

反应堆热工流体力学

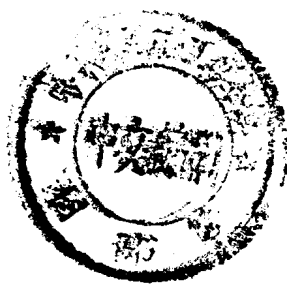
赵兆颐 朱瑞安 编著

清华大学出版社

360636

反应堆热工流体力学

赵兆颐 朱瑞安 编著



清华大学出版社

内 容 简 介

本书主要研究压水堆稳态和瞬态过程中的热工流体力学问题,同时也介绍了钠冷快堆和高温气冷堆的基本热工特性。本书的重点是堆内汽液两相流动、沸腾传热问题以及堆设计和安全分析的数学模型、分析方法和计算机程序。书中内容反映了当代科研成果和世界先进水平。

本书将传热传质学、流体力学与实际的反应堆工程紧密地结合起来阐述,因此是一本理论性与工程性都较强的教材。它可作为反应堆工程等专业的研究生、大学生的教材或参考书,也可供核工程、能源、动力装置等专业的科技人员参考。

(京)新登字 158 号

反应堆热工流体力学

赵兆颐 朱瑞安 编著

☆

清华大学出版社出版

北京 清华园

北京市昌平环球科技印刷厂印刷

新华书店总店科技发行所发行

☆

开本: 850×1168 1/32 印张: 10.75 字数: 281 千字

1992 年 10 月第 1 版 1992 年 10 月第一次印刷

印数: 0001—1500

ISBN 7-302-01021-8/TL·3

定价: 3.60 元

前 言

随着核能的发展,核反应堆热工流体力学的理论和分析方法也在不断提高,现在人们已经可以相当准确地预计反应堆内发生的热工流体过程。本书的目的就是使读者尽快地掌握现代反应堆热工流体力学的理论、数学模型和分析方法。

书中以压水堆为主要研究对象,同时也介绍了钠冷快堆和高温气冷堆的基本热工流体特性。本书在内容的编排上大致可分成两部分:第一部分系统地介绍了反应堆中的基本热工流体问题,包括热源、燃料元件导热、冷却剂流动和传热等。其中汽液两相流的流动和传热占了相当大的篇幅。写这部分的目的是一方面为了给后续部分的分析打好理论基础;另一方面还为了避免非核工程专业人员在阅读本书时发生困难。本书第二部分是重点,它介绍了反应堆冷却剂系统和堆芯的热工流体分析模型、理论和方法,其中包括压水堆典型事故的热工流体现象、系统安全分析的数学模型和计算机程序以及堆芯的子通道分析模型和全堆芯分析方法。在编写时,我们力图使读者通过阅读本书后能对反应堆热工流体分析模型、理论和方法有一个较系统而全面的了解。

本书共分十章。其中第1—3章和第6—7章由朱瑞安编著,第8—9章由赵兆颐编著,其它几章由两人共同编著,最后由赵兆颐对全书进行了统稿。在编著过程中,贾宝山同志对本书大纲提出过不少宝贵意见,在此表示感谢。

由于我们水平有限,缺点、错误在所难免,请读者批评指正。

编著者

1991.6 于清华大学

目 录

第一章 绪论	1
一、核能的发展	1
二、反应堆的热工设计和安全分析	2
第二章 热源	7
一、堆芯中释热率的分布	7
二、停堆后的释热	9
(一) 剩余裂变功率	9
(二) 裂变产物与衰变功率	11
(三) 中子俘获产物与衰变功率	13
第三章 燃料元件	15
一、燃料元件的材料性能	15
(一) 燃料元件材料的基本特性	15
(二) 燃料元件材料的辐照特性	17
二、燃料元件的温度场计算	20
(一) 导热微分方程和边界条件	20
(二) 稳态温度场的近似解法	21
(三) 集总参数解法	23
(四) 有限差分解法	26
三、燃料芯块与包壳之间的传热	29
(一) 气隙导热模型	30
(二) 气隙导热和接触导热的混合模型	33
(三) 间隙等效传热系数的变化趋势和经验数值	36
四、燃料元件的设计	37
(一) 燃料元件的设计限制	37
(二) 瞬态分析计算机程序	39
第四章 冷却剂的传热	42

