



核反应堆

热工水力学基础

郝老迷 主 编

中国核工业集团公司 编



原子能出版社

核反应堆热工水力学基础

主 编 郝老迷



156085

广西工学院鹿山学院图书馆



d156085

原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

核反应堆热工水力学基础/郝老迷主编. —北京:原子能出版社,2010.3

ISBN 978-7-5022-4821-5

I. 核… II. 郝… III. 反应堆—热工水力学—教材
IV. TL33

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2010)第 034098 号

内 容 简 介

本教材主要讲解核反应堆热工水力学基础知识。其内容包括:(1)核燃料、包壳材料、冷却剂及其热物理;(2)堆芯热源和其分布;(3)反应堆内热量的传输过程;(4)燃料元件和冷却剂的传热及其温度分布;(5)反应堆流体力学分析等。在此基础上简单介绍了堆芯稳态热工设计。

本教材中列举了一些具有实用价值的例题和复习题。

本教材教学对象主要是核电厂管理人员。

核反应堆热工水力学基础

总 编 辑 杨树录

责任编辑 王 青

责任校对 徐淑惠

责任印制 丁怀兰 潘玉玲

印 刷 保定市中画美凯印刷有限公司

出版发行 原子能出版社(北京市海淀区阜成路43号 100048)

经 销 全国新华书店

开 本 787 mm×1092 mm 1/16

印 张 8 字 数 200 千字

版 次 2010年3月第1版 2010年3月第1次印刷

书 号 ISBN 978-7-5022-4821-5 定 价 42.00 元

网址:<http://www.aep.com.cn>

发行电话:68452845

E-mail: atomep123@126.com

版权所有 侵权必究

总序

核工业作为国家高科技战略性产业,是国家安全的重要基石、重要的清洁能源供应,以及综合国力和大国地位的重要标志。

1978年以来,我国核工业第二次创业。中国核工业集团公司走出了一条以我为主发展民族核电的成功道路。在长期的核电设计、建造、运行和管理过程中,积累了丰富的实践和理论经验,在与国际同行合作过程中,实现了技术和管理与国际先进水平相接轨,取得了骄人的业绩。

中国核工业集团在三十多年的核电建设中,经历了起步、小批量建设、快速发展三个阶段。我国先后建成了秦山、大亚湾、田湾三大核电基地,实现了我国大陆核电“零”的突破、国产化的重大跨越、核电管理与国际接轨,走出了一条以我为主,发展民族核电的成功之路。在最近几年中,发展尤为迅猛。截至2008年底,核电运行机组11台,装机容量907.82万千瓦,全部稳定运行,态势良好。

进入21世纪,党中央、国务院和中央军委对核工业发展高度重视、极为关怀,对核工业做出了新的战略决策。胡锦涛总书记指出:“无论从促进经济社会发展看,还是从保障国家安全看,我们都必须切实把我国核事业发展好。”发展核电是优化能源结构、保障能源安全、满足经济社会发展需求的重要途径。2007年10月,国务院正式颁布了《核电中长期发展规划(2005—2020年)》。核电进入了快速、规模化、跨越式发展的新阶段。

在中国核电大发展之际,中国核工业集团公司继续以“核安全是核工业的生命线”的核安全文化理念和“透明、坦诚和开放”的企业管理心态,以推动核电又好又快又安全发展为己任,为加速培养核电发展所需的各类人才,组织核电领域专家,全面系统地对核电设计、工程建造、电站调试、生产准备和生产运营等各阶段的知识进行了梳理,构造了有逻辑性、系统性的核电知识体系,形成了覆盖核电各阶段的核电工程培训系列教材。

这套教材作为培养核电人才的重要工具,是国内目前第一套专业化、体系化、公开出版的核电人才培养系列教材,有助于开展培训工作,提高培训质量、节约培训成本,夯实核电发展基础。它集中了全集团的优势,突出高起点、实用性强,是集团化、专业化运作的又一次实践。是中国核工业 50 余年知识管理的积淀,是中国核工业 10 万人多年总结和实践经验的结晶。

21 世纪是“以人为本”的知识经济时代,拥有足够的优秀人才是企业持续发展的重要基础。中国核工业集团公司愿以这套教材为核电发展开路,为业界理论探讨、实践交流提供参考。

