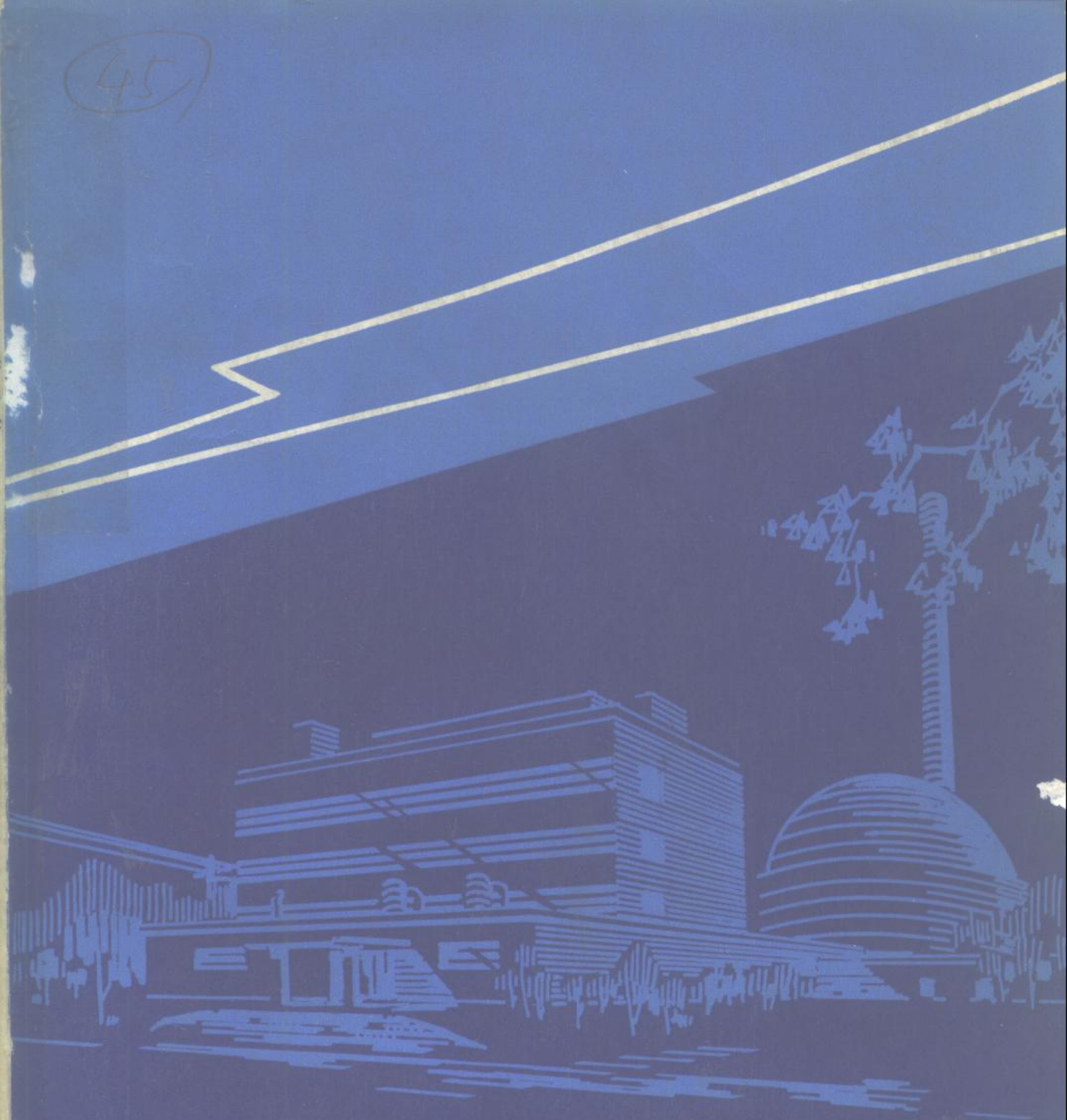


(45)



水冷反应堆安全热工学

原子能出版社

2.35
82

72.35
182

水冷反应堆安全热工学

尔 远 译

原 子 能 出 版 社

√100502

内 容 简 介

随着水冷堆核电站在世界范围内的大量兴建,其安全方面的研究日益受到重视,特别是在与水堆安全分析有关的热工水力研究方面做了大量的工作。本书试图对国外这方面文献作一简单介绍。其中包括:压水堆安全研究中的热工水力问题;压水堆喷射失水期间的传热;压水堆再淹没传热学和水力学;两相流和反应堆系统中的临界流动现象以及重水慢化压力管式反应堆的安全问题。同时还收集了水冷反应堆子通道热工水力分析和反应堆堆芯传热的近期研究成果等两篇文章。

本文集可供从事核反应堆热工和安全方面工作的研究、设计人员以及大专院校有关专业师生参考。

2F57/27
11

水冷反应堆安全热工学

尔 远 译

原子能出版社出版

(北京 2108 信箱)

沈阳新华印刷厂印刷

(沈阳市铁西区兴顺街 2 段 10 号)

新华书店北京发行所发行·新华书店经售

☆

开本 $787 \times 1092 \frac{1}{16}$ ·印张 $8\frac{3}{4}$ ·字数 204 千字

1982 年 4 月第一版·1982 年 4 月第一次印刷

印数 001—1,300·统一书号: 15175·366

定价: 1.10 元

目 录

压水堆安全研究中的热工水力问题	1
压水堆喷射失水传热	13
压水堆再淹没传热学和水力学	33
两相流和核反应堆系统的临界流动现象	60
重水慢化压力管式反应堆的安全问题	79
水冷反应堆子通道热工水力分析法	97
反应堆堆芯传热的近期研究成果	125

