



压水堆核电站操纵人员基础理论培训系列教材

核反应堆热工水力学

Nuclear Reactor Thermal Hydraulics

郝老迷 编著



原子能出版社

压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材

核反应堆热工水力学

Nuclear Reactor Thermal Hydraulics

郝老迷 编著

原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

核反应堆热工水力学/郝老迷编著. —北京:原子能出版社, 2010. 1

(压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材)

ISBN 978-7-5022-4765-2

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

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2009)第 243485 号

内 容 简 介

本书主要讲解核反应堆热工水力学的基本概念、基础理论和某些问题的分析及计算。全书共分六章,内容包括核燃料、包壳材料、冷却剂及其热物性,反应堆内的释热,反应堆传热,燃料元件和堆内部件的传热及其温度分布,稳态工况下反应堆流体力学分析,堆芯稳态热工水力设计等。

本书是压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材之一,也可供从事核电工程的相关技术人员及高等院校核工程专业的师生参考。

核反应堆热工水力学

策 划 刘 朔 张 琳

出版发行 原子能出版社(北京市海淀区阜成路 43 号 100048)

责任编辑 刘 岩

技术编辑 冯莲凤

责任印制 潘玉玲

印 刷 保定市中华美凯印刷有限公司

经 销 全国新华书店

开 本 787 mm×1092 mm 1/16

印 张 14.25 字 数 351 千字

版 次 2010 年 12 月第 1 版 2010 年 12 月第 1 次印刷

书 号 ISBN 978-7-5022-4765-2

印 数 1—2500

定 价 62.00 元

网址: <http://www.aep.com.cn>

E-mail: atomep123@126.com

发行电话: 010-68452845

版权所有 侵权必究

《压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材》

编 委 会

主 任：王乃彦

副主任：李和香 李济民 肖 武

顾 问：邵向业 罗璋琳 李文埏 郑福裕 浦胜娣

委 员：（按姓氏拼音顺序排列）

丁云峰 顾颖宾 郭文琪 韩延德 郝老迷

黄兴蓉 李和香 李吉根 李济民 李文埏

李泽华 刘国发 罗璋琳 浦胜娣 阮於珍

邵向业 王 略 王乃彦 夏延龄 肖 武

阎克智 俞尔俊 臧希年 赵郁森 郑福裕

周一东

编委会办公室

主 任：肖 武

成 员：章 超 高小林 梁超梅 周 萍 宋 慧

樊 勤 付 冉

《压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材》

校审专家

(按姓氏拼音顺序排列)

一审专家:

高秀清	高永春	李文焱	李永章	刘耕国
罗璋琳	彭木彰	浦胜娣	吴炳祥	夏益华
张培升	赵兆颐			

二审专家:

陈 跃	付卫彬	黄志军	蒋祖跃	李守平
马明泽	毛正宥	潘泽飞	唐锡文	王瑞正
魏 挺	薛峻峰	杨 炜	朱晓斌	

统审专家:

曹述栋	丁卫东	丁云峰	宫广臣	苟 峰
顾颖宾	郭利民	何小剑	黄世强	廖伟明
刘志勇	马明泽	毛正宥	缪亚民	戚屯锋
苏圣兵	孙光弟	王晓航	魏国良	吴 放
吴 岗	杨昭刚	俞卓平	张福宝	张志雄
周卫红				

前 言

核电厂操纵人员的素质关系到核电厂的安全运营,而培训工作是保证人员素质的基本环节之一。为适应当前我国大力发展核电的形势,保证核电厂操纵人员的培训质量,使基础理论培训满足国家核安全法规与行业规定的要求,便于对培训过程实施统一规范的管理,国家主管部门决定编写一套适用于核电厂操纵人员的基础理论培训教材——《压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材》。鉴于核工业研究生部在近20年的核电基础理论培训中,积累了丰富的教学及管理经验,具有稳定的师资队伍和较完整的教材体系,故由核工业研究生部具体承担教材编写的组织工作。

