



普通高等教育“十五”国家级规划教材

研究生教学用书

核反应堆安全分析

朱继洲 主编

朱继洲 奚树人 单建强 张斌 编著

西安交通大学出版社
原子能出版社



普通高等教育“十五”国家级规划教材

研究生教学用书

核反应堆安全分析

朱继洲 主编

朱继洲 奚树人 单建强 张斌 编著

陈叔平 蔡章生 主审

西安交通大学出版社
原子能出版社

内 容 简 介

本教材以压水堆、快堆、高温气冷堆和重水堆型核电厂为研究对象(以压水堆型为主),着重论述三里岛核电厂事故发生后 20 多年来,核安全与反应堆事故分析中的主要课题与重大进展。全书分为两篇共 12 章。第一篇是压水堆安全分析,在介绍核反应堆安全基本原则、安全功能基础上,用确定论安全评价法,对压水堆各类设计基准事故进行分析,介绍了事故计算的建模和典型计算程序;分析了严重事故(即超设计基准事故)物理过程与处置对策,进一步阐述了核安全评价中新的系统工程安全评价技术——概率安全评价法。第二篇是快堆、高温气冷堆和重水堆的安全分析。

本书是高等学校核科学与核技术学科各本科专业核心课程和硕士研究生学位课程的教材。也可供从事核反应堆、核电厂管理、设计、研究、运行等方面工作的科技人员参考。本书并配有光盘壹张。

图书在版编目(CIP)数据

核反应堆安全分析/朱继洲主编. —西安:西安交通大学出版社,2004.8
ISBN 7-5605-1841-9

I. 核... II. 朱... III. 核反堆安全-分析-高等学校-教材 IV. TL364

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2003)第 037526 号

书 名:核反应堆安全分析
主 编:朱继洲
编 著:朱继洲 奚树人 单建强 张 斌
出版发行:西安交通大学出版社
原 子 能 出 版 社
地 址:西安市兴庆南路 25 号(邮编:710049)
电 话:(029)82668357 82667874(发行部)
(029)82668315 82669096(总编办)
印 刷:西安万花印务有限责任公司
字 数:477 千字
开 本:727 mm×960 mm 1/16
印 张:26.125
版 次:2004 年 8 月第 1 版 2004 年 8 月第 1 次印刷
印 数:1~1 000
书 号:ISBN 7-5605-1841-9/TL·7
定 价:33.00 元(含 1CD)

版权所有 侵权必究



第 2 版前言

跨入 21 世纪以来,世界上主要核电生产国家改善了核电厂的运营过程、管理工作和工程上的支持,核电运营经验不断丰富,发电量稳步增长,效率和效能不断提高,成本降低。核电在当今的电力市场中更具竞争力。世人已公认核电是一种安全、有竞争力的、可持续发展的和对环境保护有利的能源,核能不再被认为仅是一种选择,而是一种必需。

面对来自经济、安全、防扩散和环境等方面的挑战,各国都投入了大量人力、物力开展核安全研究,从安全思想到核电厂安全生产管理概念,从核安全的总目标到辐射安全目标和技术安全目标,从纵深防御原则到安全文化,从设计基准事故到超设计基准的严重事故的预防和缓解,人机接口与人因工程,概率安全分析方法的应用等,发表了大量文献资料,需要将这些研究成果综合分析,将成熟的内容充实到教材中。

在国家科技部(原国家科委)有关部门的领导和支持下,在参加 863 计划科技人员的奋力拼搏下,10 MW 高温气冷实验堆于 2000 年 12 月建成并达到临界,2003 年 2 月试运行;65 MW 实验快堆工程取得了重大进展。中国与加拿大合作建造的秦山三期重水堆核电厂两台机组已分别于 2002 年 12 月和 2003 年 7 月并网发电。

上述情况说明,以 2000 版《核反应堆安全分析》(部级重点教材)为基础,吸纳和反映国内、外核安全研究的先进成果,以压水堆为主要对象,并讨论快中子增殖堆、高温气冷堆和重水堆的安全问题,修订《核反应堆安全分析》教材是十分必要的。修订工作得到了清华大学核能设计研究院、中国原子能科学研究院快堆工程研究所、加拿大原子能公司上海办事处等单位领导、专家的大力支持,并经教育部高等教育司、研究生教育办公室分别组织专家审定为“普通高等教育‘十五’国家级规划教材”和“研究生教学用书”,由西安交通大学出版社和原子能出版社联合出版。

