
3.2.1	反应堆保护系统的作用和要求	96
3.2.2	反应堆保护系统参数的选择	97
3.2.3	反应堆保护系统的设计准则	103
3.2.4	反应堆保护系统的基本逻辑结构	105
3.3	反应堆的事故信号与警告信号	109
3.3.1	对信号系统的要求	109
3.3.2	信号系统的组成	110
第四章 反应堆调试		112
4.1	初步试验和全系统综合试验	112
4.1.1	系统清洗	113
4.1.2	水压试验	113
4.1.3	全系统综合试验	114
4.2	反应堆装料和首次临界	115
4.2.1	堆芯装料	115
4.2.2	装料后临界前试验	116
4.2.3	临界外推曲线	118
4.2.4	注意的问题	121
4.3	低功率试验	124
4.3.1	通量分布测定	124
4.3.2	控制棒刻度	126
4.3.3	温度系数测量	134
4.4	功率提升试验	137

4.4.1	功率系数测定	138
4.4.2	功率刻度试验	140
4.4.3	中毒曲线测量	141
4.4.4	碘坑测量	143
第五章 压水堆的运行		145
5.1	概述	145
5.2	压水堆的启动	148
5.2.1	一回路系统升温升压	148
5.2.2	反应堆临界	150
5.2.3	二回路系统启动	153
5.3	压水堆停闭	155
5.3.1	热停闭	157
5.3.2	冷停闭	158
5.3.3	换料停闭	160
5.3.4	事故停闭	160
5.4	压水堆的变工况运行	160
5.4.1	压水堆的负荷响应特性	162
5.4.2	压水堆的负荷跟踪能力	166
5.5	压水堆的运行故障	170
5.5.1	反应性故障	170
5.5.2	堆芯冷却系统故障	174
5.5.3	传热故障	175
5.5.4	紧急停堆失效下的运行工况	177
5.6	压水堆的运行事故	178
5.6.1	蒸汽发生器管子破损事故	178
5.6.2	全厂断电事故	181
5.6.3	失水事故	184
5.6.4	二回路蒸汽管道破裂事故	188
第六章 研究堆的运行		192
6.1	研究堆的分类与用途	192
6.2	研究堆的运行特点与提高研究堆的运行经济性	194
6.2.1	研究堆的运行特点	194
6.2.2	提高研究堆运行的经济性	200

- 6.3 重水研究堆的运行.....201
 - 6.3.1 重水研究堆的结构与实验设施.....202
 - 6.3.2 重水研究堆的运行.....207
 - 6.3.2.1 重水研究堆的运行工况.....207
 - 6.3.2.2 运行监测与操作特点.....208
 - 6.3.3 启动与停闭操作.....209
 - 6.3.4 重水研究堆的换料.....209
 - 6.3.5 燃料元件破损的监测.....210
- 6.4 游泳池堆的运行.....210
 - 6.4.1 游泳池堆的结构与实验设施.....210
 - 6.4.2 游泳池堆的运行特点.....215
- 6.5 高通量工程试验堆的运行.....217
 - 6.5.1 高通量堆结构与实验设施.....217
 - 6.5.2 高通量堆的运行特点.....221
 - 6.5.3 高通量堆的启动与停闭.....224
 - 6.5.4 燃料元件破损的监测与定位.....225
 - 6.5.5 高通量堆的安全性.....225
- 6.6 铀氢锆堆的运行.....227
 - 6.6.1 铀氢锆堆的结构与实验设施.....227
 - 6.6.2 铀氢锆堆的固有安全性.....230
 - 6.6.3 铀氢锆堆的运行.....231
 - 6.6.3.1 铀氢锆堆的运行方式.....231
 - 6.6.3.2 反应堆的保护与联锁.....233
- 6.7 微型堆的运行.....234
 - 6.7.1 微型堆的结构与实验设施.....234
 - 6.7.2 微型堆的固有安全性.....238
 - 6.7.3 微型堆的运行.....239
- 6.8 研究堆的典型事故.....242
 - 6.8.1 断电事故.....243
 - 6.8.2 反应性引入事故.....245
 - 6.8.2.1 脉冲棒弹出事故.....245
 - 6.8.2.2 游泳池堆启动事故.....246
 - 6.8.3 重水堆失水事故.....248