一、冷却剂的各种传热工况	42
二、传热工况的判断及传热关系式的选择	46
三、沸腾临界前的传热	49
(一) 单相液体传热	49
(二) 临界前的沸腾传热	50
四、沸腾临界	53
(一) 稳态临界热流密度	53
(二) 瞬态临界热流密度	56
五、沸腾临界后的传热	57
(一) 过渡沸腾	57
(二) 最低稳定膜态沸腾点	58
(三) 膜态沸腾	59
(四) 单相汽体传热	61
六、再湿传热	61
(一) 燃料元件的再湿过程	61
(二) 骤冷前沿的推进速度	67
(三) 再湿模型	70
第五章 反应堆的流体力学问题	76
一、冷却剂的基本流动特性	76
(一) 含汽率	76
(二) 空泡份额	80
(三) 滑速比	81
(四) 含汽率、空泡份额和滑速比之间的关系	81
(五) 压降	84
二、声速和临界流	89
(一) 临界流对冷却剂丧失事故的影响	89
(二) 单相介质中的声速和临界流速	90
(三) 两相流中的声速	93
(四) 两相临界流	96
(五) 简单压力容器的喷放过程	103
(六) 压力波的产生和传播	108
三、汽-液逆向流动	112
(一) 概述	112

(二) 汽-液逆向流动的制约关系	113
四、流动不稳定性	115
(一) 概述	115
(二) 静力学流动不稳定性	116
(三) 动力学流动不稳定性	122
五、水泵的全特性曲线	129
(一) 水泵的特性参数及工作状态	129
(二) 水泵的全特性曲线	131
(三) 特征分析方法的应用	139
第六章 压水堆电厂的典型事故	144
一、压水堆电厂的典型始发事故	144
二、冷却剂失流事故	146
(一) 水泵惰转期间的冷却剂流量衰减	149
(二) 自然循环时的冷却剂流量	155
三、压水堆的大破口失水事故	157
(一) 概述	157
(二) 压水堆大破口事故的过程	158
(三) 无有效应急堆芯冷却的失水事故	166
四、压水堆的小破口失水事故	167
(一) 概述	167
(二) 事故过程中的热工水力特性	168
(三) 影响小破口事故的因素	172
第七章 反应堆冷却剂系统的安全分析	178
一、概述	178
(一) 反应堆的瞬态热工分析	178
(二) 冷却剂系统的安全分析数学模型	179
二、两流体模型	180
(一) 守恒方程	180
(二) 结构关系式	186
三、漂移模型	189
四、混合物模型	195
五、在安全分析程序中的某些数值方法问题	197
(一) 有限差分方程	197

(二) TRAC 程序一维漂移方程的解法	200
(三) 数值分析中的几个基本概念	202
六、系统分析的计算机程序	206
(一) 概述	206
(二) RELAP 4 序列程序	210
(三) RELAP 5 序列程序	217
(四) TRAC 序列程序	219
第八章 堆芯的子通道分析	224
一、冷却剂的交混	224
(一) 横流混合	225
(二) 湍流交混	228
二、流体守恒方程	233
(一) 一维与三维方程的比较	234
(二) 三维两流体模型的场守恒方程	236
三、结构特性方程	237
(一) 相间质量、能量和动量交换方程	237
(二) 通道间的质量、能量和动量交换方程	240
(三) 相与壁面间的能量和动量交换方程	241
(四) 状态方程	244
四、方程的求解	245
(一) 场守恒方程的有限差分形式	245
(二) 场守恒方程的求解	249
五、全堆芯分析	253
(一) 多步链式法	253
(二) 一步混合网法	265
六、多孔介质法与坐标变换法	268
(一) 多孔介质法	268
(二) 坐标变换法	277
第九章 钠冷快堆的热工流体分析	279
一、钠冷快堆简介	279
二、钠的基本性质	284
(一) 物理性质	284
(二) 化学性质	291

