

高等学校试用教材

核反应堆安全分析

朱继洲 主编

陈叔平 审校

原子能出版社

高等学校试用教材

核反应堆安全分析

朱继洲 周法清 冯忠潜 编著

俞保安 薛大知 主审

陈叔平

原子能出版社出版

(北京2108信箱)

北京市通县长凌营印刷厂印刷

新华书店北京发行所发行·新华书店经售

☆

开本 850×1168 1/32·印张13.25·字数 342 千字

1988年12月北京第一版·1988年12月北京第一次印刷

印数 1—1500

ISBN 7-5022-0097-5

TL·38(课) 定价: 2.65 元

内 容 简 介

本书主要阐述事故工况下反应堆物理、热工瞬变问题，反应堆主要结构和设备的完整性，堆内放射性物质向外扩散的基本规律，以及核反应堆安全性评价方法等。全书分为九章，第一、二章介绍核反应堆安全的概念、安全设计的原则和确保反应堆正常运行的安全设施，第三、四章分析反应性引入事故的机理及其影响，第五、六章着重研究堆芯冷事故和冷却剂丧失事故，第七章讨论轻水堆核电站三道屏障在事故工况下的瞬变性状，第八章叙述事故时放射性物质的释放规律和辐射后果的计算方法，第九章介绍应用概率风险理论对核电站安全性进行定量评价的基本方法及核电站系统可靠性的计算。

本书是高等学校核反应堆工程专业选修课和硕士研究生学位课程的试用教材，也可供从事反应堆、核电站的设计、研究、运行等方面工作的科技人员参考。

前 言

本书是高等学校反应堆工程专业核反应堆安全分析课程的试用教材,是根据1982年8月在庐山召开的反应堆工程专业教材会审定的《核反应堆安全分析》大纲编写的。

核反应堆安全分析是为反应堆工程专业高年级学生开设的选修课,也可作为反应堆工程和反应堆安全学科硕士学位研究生必修课。本教材在核反应堆工程引论、核反应堆物理分析、核反应堆热工分析等专业课的基础上,着重阐述事故工况下反应堆物理和热工瞬变、反应堆主要结构和设备的完整性、堆内放射性物质向外扩散的基本规律以及核反应堆安全性评价方法等。全书共分九章。第一、二章介绍核反应堆安全的概念、安全设计的原则和确保反应堆正常运行的安全设施。第三、四章应用考虑了反应性反馈效应的动态方程,分析反应性引入事故的机理及其影响,即物理瞬变。第五、六章着重研究由于堆芯冷却系统发生故障或破坏而引起事故瞬态过程,一般简称为热工瞬变。第七章讨论轻水堆核电站三道屏障——燃料元件包壳、一回跨压力边界和安全壳——在事故工况下的瞬变性状,分析其失效机理。第八章按放射性物质从堆内向外逸出的路径,分析放射性物质的释放规律和辐射后果。第九章介绍应用概率风险理论对核电站安全性进行定量评价的基本方法及核电站系统可靠性的计算。通过本课程的学习,学生能对反应堆安全所涉及的较广泛的内容有一个全面的、基本的了解。

由于本课程内容广泛,涉及很多学科,编写中力求有机地与先行课程相衔接,避免不必要的重复,以节省篇幅。为了体现教材的系统性和完整性,在全面介绍安全分析内容的基础上,注意突出重点,着重阐述简化数学模型和比较经典的解析计算方法,

对新发展的较复杂模型和数值计算方法不一一列举，必要时作些简单介绍，使学生对事故情况下瞬变有较清楚的物理概念。

本教材由西安交通大学朱继洲主编并编写第一、七章，上海交通大学周法清编写第二、九章，西安交通大学俞保安编写第三、四章，清华大学冯忠潜编写第五、六章，清华大学核能研究所薛大知编写第八章。本教材由中国原子能科学研究院陈叔平主审，刘汉洲、李允垣、俞尔俊、索长安等参加了各章节的审校工作。上海交通大学邵亚传、核工业部第一研究设计院濮继龙参加了本教材审稿会。他们为提高本教材质量，提出了许多宝贵意见。在本教材编写过程中，我们还曾得到核工业部第一研究设计院、七二八工程研究设计院、海军工程学院等单位许多同志的帮助和支持，编者在此表示衷心的感谢。

