

压水反应堆 热工分析

[美] 汤焱孙 J. 韦斯曼 著

原子能出版社

内 容 简 介

本书介绍了压水反应堆热工水力设计的基本原理,内容侧重工程实际,包括一些设计必需而又为一般手册所缺乏的经验数据、工程性能和计算机技术。本书是美国核学会出版的一系列专著之一,自1970年初版以来,受到本领域科学技术工作者的重视。这次重版删去了一些过时的材料,增加了一些新的公式和设计方法,特别是补充了以计算机为基础的设计技术和安全分析方面的内容。

本书可供大专院校核工程专业研究生和核动力工业工程技术人员参考。

L. S. Tong J. Weisman
**THERMAL ANALYSIS OF PRESSURIZED
WATER REACTORS**
Second Edition
American Nuclear Society, 1979.

压水反应堆热工分析

〔美〕汤琅孙 J. 韦斯曼 著
袁乃驹 裘恽椿 杨 彬 译

原子能出版社出版

(北京2108信箱)

国防科工委印刷厂印刷

新华书店北京发行所发行·新华书店经售

☆

开本 $850 \times 1168 \frac{1}{32}$ ·印张16·字数430千字·插页1

1983年3月第一版·1983年3月第一次印刷

印数001—1350·统一书号: 15175·452

定价: 2.55元

译者的话

这本书是根据汤烺孙 (L. S. Tong) 和 J. 韦斯曼 (Weisman) 合著的 THERMAL ANALYSIS OF PRESSURIZED WATER REACTORS (第二版, 1979 年) 译出的, 是一本论述压水堆热工设计的专著。本书不仅简明扼要地介绍了压水堆热工设计的基本原理, 而且还给出了设计上所必需的一些公式和经验数据, 内容密切结合工程实际, 总结了近年来压水堆热工方面的主要成果。因此, 本书对学习核工程的大专学生和从事核动力事业的工程技术人员无疑具有很大的实用价值。

汤烺孙博士是国际上知名的反应堆热工专家, 有丰富的实践经验。现任美国核管理委员会 (NRC) 的核管理研究办公室首席科学家和水堆安全研究部副主任。在此之前, 汤博士在西屋电气公司工作了十七年, 历任要职。他还在匹兹堡大学和卡内基-梅隆大学从事过教学工作。汤博士曾在 1980 年 3 月和 1981 年 12 月两次来华访问和讲学。

J. 韦斯曼博士是美国辛辛那提大学核工程教授和核工程规划负责人。曾在西屋电气公司工作了十八年。在工业界担任的最后职务是西屋电气公司压水堆热工水力分析负责人。

全书共分五章。第 1、2 章由杨彬翻译, 第 3 章由袁乃驹翻译, 第 4、5 章由裘峰椿翻译。全书译文最后由袁乃驹负责校对。征得作者同意, 中译本对原著的一些印刷错误作了修正。汤烺孙博士 81 年 12 月来华带来了韦斯曼博士为本书编写的习题及其答案。现将习题部分请陈叔平、程萍同志翻译成中文, 附于书后, 供读者参考。

汤烺孙博士热情地为中译本写了序言。在翻译过程中, 原子

能出版社的姜樾、柴芳蓉同志给了我们很大帮助，做了许多具体工作。在此一并向他们表示衷心感谢。

我们的水平有限，译文的缺点、错误在所难免，请读者批评指正。

译者

一九八一年十二月于北京

汤烺孙博士为中译本所写的序

本书原系我在匹兹堡之卡内基大学(Carnegie-Mellon University) 讲学之初稿，嗣由韦斯曼 (Weisman) 君整理编辑而成。我在教书时，常以无祖国青年听课为憾，现在此书已经译成中文，可以供给国内无数青年阅读，这实在使我十分高兴。