三、液态钠的流动特性	293
(一) 圆管内的摩擦压降	294
(二) 棒束内的摩擦压降	294
(三) 垂直流过管束的摩擦压降	298
四、液态钠的传热特性	299
(一) 影响钠传热特性的因素	299
(二) 钠的湍流传热关系式	300
五、钠冷快堆的热工流体问题	306
(一) 堆芯热工设计的限制条件	306
(二) 分析方法和实验研究	306
第十章 高温气冷堆的热工流体分析	308
一、概述	308
(一) 气冷堆的发展过程	308
(二) 高温气冷堆的特点	309
二、高温气冷堆的结构	310
(一) 燃料元件	310
(二) 堆芯结构	312
(三) 一回路的总体布置	316
三、堆芯内氦的流动特性	319
(一) 棱柱堆	319
(二) 球床堆	321
四、慢化剂和燃料温度分布	323
(一) 棱柱堆	323
(二) 球状堆	324
五、氦气的输运性质	327
附录一 书中所用符号表	329
附录二 书中所用角标表	333
参考文献	335

第一章 绪 论

一、核能的发展

从能源的发展来看,核能的发现是人类的一大进步。世界上第一座核反应堆于1942年首次达到临界。从那时到现在的50年来,全世界广泛地开展了核能的研究和发展工作,使这种能源在人类生活中已经占据了重要地位。到1990年年底,全世界已有30多个国家和地区建成核电厂近500座(堆),正在建造的还有100多座。1979年3月的美国三里岛和1986年4月的苏联切尔诺贝利核电厂事故对核能的发展曾经造成了一定的影响。但是世界上绝大多数国家并未因噎废食,许多国家在认真吸取教训的基础上进行改进,坚持发展核能事业。据世界能源机构预测,到本世纪末,全世界核电装机容量将达5亿kW,其发电量将占总发电量的四分之一。

大量地使用煤、石油和天然气会给自然界带来许多问题。燃烧所产生的二氧化碳会对地球产生温室效应;产生的废渣、烟尘和二氧化硫会对环境和大气造成污染,这些都严重地破坏自然界的生态平衡。巨大的燃料消耗加给交通运输的负担达到了难以忍受的程度。相比之下,核能清洁干净,对环境污染小,燃料运输量极小。而且随着技术的成熟和工业体系的建立,核电成本可低于火电成本。更重要的是,地球上的煤和石油已经为数不多,预计下个世纪将面临枯竭。而核燃料可以不断提高利用率和实现增殖,因而是十分丰富的燃料资源。核能的这些优势使它显示出越来越强大的生命力。

我国已经拥有了比较完整的核工业体系和研究设施,并具有

一支高水平的研究和设计队伍,但建造核电厂还处于起步阶段。解决我国能源的短缺问题是一个长期而艰巨的课题。在这一过程中,人们已经越来越清楚地认识到,发展核能,解决我国能源结构的不合理性已经是一件刻不容缓的事情,我国的核能一定会有一个极大的发展。

我国确定目前发展的主要堆型是压水堆。这种堆型工艺成熟,结构紧凑,造价较低,安全性好。但是它对核燃料的利用率低,只有1%左右。钠冷快堆可以把核燃料的利用率提高到60%以上,显示出巨大的优越性,因此被确定为后期发展的主要堆型。高温气冷堆的固有安全性好,循环热效率高,能提供高温工艺热,核燃料利用率比水堆高,也是一种很有吸引力的堆型。目前这两种堆型都正在积极的研究和发展中。裂变-聚变混合堆及聚变堆是一种更深入的利用地球上核燃料资源的堆型。如果这种堆型能够成功,地球上的能源可以得到根本的解决。这种堆型也正在积极的研究之中。

核能的问题在于它有潜在的放射性释放事故危险性。多年来,人们围绕核电厂的安全问题进行了大量研究,从反应堆的选型、结构、安全设施、电厂的运行和安全分析软件等方面不断改进和发展。现今的反应堆发生放射性释放事故而造成人员死亡的概率风险比一般工业生产、交通运输和自然灾害造成的人员死亡概率风险低3—4个数量级。因而核反应堆是相当安全的。