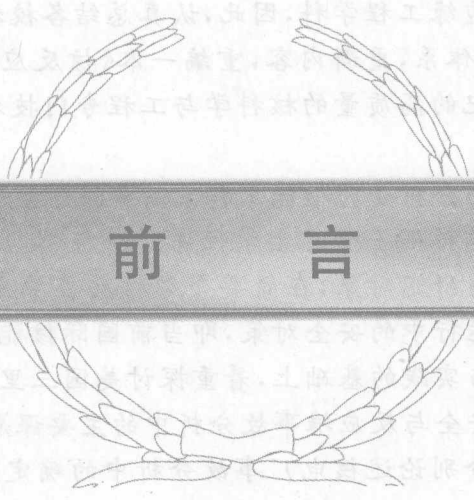
本教材由西安交通大学朱继洲教授任主编,修订第 1,2,3,8 章并编写第 10 章,清华大学核能技术设计研究院奚树人修订第 6,7,9 章并编写第 11 章,西安交通大学单建强修订第 4,5 章并编写了第 12 章,电子版《核反应堆安全分析》多媒体教学软件由西安交通大学张斌完成。本教材承中国原子能科学研究院陈叔平研究员,中国人民解放军海军工程大学蔡章生教授审定,为提高教材质量,他们提出了很多宝贵意见,本书的出版还得到西安交通大学出版社李志丹编辑和原子能出版社张辉编辑的帮助。编著者在此表示衷心的感谢。

囿于我们的学识水平,恳请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。

编著者

jzzhu@mail.xjtu.edu.cn

2004 年 5 月



前 言

本书是根据中国核工业总公司于1996年6月在北京组织召开的普通高校核类专业教材工作会议精神所拟定的《核反应堆安全分析》大纲编写的,经总公司组织评审,于1997年8月列入“九五”总公司(部)级重点教材选题规划。

核能的发展与和平利用是20世纪科技史上最杰出的成就之一。在核能的利用中,核电厂的发展是相当迅速的,已被公认为是一种经济、安全、可靠、干净的能源,核动力技术在多数发达国家得到了巨大发展,也在很多发展中国家获得了广泛的认可。根据能源需求和能源生产结构,我国政府已制定了发展核电的方针,建设了秦山、大亚湾和连云港三大核电基地,世界上的核电厂已有丰富的运行经验和良好的安全记录。但是,由于核电具有潜在的放射性危险,以及美国三里岛核电厂事故(1979年)和前苏联切尔诺贝利核电厂事故(1986年)的发生,反应堆事故和核电厂安全仍然是核能发展中最重要研究课题。

《核反应堆安全分析》曾被列入核工业“七五”教材选题,该试用教材于1988年正式出版,一直为各高校核反应堆工程专业,核动力装置专业等研究生教学和本科生教学中采用,也是众多从事核能工程、核反应堆

运行与安全、反应堆设计与管理方面科技人员的有益参考书。但是,由于该书早已售罄,而10多年来核科学技术的迅速发展,核安全分析已成为一门综合的边缘工程学科,因此,认真总结各校教学经验,吸取核安全研究成果,改革体系,更新内容,重编一本《核反应堆安全分析》教材,以适应培养跨世纪的高质量的核科学与工程专门技术人才的需要,是完全必要的。