核能发电为人类发明用火以后的又一进步。火是利用物质分子的化学潜能；核能是利用物质原子的组核潜能。这是将来人类文明发展的原动主力，其效用远过于火，但其危险也尤甚于火。对于核能使用之安全，望读者诸君慎之勉之。

湯烺孫

1981 年 6 月 28 日

再版前言

本书的主要目的是阐明压水堆热工水力设计的基本原理。此外，还提出或介绍了设计必需而又为一般手册中所缺乏的经验数据，工程性能和计算机技术。希望本书能为学习核工程的研究生提供一个关于该学科的概貌，并能供在核动力工业中工作的工程技术人员参考，但并不准备把它写成一本设计手册。

上述目标虽与第一版所抱的宗旨基本相同，但鉴于从1970年以后在本领域中有了许多显著的进展，故认为很有必要出一个新的版本。自那时候以来，有关燃料性能、流体动力学和传热方面的理解一直在不断深入，计算公式一直在改进，设计技巧日臻完善，而且设计任务差不多都可以采用各种计算程序完成。此外，安全分析的范围和深度也大大地扩展了。

鉴于本专著第一版显然对许多读者是有用处的，本版仍然保留原来的基本结构和主要内容，删去了一些过时的材料，添加了一些较新的公式和设计方法。以计算机为基础的设计技术和安全分析方面的内容则大为扩充。希望这些修改能使本书更为有用。

汤焯孙

Joel, Weisman

1979年1月

符 号 表

本书在每一个公式之后就接着给一些符号下定义。然而，有许多常用的符号在使用它们的地方都没有给出定义。在下表中把这些符号列出。

a_l, a_v, a_{TP}	——相应为液体、蒸汽和两相中的声速
a_i	——声速，长度/时间
A	——流通截面，长度 ²
b	——包壳半径，长度
c_p, c_v	——定压比热、定容比热，能量/质量·温度
D	——直径，长度
D'	——反应堆外推直径，长度
D_e	——扩散系数，长度 ²
f	——通量密度压低因子
f	——摩擦系数，无因次
F_Q^N, F_R^N, F_Z^N	——总核热流密度热通道因子、核径向热流密度热通道因子、核轴向热流密度热通道因子
$F_q, F_{\Delta H}$	——总热流密度热通道因子、总焓升热通道因子
$F_q^E, F_{\Delta H}^E$	——工程热流密度热通道因子、工程焓升热通道因子
g_c	——加速度转换系数，(质量/重量)(长度/时间 ²)
g	——重力加速度，长度/时间 ²
G	——质量流密度，质量/时间·面积
h	——传热系数，能量/时间·面积·温度
h_g	——间隙热导，能量/时间·面积·温度
H	——焓，能量/质量
H_{fg}	——蒸发中焓的变化，能量/质量
H_v	——饱和蒸汽焓，能量/质量
J	——热功当量，机械能/热能
I	

k	——热导率, 能量/时间·长度·温度
k_{eff}	——有效增殖系数
k_{ex}	$=k_{eff}-1$
k_{∞}	——无限栅格增殖系数
K	——常数、形阻系数
L	——长度
L, L'	——反应堆高度、反应堆外推高度, 长度
p	——概率、无因次
p	——栅距或节距, 长度
p'	——周长, 长度
P	——压力, 力/面积
P'	——功率, 能量/时间
Pr	——普朗特数
q	——总释热率, 能量/时间
q'	——线释热率, 能量/时间·长度
q''	——表面热流密度, 能量/时间·长度 ²
q''_{crit}	——临界热流密度, 能量/时间·长度 ²
q'''	——体积释热率, 能量/时间·长度 ³
Q	——体积流速, 体积/时间
r	——半径, 长度
Re	——雷诺数, 等于 $D_e G/\mu$
S	——滑速比, 蒸汽流速/液体流速
t	——时间
t_1	——标准正态变量
T	——温度
u	——径向或侧向速度, 长度/时间
u_l, u_v	——液相表观速度、汽相表观速度, 长度/时间
U	——内能, 能量/质量
v	——比容, 体积/质量

