

李炳书 著

工程传热科学技术

论文集

原子能出版社

图书在版编目(CIP)数据

工程传热科学技术论文集/李炳书著. —北京:原子能出版社, 2004. 3

ISBN 7-5022-3131-5

I. 工… II. 李… III. 工程传热学-文集 IV. TK124-53

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2004)第 018090 号

内 容 简 介

本论文集为已公开发表的论文,内容偏重于工程应用(包括计算),主要涉及:(1)综合评论;(2)束棒及套管临界热流密度;(3)束棒放热系数(包括表面沸腾);(4)束棒瞬态断流干涸临界热流密度;(5)工程传热计算。本论文集对核能、热能专业大学生和研究生及热能科技人员将有所裨益,对化工、航天等科研人员也有参考价值。

工程传热科学技术论文集

出版发行	原子能出版社(北京市海淀区阜成路 43 号 邮编:100037)
责任编辑	周 欣
责任校对	李建慧
责任印制	丁怀兰 刘芳燕
印 刷	保定市印刷厂
经 销	全国新华书店
开 本	787 mm×1092 mm 1/16
字 数	289 千字
印 张	11.75
版 次	2004 年 5 月第 1 版 2004 年 5 月第 1 次印刷
书 号	ISBN 7-5022-3131-5
印 数	1—200
定 价	23.50 元

版权所有 侵权必究(如有缺页,倒装,请与出版社联系调换 68416013)

前 言

鉴于当前世界范畴的能源需求日增,热能工作者需要考虑核能及其热交换等问题,而工程传热的试验研究(包括计算)是核动力工程的重要基础。

本书可用于核能专业大学生和研究生的参考资料,对化工、航天、热能等的科研人员也有参考价值。

感谢中核集团公司科技委副主任沈文权和某部队少将、总工程师焦增庚对本书的支持和提出的宝贵意见。

再者,感谢周围同事们的鼓励与帮助以及原子能出版社诸位同志的帮助。

限于水平,也由于工作繁忙,书中错误之处在所难免,敬希读者指正。

李炳书

2003年12月于清华园

目 录

轻水堆热工水力研究现状与未来(I)——堆芯传热.....	(1)
各国核电站发展情况.....	(7)
有关临界热负荷的试验研究和计算问题	(11)
高压欠热水在套管内的临界热负荷实验研究	(48)
高压欠热水在套管内流动时压力对临界热负荷的影响	(61)
表面粗糙度对高压欠热水套管临界热负荷影响的试验研究	(73)
高压欠热水在套管内流动时长度对临界热负荷的影响	(81)
高压欠热水在带定位格架的 10 根束棒中的临界热负荷的实验研究.....	(89)
低压套管临界热负荷试验研究(摘要)	(96)
临界热流密度实验	(97)
低压低流速欠热水在同心套管内的临界热流密度试验研究	(99)
有关压水堆临界热流密度(CHF)试验研究问题	(106)
带定位格架的 12 根束棒内水表面沸腾时的放热系数实验研究	(115)
带定位格架的 12 根束棒水强制对流放热试验研究	(120)
束棒瞬态临界热流密度(CHF)试验研究	(124)
束棒瞬态临界热流密度(CHF)试验研究(摘要)	(135)
有关瞬态临界热流密度(CHF)问题	(136)
双面冷却套管形燃料元件的温度分布.....	(139)
内冷电机绕组和屏蔽泵电机绕组在烧毁瞬间温度升高的分析.....	(155)
附录一 本论文集部分论文译英文.....	(161)
附录二 论文中有关单位间的换算.....	(179)

