

压水堆核电站安全与事故对策



[压水堆核电站安全与事故对策 下载链接1](#)

著者:濮继龙

出版者:原子能出版社

出版时间:1995-06

装帧:平装

isbn:9787502211004

内容简介

本书比较系统全面地对压水堆核电厂安全的总体作了概略性描述，体现了80年代末国际核能界对核

安全的最新认识与理解，也汇集反映了我国在核安全研究方面的若干收获和体会。全书共分十章，在概要

介绍了核电与核安全基本知识及压水堆核电厂系统之后，深入论述了事故分析的确切论方法、概率安全评

价技术、严重事故过程、严重事故分析方法与主要结果、事故处置、运行安全与运行安全管理、压水堆设

计改进等方面，详尽地介绍了核安全分析与管理的原则、原理、方法和结果。

本书内容全面，资料新颖，论述中肯，文字流畅，可供从事核电厂设计、运行、研究和管理的工程技

术人员和有关大专院校师生参考。对于各级从事核电管理的干部和对核安全有兴趣的读者，本书大部分章

节也可以作为一本很好的中级核安全科普读物。

作者介绍:

作者简介

濮继龙，男，1943年7月

生于江苏省江都县1963年考

入北京清华大学工程物理系

毕业后长期从事反应堆物理设

计计算分析工作，参加了中国

第一座高通量工程试验反应堆

的设计和建造 1980年以后，

转而从事核电安全研究，1982

1984年间曾作为中国访问学

者赴美国布鲁克海文国家实验

所（BNL）开展核安全系统分

析方面的合作研究 近年来，

作者在核电安全系统分析程

序、安全审评、事故分析、严

重事故研究、事故处置和运行安全管理等方面，开展了一系列研究和管理工作，成绩显著

目前，作者为广东大亚湾核电站安全执照处处长，也是国家核安全局核安全专家委员会堆工专业组成员、海军核安全专家委员会委员和广东大亚湾核电站核安全咨询委员会委员

目录: 目录

第一章 引言

第二章 核电与核安全基本知识

2.1 核电安全史实

2.2 反应堆技术要素

2.2.1 核电厂概况

2.2.2 反应堆物理基础

2.2.3 反应堆热工水力学基础

2.2.4 燃料元件组件

2.2.5 结构力学概论

2.3 核辐射与辐射防护

2.3.1 基本概念

2.3.2 放射性核素来源

2.3.3 裂变产物行为

2.3.4 辐射防护

2.4 核电厂设计安全原则

2.4.1 辐射安全准则

2.4.2 核电厂安全设计

2.4.3 核安全管理

第三章 压水堆核电厂系统

3.1 压力容器及内部构件

3.1.1 堆芯与堆芯结构

3.1.2 控制棒及其驱动机构

3.1.3 堆内测量仪表

3.2 主冷却剂系统

3.2.1 冷却剂主泵

3.2.2 蒸汽发生器

3.2.3 稳压器

3.3 热力系统

3.3.1 主蒸汽系统

3.3.2 汽轮发电机系统

- 3.3.3 冷凝给水系统
- 3.4 控制系统
 - 3.4.1 主系统工艺测量与控制
 - 3.4.2 反应性控制
 - 3.4.3 化学与容积控制
 - 3.4.4 给水控制
 - 3.4.5 功率控制
 - 3.4.6 卸压控制
- 3.5 安全系统
 - 3.5.1 反应堆保护系统
 - 3.5.2 应急堆芯冷却系统
 - 3.5.3 辅助给水系统
 - 3.5.4 余热排出系统
 - 3.5.5 电厂热阱
 - 3.5.6 可靠电源
- 3.6 安全壳系统
 - 3.6.1 大型干式安全壳
 - 3.6.2 安全壳环境控制系统
 - 3.6.3 安全壳贯穿与隔离
- 3.7 放射性废物处理系统
 - 3.7.1 通风与排气系统
 - 3.7.2 废液处理系统
 - 3.7.3 固体废物贮存
 - 3.7.4 去污与净化
- 3.8 电厂运行模式