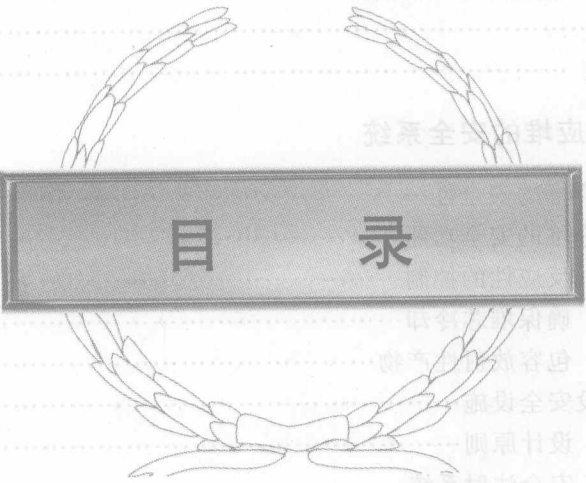
核反应堆安全分析是为核能工程系高年级学生开设的选修课,也可作核科学与工程学科硕士研究生学位课。新版《核反应堆安全分析》以压水堆型核电厂为研究对象,在简要介绍核反应堆安全的基本原则,核电厂设计建造和运行中的安全对策,即当前国际核能界对核电厂安全与事故对策的见解与实践的基础上,着重探讨美国三里岛核电厂事故发生后20多年来,核安全与反应堆事故分析中的主要课题与重大进展,如在第4章和第7章分别论述核电厂事故分析中的确定论评价法和概率安全评价法,第6章结合核反应堆物理、热工水力、结构的安全分析,介绍安全分析模型的建立及应用程序的开发。超设计基准事故即严重事故发生时将导致堆芯严重损坏或熔化,可能有较大的厂外放射性后果,三里岛核电厂事故后已成为重要研究课题,为此,在第5章中阐述严重事故的物理过程、分析方法、事故的处置与对策,第8章分析事故情况下放射性物质释放规律、辐射后果及其防护原则,第9章介绍压水堆安全性的改进与发展以及为满足更高的安全要求而采取的措施。

本教材由西安交通大学朱继洲教授主编,并编写第1,2,3章。清华大学核能技术设计研究院奚树人编写第6,7,9章,上海交通大学杨志林编写第5,8章,西安交通大学单建强编写了第4章。本教材承中国原子能科学研究院陈叔平研究员审定,并请许汉铭研究员校阅了第7章,为提高教材质量,他们提出了很多宝贵意见,编著者在此表示衷心的感谢。

核安全是一门涉及不少领域的边缘工程学科,限于我们的学识水平,书中难免有很多缺点与错误,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。

编著者

1998年12月



目 录

第 2 版前言

前 言

第一篇 压水堆安全分析

第 1 章 核反应堆安全的基本原则

1.1 核安全目标	(4)
1.1.1 安全的总目标	(5)
1.1.2 辅助目标	(5)
1.2 核反应堆的安全设计	(7)
1.2.1 纵深防御原则	(7)
1.2.2 多道屏障	(8)
1.2.3 安全设计的基本原则	(9)
1.3 核反应堆的安全运行与管理	(10)
1.3.1 核反应堆运行安全的管理	(10)
1.3.2 核安全文化	(12)
1.4 核安全法规及安全监督	(15)

1.4.1 国家核安全管理部门	(15)
1.4.2 核安全法规	(15)
1.4.3 核安全许可证制度	(16)
习 题	(17)
参考文献	(18)

第2章 核反应堆的安全系统

2.1 反应堆的安全性	(19)
2.2 反应堆的安全功能	(20)
2.2.1 反应性的控制	(21)
2.2.2 确保堆芯冷却	(22)
2.2.3 包容放射性产物	(24)
2.3 专设安全设施	(26)
2.3.1 设计原则	(26)
2.3.2 安全注射系统	(27)
2.3.3 安全壳系统	(28)
2.3.4 辅助给水系统	(32)
习 题	(33)
参考文献	(33)

第3章 核反应堆瞬态分析基础

3.1 反应堆瞬态	(34)
3.1.1 动态方程的一般形式	(34)
3.1.2 点堆动态方程	(36)
3.1.3 点堆动态方程的使用说明	(39)
3.2 反应性反馈机理	(41)
3.2.1 温度效应	(41)
3.2.2 燃料温度系数 α_{T_f}	(43)
3.2.3 慢化剂温度系数 α_{T_m}	(45)
3.2.4 空泡系数 α_v	(47)
3.3 反应堆动力学模型	(49)
3.3.1 中子动力学模型	(50)
3.3.2 堆芯热传输模型	(52)
习 题	(55)

