

<<压水堆核电厂安全与事故对策>>

图书基本信息

书名：<<压水堆核电厂安全与事故对策>>

13位ISBN编号：9787502211004

10位ISBN编号：7502211004

出版时间：1995-06

出版时间：原子能出版社

作者：濮继龙

页数：338

版权说明：本站所提供下载的PDF图书仅提供预览和简介，请支持正版图书。

更多资源请访问：<http://www.tushu007.com>

<<压水堆核电厂安全与事故对策>>

内容概要

《压水堆核电厂安全与事故对策》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定论方法、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。

《压水堆核电厂安全与事故对策》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，《压水堆核电厂安全与事故对策》大部分章节也可以作为一本很好的中级核安全科普读物。

<<压水堆核电厂安全与事故对策>>

作者简介

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

<<压水堆核电厂安全与事故对策>>

书籍目录

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5.3.4 NUREG - 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7.3.6 SARP研究结果7.3.7 1DCOR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

<<压水堆核电厂安全与事故对策>>

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10.5.2 PIUS - 600设计特征评介10.5.3 PIUS - 600技术难点评介主要参考资料英文缩写词表致谢

<<压水堆核电站安全与事故对策>>

版权说明

本站所提供下载的PDF图书仅提供预览和简介，请支持正版图书。

更多资源请访问:<http://www.tushu007.com>