第七章 放射性废物处理与环境监测	252
7.1 概 述.....	252
7.1.1 放射性物质的来源.....	253
7.1.2 防止放射性物质泄漏的措施.....	254
7.1.3 加强三废管理.....	257
7.2 放射性废气的来源及处置.....	258
7.2.1 反应堆工艺废气的来源和处置.....	258
7.2.2 反应堆厂房的放射性气体的处理.....	262
7.3 放射性废液的来源和处理.....	265
7.3.1 放射性废液的来源.....	265
7.3.2 放射性废液的处理.....	266
7.3.3 含氚废液的处理.....	274
7.3.4 放射性废水的排放.....	277
7.3.5 浓缩废液的固化处理.....	278
7.4 放射性固体废物处置.....	280
7.4.1 固体废物来源及处理.....	280
7.4.2 固体废物的最终处置.....	281
7.5 环境放射性监测.....	284
7.5.1 环境监测的目的.....	284
7.5.2 环境监测的内容和方法.....	285
7.6 核电厂的环境污染.....	286
7.6.1 核电厂排放的放射性物质对环境的影响.....	288
7.6.2 核电厂排放的废热和化学物质.....	294
7.6.3 核电厂与火电厂对环境影响的比较.....	295
第八章 反应堆运行管理	303
8.1 概 述.....	303
8.2 反应堆的管理组织机构.....	304
8.3 反应堆运行的质量保证.....	308
8.3.1 文件管理.....	309
8.3.2 运行管理.....	309
8.3.3 应急管理.....	311
8.3.4 材料和设备管理.....	311
8.3.5 检查、监督和试验.....	312

8.3.5.1	定期试验和检查.....	312
8.3.5.2	在役检查.....	313
8.3.5.3	工作的监督.....	314
8.3.6	记录和报告.....	314
8.4	反应堆运行人员的资格和培训.....	315
8.4.1	反应堆运行人员的作用.....	315
8.4.2	运行人员的资格.....	317
8.4.3	运行人员的培训.....	319
8.4.4	反应堆培训模拟机的作用.....	321
8.4.5	反应堆运行人员的管理.....	325
参考文献.....		327
附录1. 辐射剂量的单位.....		328
2. 单位换算表.....		329

第一章 反应堆运行的物理热工基础

核反应堆是一种综合的技术装置，用来实现重元素裂变的可控链式反应。要将反应堆由次临界状态启动到临界，提升到一定的功率，并自动保持在给定的功率水平，或对反应堆实行事故保护、停止链式反应并使反应堆进入次临界状态，都必须调节反应堆活性区内中子通量和能量释放的水平和分布。可以用增殖系数和反应性来描述系统的物理特性；由于裂变过程中将有大量热量释出，在反应堆的堆芯设计和运行中，考虑载热问题和考虑核问题具有同等重要性。本章阐述反应性、剩余反应性和后备反应性的定义和物理意义，运行时影响反应性的因素，后备反应性的分配，运行时必须满足的热工设计准则及必须注意的热工问题，作为以后各章讨论各种运行工况下物理、热工和安全问题的基础。

1.1 反应性和反应堆周期

反应堆是实现原子核可控链式裂变反应的一种装置，它通常由慢化剂、含有可裂变物质的燃料，以及冷却剂和结构材料组成。

一个热中子反应堆要维持链式裂变反应的最低限度条件是：当一个可裂变物质的核（如铀核）俘获一个热中子产生裂变，最后至少有一个热中子被俘获并引起另一个核的裂变。换句话说，一旦在少数核中引起了裂变反应以后，这种反应就能够不依赖外界作用，继续传播到全部裂变物质中。根据这个条件可以很方便地引入增殖系数 k 的概念，它的定义是：在某一时间间隔内所产生的中子总数（不包括由某些其活度与裂变率无关的中子源所产生的中子）与在同一时间间隔内由吸收所损失的中子总数的比值。如果增殖系数恰好等于1或稍大于1，链式反应就可能发生，