v_c, v_f	——包壳体积、燃料体积, 长度 ³
V	——速度, 长度/时间
W	——总的流量密度, 质量/时间
w'	——横向湍流交混速率, 质量/长度·时间
x, y, z	——在坐标方向上的距离, 变量
Z	——轴向距离, 长度
α_a, α_b	——包壳热膨胀系数、燃料热膨胀系数, 长度/长度·温度
α	——空泡份额
α	——逃脱几率计算中的参数
γ	——泊松比
γ	——常数
κ_0	$= (\sum a/D_l)^{1/2}$
μ	——衰减常数, 长度 ⁻¹
μ	——粘度, 质量/长度·时间
$\bar{\mu}$	——平均值
ρ	——密度, 质量/体积
σ	——应力, 力/面积
σ	——标准离差
σ'	——表面张力
Σ	——宏观截面
ϕ	——中子流密度, 中子/面积·时间
χ	——含汽量

目 录

汤烺孙博士为中译本所写的序

再版前言

译者的话

1 功率的产生

1-1 反应堆结构	1
1-1.1 基本设计方案	1
1-1.2 其它的反应堆设计方案	12
1-2 压力壳式反应堆堆芯内功率的产生和分布	16
1-2.1 未受扰动、均匀装料的堆芯内的功率分布	16
1-2.2 燃料装载的影响	18
1-2.3 控制棒、水隙和空泡的影响	26
1-2.4 核热通道因子	29
1-2.5 燃料元件内的释热	33
1-2.6 功率在燃料、慢化剂和结构部件间的分配	37
1-3 压力管式堆芯内的功率产生和分布	38
1-3.1 宏观功率分布	38
1-3.2 燃料棒束内的功率产生	40
1-3.3 换料方式的影响	42
1-4 堆芯功率分布的速算法	44
1-5 瞬态功率的产生和分布	49
1-5.1 随负荷变化的功率分布	49
1-5.2 停堆过程中功率的产生	52
1-6 反应堆结构部件和慢化剂内的释热	57
1-6.1 结构部件	57
1-6.2 慢化剂	60

1-7 热工设计的基础	60
-------------------	----

2 燃料元件

2-1 燃料元件的特性	65
2-1.1 燃料及其热物性	65
2-1.2 燃料元件包壳和燃料组件设计	83
2-2 UO_2 燃料元件的性能	92
2-2.1 UO_2 的机械性能	92
2-2.2 燃料的密实化和重结构	94
2-2.3 燃料的肿胀	98
2-2.4 裂变气体的释放和内压	101
2-2.5 燃料和燃料-包壳间隙的热阻	106
2-2.6 包壳的机械性能	120
2-3 理想条件下的稳态热传导	123
2-3.1 燃料板内的释热	123
2-3.2 燃料棒内的释热	125
2-3.3 环状燃料元件	135
2-4 稳态温度的实际估算	136
2-4.1 计算方法	137
2-4.2 用于燃料元件设计的计算机程序	142
2-5 燃料棒的瞬态特性	144
2-5.1 燃料棒温度的快速瞬变过程	144
2-5.2 计算温度瞬变过程的简化解析法	151
2-5.3 瞬变过程中的包壳性能	158
2-6 小结	163

3 流体动力学

3-1 基本流动特性	175
3-1.1 单相流动摩擦	175

3-1.2	两相流的空泡 份额 和压降	185
3-1.3	流动交混和 流量 再分配	200
3-1.4	声速 和临 界流动	209
3-2	堆壳中的流体 动力学	228
3-2.1	在腔 室中的 流动	228
3-2.2	流动引 起的 振动	230
3-2.3	控制棒的水力 设计	236
3-3	流动不 稳 定性	237
3-3.1	各种流动不 稳定性 的性质	238
3-3.2	各种参数对流动不 稳定性 的影响	243
3-3.3	理 论分 析	244
3-3.4	推荐的分 析 方法	252
3-4	液体夹带、带汽和汽水分离	252
3-4.1	液体夹带、带水和溢流	252
3-4.2	带汽	259
3-4.3	汽水分离	260
3-5	小 结	261