本书涉及面广，限于我们的学识水平，书中难免有很多缺点和错误，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、专家学者批评指正。

编者

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, 为了读者阅读的方便, 把一些常用符号集中于下表列出:

A ——流道截面	长度 ²
A_{cl} ——燃料元件所在栅格横截面	长度 ²
A_{ct} ——安全壳结构有效壁面积	长度 ²
c_p, c_v ——定压比热, 定容比热	能量/质量·温度
c_{fe} ——燃料元件单位质量比热	能量/质量·温度
c_i ——第 i 组先驱核的浓度	
D ——扩散系数	长度 ²
$\bar{c}$ ——燃料浓缩度	
g ——重力加速度	长度/时间 ²
G ——质量流密度	质量/时间·面积
h ——传热系数	能量/时间·面积·温度
h_g ——间隙热导	能量/时间·面积·温度
h_v ——饱和蒸汽比焓	能量/质量
h_l ——饱和水比焓	能量/质量
J ——热功当量	机械能/热能
k ——有效倍增因子	
k_f ——燃料芯块的热导率	能量/时间·长度·温度
k_{cl} ——包壳的热导率	能量/时间·长度·温度
M_{fe}, M_c ——燃料元件、冷却剂的总质量	质量
m_g, m_c ——蒸汽、冷却剂密度	质量/体积
m_f, m_{cl} ——燃料, 包壳密度	质量/体积
M^2 ——徙动面积	长度 ²
p_{cr} ——安全壳压力	力/面积 ²

P_d	β, γ 射线衰变功率	
q	总释热率	能量/时间
q'	线释热率	能量/时间·长度
q''	临界热流密度	能量/时间·长度 ²
q'''	体积释热率	能量/时间·长度 ³
T	温度	
T_w	加热元件壁温	
T_{sat}	饱和液体温度	
$\tilde{T}_{fe}, \tilde{T}_{cl}$	燃料元件、包壳的整体温度	
T_{fe}, T_{cl}	燃料元件、包壳的平均温度	
T_i, T_o	冷却剂入口、出口平均温度	
u	比内能	能量/质量
V	体积	长度 ³
v	速度	长度/时间
$\bar{v}$	冷却剂平均流速	长度/时间
α	线热膨胀系数	
α	空泡份额	
$\alpha_{Tc}, \alpha_{Tfe}$	慢化剂、燃料的反应性温度系数	
β	缓发中子份额	
γ	材料的表面能	
τ	时间常数	
κ	阻力系数	
Λ	中子每代时间	
λ	衰变常数	
μ	瞬发反应性系数	
μ_p	功率系数	
ϕ	形状因子	
μ	粘度	质量/长度·时间
ρ	反应性	
ρ	反应性引入率	

σ ——热应力
 σ ——表面张力
 σ ——微观截面
 Σ ——宏观截面

力/面积

面积

1/长度

目 录

前言

第一章 引论	1
1.1 核反应堆安全的概念	1
1.2 核反应堆安全性特征	2
1.2.1 堆芯特性	3
1.2.2 多道屏障	5
1.2.3 纵深防御	10
1.3 反应堆事故分类和安全分析的任务	11
1.3.1 核电站运行工况和事故的分类	11
1.3.2 安全分析的任务	15
习题	17
第二章 反应堆安全设施	18
2.1 反应性控制	19
2.1.1 反应性控制的方法	19
2.1.2 堆芯内固有的反应性控制	22
2.1.3 反应性控制的安全性	24
2.2 反应堆保护系统	25
2.2.1 保护系统的设计原则	25
2.2.2 保护参数及其动作方式	27
2.2.3 保护系统的组成	31
2.3 专设安全设施	38
2.3.1 设计原则	38
2.3.2 应急堆芯冷却系统	39
2.3.3 安全壳系统	44
2.3.4 氢浓度控制	49
2.3.5 辅助给水系统	50
习题	51
第三章 反应堆动态与反应性反馈	52
3.1 反应堆动态	52
3.1.1 动态方程的一般形式	52