参考文献	(55)
------------	------

第4章 确定论安全分析

4.1 核反应堆运行工况与事故分类	(56)
4.2 确定论基本分析逻辑	(61)
4.2.1 设计基准事故(DBA)	(61)
4.2.2 分析基本假定	(61)
4.2.3 验收准则	(62)
4.3 反应性引入事故	(63)
4.3.1 反应性引入机理	(63)
4.3.2 超功率瞬变	(64)
4.3.3 弹棒事故分析	(68)
4.4 失流事故	(70)
4.4.1 流量瞬变	(70)
4.4.2 冷却剂温度瞬变	(73)
4.4.3 自然循环冷却	(74)
4.4.4 流量完全丧失典型事故分析	(76)
4.5 热阱丧失事故	(77)
4.5.1 温度瞬变	(78)
4.5.2 压力瞬变	(80)
4.5.3 典型事故分析	(81)
4.6 蒸汽发生器传热管破裂事故	(82)
4.6.1 事故过程	(82)
4.6.2 事故后果	(85)
4.7 蒸汽管道破裂事故	(85)
4.7.1 事故描述	(85)
4.7.2 结果与讨论	(87)
4.8 给水管道的破裂事故	(88)
4.8.1 事故过程	(88)
4.8.2 事故后果	(91)
4.9 冷却剂丧失事故	(91)
4.9.1 简单容器喷放瞬态分析计算	(92)
4.9.2 大破口失水事故	(96)
4.9.3 小破口冷却剂丧失事故	(101)

4.10	未紧急停堆的预期瞬态(ATWS)	(103)
4.10.1	完全失去蒸汽发生器正常给水	(103)
4.10.2	完全失去外电源	(105)
4.10.3	稳压器卸压阀意外打开	(107)
习 题		(107)
参考文献		(108)

第5章 核电厂的严重事故

5.1	严重事故过程和现象	(109)
5.2	堆芯熔化过程	(111)
5.2.1	堆芯加热	(111)
5.2.2	堆芯熔化	(113)
5.3	压力容器内的过程	(115)
5.3.1	碎片的重新定位	(115)
5.3.2	熔落燃料与冷却剂的相互作用和蒸汽爆炸	(116)
5.3.3	下封头损坏模型	(118)
5.3.4	自然循环	(121)
5.4	安全壳内过程	(121)
5.4.1	概述	(121)
5.4.2	安全壳早期失效	(123)
5.4.3	安全壳晚期失效	(127)
5.4.4	安全壳旁路	(131)
5.5	严重事故管理	(132)
5.5.1	基本概念	(132)
5.5.2	事故预防	(132)
5.5.3	事故缓解措施研究	(133)
5.6	核电厂核事故应急管理	(136)
5.6.1	核应急的定义	(137)
5.6.2	应急管理工作的方针	(137)
5.6.3	应急机构及职责	(138)
5.6.4	应急计划	(139)
5.6.5	应急计划区	(141)
5.6.6	应急状态的分级和特征	(142)
5.6.7	宣布各应急等级的目的和程序	(143)

5.7 三里岛事故	(144)
5.7.1 电厂概述	(144)
5.7.2 事故过程	(145)
5.7.3 事故的后果和堆芯损坏	(146)
5.8 切尔诺贝利事故	(148)
5.8.1 反应堆描述	(148)
5.8.2 事故过程	(150)
5.8.3 事故后处理	(152)
5.8.4 事故对环境的影响	(153)
5.8.5 事故原因与经验教训	(154)
习 题	(155)
参考文献	(156)

第 6 章 核反应堆安全分析模型及程序概论

6.1 概述	(157)
6.2 核电厂系统分析模型与程序	(159)
6.2.1 两相流动场方程	(159)
6.2.2 两相流模型的分类	(162)
6.2.3 RELAP4 序列程序简介	(163)
6.2.4 RELAP5 程序简介	(173)
6.3 严重事故计算分析	(176)
6.3.1 分析方法概述	(176)
6.3.2 源项计算程序简介	(178)
6.3.3 典型源项计算结果	(180)
习 题	(182)
参考文献	(182)

第 7 章 概率安全评价法

7.1 核电厂安全性两种评价方法的比较	(183)
7.2 风险的定义	(185)
7.3 概率安全评价研究范围和实施程序	(187)
7.3.1 PSA 分析的 3 个等级	(187)
7.3.2 PSA 的实施程序	(189)
7.4 始发事件的确定与分组	(191)

