

<<核反应堆安全传热>>

图书基本信息

书名：<<核反应堆安全传热>>

13位ISBN编号：9787811336092

10位ISBN编号：781133609X

出版时间：2010-3

出版时间：哈尔滨工程大学出版社

作者：阎昌琪，曹夏昕 编著

页数：270

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>

## &lt;&lt;核反应堆安全传热&gt;&gt;

## 前言

在我国积极发展核电政策的推动下，近年来核电开发的速度不断加快，核反应堆安全和设计专业的人才需求量也在日益增多。

由于核反应堆安全传热问题是反应堆设计中需要解决的一个重要问题，因此要求学生核反应堆安全传热有一个全面系统的了解。

虽然目前国内有些院校已经开设了这方面的课程，但是却没有一本正式出版的教材，授课所使用的基本上都是从各种资料上摘录整理的讲义，缺少系统性和全面性，为此根据多年的教学和科研经验，我们编写了这本系统、全面介绍反应堆安全传热的教材。

本教材的特点是从反应堆安全入手，将反应堆运行瞬变、冷却剂丧失，以及严重事故过程中的热工水力现象有机地结合在一起，使学生在较短的时间里对几种典型工况下的反应堆安全传热有一个全面的了解。

本教材的特点是将原理性和工程应用有机结合，力求能比较全面地覆盖有关反应堆安全传热方面的主要内容。

教材在内容选取上力求反映现代反应堆安全传热领域研究的进展，介绍一些先进反应堆的非能动安全方案，以及安全传热的新理论和新方法，在内容安排上注意与工程实际相结合。

这样既可以扩大学生的知识面，也可以使学生了解目前先进反应堆的发展趋势。

书中内容涵盖了有关反应堆瞬态运行及事故过程的堆芯传热，介绍了严重事故发生后燃料及其冷却剂的传热特性，阐述了严重事故过程中一些特殊情况下的传热机理，并对反应堆的安全传热过程作了分析。

同时，该教材考虑到尽可能广的读者适用面，内容安排由浅入深，循序渐进，使其也适合从事核工程领域工作的技术人员培训使用。

全书共分七章，第1章介绍与核反应堆安全有关的问题，包括反应堆事故类型以及目前世界上一些先进核反应堆的安全系统等。

第2章介绍了核反应堆瞬态热工分析，包括瞬态工况下冷却剂流动的质量、动量和能量守恒方程的介绍、燃料元件的热工水力特性和停堆后剩余功率的衰减等内容。

第3章主要介绍了自然循环流动和传热特性，从自然循环的概念和原理入手，详细介绍了各种因素对自然循环能力的影响，并针对目前固有安全性反应堆的设计和运行介绍了自然循环在非能动余热排出系统中的应用。

第4章介绍了失水事故的类型、失水事故时的两相临界流动；介绍了失水事故过程的传热问题。

## <<核反应堆安全传热>>

### 内容概要

本书系统全面地介绍了核反应堆安全传热的专业知识，书中内容涵盖了有关反应堆瞬态运行及事故过程的堆芯传热，介绍了严重事故发生后燃料及其冷却剂的传热特性、严重事故过程中一些特殊情况下的传热机理，分析了反应堆的安全传热过程。

《核反应堆安全传热》包括核反应堆安全及核反应堆瞬态热工分析、自然循环流动与传热、核反应堆沸腾临界后传热、再淹没传热、再湿传热和反应堆熔堆后的传热等内容。

书中涉及的学科知识内容广泛、覆盖专业面较宽、综合性强，内容反映了目前先进反应堆的非能动安全进展以及安全传热的新理论和新方法，使学生可以了解到先进反应堆安全传热研究的发展趋势。