3.1.2	点堆动态方程	55
3.1.3	点堆动态方程的使用说明	59
3.2	反应性反馈	61
3.2.1	温度对反应性影响	62
3.2.2	燃料温度系数 $\alpha_{T_{fe}}$	65
3.2.3	慢化剂温度系数 α_{T_m}	68
3.2.4	空泡系数 α_v	71
3.3	反应堆动力学模型	74
3.3.1	简化动力学模型	74
3.3.2	堆芯热传输模型	78
	习题	82
第四章	反应性引入事故	84
4.1	反应性引入机理	84
4.2	超功率瞬变	88
4.2.1	准稳态瞬变	88
4.2.2	超缓发临界瞬变	92
4.3	超瞬发临界瞬变	97
4.3.1	反应性阶跃变化引入	98
4.3.2	反应性线性变化引入	102
4.4	反应堆启动事故	105
4.4.1	反应堆启动简述	105
4.4.2	启动事故分析	106
4.4.3	温度反馈效应的影响	111
4.5	快堆解体事故	112
4.5.1	从瞬发临界到堆芯解体	113
4.5.2	堆芯解体之后	114
4.5.3	多普勒效应对释放能量的影响	118
4.6	蒸汽管道破裂事故	120
4.6.1	事故描述	120
4.6.2	分析方法	121
4.6.3	结果与讨论	122
	习题	124
第五章	堆芯欠冷事故	125

5.1 堆芯欠冷事故分类	126
5.2 水力模型	128
5.2.1 守恒方程	128
5.2.2 压降关系式	132
5.2.3 科希霍夫定律	133
5.3 部分流量丧失事故	134
5.3.1 堆芯流道阻塞	134
5.3.2 单泵故障	137
5.4 失流事故	142
5.4.1 流量瞬变	142
5.4.2 冷却剂温度瞬变	146
5.4.3 自然循环冷却	147
5.5 热阱丧失事故	150
5.5.1 温度瞬变	151
5.5.2 压力瞬变	154
5.5.3 热阱丧失事故的初因事件	156
习题	157
第六章 冷却剂丧失事故	159
6.1 冷却剂丧失事故的特点	159
6.2 轻水堆失水事故	160
6.2.1 简单容器喷放瞬态分析计算	162
6.2.2 真实水堆系统喷放瞬态分析计算	170
6.2.3 失水事故的瞬变	176
6.2.4 轻水堆失水事故实验	182
6.3 液态金属快堆主回路泄漏事故	185
6.3.1 钠回路系统泄漏	186
6.3.2 衰变热去除	189
6.4 气冷堆冷却剂丧失事故	191
6.4.1 减压瞬变	191
6.4.2 流量瞬变	195
6.4.3 应急堆芯冷却	198
习题	199
第七章 三道屏障的完整性	201

7.1 燃料的完整性	201
7.1.1 稳态工况下的传热	202
7.1.1.1 燃料元件温度分布	202
7.1.1.2 对流传热	206
7.1.1.3 水沸腾	207
7.1.1.4 钠沸腾	209
7.1.2 瞬态工况下传热	210
7.1.2.1 单集总参量模型	210
7.1.2.2 复合集总参量模型	212
7.1.2.3 超功率瞬变	214
7.1.2.4 冷却故障瞬变	216
7.1.3 燃料损坏机制	220
7.1.3.1 氧化物燃料	220
7.1.3.2 裂开和再结晶	221
7.1.3.3 裂变产物行为	222
7.1.3.4 金属包壳	223
7.1.3.5 芯块与包壳的相互作用	223
7.1.3.6 冷却故障瞬变	224
7.2 一回路压力边界的完整性	225
7.2.1 钢压力容器	226
7.2.2 影响压力容器完整性的因素	226
7.2.3 脆性断裂与温度之关系	231
7.2.4 瞬变负载	233
7.2.5 主回路管道	236
7.2.5.1 周期性负载和疲劳	236
7.2.5.2 腐蚀	236
7.2.5.3 蠕变	237
7.2.6 在役检查	238
7.3 安全壳的完整性	239
7.3.1 干安全壳	240
7.3.2 安全壳内降压系统	245
7.3.3 安全壳泄漏	248
7.3.4 多层安全壳	249