第四章 事故分析的确定论方法

- 4.1 基本分析逻辑
- 4.2 系统热工水力响应程序
 - 4.2.1 场方程系统与求解方法
 - 4.2.2 壁面传热关系式
 - 4.2.3 两相流型图
 - 4.2.4 相间传质
 - 4.2.5 临界喷放流
 - 4.2.6 泵模型
 - 4.2.7 点堆中子动力学模型
 - 4.2.8 程序评价
- 4.3 压水堆失水事故 (LOCA) 分析
 - 4.3.1 大破口失水事故
 - 4.3.2 中小破口失水事故
 - 4.3.3 汽腔小破口失水事故
 - 4.3.4 蒸汽发生器传热管破裂事故 (SGTR)
- 4.4 压水堆瞬变分析
 - 4.4.1 反应性引入事故
 - 4.4.2 主给水丧失与给水管破裂
 - 4.4.3 主蒸汽管断裂 (MSLB)
 - 4.4.4 失流事故 (LOFA)
 - 4.4.5 不能紧急停堆 (ATWS)
- 4.5 设计基准事故下安全壳响应分析

第五章 概率安全评价

- 5.1 概述
- 5.2 基本分析方法
 - 5.2.1 事件树分析
 - 5.2.2 功能分析
 - 5.2.3 故障树分析

- 5.2.4可靠性数据
- 5.2.5相关故障
- 5.2.6人可靠性分析
- 5.2.7第一级PSA的量化分析
- 5.3若干分析结果
 - 5.3.1反应堆安全研究 (RSS)
 - 5.3.2德国风险研究
 - 5.3.3瑞典林哈尔斯2号堆研究
 - 5.3.4NUREG-1150的分析结果
 - 5.3.5法国法马通900MWe压水堆研究
 - 5.3.6结果比较与评论
- 5.4外部事件的分析结果
- 5.5小结：确定论方法与概率论方法的关系
- 第六章 严重事故过程
 - 6.1压力容器内外的热工水力学现象
 - 6.1.1严重事故序列描述
 - 6.1.2压力容器内热工水力学
 - 6.1.3压力容器内的蒸汽爆炸
 - 6.1.4安全壳内热工水力学
 - 6.2堆芯熔化过程
 - 6.2.1燃料元件在严重事故工况下的行为
 - 6.2.2堆熔过程与实验研究结果
 - 6.2.3控制棒与结构材料熔化过程
 - 6.2.4堆芯碎片冷却
 - 6.3压力容器内源项及裂变产物化学
 - 6.3.1放射性物质来源及数量
 - 6.3.2压力容器内源项释放
 - 6.3.3裂变产物化学
 - 6.3.4放射性物质在主系统内的迁移
 - 6.4压力容器外裂变产物释放
 - 6.4.1堆芯碎片与气溶胶
 - 6.4.2气溶胶形成机理
 - 6.4.3压力容器外源项事件
 - 6.4.4压力容器外蒸汽爆炸
 - 6.4.5高压熔化喷射
 - 6.4.6堆芯碎片——混凝土相互作用
 - 6.4.7气溶胶在安全壳内的迁移
 - 6.4.8碘的喷淋化学
 - 6.5安全壳行为
 - 6.5.1严重事故下的安全壳响应
 - 6.5.2大型干式安全壳的失效模式
 - 6.5.3大型干式安全壳失效分析
 - 6.6放射性源项
- 第七章 严重事故分析方法及主要结果
 - 7.1分析方法概述
 - 7.2源项计算程序
 - 7.2.1机理性分析程序系列
 - 7.2.2源项程序包
 - 7.2.3电厂损坏状态
 - 7.2.4安全壳事件树
 - 7.2.5安全壳极限承载能力与氢爆分析模型
 - 7.3源项分析结果与讨论
 - 7.3.1美国早期源项设定
 - 7.3.2反应堆安全研究 (RSS, WASH-1400) 源项