本教材可供高等院校核能科学与工程专业的研究生使用，也可作为核动力工程专业技术人员的培训教材和参考书。

## &lt;&lt;核反应堆安全传热&gt;&gt;

## 书籍目录

第1章 核反应堆安全 1.1 概述 1.2 核反应堆安全的发展历史 1.3 核反应堆事故 1.4 核反应堆安全系统 1.5 反应堆安全性的发展 复习思考题第2章 核反应堆瞬态热工分析 2.1 表征冷却剂热工水力状态的基本方程 2.2 燃料元件的瞬态特性 2.3 瞬态过程中反应堆功率计算 复习思考题第3章 自然循环流动与传热 3.1 概述 3.2 自然循环驱动压头 3.3 强迫循环向自然循环的过渡 3.4 各种因素对自然循环能力的影响 3.5 自然循环与非能动安全系统 复习思考题第4章 核反应堆事故分析及传热 4.1 反应堆失水事故 4.2 失水事故的临界流动 4.3 事故过程的传热 复习思考题第5章 沸腾临界后传热 5.1 流动沸腾临界 5.2 沸腾临界后传热 5.3 非平衡态模型 5.4 沸腾临界后的传热计算关系式 5.5 定位格架对十涸后传热的影响 复习思考题第6章 再淹没传热和再湿传热 6.1 概述 6.2 骤冷的极限过程 6.3 瞬态对流和准稳态骤冷模型 6.4 骤冷过程的膜态沸腾 6.5 沸腾临界后的稳态对流传热 6.6 堆芯失水后的再湿润过程 复习思考题第7章 核反应堆严重事故后传热 7.1 严重事故后的堆芯融化过程 7.2 压力容器熔穿及熔液特性 7.3 熔液与水相接触的特性 7.4 熔液与水接触传热 7.5 安全壳直接加热过程的传热 复习思考题附录 附录1 国际单位与工程单位的换算 附录2 核燃料的热物性 附录3 包壳和结构材料的热物性 附录4 贝塞尔函数 附录5 水的热物性 附录6 饱和线上水和水蒸气的几个热物性参考文献

## &lt;&lt;核反应堆安全传热&gt;&gt;

## 章节摘录

插图：1942年12月2日，由著名科学家费米领导建设的，放置在芝加哥大学橄榄球场看台下的世界第一座反应堆（芝加哥I号CPU）达到了临界，这标志着人类已经掌控了开启核能利用新纪元大门的钥匙。1954年6月，前苏联在奥布宁斯克建成了世界上第一座试验性核电站，它标志着核电时代的到来。20世纪六七十年代是世界核电发展的高潮。

1962-1963年第一批商用核电厂建成，其发电成本可与常规火电相竞争。

1966 - 1980年间，全球核电装机容量的年增长率达到26%，核电的发展进入历史上的黄金时代。

在这一时期核电站的各方面技术都得到了迅速的发展，核电的大规模应用使核电在整个世界能源供应方面发挥了重要作用。

1979年3月28日美国三哩岛核电站发生了重大事故，由于运行人员判断失误以及反应堆系统本身存在的潜在问题，事故中反应堆堆芯由于冷却不当产生熔化，部分放射性物质外泄，事故后造成电站周围8km直径范围内5万人搬迁，给周围居民造成了巨大恐慌。

三哩岛事故后一些人开始对核电的安全性有所怀疑，核电的发展遇到了困难。

事隔7年后，人们还没有走出三哩岛事故的阴影，1986年4月26日前苏联的切尔诺贝利核电站发生了人类历史上最严重的核电站事故，造成反应堆解体，大量放射性物质外泄。

事故后电站周围30km以内的13万多居民全部搬迁，事故造成直接人员死亡31人。

由于放射性烟云扩散，事故波及了差不多整个欧洲，震惊了整个世界。

这两起事故的后果非常严重，特别是切尔诺贝利核电站事故，对整个社会的环境、健康、经济和社会公众心理带来了危害，同时对核电事业的发展也造成了不良影响，一段时间内核电发展出现了停滞。

在经历了几起大的核电站事故后，世界各国核电营运者愈来愈认识到，核电安全所具有的重大意义，不仅制约核电事业的发展，更重要的是将会对人类和平与安全及社会的进步产生深远的影响。

事故使人们认识到：核电站事故不但会影响其本身，而且会波及到周围环境和社会安全，甚至会越出国界。

因此，为了可靠地保证核电站周围居民的健康与安全，必须采取切实可行的对策，以确保反应堆的安全。

对已发生的核电站严重事故进行全面的分析，并从中汲取教训是十分必要的，这将使核电站的安全管理更加成熟与完善。

自两次核电站严重事故后，各国的研究工作者对核电站的安全问题十分重视，并开始重新考虑核电的安全技术和安全对策等问题，在核电站安全运行方面开展了大量的研究工作，并对反应堆及其系统的设计进行了多种改进。

<<核反应堆安全传热>>

编辑推荐

《核反应堆安全传热》：国防特色教材·核科学与技术

<<核反应堆安全传热>>

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>