压水堆安全研究中的热工水力问题

徐(Y. Y. Hsu) *

沙利文(H. Sullivan) **

引 言

本文描述了在热工水力领域内压水堆安全研究的概况, 希望通过它能够描绘出反应堆安全研究的综合图景。本文共分四部分: 第一部分为“反应堆安全的假想事故, 包括失水事故——LOCA”, 与假想的但极不可能发生的失水事故有关的、采用热工水力学描述的各种假想事故或事件均归入此类; 第二部分为“反应堆安全研究规划”, 扼要地介绍了美国核管理委员会(USNRC)、美国 and 国外有关部门当前执行的主要压水堆安全研究规划; 第三部分是“将来研究的某些领域”, 讨论了与传热和流体流动有关的、但还需进一步做工作的一些课题, 同时还讨论了将来可能研究的一些领域; 第四部分是“功率限制参数和反应堆安全”, 讨论了各种限制参数及其与反应堆安全的关系。

反应堆安全的假想事故, 包括失水事故

对于一个申请许可证的反应堆, 在设计上应保证能够经受各种事故, 不会有大量的放射性物质释放出来而影响公众的健康与安全。核电站的全部运行和事故状态可按照它们预期出现的频率分为四类。考虑到核电站的安全性和功率密度的设计极限值, 其运行和事故状态的分类方法为: 第一类状态, 正常运行状态和运行瞬态; 第二类状态, 中等频率的事故; 第三类状态, 稀有事故; 第四类状态, 极限事故。

对于以上每一类状态, 设计要求的基本原则是: 经常出现的那些事故(或工况)应当不致或很少造成燃料完整性破坏的问题; 那种可能导致中等燃料损坏的最大危险的极端情况, 应该是不大可能发生的。

1. 正常运行状态和运行瞬态

核电站的第一类状态, 即正常运行状态和运行瞬态, 是指核电站在带功率运行、换料、检修或试车过程中经常会出现的工况。当核电站处于这类状态时, 其运行参数或设计参数应与该参数的保护整定值之间留有一定的安全余量。对于压水堆, 这一类状态一般再分为以下几级:

- a. 稳态运行;
- b. 在允许运行参数限上运行;

* 美国核管理委员会。

** 美国爱达荷国家工程实验室。

c. 运行瞬态。

其中 a 级工况由一些运行稳态所组成, 诸如功率运行、核电站的功率水平从10%到100%满负荷、起动、热态停堆、冷态停堆和正常换料等。

与稳态运行有一定程度的偏差是允许的 (这种偏离的规定已载入电站技术说明书之中)。属于 b 级运行工况的包括, 运行时一些因故不能投入使用的系统部件仍保留在系统上、技术条件允许的燃料包壳破损 (此时有可能导致裂变产物从燃料包壳中泄放出来) 以及反应堆冷却剂中放射性水平较高之类的工况。

在核电站正常运行期间所出现的一些运行瞬态是指核电站的升温暖机和降温冷却、负荷阶跃变化和负荷突然变化等。由于电站有可能处在设计规定以外的参数下运行, 对于这类瞬态应给予一定的限制。这类瞬态主要是指核电站的升温暖机和降温冷却, 它们应使反应堆一回路冷却系统的温度变化率不大于规定值, 一般为 $\pm 10\%$; 电站负荷突然变化也应限制在规定的范围内, 一般小于 $5\%/分钟$ 。

对这些状态中的每一工况应仔细地加以分析, 对运行瞬态要作适当的限制, 因为它们构成了更严重事故状态的初始条件。这类更严重事故 (第二类到第四类) 的初始条件, 是由正常运行状态和正常运行瞬态 (即第一类状态) 中的最严重工况引起的。对于这一类状态必须作精确的分析计算, 以保证给出其它所有事故状态的合适的初始条件。

2. 中等频率的事故

核电站运行的第二类事故状态是指那些最坏也不过引起停堆而仍允许反应堆恢复功率运行的事故。采取校正措施后, 能够恢复运行。这些事故应不致扩大而引起更严重的事故, 这类设计事故的每一设计参数应不致引起裂变产物遏制屏障的破坏。这些屏障是指: 燃料棒包壳、反应堆冷却剂屏障 (一回路管道和压力容器) 和反应堆安全壳。在这类事故中, 一般考虑的瞬态有:

- a. 控制棒组件失控提出;
- b. 控制棒组件偏心放置;
- c. 化学和容积控制系统失灵;
- d. 一回路主泵流量减少;
- e. 反应堆一回路的一个备用回路起动;
- f. 外电网甩负荷和 (或) 汽轮机停机;
- g. 正常给水中断;
- h. 电站辅助系统的所有交流馈电线断电 (电站的照明灯火突然熄灭);
- i. 由于给水系统故障, 导致电站的过量排热;
- j. 外部负荷的过度增加。

为不致引起反应堆裂变产物遏制屏障的破裂, 设计参数要求: (1) 不会超过燃料的安全极限; (2) 不会由于这些运行瞬态, 使反应堆发生不能允许的压力-温度-功率瞬态变化。

3. 稀有事故

电站运行的第三类状态为稀有事故, 这类事故是燃料元件的极限性事故。它包括有限数量的燃料元件破损, 这种破损甚至可以达到反应堆停堆很长时间仍不能恢复运行的程度。这类事故释放的放射性物质不应使电站规定禁区 (安全半径) 以外居民的活动受到