为了编好操纵人员培训教材,核工业研究生部牵头组织长期从事核电培训的专家、教授进行认真分析和讨论,根据我国现有堆型的特点,从压水堆核电厂入手,由核电厂、核动力运行研究所、操纵人员资格审查委员会等单位的专家共同参与编写。这套教材共十二册,包括《核反应堆物理》、《核反应堆热工水力学》、《核电厂辐射防护》、《核电厂材料》、《核电厂通用机械设备》、《核电厂水化学》、《核电厂电气原理与设备》、《核电厂核蒸汽供应系统》、《核电厂蒸汽动力转换系统》、《核电厂仪表与控制》、《核电厂核安全》、《核电厂运行概论》。这套教材内容以核电厂相关专业的基本概念、基本原理及基础知识为主,可为操纵人员下一步培训打下良好的理论基础。

本套教材是经过充分准备、精心组织而完成的。首先,根据核电厂操纵人员的培训目标,按照《核电厂操纵人员的执照考核标准》(EJ/T 1043—2004)的相关内容和要求进行课程设置、制定教材编写原则、明确每种教材应涵盖的内容;在总结以往教学经验的基础上,充分征求各核电厂专家的意见,形成了内容完整、要求明确的教材编写大纲。其次,聘请既有较高的专业水平又有较强的实际工作能力和丰富的教学

经验的专家担任本套教材的编者,并为编者提供教材编写技巧、《著作权法》等相关知识的讲座和模拟机现场观摩学习;编者根据教材编写原则和大纲编写具体内容,力求做到既符合学员的认知规律又贴近核电站的实际。再次,请理论功底扎实、教学经验丰富的教授、专家根据教学原则对教材内容的准确性、系统性等进行审查,并广泛征求任课教师的意见;同时请经验丰富的核电厂专家结合实际进行审查。编者根据上述意见对教材进行认真修改后,再征求各方意见,最终由操纵人员资格审查委员会审定。

本套教材中《核电厂电气原理与设备》由江苏核电有限公司具有丰富实际工作经验的专家编写。其余的各分册由核工业研究生部多年从事核电培训教学工作、教学及实践经验丰富的教授、专家编写。

在本套教材的编审过程中,核工业研究生部的任课教师们认真参与教材的编审和研讨;江苏核电有限公司专门成立“电气教材编写专项组”,精心组织编审;各核电厂积极推荐审稿专家,提供编写教材所需资料;核电秦山联营有限公司组织一线人员与编者进行对口交流,创造条件为编者提供模拟机现场演示与讲解;各核电厂、核动力运行研究所、操纵人员资格审查委员会等单位的专家们认真审稿,提出许多宝贵意见;原子能出版社自始至终给予通力合作,提前介入指导,缩短了出版周期。

本套教材的编制出版,凝聚着编、审、校、印及组织管理人员的大量心血,同时得到各相关单位的大力支持和热情帮助,在此深表谢意!

编委会

2010年11月

编者的话

《核反应堆热工水力学》是根据核电基础理论培训教材编写大纲要求,在广泛听取核电专家意见的基础上编写的,是《压水堆核电厂操纵人员基础理论培训系列教材》之一,也可供核电厂相关人员参考。

本书根据《核动力厂运行安全规定》(HAF103)和《核电厂人员的配备、招聘、培训和授权》(HAD103/05)的要求,内容以基础理论知识、基本概念和基本原理为主,涵盖了《核电厂操纵人员的执照考核》标准(EJ/T 1043—2004)附录A. 2.5~2.9和B. 1.2的相关内容。

本书以核工业研究生部核电厂操纵人员培训讲义《反应堆热工流体力学》为基础,结合任课老师的教学实践作了修改和补充。在编写上,尽量从原理上着重讲清楚基本概念,并注意联系实际,将这些基本概念与核电厂的运行实际相结合。在内容选择和安排上,为便于读者理解,力求做到由浅入深,尽量避免艰深的理论和繁杂的公式推导,做到既重点突出,又具有一定的全面性、系统性。

全书共分6章。第1章介绍了核燃料、包壳材料、冷却剂及其热物性,燃料对燃料和其热物性的影响;第2章介绍反应堆内的释热,包括反应堆内的热源及其分布,核热通道因子,燃料棒和堆芯释热的计算,停堆后的释热及其冷却;第3章介绍反应堆传热,包括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;第4章介绍燃料元件和堆内部件的传热及其温度分布;第5章介绍稳态工况下反应堆流体力学分析,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,堆芯冷却剂流量分配,自然循环等;第6章介绍堆芯稳态热工水力设计,主要包括堆芯热工设计的步骤、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,子通道分析模型,核反应堆热工参量的选择等。