如果增殖系数小于1，链式反应就不能维持。

应该指出，上述定义是对反应堆系统为无限大时而言的，这时没有中子的泄漏问题，因此，增殖系数 k 应写成 k_{∞} ，称作无限介质增殖系数。对于有限大小的反应堆，为了维持链式反应的条件是

$$k_{\infty}P=1 \quad (1-1)$$

这里 P 是总的不泄漏几率，即中子在系统中减速和扩散过程不向外泄漏的几率。乘积 $k_{\infty} \cdot P = k_{eff}$ 叫做有限大小反应堆的有效增殖系数，它等于某一代中每一个被裂变材料吸收的热中子所产生、而且能保留在反应堆内再被吸收的热中子数目。当 $k_{eff}=1$ ，即产生的中子数目等于泄漏的中子数加上吸收的中子数时，反应堆就可以维持在临界状态，即处于稳态。此时，中子密度为一定值，堆内各处的温度也不变。当反应堆用于发电时，核电厂即以稳定的、不变的速率生产电能。

如果有效增殖系数大于1，反应堆功率将随时间而增大；有效增殖系数小于1时，堆功率随时间而减小。

为了清楚地描述反应堆控制和运行中的物理概念，引入物理量反应性 ρ ，它被定义为

$$\rho \equiv \frac{k_{eff}-1}{k_{eff}} \quad (1-2)$$

即反应性表示反应堆的状态偏离临界状态的程度。

如果把有效增殖系数与1之差值叫作剩余增殖系数 δk_{eff}

$$\delta k_{eff} = k_{eff} - 1 \quad (1-3)$$

由(1-2)式

$$\rho = \frac{\delta k_{eff}}{k_{eff}} \quad (1-4)$$

也即反应性可表示为剩余增殖系数与增殖系数之比，一般情况下 k_{eff} 接近于1，所以 $\rho \approx \delta k_{eff}$ 。

在反应堆物理中，把中子通量 ϕ （或中子密度 n ）变化 e 倍所需的时间叫做反应堆周期，用 T 表示，数学表示式为

$$\phi(t) = \phi_0 e^{t/T} \quad (1-5)$$

式中 ϕ_0 是定态下的热中子通量。

在次临界状态下，反应堆功率增加的周期是由反应性增长速度及次临界度来决定的：

$$\begin{aligned} T &= \frac{\phi}{d\phi/dt} = -\frac{1-k_{eff}}{dk_{eff}/dt} \\ &= \frac{\delta k_{eff}}{\frac{d}{dt}(\delta k_{eff})} \approx \frac{\rho}{d\rho/dt} \end{aligned} \quad (1-6)$$

由(1-6)式可见，当反应堆为次临界时，反应堆周期是负值，这时中子通量 ϕ 将按指数律减少；如果反应性增长的速度是常数，则周期的缩短与次临界度的减少成正比。换句话说，反应堆越接近临界，周期越短。

当反应堆在超临界状态下，如假设所有裂变中子都是瞬发中子，中子通量仍按指数规律变化，可以写成

$$\phi(t) = \phi_0 e^{\left(\frac{\delta k_{eff}}{l}\right)t} \quad (1-7)$$

这里，反应堆周期 $T = \frac{l}{\delta k_{eff}}$ ， l 为无限介质内热中子的平均寿命。

图1-1示出各种反应性引入速率下反应堆内中子通量增长的情况。

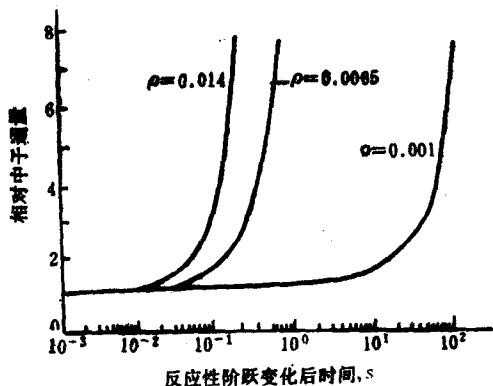


图1-1 在反应性阶跃增加后中子通量的增长