限制。这类事故是：

a. 由于一回路的小管子断裂或大管道裂缝引起的失水事故。这时须启动堆芯危急冷却系统；

b. 二回路管道的小破裂；

c. 电站运行时，由于一根燃料组件放入不适当位置而造成热负荷的额外增加；

d. 一回路主泵流量完全中断；

e. 放射性气体废物衰变罐破裂。

在稀有事故中，可以超过对应于燃料安全极限和反应堆压力-温度-功率极限的设计参数，只要其后果不会超过由于限定数量的燃料元件破损而产生的后果，同时所造成的厂区外剂量的增高也不超过极限值。

4. 极限事故

极限事故是预料不会发生的假想性事故，这类事故会引起大量放射性物质的释放。这种事故在发生时是很猛烈的，必须在设计中认真对待，它代表了设计中的极限情况。为了便于讨论，压水堆系统的极限事故可划分为以下几类：

a. 反应堆一回路管道断裂（失水事故 LOCA）；

b. 二回路主管道断裂（蒸汽管道断裂）；

c. 蒸汽发生器管子断裂；

d. 一台反应堆主泵转子卡死；

e. 燃料操作事故；

f. 控制棒驱动机构外罩破裂（控制棒束组件弹出）；

这些瞬态事故代表了反应堆的各种假想事故，而这些假想事故工况又决定了反应堆功率的极限值〔以燃料棒的线功率（千瓦/米）度量〕。其中第一类 a 即失水事故，代表最严重的极限功率工况。正由于如此，对于失水事故情况下反应堆安全的论证是一个需要认真制订研究计划的课题。

这项研究有双重的目的：（1）向公众证明大型反应堆是安全的；（2）为减少目前在批准许可证程序上的保守思想提供基础。第二点将在下面进一步讨论。

5. 失水事故

LOCA 是反应堆一回路中，堆的冷端（或热端）的主管道完全断裂而造成失水事故的缩写。这种事故发生时，一回路冷却剂水将迅速地排空。图 1 示出了失水事故的各个阶段。

（1）喷射失水阶段

①过冷降压时期。水通过破口喷出，致使反应堆压力容器内的压力迅速地从约 150 巴下降到相应于冷却剂水的工作温度的饱和压力。例如一回路冷却剂水的工作温度为 315°C ，相应的饱和压力为 100 巴。这段时期叫做过冷降压时期。

②饱和降压时期。堆内压力继续下降，但是其速度已不象前一时期那样快了。一般来说，这一阶段的压力下降速度为 3—30 巴/秒。这时水迅速汽化，在堆芯中产生大量汽泡；堆芯内水流向上或向下，或两者兼而有之，这取决于破口位置和破口喷射水的相对流速。而破口喷射水的流速又取决于破损回路中各个部件的水力阻力。在喷射失水阶段，尽管由于堆内控制棒的插入和汽泡的产生造成堆内反应性下降，但堆内还存在有大

量的衰变热，它随时间按指数下降，并稳定在一定的数值上。在产生汽泡的同时，堆内冷却剂流量也随之下降，最后导致达到临界热负荷状态，临界热负荷状态可以是 DNB 型（偏离泡核沸腾），也可以是烧干型（空泡份额值很高），或者是两者兼而有之。在临界热负荷状态下，燃料包壳温度将迅速上升，在达到临界热负荷以后，燃料包壳分别由下列状态的冷却剂水所冷却：过渡沸腾，膜态沸腾，干蒸汽。

（2）堆芯危急冷却阶段

①汽-水旁路。在堆芯降压期间，高压注水系统的冷却水首先被注入堆芯，然后，大流量的低压注水系统的冷却水也注入堆芯。冷却水在注入管路中与蒸汽混合，然后进入堆芯的下降段*。由于蒸汽向上流动，水受到蒸汽的逆流阻力不容易迅速进入堆芯下部空间，同时水流动量的水平分量将水带向破口；结果，一些注入冷却水将在下降段旁路，而不能进入堆芯下部空间。

②再淹没时期。尽管有堆芯危急冷却水的旁路，但大部分堆芯危急冷却水还会送到堆芯下部空间，这样冷却水将再次充满堆芯下部空间。水位逐步上升。直到将堆芯再淹没。堆芯再淹没和炽热燃料棒的骤冷会遇到一些阻力，一个是由于再淹没前沿下游的蒸汽流动而对再淹没水造成了水力阻力，它在沿着再淹没水的前沿至破口的路径上造成一个降压；另一个是由于在炽热的燃料棒周围的蒸汽覆盖层而造成的热阻，这个热阻延缓了棒的骤冷过程。