在编写的过程中,邵向业和浦胜娣教授对初稿提出了建议和意见,张培升、唐锡文、毛正宥等专家审校了全文,编者表示诚挚的谢意。

书中如有不妥之处,恳请批评指正。

编者

2010年11月

目 录

第 1 章 核燃料、包壳材料、冷却剂及其热物性	(1)
1.1 核燃料	(1)
1.2 对核燃料、包壳材料及冷却剂的一般要求.....	(1)
1.2.1 核燃料	(1)
1.2.2 包壳材料	(2)
1.2.3 冷却剂	(3)
1.3 核燃料、包壳材料和冷却剂的热物性.....	(3)
1.3.1 二氧化铀燃料的热物性	(3)
1.3.2 包壳和某些结构材料的主要热物性	(6)
1.3.3 膨胀系数	(8)
1.3.4 水和水蒸气的热物性	(8)
1.4 辐照(或燃耗)对热物性的影响	(8)
1.4.1 辐照(或燃耗)对二氧化铀熔点的影响	(8)
1.4.2 辐照(或燃耗)对二氧化铀热导率的影响	(9)
1.4.3 辐照(或燃耗)对燃料芯块肿胀的影响	(9)
复习题.....	(9)
第 2 章 反应堆内的释热	(10)
2.1 核裂变产生的能量及其在堆芯内的分布.....	(10)
2.1.1 反应堆的热源.....	(10)
2.1.2 堆芯体积释热率.....	(11)
2.1.3 堆芯和燃料元件的功率度量表示法.....	(11)
2.1.4 堆芯内释热率的分布.....	(13)
2.1.5 影响堆芯功率分布的因素.....	(14)
2.2 核热通道(热管)因子.....	(17)
2.3 燃料棒和堆芯释热计算.....	(18)
2.3.1 单根燃料棒的释热计算.....	(18)
2.3.2 非均匀堆芯的总释热.....	(19)
2.4 结构材料、慢化剂和压力容器的释热	(20)
2.4.1 堆芯结构材料内的 γ 释热	(20)
2.4.2 慢化剂的释热.....	(20)

2.4.3 压力容器或厚壁构件的 γ 释热	(21)
2.5 停堆后的释热及其冷却	(21)
2.5.1 停堆后的释热功率	(22)
2.5.2 停堆后的冷却	(22)
复习题	(23)
第3章 反应堆传热	(25)
3.1 反应堆内热量的传输过程	(25)
3.1.1 燃料元件的导热	(25)
3.1.2 包壳外表面与冷却剂之间的传热	(25)
3.1.3 冷却剂的输热	(26)
3.2 固体内的导热微分方程	(27)
3.2.1 直角坐标系中的热传导方程	(28)
3.2.2 圆柱坐标系中的热传导方程	(28)
3.3 单相对流传热	(29)
3.3.1 黏性力、层流和湍流	(29)
3.3.2 速度边界层和温度边界层	(30)
3.3.3 速度边界层的厚度 δ 和温度边界层的厚度 δ_t 以及换热系数 h 的计算式	(32)
3.3.4 单相强迫对流传热系数	(33)
3.3.5 自然对流传热系数	(37)
3.4 沸腾传热	(38)
3.4.1 池式沸腾传热	(38)
3.4.2 流动沸腾传热	(45)
复习题	(68)
第4章 燃料元件和堆内部件的传热及温度分布	(72)
4.1 板状燃料元件的导热和其横截面上温度分布以及包壳外表面向冷却剂传热	(72)
4.1.1 燃料内(有内热源)的导热和其横截面上温度分布的计算	(72)
4.1.2 包壳内(无内热源)的导热和其横截面上温度分布的计算	(74)
4.1.3 包壳外表面对冷却剂的传热计算	(74)
4.2 棒状燃料元件的导热和其横截面上温度分布以及包壳外表面向冷却剂传热	(75)
4.2.1 燃料芯块内(有内热源)的导热和其横截面上温度分布的计算	(76)
4.2.2 燃料芯块与包壳内表面之间的间隙传热	(76)
4.2.3 燃料芯块与包壳内表面之间的间隙内的温度分布	(79)
4.2.4 包壳内的导热和其温度分布	(80)
4.2.5 燃料棒包壳外表面对冷却剂的传热	(81)
4.3 传热系数 h 对燃料元件释热的影响	(83)
4.4 积分热导率	(83)