轻水堆热工水力研究现状与未来(I)——堆芯传热

一、回 顾

1960 年左右曾有一传闻,苏联第一个商业性核电站,由于热工水力问题搞不清,推迟一年运行,引起我国相关人员的注目。1960 年以后我国相继在北京、四川等地建成了有一定规模的高温高压热工水力试验台架以及必要的测试手段等。解决了国内核电建设中的热工水力问题,并完成了大量计算程序的工作,但同国外的测试技术水平与计算程序相比尚存在一定差距。美国三哩岛核电站发生事故后,失水事故(LOCA)热工水力试验和计算程序深受各国核电建设者的重视,就以美国而言,自从 1962 年美国原子能委员会制定了压水堆失水事故 LOFT-V 研究计划,做了一系列压力容器泄漏时引起压力变化的试验,即 500—700 系列的试验,到 1968 年 6 月制定了失水事故危急冷却系列(又称 LOFT/ECCS)计划,即 800—1000 系列,并做了 848,849 和 850 的管道破裂时压力瞬变规律的大量试验工作。1971 年完成了 800 系列破口试验后,认为不符合真实的注水危急冷却系统,后停止了 900 和 1000 系列的试验工作,而建起了 MOD-1 试验装置,其电功率为 1.6 MW,采用由 40 根电加热元件组成的试验段进行试验,每根电加热元件为 40 kW,在 158 个大气压力下(1 大气压约为 0.1 MPa),破口为 24 mm² 的情况下进行泄压(Blowdown)试验,偏重于系统参数的测量。为了在有核条件下测得有关参数,后来美国又建造了 55 MW 的功率爆破装置(即 PBF 堆)失水事故试验,进行了无核和有核试验。第一个堆芯高度为 1 680 mm,第二个堆芯高度为 3 650 mm,燃料棒数目为 1 300 根,使用了 810 点巡回检测装置,可记录 600 个检测数据。1974 年以来这个堆进行了 6 次非核试验,主要是破口试验。1977 年末完成了活性区完整性失水事故(即 L2-2 有核试验)。1978 年末将试验结果与计算程序进行验证,修订了计算程序。1979 年发表了 L2-3 模拟 4 回路大型压水堆破口泄压试验结果,并鉴定了 RELAP-4/MOD-5 计算程序的保守性,后编了 RELAP-4/MOD-6 和 RELAP-4/MOD-7 计算程序。后来美国核管会(NRC)还根据大量试验数据,选用多种事故的可能,包括小破口,制定了 RELAP-5/MOD-1 和 RELAP-5/MOD-2 计算程序,美国在 PWR 失水事故试验研究与计算程序上,花了 40 亿~50 亿美元,试验结果发表在 NUREG/CR3214(EGG-2248)报告(即:Summary of Nuclear Regulatory Commission's LOFT Program Experiments. July 1983, U. S. NRC)。到目前为止,计算程序已编出 RELAP-5/MOD-2,上述试验报告和计算程序作为美国核管会(NRC)审评核电安全依据之一。在美国的民间,由 EPRI 完成了 RETRAN-02/MOD-3,除计算速度比 RELAP-5/MOD-2 慢些外,在子程序上所考虑问题的深度与 RELAP-5/MOD-2 相比有独特之处;还有美国洛斯-阿拉莫斯

科学实验室(LASL)J. J. Pyun 和 K. A. Willams 教授曾在 1979 年对失水事故的非核试验 L1-4 用先进的最佳估价的计算程序——瞬态反应堆分析程序(TRAC)验证,认为 TRAC 计算程序能精确地预计整个 LOCA 的热工水力响应,并包括危急堆芯冷却剂注入冷端而产生的延迟效应应在内。

二、LOCA 试验

LOCA 试验分成大破口试验和小破口试验,在美国大破口 LOCA 试验已结束,小破口试验亦处在尾声阶段,所谓小破口是指压水堆压力边界上几何面积小于或等于 $4.65 \times 10^{-2} \text{ m}^2$ (即破口当量直径小于 1.6 cm),但具体计算模型细节尚待进一步探讨的问题还不少,因为这种 LOCA 过程的出现,最重要的物理现象是冷却剂的汽、水相分离。它既决定于冷却剂系统水力学特性,又决定堆芯传热问题,而堆芯传热和燃料元件包壳温度是依赖于汽水覆盖堆芯的程序与堆芯的裸露时间的长短。

LOCA 试验一般分成四个过程,即泄压、再灌水、再淹没和泡核沸腾回位(Return to Nuclear Boiling,简称 RNB)。

1. 泄压(Blowdown Depressurization)

在泄压过程中,堆芯流道内冷却剂的流动工况和燃料元件包壳表面的传热经历了一系列较复杂的变化,而在泄压初期,瞬态临界热流密度(Transient Critical Heat Flux)的发生是一个关键问题。许翼云教授在 1977—1980 年修正了瞬态临界热流密度,得出

$$\frac{q_{\text{CHF}}^{\text{W-3}} - q_{\text{蒸汽}}}{q_{x=0} - q_{\text{蒸汽}}} = [1.76(0.96 - \bar{\alpha})]^{1/2} \quad (1)$$

式中: $\bar{\alpha}$ ——流动截面上轴向的局部平均空泡份额;

$$q_{\text{蒸汽}} = h(T_w - T_i),$$

$$h = 0.023 \frac{k}{D_e} Pr^{0.4} Re^{0.8}$$

以 T_i 为定性温度, h ——传热系数, $\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{K})$;

k ——导热系数, $\text{W}/(\text{m} \cdot ^\circ\text{K})$;