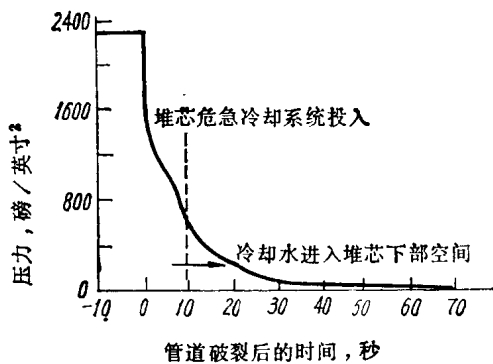


图1A 喷射失水阶段堆芯内的压力变化过程

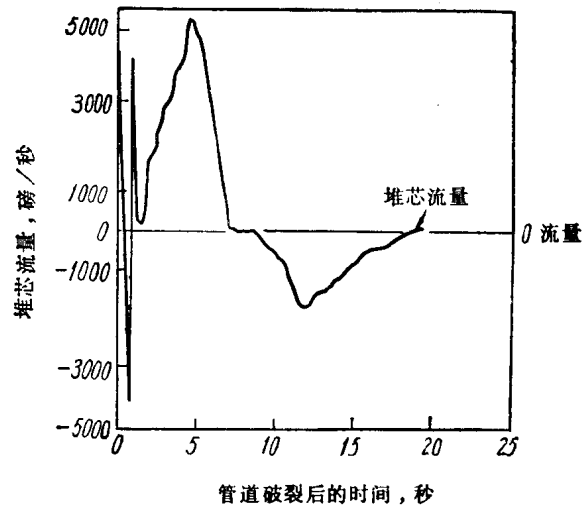


图1B 压水堆失水事故期间堆芯流量的变化（冷端破裂）

其中，水流向上流量为正；水流向下流量为负。

反应堆安全研究计划

反应堆安全研究计划目前的工作主要集中在失水事故上，因为失水事故是假想的设计基准事故。为了了解失水事故的全部热工水力过程，美国核管理委员会（NRC）已着

* 指反应堆压力容器与吊篮之间的环形空间，反应堆入口水在其中从上向下流动。——译者注

手拟定一项内容广泛的综合性研究计划；与此同时，核电站制造厂商、电力公司用户和一些其他国家也与美国 NRC 相协调开始着手他们自己的研究计划。本文将着重描述 NRC 计划的总的指导思想，必要时也适当提到有关的非 NRC 计划。

1. 试验计划

试验计划包括两类试验：单项性能试验和系统综合试验。前者仅仅研究了失水事故现象的一个方面，例如喷射失水阶段的传热、再淹没等等；而在系统综合试验中，反应堆系统的各主要部件以缩尺模型来代替，对整个反应堆系统进行模型试验，以研究各部件之间的相互作用和反作用。对于这两类试验，均要做一个简单的所谓“实验台架”试验（小型模拟实验），以了解试验过程的基本机理。模型试验的一般做法是先做一些小比例模型试验，在模拟条件下取得一些数据。最后在差不多象一个小型反应堆那样的装置上作大比例模型试验。

表 1 示出了美国核管理委员会（NRC）的水堆安全研究计划和一些有关的非 NRC 试验，非 NRC 计划的试验用星号标明。

表 1 失水事故堆芯危急冷却系统的热工水力研究计划——单项性能试验

模型大小， 线性比例	综合系统试验	喷射失水试验	再淹没试验	堆芯危急冷却 水旁路试验	临界流动试验
PWR (1)	分析	BNHT — 美国国立橡树岭实验所 (ORNL), BDHT — 燃烧工程公司/美国电力研究所 (CE/EPRI)*	FLECHT 和 FLECHT-SET, PKL—西德电站联盟 (KWU)*, LSRT—日本原子能研究所 (JAERI)*	ERTF	法国, 马维肯 (Marviken)*
LOFT	LOFT—美国爱达荷国立工程实验所 (INEL)	LOFT—美国爱达荷国立工程实验所	LOFT—美国爱达荷国立工程实验所	燃烧工程公司*, 西屋公司*, 2/15 模型实验—巴特尔·哥伦布实验室	LILI-1 号 (抑制箱), LOFT—美国爱达荷国立工程实验所
准规模试验, 1/15 模型实验	准规模试验—美国爱达荷国立工程实验所, ROSA—日本	准规模试验—美国爱达荷国立工程实验所, BDHT—意大利依斯普拉研究所 (ISPRA)*	准规模试验—美国爱达荷国立工程实验所, ROSA*—日本	1/15 模型试验—美国巴特尔·哥伦布实验室 (BCL), 1/15 模型试验—克雷尔 (Creare)	准规模试验—美国爱达荷国立工程实验所
基本模型研究		西屋公司 (W), 美国麻省理工学院 (MIT), 美国汉诺佛 (Hanover)*, 美国国立阿贡实验所 (ANL), 美国利哈伊 (Lehigh), 英国哈威尔 (Harwell)*, 美国国立布鲁克海文实验室 (BNL)	美国麻省理工学院, 美国纽约州立大学, 美国布法罗 (Buffalo)/美国电力研究所 (EPRI)*, 美国芝加哥大学, 美国伯克利 (Berkeley)/美国电力研究所 (EPRI)*, 加拿大原子能有限公司 (AECL), 美国国立阿贡实验室 (ANL)	美国达特默思 (Dartmouth)	美国加利福尼亚大学 (UCLA)*, 美国麻省理工学院, 美国国立阿贡实验室

* 非 NRC 资金

(1) 喷射失水传热 (BDHT)

美国国家橡树岭实验所 (ORNL) 的 BDHT 计划是研究失水事故期间的传热现象的。包括从临界热负荷前到临界热负荷后的传热问题。试验段是一个 49 棒束组件的装置，其参数如下：

冷却剂水的入口温度：280—290°C；

单位流道截面上冷却剂水的质量流量：800—4000 公斤/米²·秒；

系统压力：可达155巴；

系统的体积与功率之比：0.085米³/兆瓦；

功率：6兆瓦；

破口面积：可达28厘米²；

破口位置：流动分叉处的入口和出口；

(2) 再淹没

美国西屋公司最近的 FLECHT 计划是用来研究压水堆失水再淹没期间的热工水力学现象的，其中包括这段期间的传热过程，燃料元件的再湿和骤冷以及水的带出份额。试验段是一个10×10的全尺寸棒束，冷却水是强迫流动的。主要参数为：

再淹没速度 1.5—45厘米/秒*；压力 1—6巴*；

入口冷却水过冷度 9—87°C*；功率密度 0.7—4.6千瓦/米。

(3) 冷却剂流量损失试验(LOFT)