4.5 棒状燃料元件和其冷却剂的轴向温度分布·····	(86)
4.5.1 基本假设·····	(86)
4.5.2 冷却剂温度 T_f 的轴向分布·····	(87)
4.5.3 包壳外表面温度 T_C 和内表面温度 T_{Cl} 的轴向分布·····	(88)
4.5.4 燃料芯块表面温度 T_s 和中心温度 T_0 的轴向分布·····	(89)
4.5.5 燃料元件最高温度的轴向位置及其数值·····	(89)
4.6 热屏蔽的传热·····	(93)
复习题·····	(94)
第5章 稳态工况下反应堆流体力学分析 ·····	(97)
5.1 流体力学分析的主要内容和目的·····	(97)
5.2 流体的特征和主要物理性质·····	(98)
5.3 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·····	(100)
5.4 单相流体一维流动的基本方程和压降计算·····	(101)
5.4.1 单相流体一维流动的基本方程·····	(101)
5.4.2 单相流动压降计算·····	(104)
5.5 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·····	(114)
5.5.1 两相流基本概念·····	(114)
5.5.2 两相流的流型·····	(115)
5.5.3 描述两相流的特性参量·····	(116)
5.5.4 含汽率和空泡份额在沸腾通道内的分布·····	(121)
5.6 两相流基本方程和压降计算·····	(124)
5.6.1 基本方程·····	(124)
5.6.2 两相流的压降计算·····	(126)
5.7 临界流动·····	(142)
5.7.1 临界流动现象·····	(142)
5.7.2 单相流体的临界流动·····	(143)
5.7.3 两相临界流动·····	(146)
5.8 气(汽)—液逆向流动·····	(154)
5.8.1 气(汽)—液逆向流动现象·····	(154)
5.8.2 气(汽)—液逆向流动的流量制约关系·····	(155)
5.9 水锤现象·····	(156)
5.10 流动不稳定性·····	(158)
5.10.1 概述·····	(158)
5.10.2 水动力不稳定性·····	(158)
5.10.3 密度波不稳定性·····	(162)
5.11 堆芯冷却剂流量分配·····	(163)

5.11.1	概述	(163)
5.11.2	压水堆堆芯流量分配的计算	(164)
5.12	自然循环	(166)
	复习题	(169)
第6章	堆芯稳态热工水力设计	(173)
6.1	稳态热工设计概述	(173)
6.1.1	热工设计的范围和任务	(173)
6.1.2	堆芯热工设计的步骤	(174)
6.1.3	热工设计和其他专业的关系	(174)
6.1.4	热工设计准则	(175)
6.2	堆芯热工设计参量的分析	(176)
6.2.1	冷却剂的工作压力	(176)
6.2.2	冷却剂的出口温度	(176)
6.2.3	冷却剂的进口温度	(177)
6.2.4	冷却剂流量	(177)
6.3	堆内功率分布不均匀性问题	(178)
6.3.1	影响堆内功率分布的主要因素	(178)
6.3.2	热通道和热点,热通道因子和热点因子	(178)
6.3.3	影响工程热通道因子的主要因素	(181)
6.3.4	热点因子对堆芯热工性能的影响以及降低热点因子的方法	(182)
6.4	单通道模型的反应堆稳态热工设计	(182)
6.4.1	单通道模型热工设计的一般步骤和方法	(183)
6.4.2	堆芯平均通道的热工参量计算	(183)
6.4.3	堆芯热通道的热工参量计算	(185)
6.5	子通道分析模型	(189)
6.5.1	子通道分析模型概述	(189)
6.5.2	冷却剂的交混	(190)
6.5.3	子通道流体动力学方程	(191)
6.6	核反应堆热工参量的选择	(193)
6.6.1	核动力反应堆热工参量的选择	(193)
6.6.2	蒸汽发生器的工作条件, $Q-T$ 图	(195)
6.6.3	核电站一回路和二回路热工参量间的关系与参量选择	(196)
	复习题	(198)
附录		(200)
附录 I	包壳和某些结构材料的热物性	(200)
附录 II	饱和水和饱和水蒸气的某些热物性	(201)