D_e ——水力当量直径, m ;

普朗特数, $Pr = c_p \mu / k$;

雷诺数 $Re = \rho W D_e / \mu$;

c_p ——定压比热容, $\text{J}/(\text{kg} \cdot ^\circ\text{K})$;

μ ——黏度, $\text{kg}/(\text{m} \cdot \text{s})$;

ρW ——质量流量, $\text{kg}/(\text{m}^2 \cdot \text{s})$;

T_w ——壁温, $^\circ\text{K}$;

T_i ——流体温度, $^\circ\text{K}$;

$t_w(\text{壁温}) = t_s + 150.07 \text{ } ^\circ\text{C}$ 。

(1)式中仍用 W-3 公式,当今 W-3 公式被人们认为是一个预计临界热流密度最保守的公式,因此,各国都在推敲比较好的 q_{CHF} (临界热流密度)关系式,特别对低流速(即 1 m/s 以下)情况

q_{CHF} 引人注目。

泄压后,除 q_{CHF} 外临界流现象必须倍加注意,临界流现象的定义是当下游流动工况(一般是在一定变化范围内)不再影响系统的某一部分的流动时,该流动称为临界流。在 LOCA 的紧急泄压时,它是通过流量控制压水堆的高压回路的排放量。在这种构思下,临界流显得特别重要,但临界流涉及两相介质中压力脉冲的传播和音速问题,因此必须获得有效逆流扰动在临界截面上的位移速度为零时,命名为两相临界流。如果在伪临界截面之外衰减,所引成的伪临界须特别注意。因此,虽国外已有几种两相临界流模型,但波动现象如位移速度和二维及三维效应与两相间压差组合规律均待进一步研究。

2. 再淹没

前几年美国、西德和日本等国对再淹没试验花了不少人力与物力,因为压水堆,从回路的冷端注入堆芯危急冷却水。堆芯没有强制的淹没可能,向堆芯供水的驱动力只有积存于下降流道内的静压头,但下降流道壁面温度,直到再淹没开始时,尚未降低,核反应堆压力容器等的结构材料还在继续释放热量,这样就在下降流道内产生空泡,因而减少了有效水头,使供水驱动减退。下降流道是比较大的流道,可以忽略摩擦损失。因此评价有效水头的关键是空泡份额。空泡份额有两个问题需要解决,一是流道壁要考虑有多少热量传给流体的问题。二是在相对情况下,要考虑蒸汽量的空泡份额的流体力学问题。一般是用漂移流模型,因为漂移流模型要考虑空泡份额分布情况,所采用的是能量守恒和质量守恒控制方程,关键在系数 C_0 上,目前在国际上还没有统一的 C_0 表达式。每个试验研究者都根据自己试验结果得出 C_0 (见附录 1)。

从 RELAP-5/MOD-2 问世以来, Texas A&M 大学 Yassin A. Hassan (B&W 公司兼职) 对 RELAP-5/MOD-2 中的再淹没模型进行了评价,认为再淹没的高淹没率(约 155 mm/s)和蒸汽冷却与 FLECHT 试验数据符合得比较好,在低淹没率(约 38.1 mm/s 左右)与 FLECHT 试验数据符合得不好,其原因是由于空泡份额随流型而定以及两相界面曳力模型的不连续性造成的,因此,要改进 RELAP-5/MOD-2 再淹没的两相界面曳力模型和骤冷前沿的正确性。

3. 大小非规律性的碎片层的冷却问题(俗称流化床的冷却)(见图 1)

三哩岛核电站事故后,美国和日本等国均在研究燃料元件包壳破坏所产生的大小非规律性的碎片层,因为这种碎片层仍在继续放出衰变热,如果让它自由发展,必然形成破坏压力容器的严重破坏性事故,因此冷却问题是值得研究的一个问题。目前有用 20 kHz, 30 kW 电感应加热直径为 50 mm、高为 250 mm 的硼硅酸(耐热)玻璃瓶,内装有圆柱形钢片和 Al_2O_3 球丸并由瓶底注入水,模拟压水堆、沸水堆和快堆燃料芯块分别采用 $\phi 8 \text{ mm} \times 12 \text{ mm}$, $\phi 11 \text{ mm} \times 11 \text{ mm}$ 和 $\phi 5.5 \text{ mm} \times 9 \text{ mm}$ 的圆柱形钢片。认为压水堆在 13% Al_2O_3 球丸,空隙率为 0.378, 压力为 0.1—0.3 MPa 下,干涸热流密度为 50~150 W/cm², 干涸热流密度符合 Lipinski 的 O-D 模型,即用下式:

$$q = (h_{fg} + C_p \Delta T_{sub}) \dot{m}, \text{ W/cm}^2$$

式中: h_{fg} ——汽化潜热;