7.3.5	损坏机理	250
7.3.6	核瞬变能	251
7.3.7	化学反应能	253
7.3.8	裂变产物的衰变能	254
习题		256
第八章	放射性物质的释放及其危害评价	258
8.1	堆内放射性物质的产生	258
8.1.1	裂变产物	258
8.1.2	活化产物	265
8.1.3	氦	265
8.2	事故情况下放射性物质的释放	267
8.2.1	裂变产物向安全壳的释放	268
8.2.2	放射性物质在安全壳内的迁移及向环境 的释放	272
8.3	放射性物质在大气中的扩散	280
8.3.1	气载物在大气中的稀释扩散	280
8.3.2	大气扩散能力与气象条件的关系	286
8.4	放射性释出物的辐射后果	290
8.4.1	放射性释出物对人体的照射	290
8.4.2	辐射防护原则	297
习题		302
第九章	核反应堆概率安全评价	304
9.1	引言	304
9.2	可靠性特征量	306
9.2.1	工作时间 t	306
9.2.2	可靠度 $R(t)$	307
9.2.3	失效率 $\lambda(t)$	307
9.2.4	系统或部件的寿命特征	310
9.2.5	维修度 $M(t)$	310
9.2.6	有效度 $A(t)$	311
9.3. 框图法		312
9.3.1	串联系统	313
9.3.2	并联系统	314

9.3.3 混联系统	318
9.3.4 n 取 k 系统	319
9.3.5 贮备系统	321
9.4 可靠性状态分析法	325
9.4.1 单一部件的有效度计算	326
9.4.2 由两个通道组成的保护系统可靠度的计算	329
9.4.3 n 取 k 系统的有效度计算	332
9.5 故障树分析方法	338
9.5.1 概述	338
9.5.2 故障树的建造	339
9.5.3 故障树的数学表达式及其运算法则	349
9.5.4 故障树的定性分析	355
9.5.5 故障树的定量计算	364
9.5.6 故障树分析程序	370
9.6 核反应堆概率安全评价	375
9.6.1 核电站安全性的两种评价方法	375
9.6.2 风险评价的基本方法	377
9.6.2.1 任务与步骤	377
9.6.2.2 初因事件分析	378
9.6.2.3 事件序列	382
9.6.2.4 事故后果的分析	386
9.6.2.5 风险计算	387
9.6.3 PRA 研究成果	388
习题	392
附录 常用缩写词(英法汉)	395
参考文献	407

第一章 引 论

核能的发现和利用是本世纪科技史上最杰出的成就之一。1942年诞生了第一座核反应堆，到五十年代初期又建成了将核能转变为电能的试验性核电站。此后，经历了试验堆、模式堆和商用堆几个发展阶段，使核电站在技术上已趋成熟，在经济上已有竞争能力。当前它已达到工业上大规模推广阶段。

核电站的发展是相当迅速的。三十多年来，核电装机容量迅速增长，拥有核电站的国家（或地区）也不断增加。这证明核能是一种经济、安全、可靠、大有发展前途的能源。

尽管世界上的核电站已有丰富的运行经验和良好的安全纪录，但是，反应堆安全问题仍然是核电发展中最重要研究课题。

本章主要内容是：阐述关于核反应堆安全的概念，叙述为保证核反应堆的安全在设计中应设置的多道屏障和应遵循的纵深防御原则、核电站事故分类，并扼要论述核反应堆安全分析的任务。

1.1 核反应堆安全的概念

世界上已运行的反应堆按照它们的用途，大致可分为研究堆、生产堆和动力堆三类。由于动力堆能利用核燃料裂变释放出来的巨大热能发电、直接供热或推动各种机械转动，为人类开辟了新的能源，因此它在全世界范围内得到了迅速的发展。

从三十多年的核能发展史中，人们已认识到它是最有竞争力的能源之一。核电站的燃料运输量小，发电成本低，对环境保护有利。当然，装备有核动力堆的核电站，有较大的潜在危险性。正是由于这一点，人们对动力反应堆的安全就比对别的类型反应堆的安全给予更多的研究和重视。