LOFT是一个55兆瓦(热)压水堆试验装置，打算在此装置上仔细地进行冷却剂流量损失试验，用以模拟电功率为1000兆瓦压水堆在失水条件下的主要性状。试验装置的堆芯是1.7米长、0.6米直径的圆柱体，内装1300根核燃料棒和4个控制棒组件。燃料棒和控制棒均采用压水堆的典型设计。一回路系统的体积/功率的比值与典型压水堆相似，其它系统的相对体积也与实际压水堆相似。其中有一个完整回路(用以模拟压水堆中没有发生破损的3个回路)和一个破损回路。第一个 LOFT 的非核试验系列已于1976年开始。

(4) 准规模失水试验

在 INEL 有一个准规模试验装置。这是一个小尺寸模型的系统试验装置，内有由40根长度为1.7米的电加热棒组成的功率为1.6兆瓦的堆芯。一回路系统的高度以及体积/功率的比值与LOFT冷却剂流量损失试验装置相同；一回路子系统的体积，如入口空间、堆芯等的相对体积也设计得与 LOFT 装置相似。试验装置有一个完整回路和一个模拟破损回路。该准规模失水试验于1974年开始，首先做喷射失水传热试验，接着做再淹没和堆芯危急冷却系统试验。

2. RSR 计划的指导思想

根据物理模型来建立计算机程序是 RSR 计划的基本方法。实验计划的任务是给程序编制者提供实验数据和验证该程序。实验计划分以下几个过程：

(a) 编制程序，这个程序是根据现有的知识来描述所研究的物理现象。

(b) 进行小尺寸的模型实验，用以补充理论计算或实验数据的不足。

(c) 再根据这些小尺寸模型试验来改进原程序，程序中使用了当前最完善的热工水力学方程。

(d) 单项性能试验有全尺寸的或按比例缩小的试验段，以模拟实际反应堆的各部分。在试验前可以用程序进行计算，以便与试验结果作比较。试验条件应模拟所要计算的反应堆的失水事故状态。

(e) 分析试验结果，以确定计算与整个试验(如燃料包壳温度变化过程或流量变化

* 原文有误。——译者注

过程等)的接近程度如何;然后,再对计算程序作出必要的修改。

(f) 随着实验数据越来越多的积累,从单项性能试验和其他小尺寸试验中,可以研究出更符合实际情况的热工水力学关系式。这些关系式一般是根据简化了的局部参数作出的,并认为它与系统效应是无关的。这就使我们更有信心地把它们推广应用到特定现象中去。

(g) 随着热工水力学关系式本身的不断更新和数值方法的不断改进,程序本身也不断得到改进,并用以校核未来的试验。

(h) 将程序的每一部分都与单项性能试验进行校核,然后再将各部分程序汇集而成系统程序。

(i) 做整个系统试验,并用试验结果来校核系统程序的计算值。

(j) 随着从小尺寸到全尺寸、从单个部件到整个系统的试验分别与相应程序计算的校核工作的不断进行,直到整个程序被证实。

(k) 把试验过程作为一个检验程序的过程,在这种周期性地反覆地用于试验验证程序的过程中,程序通常起这样一个作用,先用程序作一个“盲”的试验前预计,再在试验中加以证实。

(l) 一个经过验证的程序,就可发表供公众所使用。作为程序演变发展过程的一个实例就是再淹没程序。在FLECHT计划中,西屋公司采用的第一个传热关系式,首先在预计 FLECHT 数据中受到严格考验,如图2所示。然后美国麻省理工学院(MIT)进一步发展了REFLUX程序,如表2所示。最近的 RELAP-6 改进程序是 REFLUX 的进一步演变发展。它后来演变成为一个现象学模型,如图4所示。图3和图5示出了用 REFLUX 和 RELAP 程序所作的模型计算与正规模型试验和 FLECHT 试验结果的比较。

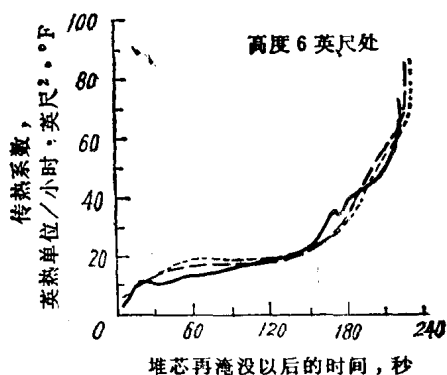


图2 传热系数的测量值与 FLECHT 计算值的比较

——run0085试验的测量值;
 ...——用老的 WCAP 7665 关系式的计算值;
 - · - - 用新的 WCAP 7931 关系式的计算值。
 包壳初始温度——1600°F;堆芯再淹没速度——20 英寸/秒;压力——25磅/英寸²;入口过冷度——138°F;
 峰值功率——1.24千瓦/英尺。

表2 用于 REFLUX 程序中的传热系数的选择逻辑

	$\dot{j}_g < V_{crit}$		$\dot{j}_g > V_{crit}$	
	$L < L_t$	$L > L_t$	$L < L_t$	$L > L_t$
$T_W < T_{SAT}$	h_{SPL}	h_{FC}	h_{SPL}	h_{FCA}
$T_{SAT} < T_W < T_{CHF}$	h_{NB}	h_{FC}	h_{NB}	h_{FCA}
$T_{CHF} < T_W < T_{MIN}$	h_{TB}	h_{FC}	h_{DFFB}	h_{DFFB}
$T_{MIN} < T_W$	h_{IAFB}	h_{FC}	h_{DFFB}	h_{DFFB}

符号说明:

$\dot{j}_g$ ——表观蒸汽速度;

V_{crit} ——临界汽相带出速度;

L ——轴向位置;