我们要继续以科学发展观为指导,认真贯彻落实党中央、国务院的指示精神,积极推进核电产业发展。特别是要把总结核电建设经验作为一项长期的工作来抓,不断更新和完善人才教育培训体系。

核电培训系列教材可广泛用于核电厂人员培训,也可用于核电管理者的学习工具书,对于有针对性地解决核电厂生产实践和管理问题具有重要的参考价值。

中国核工业集团公司总经理



2009 年 9 月 9 日

前 言

《反应堆热工水力学基础》是根据核电厂新员工(非操纵员)基础理论培训的基本要求,在编写大纲、广泛听取核电厂意见的基础上编写的,是中国核工业集团公司统编的核电培训教材中《核电厂新员工入厂培训系列教材》之一。

本教材的教学对象主要是核电厂管理人员。教材着重讲解反应堆热工水力学的基础理论、基本概念和某些问题的分析。在内容的选择和安排上,力求体系完整、由浅入深、循序渐进,并以压水动力堆作为主要讨论对象,也基本适用于其他水冷反应堆。通过学习本教材使学员了解:(1)核燃料、包壳材料、冷却剂及其热物性;(2)核反应堆内的热源和其分布,核热通道因子,停堆后的释热及其冷却;(3)反应堆内热量的传输过程,单相流体的对流换热和沸腾换热;(4)燃料元件和冷却剂的传热及其温度分布;(5)反应堆流体力学分析,其中包括流体的特征和主要物理性质,流体静力学,单相流动和两相流动及其压降计算,临界流动,气(汽)—液逆向流动,水锤现象,流动不稳定性,自然循环等;(6)堆芯热工水力设计,主要包括堆芯热工设计准则,堆芯热工设计参量的分析,热通道和热点,热通道因子和热点因子,单通道模型的反应堆稳态热工设计等。理解这些热工水力过程和基本理论,并利用它们分析某些实际问题。

本课程中列举了一些具有实用价值的例题和很多复习题。教材中所有参量一律采用国际单位制。

本书在中国核工业集团公司领导的关心支持下,承蒙核工业研究生部、原子能出版社等单位及有关同志的大力帮助才完成的,定稿前经过了核工业研究生部组织的内审和中核集团核电培训教材编委会组织的外审,中国核工业集团公司张禄庆同志、核电秦山联营有限公司潘泽飞同志、江苏核电有限公司骆纯珊同志等对大纲和初稿进行了认真的审阅并提出宝贵的修改意见,同时核动力运行研究所毛正宥同志对样书进行了严格的审查,在此表示诚挚的感谢。

由于编者水平有限,书中难免出现一些问题,敬请批评指正!

编者

2009年12月

中国核工业集团公司 核电培训教材编审委员会

总 编 孙 勤
副 总 编 余剑锋 叶奇蓁

编辑委员会

主 任 陈 桦
副 主 任 程慧平 王光银
编 委 马明泽 刘志勇 刘明章 李苏甲 李和香
吴美景 邹正宇 杨树录 段光荣 顾颖宾
商幼明 戚屯锋 缪亚民

执行编委

谢 波 马寅军 叶丹萌 莫银良 高小林
吴向东 阮良成 唐锡文 蔡黎勇 刘 朔
肖 武 浦胜娣 刘玉山

编委会办公室

姜福明 朱 黎 程建秀 黄 芳 方朝霞
宫育锋 章 超 丁怀兰 陈茂松 万德华
张曰智 郭维贺

核电厂新员工基础理论培训教材

编辑部

名誉主任 王乃彦

主任 李和香

副主任 肖武 李济民

顾问 (按姓氏拼音顺序排列)

李文焱 罗璋琳 浦胜娣 邵向业 郑福裕

编者 (按姓氏拼音顺序排列)

陈树明 丁云峰 郝老迷 李永章 刘惠枫

浦胜娣 阮於珍 苏淑娟 田传久 夏延龄

于宏 章超 张松梅 赵郁森 郑福裕

本册主编 郝老迷

本册校审 张培升

本册统审 (按姓氏拼音顺序排列)