4 传热和输热

4-1	输 热	275
4-1.1	沿闭式冷却剂通 道的 稳态焓升	275
4-1.2	沿半开式通 道的 稳态焓升	280
4-1.3	瞬 态 输热	289
4-2	单相流动的强迫 对流传热	306
4-2.1	单相传热的经 验方程	307
4-2.2	表面粗糙度 对传热的 影响	310
4-2.3	促扰器和定位 格架 的效应	312
4-3	沸腾 传热	313
4-3.1	流动 沸腾 传热	313

4-3.2	沸腾危机	316
4-3.3	污垢沉积的影响	332
4-3.4	达到临界热流密度之后的传热	334
4-4	蒸汽发生器内的传热	344
4-4.1	传热速率	344
4-4.2	循环速率	349
4-4.3	运行问题	349
4-5	结构部件和固体慢化剂的冷却	352
4-5.1	堆芯结构部件内的温度分布	352
4-5.2	在固体慢化剂内的温度分布	357
4-6	小结	361

5 堆芯的热工和水力设计

5-1	基础热工设计	373
5-1.1	热工设计的限制条件和设计方法	373
5-1.2	燃料棒设计	375
5-1.3	堆芯初步设计	379
5-1.4	热通道因子的计算	384
5-1.5	详细热工设计的数字计算机计算方法	389
5-1.6	假想事故工况对堆芯基础设计的影响	393
5-2	正常运行时堆芯性能的分析	394
5-2.1	最佳的堆芯性能	394
5-2.2	堆芯流量分配对堆芯性能的影响	398
5-2.3	热工水力和核影响的相互作用	400
5-2.4	临界热流密度裕量合适性的评定	403
5-3	反应堆保护和堆芯监测	412
5-3.1	反应堆保护	412
5-3.2	堆芯监测仪表	415
5-3.3	反应堆在允许范围内的运行	417

5-4 瞬态性能和安全防护分析	418
5-4.1 安全准则	418
5-4.2 负荷丧失瞬态	420
5-4.3 流量丧失事故	421
5-4.4 反应性输入和蒸汽管道破裂事故	427
5-4.5 冷却剂丧失事故	430
5-4.6 无事故保护停堆的预期瞬态	445
5-4.7 反应堆事故对公众的危害性	446
5-5 小结	447
索引	479

1

功率的产生

压水堆 (PWR) 是一种用水冷却的核反应堆; 它处在高压下, 在堆芯出口不会产生净蒸汽。在本章中, 我们将简要叙述符合这个定义的一些主要反应堆系统, 并从热工分析人员的观点来描述在这类反应堆内所求得的基本功率分布。讨论这些内容的目的是为了指出有关现象的特点和可能做的某些近似。

1-1 反应堆结构

1-1.1 基本设计方案

1-1.1.1 总体系统

在基本的压水堆设计中, 流过堆芯的冷却剂通过与二次流体的热交换得到冷却。一个电加热的稳压器维持着足以防止整体沸腾的超压。在典型的反应堆系统 (图 1-1)(文献 1 和 2) 中, 一台或几台高压泵使主冷却剂通过堆芯进行循环; 主冷却剂进入产生蒸汽的热交换器, 然后被送回到堆芯的进口。在二回路系统中, 给水在热交换器中蒸发。饱和蒸汽通过汽轮机时释放出它的能量, 随后在冷凝器中冷凝, 再由蒸汽发生器给水泵送回热交换器。