- 7.3.3美国NRC选址源项
- 7.3.4法国应急计划源项
- 7.3.5德国风险研究源项
- 7.3.6SARP研究结果
- 7.3.7IDCOR的研究结论
- 7.3.8源项不定性分析
- 7.3.9源项在核安全管理中的应用
- 7.4厂外放射性后果分析
 - 7.4.1确定论分析方法
 - 7.4.2许可证申请计算
 - 7.4.3概率论分析模型和结果
- 7.5核电厂风险评价
 - 7.5.1风险概念
 - 7.5.2风险比较
- 第八章 事故处置
 - 8.1基本安全原则
 - 8.1.1严重事故对策要求
 - 8.1.2纵深防御原则的扩充
 - 8.1.3安全目标
 - 8.1.4人因与安全文化
 - 8.2事故处置战略
 - 8.2.1基本考虑
 - 8.2.2事故处置战略要素
 - 8.2.3事故处置导则编制的一般过程与要点
 - 8.3早期诊断与抢救：应急运行规程
 - 8.3.1三里岛事故后对应急运行规程的基本要求
 - 8.3.2应急运行规程的编制过程
 - 8.3.3西屋用户集团应急运行导则描述
 - 8.3.4法国电力公司应急运行规程描述
 - 8.3.5应急运行规程在事故预防与缓解中的作用
 - 8.4事故预防
 - 8.4.1初因事件与事故过程分析
 - 8.4.2干预手段与机组干预能力分析
 - 8.5事故缓解措施研究
 - 8.5.1概述
 - 8.5.2防止高压熔堆
 - 8.5.3安全壳热量排出与减压
 - 8.5.4消氢措施
 - 8.5.5安全壳功能的最终保障
 - 8.5.6法国U2—U5规程描述
 - 8.6事故处置的组织实施
 - 8.6.1人机关系处理
 - 8.6.2决策责任的划分与转移
 - 8.6.3运行任务分析
 - 8.6.4与厂内厂外应急计划的关系
 - 8.6.5人员培训
- 第九章 运行安全与运行安全管理
 - 9.1运行安全与管理的一般概念
 - 9.1.1运行安全要素
 - 9.1.2运行安全指标
 - 9.1.3运行安全管理
 - 9.2放射性释放与职业照射剂量
 - 9.3运行安全分析与经验反馈
 - 9.3.1概述

9.3.2轻水堆运行行为回顾
9.3.3可靠性数据分析
9.3.4系统相互作用评价
9.4运行事件分析
9.4.1安全相关事件
9.4.2重大事件
9.4.3三里岛事故
9.4.4切尔诺贝利事故
9.5核电机组的预防性维修问题
第十章 压水堆核电厂设计改进
10.1设计改进的总要求
10.2普适安全事项
10.2.1环路自然循环冷却能力
10.2.2蒸汽发生器传热管的完整性
10.2.3受压热冲击（PTS）问题
10.2.4不能紧急停堆（ATWS）问题
10.2.5全厂断电对策
10.2.6安全壳排热能力与完整性
10.2.7主控室设计改进
10.3大型压水堆的改进趋势
10.4非能动安全设计：AP—600介绍
10.4.1先进轻水堆的设计目标与安全准则
10.4.2先进轻水堆的设计原则
10.4.3美国西屋公司AP—600设计特征评介
10.5固有安全性设计：PIUS介绍
10.5.1设计假定与设计原则
10.5.2PIUS—600设计特征评介
10.5.3PIUS—600技术难点评介
主要参考资料
英文缩写词表
致谢
· · · · · (收起)

[压水堆核电厂 安全与事故对策_ 下载链接1](#)

标签

压水堆核电厂 安全与事故对策

评论

[压水堆核电厂安全与事故对策_下载链接1](#)

书评

[压水堆核电厂安全与事故对策_下载链接1](#)