二、反应堆的热工设计和安全分析

反应堆热工流体分析通常分为稳态分析和瞬态分析两部分。稳态分析主要用于反应堆热工设计,同时稳态分析的结果也是瞬态分析的初始条件。瞬态分析主要用于两个目的:一是为了考察在反应堆瞬态过程和事故情况下,其参数是否会超过设计准则或安

全准则,从而对反应堆初步设计的合理性给予检验或修正;二是为了对即将建造的反应堆进行安全审查。

在反应堆设计中,热工流体力学的基本任务是保证反应堆冷却剂系统在正常运行期间能把燃料元件内产生的裂变能传到电厂热力系统,进行能量转换;在停堆以后,能把衰变热传送出来。自然,在设计中反应堆热工流体力学还必须与其他学科结合起来。有关的学科有反应堆物理、冶金和材料学、化学、燃料元件特性的研究、仪器仪表、控制、人因工程和可靠性风险评价等。

热工设计者的任务是弄清反应堆中重要的热工流体现象,预计电厂在运行中的行为,并解决关键性的问题,以使电厂具有更大的发电能力和更好的安全性。热工流体设计者的另一个任务是确定电厂的设计准则以及对核设计、机械设计、测量仪表和控制系统设计等的要求。

堆芯热工设计准则所涉及的内容和进行热工设计时所需要的资料包括以下几方面:

第一、在预期的工况下,燃料包壳的峰值热流密度应该在冷却剂最大传热能力允许值以下。这一最大允许值是由冷却剂的传热机理、燃料棒的温度、裂变气体的压力、燃料包壳的机械强度和脆性转变温度所决定的。峰值热流密度限制了反应堆的功率。反应堆的设计应该使堆芯在运行时具备一定的可调范围,以使之运行灵活,节省燃料,并有助于提高电厂循环热效率。在这一可调节范围内,堆芯固有的瞬时核反馈特性的净效果应该能补偿反应性的快速增加,并抑制功率振荡。

这一设计准则要求知道堆芯中最不利的传热工况。用于商用的压水堆和沸水堆峰值热流密度的传热面分别处于欠热泡核沸腾和饱和泡核沸腾之中,因而都受到沸腾临界的限制。为了预计临界热流密度,必须知道堆芯中的功率分布(功率峰值因子)和热通道中冷却剂的工况(工程热通道因子),并且要知道两相流动和沸腾

传热的工况。这一准则还要求知道热工流体力学和核反应之间的相互作用,包括反应性系数、燃料装载和控制策略。

第二、限制最大线功率及其变化率,以防止产生过大的局部应力,使燃料芯块和包壳之间在跟踪负荷运行中产生有害的相互作用;并防止芯块中心温度过高或熔化,以免在高功率运行时产生有害的芯块肿胀。燃料平均比功率(kW/kgU)的上限受到假想事故中允许达到的极限参数的限制,并应该与合理的燃料加工价格给出的最佳燃耗和换料时间相适应。

这一设计准则要求知道燃料行为及其在正常和异常运行条件下的辐照特性,以及水化学知识,堆芯中的功率分布等。

第三、堆芯测量仪表和反应堆控制系统的设计应该能保证反应堆运行时的热工流体参数在设计范围以内,堆芯保护系统应该设置合理的运行极限定值,以使反应堆在瞬态中不超过安全极限,不产生更严重的事故。

为了考查这些要求,需要知道有关测量仪表的不确定性、安全保护系统动作滞后时间等资料,此外还需要知道材料的性质、维修方法和诸如反应堆压力容器脆化之类的寿命问题,以预计反应堆的使用寿命。

在稳态设计基础上,还要进行瞬态和事故分析,对反应堆的设计重新进行评价,以验证各种瞬态和事故的后果是否都满足安全准则的要求。瞬态分析的结果可能产生对堆芯性能更严格的限制,这时就需要对原来的设计进行某些修正,有时甚至需要添加一些安全保护设施,一个完整的反应堆设计过程可以用图 1-1 表示。