骆纯珊 潘泽飞 张禄庆

目 录

第一章 核燃料、包壳材料、冷却剂及其热物性

1.1 核燃料	1
1.2 燃料、包壳材料、冷却剂及它们的主要热物性	1
1.2.1 燃料及其主要热物性	1
1.2.2 包壳材料及其主要热物性	3
1.2.3 冷却剂及其主要热物性	3
复习题	4

第二章 反应堆内的释热

2.1 核裂变产生的能量及其在堆芯内的分布	5
2.1.1 反应堆的热源	5
2.1.2 堆芯体积释热率	6
2.1.3 堆芯和燃料元件的功率度量表示法	6
2.1.4 堆芯内释热率的分布	8
2.1.5 影响堆芯功率分布的因素	9
2.2 核热通道(热管)因子	11
2.3 停堆后的释热及其冷却	12
2.3.1 停堆后的释热功率	12
2.3.2 停堆后的冷却	13
复习题	13

第三章 反应堆传热

3.1 反应堆内热量的传输过程	15
3.1.1 燃料元件的导热	15

3.1.2	包壳外表面与冷却剂之间的传热	15
3.1.3	冷却剂的输热	16
3.2	单相对流传热	17
3.2.1	黏性力、层流和湍流	17
3.2.2	单相强迫对流传热系数	18
3.2.3	自然对流传热系数	21
3.3	沸腾传热	21
3.3.1	池式沸腾传热	22
3.3.2	流动沸腾传热	26
	复习题	41

第四章 燃料元件的传热和温度分布

4.1	圆柱坐标系中的导热微分方程	43
4.2	棒状燃料元件的导热和横截面上温度分布以及包壳外表面向冷却剂传热	43
4.2.1	燃料芯块内(有内热源)的导热及其横截面上温度分布	44
4.2.2	燃料芯块与包壳内表面之间的间隙传热	45
4.2.3	燃料芯块与包壳内表面之间的间隙内的温度分布	46
4.2.4	包壳内的导热和其温度分布	47
4.2.5	燃料棒包壳外表面对冷却剂的传热	47
4.3	传热系数 h 对燃料元件释热的影响	49
4.4	棒状燃料元件和其冷却剂的轴向温度分布	50
4.4.1	基本假设	50
4.4.2	冷却剂温度 T_f 的轴向分布	51
4.4.3	包壳外表面温度 T_C 和内表面温度 T_{Ci} 的轴向分布	51
4.4.4	燃料芯块表面温度 T_s 和中心温度 T_0 的轴向分布	53
4.4.5	燃料元件最高温度的轴向位置及其数值	53
	复习题	55

第五章 稳态工况下反应堆流体力学分析

5.1	流体的特征和主要物理性质	57
------------	---------------------	----

5.2	作用在流体上的力、静止流体中的应力特征、流体静力学基本方程	58
5.3	单相流体一维流动的基本方程和压降计算	59
5.3.1	单相流体一维流动的基本方程	59
5.3.2	单相流动压降计算	62
5.4	两相流基本概念、两相流流型、两相流特性参量、含汽率在沸腾通道内的分布	67
5.4.1	两相流基本概念	67
5.4.2	两相流的流型	68
5.4.3	描述两相流的特性参量	69
5.4.4	含汽率和空泡份额在沸腾通道内的分布	73
5.5	两相流基本方程和压降计算	74
5.5.1	基本方程	74
5.5.2	两相流的压降计算	75
5.6	临界流动	80
5.6.1	临界流动现象	80
5.6.2	单相流体的临界流动	81
5.6.3	两相临界流动	83
5.7	气(汽)一液逆向流动	85
5.7.1	气(汽)一液逆向流动现象	85
5.7.2	气(汽)一液逆向流动的流量制约关系	86
5.8	水锤现象	87
5.9	流动不稳定性	88
5.9.1	概述	88
5.9.2	水动力不稳定性	89
5.10	自然循环	90
	复习题	93