L_f ——连续液位； T_w ——燃料包壳表面的局部温度； h ——传热系数；
 CHF——临界热负荷；DFFB——弥散流膜态沸腾；FC——对蒸汽的强迫对流；
 FCA——强迫对流环状流；IAFB——逆环状流膜态沸腾；MIN——最低膜态沸腾温度；
 NB——泡核沸腾；SPL——单相流体；TB——过渡沸腾；
 T_{SAT} ——饱和温度。

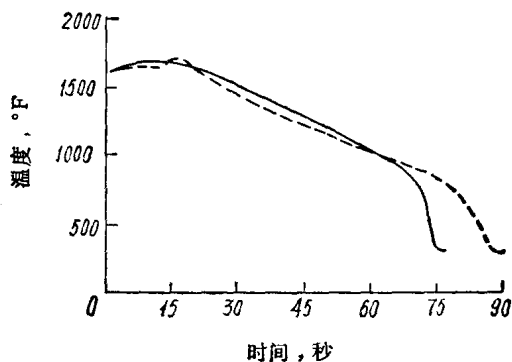


图3 燃料包壳温度随堆芯再淹没后的时间的变化——REFLUX
程序计算结果与 FLECHT 试验数据的比较

——run 3541, FLECHT 5F3 试验结果；-----REFLUX 程序的计算结果。
 包壳表面局部最高温度——1598°F；再淹没速度——5.9英寸/秒；压力——57磅/英寸²；
 峰值功率——1.24千瓦/英尺；冷却剂入口温度——148°F。

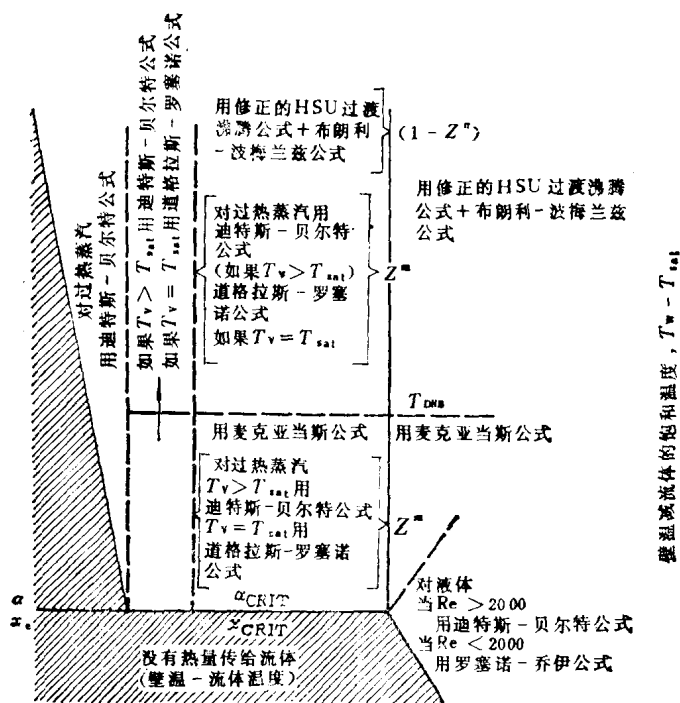


图4 RELAP4/MOD6 再淹没传热关系式和其应用范围

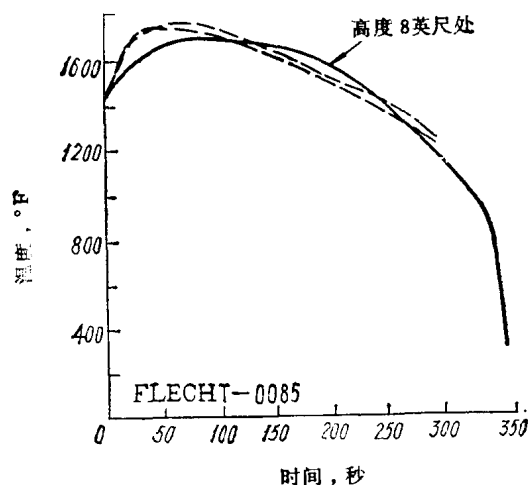


图5 燃料包壳温度随堆芯再淹没后的时间的变化——测量值与RELAP 程序计算值的比较

未来的研究领域

尽管在过去几年里,在了解水堆失水事故期间的热工水力性状方面取得了很大进展,但在某些领域里,我们的知识仍然很贫乏,或者说这些认识还没有得到很好的证实。以下我们将分别给以讨论。

1. 堆 芯

(1) 定位格架 已经知道定位格架有利于稳态冷却,但是定位格架对稳态冷却所带来的好处的定量结果一般来说资料是不公开的。在目前的程序中一般不考虑定位格架的好处;另一方面,在试验中,定位格架一般排列的比较紧密。在 BDHT 程序和再淹没程序中必须对定位格架在反应堆中起的作用作出适当的估计。

(2) 流动阻塞 在一个限制性的流道中(有阻塞件)进行的流动阻塞初步试验表明,流动阻塞对传热是有利的,因为此时流体被强制通过阻塞件,以雾化的形式喷出。在大型反应堆中,流体必然在阻塞件处旁路,而不是强制流过它,这样就导致形成局部的空泡穴。在大流通截面中的局部阻塞效应还要继续研究。

(3) 流量波动 在小直径容器内,当靠重力输送流体造成再淹没时,可以观察到流量波动。流量波动对于传热是有利的。在大型容器内是否出现流量波动和它如何影响多流道的流动图象,这些将留在试验中解决。

(4) 流量分配 在大的流道中,流量分配受功率不均匀分布的影响(吸力筒效应),现在认为这样的流量分配对再淹没是有利的,因为在低功率流道中,它会导致水位回落。流量分配对再淹没带来的好处的定量分析必须用大比例三维试验确定。