安全分析是对即将建造的反应堆所进行的审查。审查的结果作为颁发反应堆建造合格证的依据。通过各种用于安全分析计算机程序的计算,应该能够达到下列目的:(1)验证核电厂的设计不但能确保正常运行时的安全,而且对异常运行和某些系统或部件的失效都留有足够的裕度。(2)确定哪些系统或部件的故障可能影

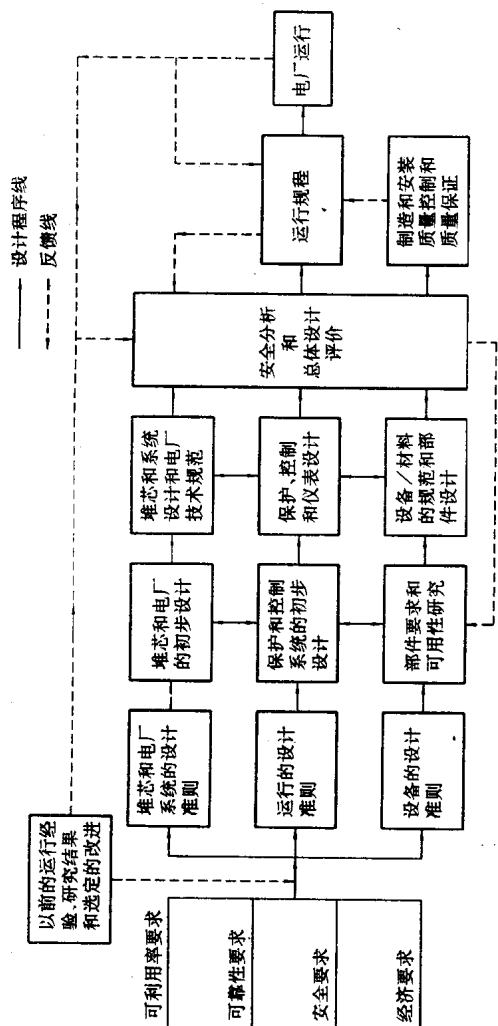


图 1-1 反应堆的设计过程

响反应堆的安全,并拟定适当的保护措施。(3)分析在安全设施某些系统或部件损坏时,靠安全设施所具有的冗余度,是否能够保证核电厂的安全。(4)验证即使安全设施不能投入运行,反应堆本身也能自行缓解所发生的事故。对上述过程反复地进行研究分析,就可以发现核安全系统的薄弱环节,从而加以改进。

目前已经有许多大型的计算机程序,能够相当准确地模化反应堆的各种事故工况。按照用途来分,这些程序有两种:一种是用于安全审评的程序;另一种是用于反应堆设计的程序。

热工分析技术的发展是以实验为基础的,一个完整的发展过程要经历下列五个阶段:

1. 现象分析 其目的是识别瞬态过程中的关键现象,找出关键参数(有因次的或无因次的),在此基础上建立模化各种现象的数学模型,导出模型实验的模化比例准则,确定模化实验的基本几何尺寸和实验方法。

2. 模化实验 通过实验可以更进一步的研究某些现象,并找出重要参数的定量关系。实验可以在比较简单的装置上进行,并且这些装置可以适用于不同的实验,但是要求实验过程(或某个分离的物理过程)的边界条件与原型系统是相同的。

3. 定量分析 在上述实验数据的基础上,建立过程分析关系式或计算机程序,以预计系统瞬态过程的演变,或追踪参数的变化过程。

4. 实验验证 在精心模化的系统上进行实验,验证建立的关系式或计算机程序。要特别注意保证瞬态过程关键现象的模化比例准则。由瞬态实验测量得到的参数应能反映原型系统中的瞬态过程,因此得到的数据可用于评价前面所建立的关系式或计算机程序在原型系统中的适用性。