附录Ⅲ 水和水蒸气在不同温度和不同压力下的物性·····	(203)
附录Ⅳ 弯管、接管和阀门的形阻因子·····	(207)
索引 ·····	(209)
参考文献 ·····	(213)

第 1 章 核燃料、包壳材料、 冷却剂及其热物性

在核反应堆热工水力学设计和分析中,需要计算堆芯内冷却剂的压力、流速和比焓(或温度)等参量的分布以及燃料和包壳的温度场,而这些计算与冷却剂、燃料和包壳的热物性密切相关。本章简要介绍这些材料,并给出它们的一些热物性的数据和计算方法。

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 对核燃料、包壳材料及冷却剂的一般要求

1.2.1 核燃料

对于固体核燃料来说,除了要求它能够产生核裂变外,还有如下要求:

(1) 具有良好的辐照稳定性,保证燃料元件在深燃耗后,其尺寸和形状的变化能够保持在所允许的范围之内;

(2) 具有良好的热物性,即要求熔点高、热导率大和膨胀系数小等,这样使反应堆能够达到高的功率密度;

(3) 在高温下与包壳材料的相容性好;

(4) 与冷却剂接触不产生强烈的化学腐蚀;

(5) 工艺性能好,制造成本低,便于后处理。

早期建造的动力反应堆曾使用金属铀及其合金作燃料,但因为它们的使用温度低,在中子辐照下会发生“长大”和“肿胀”现象(即燃料变形),以及辐照稳定性差等缺点,所以已经被性能

良好的 UO_2 陶瓷燃料和弥散体燃料所代替。目前动力反应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 均匀弥散在非裂变材料基体中制成的燃料。基体材料可以是金属,如铝、锆合金、不锈钢,也可以是非金属,如石墨。金属基体具有热导率高、耐辐照、耐腐蚀和高温稳定性好等优点。 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。

1.2.2 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。

选择包壳材料必须综合考虑下列因素：

- (1) 具有良好的核性能,也就是中子吸收截面要小,感生放射性要低;
- (2) 具有良好的导热性能;
- (3) 与燃料的相容性要好,也就是说在燃料元件的工作条件下,包壳和燃料的交界面处不会发生使燃料元件性能变坏的物理作用和化学反应;
- (4) 具有良好的机械性能,即有足够的机械强度和韧性,使得在燃耗较深的条件下,仍然保持燃料元件的完整性和可冷却的几何形状;
- (5) 具有良好的抗腐蚀能力;
- (6) 具有良好的辐照稳定性;
- (7) 容易加工成形,制造成本低,便于后处理。

综合上述要求,适合作燃料包壳的主要材料是:铝、镁、锆、不锈钢以及镍基合金等。过去曾经使用铝、铝合金、镁合金和不锈钢作为动力堆的燃料包壳。由于锆合金具有热中子吸收截面小,在压水堆工作条件下有较好的机械性能和抗腐蚀性能等优点,因此它在水堆中被广泛地用作燃料元件的包壳。其中应用最普遍的锆合金是锆-2 和锆-4 合金。

从热工的角度上考虑,要求包壳能耐较高的温度,导热性能要好。因为包壳允许使用的最高温度,是限制提高堆芯出口冷却剂温度的重要因素之一。由于铝合金和镁合金在高温水中抗腐蚀性能较差,故压水堆都不采用它们作为包壳材料,只能用锆合金或不锈钢作为包壳。

西方国家的核电站压水堆多采用锆-4 合金作为燃料包壳,沸水堆和部分压水堆也使用锆-2 合金作为燃料包壳,俄罗斯的轻水堆则用锆-铋合金作为包壳材料。快中子增殖反应堆常采用不锈钢作包壳。

锆合金长期和高温水接触,到了一定天数之后,腐蚀的速率会突然增加,称为腐蚀的转

折点。例如,水温为 310 °C,锆-2 合金的腐蚀转折点为 500 天;水温为 360 °C,锆-2 合金的腐蚀转折点下降到 100 天;在 400 °C 的水蒸气中,其转折点只有 30 天。故目前在压水堆稳态热工设计中,包壳外表面的最高限制温度一般不超过 350 °C。