在为电站建造的商用反应堆中, 堆芯置于一个有可拆顶盖的巨大压力壳之内, 由轻水慢化和冷却。压力壳周围的屏蔽能使一回路部件保持较低的中子通量密度水平。反应堆压力壳、一回路各部件和其它辅助设备均放在一个安全壳内 (图 1-2); 安全壳在极为罕见的主管道大破口事故发生时能够容纳所释放的蒸汽和裂变产物³。在压水堆中, 一回路系统的冷却剂与汽轮机是完全隔

离的；这就是所谓的“间接循环”。在沸水堆（BWR）中，堆芯中产生的蒸汽直接进入汽轮机；这就是所谓的“直接循环”。因此，间接循环具有使二回路系统免受放射性沾污的优点，但它需要一些昂贵的热交换器。压水堆体积较小和控制要求较简单等因素可以弥补这一不足，并使这种系统在经济上具有竞争力。

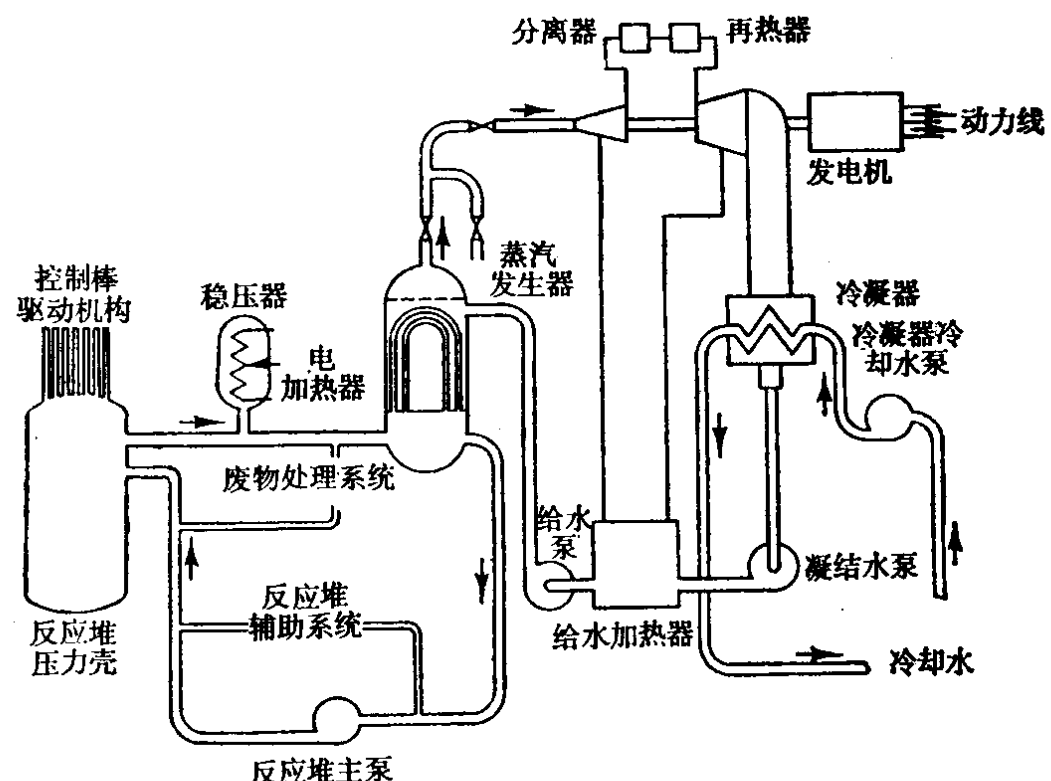


图 1-1 典型的压水堆系统（引自文献 1）

1-1.1.2 堆芯结构

迄今为止，用于电站动力装置的燃料元件几乎都是由装在金属管内的低浓缩度二氧化铀制成的。这些金属管被组装成棒束，由平行于管轴线流动的水来冷却。图 1-3 是一个典型反应堆的横剖面图⁴。燃料组件安置在一个接近于正圆柱体的构件内；反应堆愈大，其横剖面愈接近于圆形。燃料组件由一个附装在堆芯吊篮筒体上的堆芯围板定位；吊篮筒体既是围板的结构支承，又是安置燃料组件的堆芯支承板的结构支承。堆芯吊篮筒体被一个较厚的作为热屏蔽的金属圆筒包围着。堆芯和压力壳之间的水隙使从堆芯射出的快中子热化，减弱了快中子通量密度。此外，热屏蔽

