

<<压水堆核电厂调试与运行>>

图书基本信息

书名：<<压水堆核电厂调试与运行>>

13位ISBN编号：9787508372754

10位ISBN编号：7508372751

出版时间：2008-12

出版时间：中国电力出版社

作者：单建强 主编

页数：139

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>

<<压水堆核电厂调试与运行>>

前言

为贯彻落实教育部《关于进一步加强高等学校本科教学工作的若干意见》和《教育部关于以就业为导向深化高等职业教育改革的若干意见》的精神，加强教材建设，确保教材质量，中国电力教育协会组织制订了普通高等教育“十一五”教材规划。

该规划强调适应不同层次、不同类型院校，满足学科发展和人才培养的需求，坚持专业基础课教材与教学急需的专业教材并重、新编与修订相结合。

本书为新编教材。

核能已成为人类使用的重要能源，核电是电力工业的重要组成部分。

由于核电不造成对大气的污染排放，在人们越来越重视地球温室效应、气候变化的形势下，积极推进核电建设是我国能源建设的一项重要政策，对于满足经济和社会发展不断增长的能源需求，保障能源供应与安全，保护环境，实现电力工业结构优化和可持续发展，提升我国综合经济实力、工业技术水平和国际地位，都具有重要的意义。

本书主要论述了核电的发展历史、现状和趋势，安全性和经济性，运行特点以及运行安全性能指标体系；核电厂技术规格书；以典型1000MW压水堆核电厂为例讲述了压水堆核电厂的调试、启动、正常运行、事故运行以及运行管理和维修等内容。

<<压水堆核电厂调试与运行>>

内容概要

本书为普通高等教育"十一五"规划教材。

本书重点论述典型1000Mw压水堆核电厂的调试启动、正常运行与维护、事故运行时的安全性和运行管理等方面的知识。

全书共分6章。

主要内容包括：核电厂的发展历史、现状和趋势，安全性和经济性，运行特点以及运行安全性能指标体系；核电厂技术规格书；压水堆核电厂的调试与启动；核电厂的正常运行；核电厂的事故运行；核电厂的运行管理和维修。

本书可作为高等院校核能科学与工程学科各专业的本科教材，也可供从事核电厂研究、设计、运行和调试的工程技术人员参考。

<<压水堆核电厂调试与运行>>

书籍目录

前言第1章 绪论 1.1 核电发展历史、现状和趋势 1.2 核电厂的经济性与安全性 1.3 核电厂运行的特点与一般原则 1.4 核电厂运行工况与分类 1.5 国际核事件等级表 1.6 核电厂运行安全性能指标体系
第2章 核电厂技术规格书 2.1 术语、定义和应用 2.2 核电厂的运行限值与条件 2.3 运行限制条件
2.4 监督要求 2.5 设计特征 2.6 行政管理第3章 压水堆核电厂的调试启动 3.1 核电厂调试启动的目的和任务 3.2 从安装到调试的转移 3.3 调试阶段的划分 3.4 基本系统试验 3.5 冷态功能试验 3.6 热态功能试验 3.7 安全壳性能试验 3.8 燃料装载 3.9 临界前试验 3.10 初次临界试验 3.11 低功率物理试验 3.12 功率试验第4章 核电厂正常运行 4.1 正常启动 4.2 过渡到功率运行 4.3 停闭 4.4 核电厂的换料第5章 压水堆核电厂的异常运行和事故分析 5.1 控制棒组件失控抽出事故 5.2 失去正常给水 5.3 全厂断电事故 5.4 蒸汽发生器传热管断裂事故 5.5 蒸汽管道破裂事故 5.6 失水事故 5.7 其他事故 5.8 超设计基准事故的防止和缓解第6章 压水堆核电厂的运行管理 6.1 燃料元件破损的检测 6.2 水质管理 6.3 核电设备定期试验与在役检查 6.4 蒸汽发生器传热管的检修 6.5 核电厂维修简介参考文献

<<压水堆核电厂调试与运行>>

章节摘录

第1章 绪论 1.1 核电发展历史、现状和趋势 从第一座核电厂建成至今已有50年的历史了，在经历了20世纪60年代末到80年代中期核电大发展以后，由于1979年美国三里岛事件和1986年前苏联切尔诺贝利事件的影响，核电的发展在世界范围内受到严重的制约。也正因为这些事件，使人们对核电有更多的反思，并为21世纪迎来核电在更高水平上的发展奠定了坚实的基础。

20世纪50~60年代可视为核电发展早期。

这时期核电主要集中在美、苏、英、法和加拿大少数几个国家中，西德和日本由于二次大战后巴黎协议禁止其在战后10年内进行核研究，因而核能技术应用起步较晚。

这阶段发展的堆型可分为三种情况，一是从军用生产堆或军用动力堆转型改造过来，二是一些商用核电厂堆型的原型机组，三是研究探索过程中建造的一些堆型。

这阶段典型的核电机组堆型包括：英国和法国建造的一批“镁诺克斯”天然铀石墨气冷堆（GCR）；前苏联早期建造的轻水冷却石墨慢化堆（1GR）；美国早期建造的压水堆（PWR）和沸水堆（BWR）；加拿大早期建造的天然铀重水堆以及美国和前苏联早期建造的快中子实验堆。

这一阶段建造的核电厂可称为第一代核电厂，这一代核电厂有以下一些共同点：（1）建于核电开发期，因此具有研究探索的试验原型堆性质；（2）设计比较粗糙，结构松散，尽管机组发电容量不大，一般在300MW之内，但体积较大；（3）设计中没有系统、规范、科学的安全标准，因而存在许多安全隐患；（4）发电成本较高。

目前，第一代核电厂基本已退役（约50台机组）。

这些早期开发、研究的堆型，有些成了第二代重点发展的商业核电厂堆型，如轻水堆（PWR、BWR）、改进型气冷堆（AGR）、高温气冷堆（HTGR）、CANDU重水堆和液态金属冷却快中子增殖堆（1MFBR），另有一些由于当时条件所限未能发展，但其设计思想已成为第三代甚至第四代先进堆的选用堆型，如采用自然循环方式和非能动安全的沸水堆（EsBwR）以及快中子堆和熔盐堆等。

目前正在运行的绝大部分商用核电厂划归为第二代核电厂，这一代核电厂主要是按照比较完备的核安全法规和标准以及确定论的方法、考虑设计基准事故的要求而设计的。

实际上，这种划分是相对的。

它既是在第一代堆型（如20世纪60年代初投运的PWR电厂，英、法等国的天然铀石墨气冷堆电厂）基础上的改进和发展，与现在的第三代核电厂的设计概念也有交叉。

目前运行的许多核电厂，特别是三里岛事件后设计的核电厂已进行了许多根本性的改进，考虑了许多严重事故的对策，也引入了一些非能动安全设计。

因此，第二代核电厂只是一个包络的概念，而非绝对的划分。

<<压水堆核电厂调试与运行>>

编辑推荐

《压水堆核电厂调试与运行》可作为高等院校核能科学与工程学科各专业的本科教材，也可供从事核电厂研究、设计、运行和调试的工程技术人员参考。

<<压水堆核电厂调试与运行>>

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>