5. 程序评价 把程序计算结果与瞬态实验数据进行比较,其偏离程度加上模化实验的误差可作为估价程序在预计原型系统瞬态行为时不确定性的依据。

第二章 热 源

一、堆芯中释热率的分布

堆芯中燃料元件中的体积释热率 q''' (kW/m³) 可表示为:

$$q''' = 1.6201 \times 10^{-10} F_a E_f N_U \sigma_f \Phi \quad (2-1)$$

其中: F_a ——燃料元件内的释热率占反应堆总释热率的份额;

E_f ——裂变能,其数值为 200MeV/裂变;

N_U ——可裂变核密度, (1/cm³);

σ_f ——微观裂变截面, cm²;

Φ ——中子通量, 1/(cm²·s)。

堆芯中,中子通量的分布是不均匀的。对于未受任何扰动的均匀裸堆,近似的中子通量分布可以通过解下列中子扩散方程给出:

$$\nabla^2 \Phi + B^2 \Phi = 0 \quad (2-2)$$

其中 B 是几何曲率。表 2-1 列出了几种典型几何形状堆芯的中子通量分布函数,其中带上角标的各量是堆芯外推边界尺寸, Φ_0 为最大通量, J_0 是零阶第一类 Bessel 函数。

表 2-1 均匀裸堆热中子通量分布函数

几何形状	坐标	通量分布 Φ	核热通道因子 F_q^N
正平行六面体	x, y, z	$\Phi_0 \cos\left(\frac{\pi x}{L'_x}\right) \cos\left(\frac{\pi y}{L'_y}\right) \cos\left(\frac{\pi z}{L'_z}\right)$	3.87
球体	r	$\Phi_0 \sin\left(\frac{\pi r}{R'}\right) / \left(\frac{\pi r}{R'}\right)$	3.29
圆柱体	r, z	$\Phi_0 J_0\left(\frac{2.405r}{R'}\right) \cos\left(\frac{\pi z}{L'}\right)$	3.64

通常用热流密度核热通道因子(简称核热通道因子)来描述堆

芯中释热率分布的不均匀性,其定义为:

$$\text{径向核热通道因子 } F_R^N = \frac{\text{热通道的平均热流密度}}{\text{堆芯中平均通道的平均热流密度}} \\ = \frac{q''_h}{q''}$$

$$\text{轴向核热通道因子 } F_z^N = \frac{\text{热通道中的最大热流密度}}{\text{热通道中的平均热流密度}} = \frac{q''_{\max}}{q''_h}$$

全堆芯的热流密度核热通道因子定义为:

$$F_q^N = F_R^N \cdot F_z^N = \frac{\text{堆芯中的最大热流密度}}{\text{堆芯中的平均热流密度}} = \frac{q''_{\max}}{q''}$$

三种几何形状均匀裸堆的核热通道因子 F_q^N 的数值在表 2-1 中给出。堆芯释热率分布的不均匀性对于提高堆芯的总热功率是不利的。展平释热率的方法主要有以下几种:

1. 加反射层 在压水堆中,堆芯周围的水可以起到反射层的作用。对于圆柱形堆芯,加反射层之后,其 F_q^N 值可降到 2.4 左右,大大低于裸堆的数值。

2. 采用不同丰度的燃料分区装载 压水堆堆芯中常使用三种不同丰度的燃料,外围布置丰度最高的,余下的两种按棋盘形布置在中心区。

3. 减小控制棒当量 用改变冷却剂中硼浓度和堆芯中放置可燃毒物的方法来补偿反应性的慢变化。采用这种方案,可以使控制棒在堆芯整个寿期内始终保持在堆芯顶部附近,从而可减少控制棒插入堆芯引起的轴向中子通量分布畸变。

4. 抑制运行期间功率分布瞬变的幅度 在反应堆跟踪负荷过程中,控制棒的移动会引起堆芯轴向功率分布的瞬变。这种瞬变主要是裂变产物衍生出来的 ^{135}Xe 浓度变化引起的。这种效应明显时,会使轴向热通道因子比稳态时高。为了抑制这种瞬变的幅度,应该限制控制棒插入堆芯的深度,从而限制控制棒移动的距离,而用改变硼浓度的方法来补偿功率跟踪时所需要的反应性变化。