由于核电站的建设事关重大，各国都由国家公布专门法律，建立专门的管理机构。核电站从建设到投运直到退役的各项工作都要置于国家的监督之下，要经过一系列的审查与许可。例如，营运单位要取得施工执照，就应向国家管理机构呈报质量保证大纲、环境报告和初步安全分析报告；当工程大部完成，反应堆要装料之前，营运单位要提交最终安全分析报告，经审查通过及领到运行执照后，核电站才能装料和带负荷运行。

核电站事故不但会影响其本身，而且会波及到周围环境，甚至会越出国界。因此，对其安全审查是件极其严肃的工作。反应堆安全性的含义是指对工作人员和周围居民的健康与安全有切实可靠的保证，即应做到：

1. 在正常运行情况下，反应堆厂房外的放射性辐射以及向外排放的液态和气态放射性废物，对反应堆工作人员和周围居民造成的放射性辐照，应该小于规范规定的允许水平。

2. 在事故情况下，不论事故是内部原因（如系统或设备的故障）或者外部原因（如飞机坠落、地震等）引起的，反应堆的保护系统及专设安全设施都必须能及时投入工作，确保堆芯安全、限制事故发展、减少设备的损坏、防止大量放射性物质泄漏到周围环境中去。

1.2 核反应堆安全性特征

以水作冷却剂和慢化剂、以稍浓铀为燃料的轻水堆（压水堆及沸水堆）核电站，在已投产的核电站中占绝大多数。轻水堆核电站是利用核裂变释放的大量热能产生的蒸汽推动汽轮发电机组发电，再向电网输电。为了使核电站经济地运行，应很好地利用反应堆核燃料裂变时产生的大量热能，使它转变为高温蒸汽；与此同时，为了保证装置的安全运行，还必须阻止积累在燃料元件内的大量放射性裂变产物释放到周围环境中。通常的设计是提供多道实体屏障来实现放射性物质与环境间的隔离。轻水堆核电站安全性与下述因素有关。

1.2.1 堆芯特性

1. 强放射性

与一般工业装置相比, 反应堆的危险性在于核裂变过程中除了释放巨大的能量以外, 还伴随着大量放射性物质的生成。一般说, 在平衡循环寿期末反应堆每 1 瓦热功率所相应的裂变产物的放射性约为 3.7×10^{10} 贝可。在裂变产物中, 有容易从二氧化铀芯块中逸出的稀有气体氪 (Kr)、氙 (Xe) 以及易溶解于水的卤族同位素, 它们在堆内的累积如表 1-1 所示。

表 1-1 每 1 瓦反应堆功率的堆内放射性(饱和值)

同 位 素	半 衰 期	堆内累积量, 贝可(居里)
^{81m}Kr	1.86 小时	$1.51 \times 10^8 (0.00108)$
^{85m}Kr	4.4 小时	$4.74 \times 10^8 (0.0128)$
^{86}Kr	10.76 年	$3.58 \times 10^6 (0.000259)^*$
^{87}Kr	76 分	$8.51 \times 10^6 (0.0230)$
^{88}Kr	2.8 小时	$1.17 \times 10^9 (0.0316)$
^{131m}Xe	11.9 天	$7.33 \times 10^6 (0.000198)$
^{135m}Xe	32.6 小时	$5.07 \times 10^9 (0.00137)$
^{133}Xe	5.31 天	$2.05 \times 10^9 (0.0554)$
^{135m}Xe	15.6 分	$5.70 \times 10^8 (0.0154)$
^{135}Xe	9.14 小时	$1.95 \times 10^9 (0.0528)$
^{131}I	8.05 天	$9.29 \times 10^8 (0.0251)$
^{132}I	2.4 小时	$1.41 \times 10^9 (0.0381)$
^{134}I	20.8 小时	$2.08 \times 10^9 (0.0562)$
^{134}I	52.5 小时	$2.43 \times 10^9 (0.0657)$
^{135}I	6.58 小时	$1.89 \times 10^9 (0.0510)$

* 运行 22000 小时后的值。

在一座电功率为 100 万千瓦的反应堆内, 裂变产物放射性将高达 10^{20} 贝可。但是, 98% 以上的放射性裂变产物可保留在二氧化铀陶瓷芯块内, 只有不到 2% 的氪、氙和碘等气态放射性物质扩散在燃料芯块和元件包壳之间的间隙内, 见表 1-2。