(5) 再湿(炽热燃料棒的再冷却) 喷射失水期间,某些燃料棒会在达到临界热负荷状态后再返回至泡核沸腾。因为这是与两相流流体的空泡和流速的快速变化同时发生的,所以用骤冷的一般知识来解释可能是不够的。目前,建堆许可证中要求堆芯在喷

射失水期间不再返回到泡核沸腾状态。要建立返回至泡核沸腾的可靠的准则,还需要一定的知识。

2. 下降段

(1) 汽水混合物试验的定标法则 (scaling law) 直到目前为止,仍然不能明确找出缩尺比例分别为 $1/5$, $1/15$ 和 $1/30$ 的汽水混合物试验结果的内在关系。定标参数在大比例模型试验中是拉普拉斯长度,而在小比例模型试验中则是间隙。要证实这个结论还需要有更清晰的证据和更有力的分析。

(2) 不可凝结的气体的影响 从贮水箱水中释放出来的不可凝结的气体一般趋于使冷凝速度降低。结果,它缓冲了冷凝期间猛烈的水锤效应,这是很有利的;但是冷凝速度的降低将导致更多的下降段的下降流的旁路。有关不可凝结气体的各种效应还应作适当考虑。

3. 堆芯上部空间

水滴的夹带-去夹带过程 堆芯上部空间的大量堆内构件将会促进水滴的去夹带过程。尽管一层厚液膜也会引起水滴的再夹带,但堆芯上部空间的堆内构件的净效应还是有利的,因为它会促进水位的回落和减少对冷却剂的夹带。实际上能带来多大的好处尚待确定。

4. 下游部件的阻力

(1) 汽塞效应 汽塞会延迟再淹没过程,这种影响我们已经知道了。尚未解决的问题是导致汽塞的汽化液体究竟在液体中占多大比例。不可凝结气体能够再次改变传热,但定量分析还需要作工作。

(2) 小的破裂 在目前进行的大多数失水试验中,都假定破口是管道横断面完全剪断而造成的。这样大的断口,失水速度是非常快的,因此可以认为是最严重事故。但由于是大流量失水,所以传热性能是很好的。可以设想,在某些破口尺寸和流失流量的组合的工况下,其中会存在一个较大的流量停滞区,那里的传热状况是非常差的。尽管在具有多流道的大容器内不太可能存在流量停滞区,但无论是对于小容器或大容器,这种停滞区效应还需进一步研究。

5. 一般的研究领域

(1) 两相系统中的相分离和相分布的模拟试验 对一维、二维几何形状,在稳态和瞬态下,两相流的固有相分离和相分布的模拟试验已取得了进展。这是基础研究的一个新领域,要恰当地考虑其大致的发展趋势还需做大量的工作。

(2) 不平衡的焓分布 在弥散流膜态沸腾、过冷沸腾和急剧蒸发中,焓值的分布不能用热力学平衡蒸汽品质来描述,这种不确定性使得在确定再淹没和喷射失水状态下的固有空泡份额上存在着很大困难,这方面还需做更多的工作。

(3) 燃料棒的冷却 由于燃料棒的内部结构不同,因此对冷却剂的热响应特性也是不一样的。这样,即使子流道的热工水力特性能够得以适当考虑,燃料棒对临界热负荷或骤冷状态的热响应仍具有固有的不确定性。热散射也是随机的,必须予以考虑。

(4) 在固体边界上由热工水力引起的机械作用 各种结构对热工水力扰动和冲击的响应特性和这种响应再对热工水力特性的反馈作用还是一个新领域。核管理委员会和

工业界正在对这个方面作更多的工作。

极限功率参数和反应堆安全

核电站的功率大小受到一系列要求的限制,其中包括核蒸汽供应系统的安全性和影响燃料完整性的各个因素。对于反应堆堆芯设计来说,这些要求可简化为对于堆的稳态和某些瞬态的局部功率密度以及最小偏离泡核沸腾比(DNBR)的限制。

决定堆芯的允许功率极限是一个很复杂的过程,需要考虑很多设计上的限制。我们希望以比较简单的几项参数来说明这些限制,这里采用了两项参数,即安全极限和事故极限。安全极限是在正常运行状态下最大的允许功率密度,这样如果一个失常瞬态或事故状态出现,燃料仍不会超过瞬态过程的合理极限值。在决定设计参数的极限值时,这两项参数的每一项都要进行讨论。

1. 安全极限

安全极限是根据燃料的安全性确定的,它代表假定出现燃料破损时的真实极限值。燃料安全极限按以下几项标准建立的:

- (1) 偏离泡核沸腾比(DNBR);
- (2) 燃料棒开始熔化时的中心线温度(2593°C);
- (3) 燃料包壳内的气体压力应小于反应堆冷却剂的正常压力;
- (4) 燃料包壳应力应小于锆合金的屈服极限;
- (5) 燃料包壳的应变值应小于1%;
- (6) 辐照下的疲劳循环的积累应变值应小于设计疲劳应变寿命的80%;

以上各项标准的每一项都可考虑成一项安全极限值,这个安全极限值是按照反应堆线功率密度(兆瓦/米)规定的。对一个典型的美国西屋公司 15×15 燃料组件设计来说,DNBR为1.3时,其相应的线功率密度的极限值近似为69千瓦/米。燃料中心线熔化时的线功率密度一般比69千瓦/米大一些,但对密实化燃料来说,却要稍微低一些,所以这一极限值的大小是因电站而异的。包壳应变的极限值不必直接考虑,因为在正常情况下,这个1%的极限限制只有在线功率密度比燃料中心线熔化的相应线功率密度高时才会出现。反应堆保护系统要保证堆芯不得超过这些规定的极限值。