第六章 堆芯稳态热工水力设计简介

6.1	稳态热工设计准则	96
6.2	堆芯热工设计参量的分析	97
6.2.1	冷却剂的工作压力	97
6.2.2	冷却剂的出口温度	97

6.2.3 冷却剂的进口温度	97
6.2.4 冷却剂流量	98
6.3 堆内功率分布不均匀性问题	98
6.3.1 影响堆内功率分布的主要因素	98
6.3.2 热通道和热点,热通道因子和热点因子	99
6.4 单通道模型的反应堆稳态热工设计.....	101
6.4.1 堆芯平均通道的热工参量计算	101
6.4.2 堆芯热通道的热工参量计算	103
复习题.....	105
附录I 包壳和某些结构材料的热物性	106
附录II 饱和水和饱和水蒸气的某些热物性	107
附录III 水和水蒸气在不同温度和不同压力下的物性	109
索引	113
参考文献	116

第一章 核燃料、包壳材料、冷却剂及其热物性

1.1 核燃料

铀-235(${}_{92}^{235}\text{U}$)、铀-233(${}_{92}^{233}\text{U}$)和钚-239(${}_{94}^{239}\text{Pu}$)这三种核素可以在各种不同能量的中子作用下产生裂变反应,通常把它们称为易裂变核素。自然界中存在的易裂变核素只有铀-235一种。含有易裂变核素,能够在反应堆里实现自持裂变链式反应、释放核能的材料称为核燃料。广义的核燃料还包括可转换核素:钍-232(${}_{90}^{232}\text{Th}$)和铀-238(${}_{92}^{238}\text{U}$)。这两种核素在能量低于其裂变阈能的中子作用下不能产生裂变反应,但在俘获中子后能转变为易裂变核素铀-233和钚-239,故被称为可转换核素。目前在核反应堆中使用的易裂变核素主要是铀-235。可转换核素本身虽不易裂变,但在俘获中子后能转变为易裂变核素,从而补充易裂变核素的消耗。在反应堆内它们或者与裂变燃料混合使用,或者在包裹层中单独使用。

根据在反应堆中使用的形式不同,可以把核燃料分为固体燃料和液体燃料两类。由于液体燃料还有许多技术问题需要解决,因此它还没有达到工业应用的程度。固体燃料按其物理化学形态的不同又可分为金属型(包括合金)、陶瓷型和弥散体型。当前实际应用的主要是固体燃料。

1.2 燃料、包壳材料、冷却剂及它们的主要热物性

1.2.1 燃料及其主要热物性

1.2.1.1 目前压水堆使用的燃料主要有以下两类

(1) UO_2 陶瓷燃料

UO_2 陶瓷燃料被制成烧结的圆柱形燃料小块(称为燃料芯块)。它的主要优点是熔点高、深燃耗、高温和辐照稳定性都比较好。在压水堆正常运行条件下对水的抗腐蚀性能好。这是轻水堆和重水堆采用它为燃料的最主要的原因。它的缺点是导热性能比较差。

(2) 含 UO_2 弥散体的燃料

UO_2 弥散体燃料是用机械的方法把 UO_2 弥散在热导率高、耐辐照、耐腐蚀和高温稳定性好的基体金属中制成的燃料。 UO_2 带有涂层,用以防止裂变产物扩散到基体。性能较好的基体是锆合金和不锈钢。美国已用锆合金— UO_2 弥散体燃料取代了 Shippingport 第一个堆芯所用的铀锆合金燃料。



1.2.1.2 二氧化铀燃料的主要热物性

(1) 密度

二氧化铀的理论密度是 $10\,980\text{ kg/m}^3$ 。但实际制造出来的二氧化铀,由于存在孔隙,其密度小于这个数值。

(2) 熔点

未经辐照的二氧化铀熔点比较精确的测定值是 $(2\,805 \pm 15)^\circ\text{C}$ 。辐照以后,随着固相裂变产物的积累,二氧化铀熔点会有所下降,燃耗越深,下降得越多。

氧化铀中氧和铀的原子比(O/U)的改变,会影响其熔点的变化。氧铀原子比为2的二氧化铀的熔点最高。随氧铀原子比值的减小或增加,二氧化铀的熔点会下降,如表1-2-1所示。