在先近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。

1.2.3 冷却剂

用来对反应堆进行冷却,并把堆芯裂变释放的热量传输到反应堆外面的液体或气体介质,称之为冷却剂。

对冷却剂的一般要求如下:

- (1) 中子吸收截面小,感生放射性弱;
- (2) 具有良好的热物性,例如,沸点高、热导率大、热容量大等,以便从较小的传热面携带更多的热量;
- (3) 黏度低,密度高,使循环泵消耗的功率小;
- (4) 与燃料和结构材料的相容性好;
- (5) 良好的辐照稳定性和热稳定性;
- (6) 慢化能力与反应堆类型相匹配;
- (7) 成本低,使用方便。

可以利用的液体冷却剂有轻水、重水、液态金属等;可以利用的气体冷却剂有二氧化碳、氦气和水蒸气等。目前,商用动力堆广泛使用轻水、重水、二氧化碳和氦气以及液态金属(钠、钾及它们的合金)。

轻水具有良好的热物性,如导热性能好,比热容和汽化潜热都比较大,价格便宜,使用方便,所需的唧送泵功率较小,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,在高温下腐蚀作用强等,与之接触的设备 and 部件必须使用耐腐蚀的高强度材料制造。重水具有与轻水相接近的性质,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。

1.3 核燃料、包壳材料和冷却剂的热物性

计算反应堆冷却剂的压力、流速和比焓(或温度)分布以及燃料和包壳的温度场所涉及的一些热物性,最重要的是密度、热导率、比定压热容、黏度、比焓以及燃料和包壳的熔点和膨胀系数等。

1.3.1 二氧化铀燃料的热物性

1. 密度

二氧化铀的理论密度是 $10.98 \times 10^3 \text{ kg/m}^3$ 。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。加工方法不同,所得二氧化铀制品的密度也不同。例如,振动密实的二氧化铀粉末,其密度可达理论密度的 82%~91%;烧结的二氧化铀燃料的密度要高

一些,可达理论密度的 88%~98%。

2. 熔点

未经辐照的二氧化铀熔点的比较精确的测定值是(2 805±15)℃。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(详见 1.4.1 节)。

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 1-1 所示。

表 1-1 UO₂ 熔点(℃)随氧铀原子比值的变化

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

二氧化铀中含有杂质,其熔点也会改变。一般对用作燃料的二氧化铀中所含杂质都有严格的要求,在规定要求范围内的杂质对熔点的影响是较小的。裂变过程中生成的裂变产物也是一种杂质,会明显使熔点下降,把这种影响都归并到燃耗对熔点的影响中去。在 1.4.1 节对此再加以介绍。

3. 热导率

二氧化铀的热导率在燃料元件的传热计算中具有特别重要的意义。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。曾经对二氧化铀的热导率做了大量的实验研究,其结果表明,除了温度以外,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。

图 1-1 示出了一些研究者所提供的未经辐照的二氧化铀的热导率。从各条曲线的变化趋势来看,可以粗略地认为,温度低于 1 600 ℃,二氧化铀的热导率随温度的升高而减小;超过 1 600 ℃,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。

密度为 95%理论值的冷压烧结二氧化铀的热导率 k_{95} 通常用下面公式计算:

$$k_{95} = \frac{3\ 824}{402.55 + t} + 4.788 \times 10^{-11} (t + 273.15)^3 \quad \text{W}/(\text{m} \cdot ^\circ\text{C}) \quad (1-1)$$

式中, t 为二氧化铀的温度,℃。式(1-1)的适用范围是:温度从 0 到 2 450 ℃,燃耗从 0 到 10^4 兆瓦·日/吨铀。

表 1-2 给出使用公式(1-1)计算得到的 k_{95} 的值与文献[1]附录 I 表 I-2 给出的 k 值的比较。

表 1-2 UO₂ 热导率 k_{95} 计算值与文献[1]附录 I 表 I-2 中 k 值的比较

温度 $t/^\circ\text{C}$	499	1 093	1 699	2 204
公式(1-1)计算值 $k_{95}/[\text{W}/(\text{m} \cdot ^\circ\text{C})]$	4.26	2.68	2.19	2.20
文献[1]附录 I 表 I-2 值 $k/[\text{W}/(\text{m} \cdot ^\circ\text{C})]$	4.33	2.60	2.16	4.33