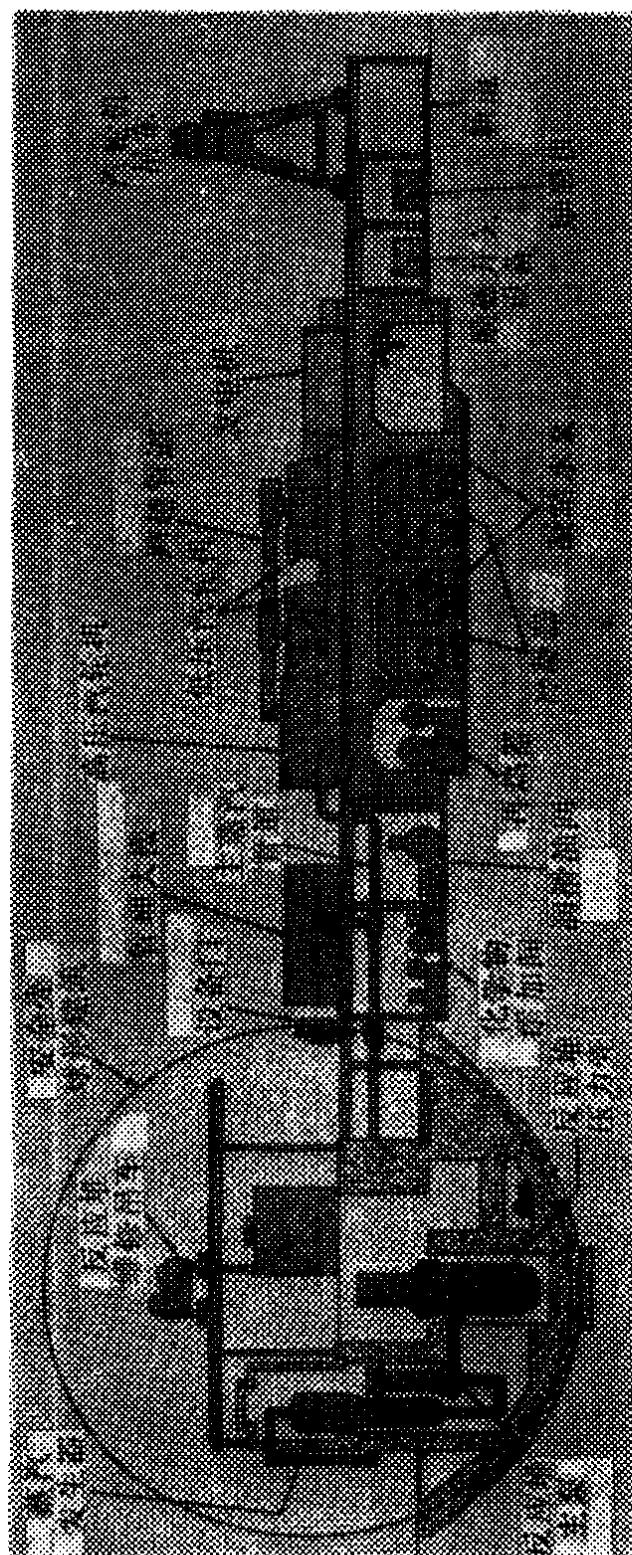


图 1-2 大型压水堆动力装置的系统布置
 [引自 *Westinghouse Engineer*, 25, 5, 145(1965)]