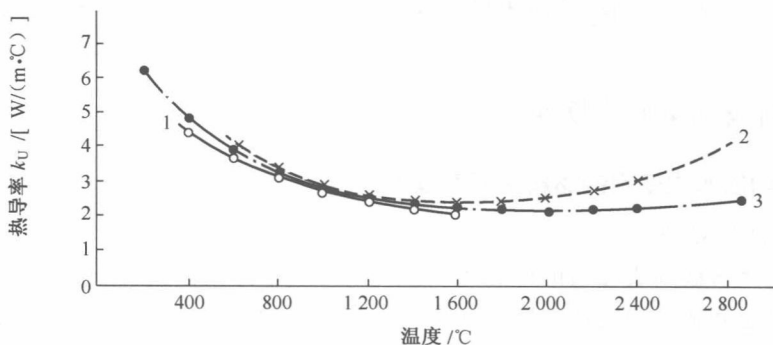
表 1-2-1 UO_2 熔点($^\circ\text{C}$)随氧铀原子比的变化

O/U	1.686	1.803	1.90	2.00	2.02	2.05	2.15
Christensen 测定			2 560	2 800	2 745	2 520	2 400
Lambert, Bare 测定	2 535	2 681	2 740	2 790	2 560	2 360	2 360

(3) 热导率

二氧化铀的热导率在燃料元件的传热中具有重要意义。因为导热性能的好坏将直接影响二氧化铀芯块内整体温度的分布,而温度则是决定二氧化铀的物理性能、机械性能的主要参量,也是支配二氧化铀中裂变气体释放、晶粒长大等动力学过程的主要参量。实验研究表明,二氧化铀的热导率非常依赖于它的温度。此外,燃料的密度、燃耗和氧铀原子比等对热导率也都有明显的影响。二氧化铀的热导率随燃耗的加深会不断变小。

图1-2-1表示出了某些研究者所提供的未经辐照的二氧化铀的热导率。从各条曲线的



曲线编号	作者	数据符号	理论重量 %
1	Godgrey	○	98
2	Stora	×	100
3	Lyons	●	95

图 1-2-1 未经辐照的二氧化铀的热导率随温度的变化

变化趋势来看,可以粗略的认为,温度低于 $1\ 600\ ^\circ\text{C}$,二氧化铀的热导率随温度的升高而减小;超过 $1\ 600\ ^\circ\text{C}$,二氧化铀的热导率则随温度的升高而又有某种程度的增大。

二氧化铀的热导率随燃耗的加深会不断下降。

1.2.2 包壳材料及其主要热物性

(1) 主要包壳材料

虽然要求燃料对冷却剂具有良好的抗腐蚀性,但是它们在高温下长期相互接触,腐蚀的量还是显著的。腐蚀产物落在水中会使冷却剂的放射性剂量远远超过所允许的限值。另外, UO_2 燃料芯块在运行过程中会发生碎裂,并且会释放出裂变气体。为了解决这些问题,最普遍的方法是用一层机械强度高而又耐腐蚀的金属把燃料覆盖并封闭起来,这种覆盖层就是通常所说的包壳。

要求包壳材料热中子吸收截面小、导热性能好、耐高温和抗腐蚀以及机械性能好等。适合作水冷反应堆燃料包壳材料的主要是锆合金,即 Zr-2 和 Zr-4 合金。

西方国家的核电站压水堆多采用 Zr-4 合金作为燃料包壳,沸水堆和部分压水堆也使用 Zr-2 合金作为燃料包壳,苏联的轻水堆则用锆—铌合金作为包壳材料。

锆合金长期和高温水接触会产生腐蚀。因此,在压水堆稳态热工设计中,要求包壳外表面最高一般不超过 $350\ ^\circ\text{C}$ 。

在先进的高性能燃料组件中,新的包壳材料有法国研发的 M5 合金和美国西屋公司研发的 ZIRLO 合金等,它们的耐腐蚀性能比 Zr-4 合金更好,更有利于制造高燃耗燃料组件。

(2) 包壳的主要热物性

包壳和某些结构材料的主要热物性综合在附录 I 中。

1.2.3 冷却剂及其主要热物性

从热工水力学角度考虑,希望冷却剂的沸点高、导热性能好、热容量大、热稳定性好、无毒和啣送泵耗功低。但是无论哪一种冷却剂都不能同时满足各方面的要求。适宜作动力堆的冷却剂只有轻水、重水、液态金属(钠、钾及它们的合金)、二氧化碳和氦气等。