7.4.1	确立始发事件清单	(191)
7.4.2	始发事件的分组及其定量化	(193)
7.4.3	安全功能、前沿系统和支持系统	(193)
7.5	事件树分析方法	(195)
7.5.1	事件树的建造	(195)
7.5.2	事件序列定量化	(196)
7.5.3	核电厂 PSA 结果的矩阵表示法	(197)
7.5.4	事件树模型化方法	(198)
7.5.5	大破口事件树	(199)
7.6	故障树分析法	(202)
7.6.1	概述	(202)
7.6.2	故障树中常用的符号	(203)
7.6.3	故障树的建造规则	(204)
7.6.4	故障树建造实例	(207)
7.6.5	故障树的定性分析	(209)
7.6.6	故障树的定量分析	(214)
7.7	事故序列分析	(220)
7.7.1	概述	(220)
7.7.2	事故序列中相关性处理	(220)
7.7.3	事故序列中系统成功的处理	(221)
7.7.4	事故序列的定量化	(221)
7.8	核电厂 PSA 分析结果	(222)
7.8.1	美国反应堆安全研究(RSS)	(222)
7.8.2	德国风险研究	(223)
7.8.3	NUREG-1150 分析结果	(225)
7.9	PSA 发展趋势及其应用	(229)
7.9.1	以风险度量为基础改进技术规格书	(229)
7.9.2	PSA 在运行管理上的应用	(230)
7.9.3	PSA 在新型反应堆设计上的应用	(231)
	习 题	(232)
	参考文献	(233)

第 8 章 放射性物质的释放及其危害分析

8.1	放射性衰变与辐射生物学效应	(235)
-----	---------------	-------

(785)	8.1.1 放射性衰变	(235)
(786)	8.1.2 电离辐射	(236)
(787)	8.1.3 辐射生物学效应	(236)
(809)	8.2 放射性物质的产生	(237)
(809)	8.2.1 裂变产物	(237)
(809)	8.2.2 锕系元素	(239)
(809)	8.2.3 活化产物	(240)
	8.2.4 裂变产物的性能	(241)
	8.3 事故情况下放射性物质的释放	(243)
	8.3.1 放射性物质向主回路系统的释放	(243)
	8.3.2 放射性物质向安全壳的释放	(248)
(789)	8.4 放射性物质在大气中的扩散	(256)
(789)	8.4.1 气载物在大气中的稀释扩散	(256)
(809)	8.4.2 大气扩散能力与气象条件的关系	(259)
(809)	8.5 放射性物质释出物的健康效应	(263)
(809)	8.5.1 放射性烟云的外照射	(263)
(809)	8.5.2 烟云地面沉积放射性的外照射	(265)
(809)	8.5.3 吸入空气中放射性造成的内照射	(266)
(809)	8.5.4 通过食物链造成的内照射	(268)
(707)	8.6 放射性辐射防护原则	(269)
(808)	8.6.1 辐射防护基本原则与保健限值	(269)
(788)	8.6.2 合理可行尽量低(ALARA)原则	(270)
(828)	习 题	(270)
(828)	参考文献	(271)

第9章 压水堆安全性的改进与发展

(828)	9.1 压水堆发展现状	(272)
(834)	9.2 先进压水堆 AP600	(275)
(787)	9.2.1 AP600 发展历史	(275)
(838)	9.2.2 AP600 的设计特点	(276)
(808)	9.2.3 AP600 的安全特性	(277)
(808)	9.2.4 AP600 的经济性	(279)
(808)	9.3 中国先进型压水堆 CAP600	(280)
(828)	9.3.1 CAP600 概述	(280)

9.3.2	CAP600 的主要技术特点	(282)
9.4	固有安全堆简介	(287)
9.4.1	概述	(287)
9.4.2	过程固有极度安全的反应堆(PIUS)	(288)
9.4.3	安全整体式反应堆(SIR)	(293)
	习 题	(294)
	参考文献	(294)