2. 事故极限

在堆安全中,设立事故极限的目的是,如果出现一个失常瞬态或事故状态,应保证燃料在此瞬态过程期间仍不会超过规定的极限值。对每一种事故的事故极限都建立了专门的标准。最著名的一个标准是由10CFR附录K中规定的标准,对于失水事故,它把燃料包壳温度限制在 2200°F 以下,这是失水事故下燃料包壳温度的极限值。这个极限值导致反应堆要求一个较低的线功率密度。降低线功率密度的峰值(由此峰值作失水事故分析)就可以降低燃料包壳的最大温度。因此,必然存在有一个线功率密度,它对应于附录K中的失水事故期间的包壳最高温度。失水事故期间事故极限值与电站设计本身有关。对于一个典型的四环路水堆 15×15 燃料组件设计,线功率密度的事故极限值大约是51千瓦/米。把安全极限与事故极限比较一下,可以看到事故极限值限制地更严一些。

在跟随负荷运行期间,仅仅在相对较短的时间内有达到极限值的潜在可能,并且最

可能的跟随负荷运行瞬态不会是沿着分析中所假定的途径向着极限状态发展。这就意味着,对于上面所假定的那种压水堆,线功率密度的峰值是在60—85%的容许线功率密度的范围内,其他参数则是在容许值的50—85%范围内。

3. 所带来的好处

如果反应堆安全研究计划的结果证明了 10CFR 第50部分附录K的保守程度,那么附录K就可以修改,以允许制造厂商得到一项附加的好处。这将会有一个什么样的结果呢?首先和最明显的后果是允许反应堆恢复到 100%满功率运行。电站在总功率上是没有限制的,这样就允许提高最大许用线功率密度,给电站运行增加了机动性。

在目前大型压水堆设计中,其他极限性事故,如断电、控制棒机构弹出和蒸汽管道破裂将构成设计的极限工况。电站总功率所能增加达到的极限值必须按以下考虑针对具体电站来加以估计:

- ①金属部件设计;
- ②目前电站热功率的极限值〔380万千瓦(热)〕
- ③其他极限事故状态;
- ④燃料完整性的限制。

4. 设计上的变更

修改10CFR 附录K使反应堆制造厂商可以得到好处,因为这些研究成果将导致堆内线功率密度的提高,从而也许会导致电站在设计和运行上的变更。这些变更大概会提出以下建议:

(1) 对不远的将来的工作建议:在运行中有更大的灵活性(即跟随负荷能力),可以减少堆内的监测。

(2) 对较长一段时间的工作的建议:

- (i) 较小容量的堆芯危急冷却系统(ECCS)的设计;
- (ii) 提高整个核电站的功率;
- (iii) 变更燃料设计。

进行附加反应堆安全研究的好处将主要是:增加几个特定反应堆的总功率;提高额外的运行灵活性;有可能使堆芯平均功率增加 5 到15%并增加公众对核电站的信心。

结 论

以上我们讨论了涉及到反应堆安全的假想事故。对 NRC-RSR 计划和指导思想也作了描述,然后讨论了一些未来的研究领域和从反应堆安全研究中所带来的好处。反应堆安全研究的主要目的可以归结为对假想事故的机理和过程提供足够的了解和更深入的洞察,以使这种事故的后果可以得到定量的分析,从而可以更充分地证实我们计算的预见能力。

[方庆贤译自《Thermal and Hydraulic Aspects of Nuclear Reactor Safety.Vol.1, Light Water Reactors》pp1—15. The Winter Annual Meeting of the ASME, 1977. 章靖武校]

压水堆喷射失水传热

比约纳德(T. A. BJORNARD)*

格里菲思(P. GRIFFITH)*

提 要

本文建立了一种传热模型,用来对压水堆堆芯在喷射失水时的局部包壳表面热通量进行最佳估算。此模型包括两部分:其一,确定合适的传热方式的选择逻辑;其二,选用相应的关系式来计算各种传热方式下的热通量。对于本模型所必要的输入量(局部流体条件和包壳表面温度)需采用流体力学程序(例如 RELAP 或 COBRA)加以计算。

本文考虑了两相传热的最新进展。该模型包括瞬态临界热通量传热和临界热通量后传热的新的处理方法,这个模型还能区别处理向上流动的传热和向下流动的传热。采用简单而有效的‘单流程’(once-through)传热方式的选择逻辑。

已将该传热模型转换为便于计算机计算的形式,提出一个称作‘BEEST’(英文‘最佳估算’的缩写)的标准子程序(module)。使用 BEEST 可得到典型喷射失水条件下的沸腾曲线,并对准规模试验 S-04-5 做出温度-时间图象的预测。虽然尚待进一步的验证,然而这些结果还是令人满意的。

符 号 名 称

C_p	定压比热 (焦耳/公斤·K)
D_e	水力当量直径 (米)
F	雷诺数因子 (方程 5)
g	重力加速度 (9.8米/秒 ²)
h	传热系数 (瓦/米 ² ·°C)
H	焓 (焦耳/公斤)
j_t^*	无因次容积液体流量, $j_t^* = G(1-x)[gD_e(\rho_t - \rho_g)]^{-1/2}$
j_g^*	无因次容积蒸汽流量, $j_g^* = Gx[gD_e(\rho_t - \rho_g)]^{-1/2}$
k	热导率 (瓦/米·°C)
P	绝对压力 (牛顿/米 ²)
Pr	普朗特数, $Pr = \mu C_p / k$
q''	热通量 (瓦/米 ²)
Re	雷诺数, $Re = \rho V D_e / \mu$
S	泡核沸腾的抑制因子 (方程 6)

* 美国麻省理工学院。