轻水具有良好的导热性能,比热和汽化潜热都比较大,价格很便宜,所需的啣送泵功率较小,是性能比较好的冷却剂。缺点是中子吸收截面较大,沸点低,在高温下运行保持液相需要较高的压力。重水具有和轻水类似的性质,但它有比轻水中子吸收截面较小的优点,其缺点是价格昂贵。

(1) 饱和水和饱和水蒸气(在饱和线上)的热物性

饱和水和饱和水蒸气的热物性主要包括比容 ν 、比焓 h 、动力黏度 μ 、热导率 k 、比熵 s 、普朗特数 Pr 和水的表面张力 σ 等。它们都只是饱和温度 T_s 或者饱和压力 p_s 的函数,如附录 II 所示。

(2) 欠热水和过热水蒸气的热物性

欠热水和过热水蒸气的热物性都是温度和压力的函数,如附录 II 所示。

重水的热物性与轻水相接近。



复 习 题

1. 易裂变材料是指哪三种核素?
2. 压水堆常使用哪两种燃料?
3. 压水堆常使用的包壳材料是什么? 在压水堆稳态热工设计中,包壳外表面最高限制温度是多少?
4. 氧—铀原子比为 2 的二氧化铀的熔点是多少?
5. 二氧化铀的热导率随温度的变化规律是怎样的?
6. 随着燃耗的加深,二氧化铀的熔点和热导率是增大还是减小?

第二章 反应堆内的释热

2.1 核裂变产生的能量及其在堆芯内的分布

反应堆所能允许产生的功率大小,主要取决于反应堆传输热量的能力,并受材料的限制。要使反应堆在某一功率下安全运行,就必须采用适当的输热系统把堆内释热传输出来,以便保证反应堆内各处的温度都不超过限定值。

为了计算反应堆释出的热功率和堆内温度分布,首先必须了解堆内热源的由来及其分布。堆内热源的分布取决于堆的具体设计,即堆的类型、堆芯的形状以及堆内燃料、控制棒、慢化剂、冷却剂、反射层等的布置。

2.1.1 反应堆的热源

反应堆的热源来自核裂变过程中和堆内材料与中子的辐射俘获(n, γ)反应释放出来的能量,其大致的数值和分配列在表 2-1-1 中。从表 2-1-1 可见,每次核裂变释放出来的总能量平均约为 200 MeV,一般用 E_f 表示此值,即 $E_f = 200$ MeV。

表 2-1-1 堆内能量的大致分配

类 型	来 源	能量/MeV	射程	释热地点	
核裂变	瞬发	裂变碎片的动能	168	极短	在燃料元件内
		裂变中子的动能	5	中等	大部分在慢化剂内
		瞬发 γ 射线的能量	7	长	堆内各处
	缓发	裂变产物衰变的 β 射线能 ⁽¹⁾	7	短	大部分在燃料元件内
裂变产物衰变的 γ 射线能		6	长	小部分在慢化剂内 堆内各处	
堆内材料与中子的辐射俘获反应	瞬发和缓发	过剩中子引起的非裂变反应加上(n, γ)反应产物的 β 衰变和 γ 衰变能	7	有长有短	堆内各处
总 计		200			

注:伴随着 β 衰变还放出约 10 MeV 的中微子能量,但中微子会穿出堆外,因此这部分能量不能得到利用,故未包括在上表中。

裂变碎片的动能约占总能量的 84%,它们的射程极短,约为 0.012 7 mm,因而可以认为它们的动能就在燃料内裂变处转化成热能,只有很少一部分裂变碎片会穿入包壳内,但不会穿透包壳。在干净的和均匀装载的反应堆内,由裂变碎片动能转化成的热能的分布与燃料元件内中子注量率的分布基本上相同。裂变中子包括瞬发中子和缓发中子(缓发中子的动能很小,约占总能量的 0.02%,可以认为 E_f 已包括了它)在和慢化剂头几次碰撞中就失