第二篇 快堆、高温堆和重水堆的安全分析

第 10 章 快中子反应堆安全分析

10.1	快中子增殖堆的发展概况与特点	(297)
10.1.1	快堆的发展与作用	(297)
10.1.2	快堆的特点	(299)
10.1.3	中国实验快堆	(300)
10.2	快中子增殖堆的安全特征	(303)
10.2.1	快堆的固有安全性	(303)
10.2.2	快中子增殖堆安全上的隐患	(306)
10.3	快中子增殖堆事故分析	(307)
10.3.1	事故分类	(307)
10.3.2	最大假想事故	(309)
10.4	快中子增殖堆对环境放射性影响评价	(321)
	习 题	(322)
	参考文献	(322)

第 11 章 高温气冷反应堆安全分析

11.1	高温气冷反应堆的发展概况	(323)
11.1.1	早期钢壳 HTGR 原型电厂	(326)
11.1.2	预应力混凝土示范电厂	(327)
11.1.3	模块式高温气冷反应堆的发展	(328)
11.1.4	中国高温气冷反应堆的发展	(330)
11.2	HTR—10 高温气冷实验堆的设计特点和安全特性	(330)
11.2.1	HTR—10 基本设计特点	(330)
11.2.2	阻止放射性释放的屏障	(334)

(808) 11.3 HTR—10 基本安全特性	(338)
(808) 11.3.1 HTR—10 基本特性	(338)
11.3.2 始发事件分类	(340)
11.4 HTR—10 设计基准事故和严重事故分析	(342)
11.4.1 事故分析程序	(342)
11.4.2 一回路失压事故	(343)
11.4.3 蒸汽发生器传热管破裂(即一回路进水事故)	(344)
11.4.4 一根控制棒在功率运行下失控提升	(349)
11.4.5 热气导管压力容器双端断裂	(352)
11.4.6 失去厂外电源未能紧急停堆 ATWS	(354)
11.5 HTR—10 对环境放射性影响评价	(356)
11.5.1 设计限制	(356)
11.5.2 正常运行工况下对环境的影响	(357)
11.5.3 事故对环境的影响	(358)
11.5.4 关键居民组、关键核素和关键途径	(358)
习 题	(358)
参考文献	(359)

第 12 章 重水堆安全

12.1 重水堆系统的设计特征	(360)
12.2 重水堆的安全特性	(364)
12.2.1 重水堆固有的安全特性	(364)
12.2.2 工程安全特性	(366)
12.2.3 事故响应的特点	(373)
12.3 失水事故	(374)
12.3.1 主回路小破口失水事故	(374)
12.3.2 主回路大破口失水事故	(379)
12.4 重水堆严重事故分析	(384)
12.4.1 严重事故序列	(385)
12.4.2 堆芯严重损坏序列	(386)
12.5 先进重水堆 ACR 简介	(388)
12.5.1 开发 ACR 的目标	(388)
12.5.2 ACR 的设计特点	(389)
12.5.3 ACR 的安全特性	(391)

习 题.....	(398)
参考文献.....	(398)

符号表

11.4.1 HTR-10 设计基准事故和严重事故分析	(343)
11.4.2 事故分析程序	(343)
11.4.3 一回路失压事故	(344)
11.4.3 蒸汽发生器传热管破裂(即一回路泄水事故)	(344)
11.4.4 一回路调压阀动作运行下大流量升	(348)
11.4.5 蒸汽发生器传热管破裂及修理	(352)
11.4.6 失去厂外电源未能启动 ATR	(357)
11.5 HTR-10 环境放射性剂量评价	(360)
11.5.1 设计原则	(360)
11.5.2 正常设计工况下对环境的贡献	(367)
11.5.3 事故对环境的贡献	(368)
11.5.4 关键居民组、关键建筑物、关键设施	(368)
12 参考文献	(370)

第12章 重水堆安全

12.1 重水堆系统的设计特征	(380)
12.2 重水堆的安全特性	(381)
12.2.1 重水堆固有安全特性	(384)
12.2.2 工程安全特性	(386)
12.2.3 事故响应的特点	(373)
12.3 失水事故	(374)
12.3.1 主回路小破口失水事故	(374)
12.3.2 主回路大破口失水事故	(379)
12.4 重水堆严重事故分析	(384)
12.4.1 严重事故序列	(385)
12.4.2 严重事故序列分析	(386)
12.5 先进重水堆 ACR 简介	(388)
12.5.1 开发 ACR 的目标	(388)
12.5.2 ACR 的设计特点	(389)
12.5.3 ACR 的安全特性	(391)