ΔT_{sub} ——欠热度;

$\dot{m}$ ——质量流量。

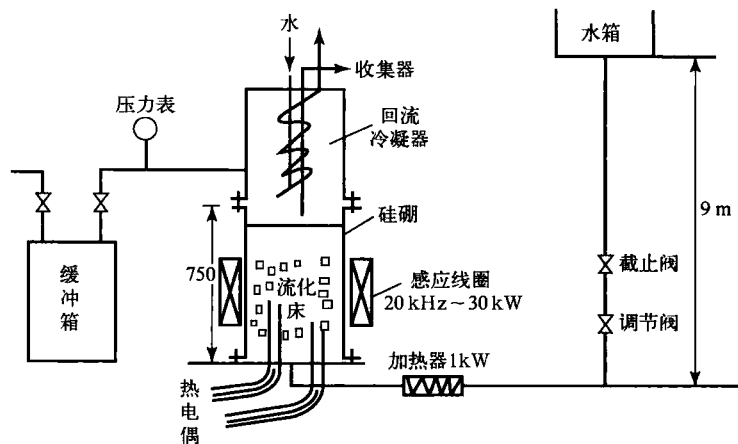


图1 流化床试验系统图

实际上观察的是当底部注入冷却水后的高温下碎片层的淬火现象,这样必须研究同热源颗粒层(即多孔介质)自然对流的研究(见附录2)。

三、未 来

对于今后压水堆和沸水堆热工水力方面的主要任务和主要测试技术手段,笔者认为:

1. 主要任务

我国最大电网容量比发达国家小得多,不宜再考虑(除广东大亚湾核电站二期工程外)单机容量为90万kW或100万kW核电站建设。但目前国外有一种趋势,如美国EPRI公司考虑改进型小型(40万~70万kW)核电站设计与建造,准备降低压水堆电站电功率,通过设计简化等,会带来财政投资减少,采纳小型核电站可能性很大,我国秦山核电站二期工程考虑2×60万kW机组,在西藏、海南岛等地亦在考虑小型核电站,这样能与低电负荷与不可预测的电负荷增减相适应。

根据我国核电建设的需要,笔者认为我国的热工水力工作者今后必须考虑如下几个主要问题:

- (1)40万~70万kW机组自然循环下的热工水力问题;
- (2)无源的应急堆芯冷却系统(ECCS)传热问题;
- (3)衰变热的无源导出的辐射传热问题;
- (4)有限的自然循环热工水力问题。

在小型压水堆上美国和德国考虑如何降低水与燃料比,形成中子谱变硬的稠密栅,可能PWR正方形燃料元件排列会变成像快堆那样三角形排列,水和燃料比从目前的2下降到0.5,中子谱移到超热区,Pu的生成率提高,这样轻水堆的转换比可以从0.5提高到0.9。如果上述情况可能实现,则热工水力工作者必须将 $\phi 9.5$ mm棒中心距从现有的12.7 mm改成10.7 mm,由于棒的排列变化,定位格架亦需要改,可能要做一系列的热工水力试验研究。

最近美国有一家公司发表一项新闻,说我国已有3万多名工程技术人员到美国接受培训,

对美国设备系统有较好的了解,预测我国有可能采用先进型的沸水堆(ABWR),不全依赖压水堆(PWR)系统。当然,这种预测尚未得到我国有关部门确认,但 ABWR 在它的运行过程中始终保持自然循环,又无大直径的环形管道伸向压力容器外(只有汽、水管道,可由阀门加以切断),因此,堆芯 LOCA 概率比 PWR 的低。目前 ABWR 还存在着如下问题:对丧失给水、失去正常热阱、失去电源、失去冷却剂、停堆时控制棒不能插入、缺少叠加事故以及堆芯损伤等事故的成功经验。

2. 主要测试技术手段

我国在 LOCA 下两相流试验研究的开展比国外晚了好多,正由于起步晚,可吸取他人的精华,少走弯路,但必须具备如下测试手段:

- (1)电导式液位探测器;
- (2)阻抗式局部空泡探头;
- (3)液膜厚度测量探头;
- (4)三束 γ 射线密度计;
- (5)摄像探头;
- (6)校验蒸汽温度的装置;
- (7)数据采集系统和质量流量联合测定装置(Spool Piece),该装置每台 20 万~25 万美元;
- (8)电加热的模拟燃料元件的制造。

总之,本评述是初步的,仅提供有关热工水力工作者思考,错误之处,请多指正。

附录 1

漂移流模型实质上是分离流动的一种模型,它主要描述两相之间的相对运动,而不描述每一相的运动。虽然,能按一般的方式发展这种理论模型,如相对运动由几个关键参数决定,并且与每相的流率无关;但这种理论有时仍然特别有用,并可扩展到求解二维及流动问题,对泡状流,团状、汽-液滴及流体-颗粒系(如流化床)都有广泛的用途。

即

$$\frac{\langle j_g \rangle}{\langle \alpha \rangle} = C_0 \langle j \rangle + V_{gj} \quad (1)$$

式中: $j = j_g + j_l$,

$$C_0 = \frac{\langle \alpha_l \rangle}{\langle \alpha \rangle \langle j \rangle}$$

$$V_{gj} = \frac{\langle \alpha (v_g - j) \rangle}{\langle \alpha \rangle}$$

式中: C_0 ——分配系数(distribution parameter);

V_{gj} ——漂移流速;

v_g ——流速;

α ——空泡份额;

j ——表面速度;

$\langle \rangle$ 表示横截面平均值。 C_0 和 V_{gj} 常为 $\langle j_g \rangle / \langle \alpha \rangle - \langle j \rangle$ 关系,按(1)式决定,同时极限区

域,假定 $\partial C_0/\partial \langle \alpha \rangle = 0$ 和 $\partial V_{gj}/\partial \langle \alpha \rangle = 0$,要很好掌握;现例举参考文献[1]的 C_0 。

$$C_0 \begin{cases} \frac{3.8}{2.8\langle \alpha \rangle + 1}, & 0.1 \leq \langle \alpha \rangle \leq 0.385; \\ \frac{1}{\langle \alpha \rangle} \left\{ 1 - 0.061 \left[\frac{1.4 - 0.4 \exp(-10\langle \alpha \rangle)}{-\ln(1 - \langle \alpha \rangle^{1.45})} \right] \right\}, & 0.385 < \langle \alpha \rangle \leq 0.65; \\ \frac{1}{\langle \alpha \rangle} \left\{ 1 - 0.244 \left[\frac{1 - \langle \alpha \rangle}{-\ln(1 - \langle \alpha \rangle^{1.45})} \right] \right\}, & 0.65 < \langle \alpha \rangle \leq 1. \end{cases}$$

附录 2

在重力场、离心力场或其他场的作用下,由于流体的温度差或(和)浓度差形成密度差和浮升力,使流体产生流动的现象称为自然对流。

一般用边界层积分方程式的方法分析层流和湍流时自由对流的近似解法。

参 考 文 献

- 1 J. of Nuclear Science and technology, 24 [7] pp. 586, 1987

注:自 1990 年 8 月 RELAP5/MOD3 计算程序问世以来,美国 Texas A&M 大学 YASSIN A. HASSAN 教授曾将该计算程序与 RELAP5/MOD2 作了一些比较。由于本文篇幅有限,不再赘述,请谅。

各国核电站发展情况

自从 1954 年苏联第一座核电站建成后,世界各国均在积极进行核电站的研究试验工作,已经建成、正在建造或正在积极研究中的堆型大致有以下几种。

1. 气体冷却堆

由于英国早期不能获得加浓铀燃料,1956 年 10 月建成以石墨为减速剂、二氧化碳为载热剂、天然铀为燃料的卡德霍尔原子能电站,这种堆的缺点是体积和装载量都很大,同时受覆盖层材料的限制,使反应堆出口温度不能提得太高,因而造成整个电站热效率很低(约 20%左右)。为了克服这一缺点,目前英国正在考虑设计卡德霍尔改进型的气冷堆,设法提高载热剂出口温度,以提高整个电站的热效率。英国采取了加浓铀代替天然铀,不锈钢或铍合金来代替不耐高温的元件覆盖层等改进措施,并改用二氧化铀陶瓷元件,使堆芯体积减小,功率密度提高,因提高了重量比功率,出口温度可以大大提高,而且增大二氧化碳 50%的压力,同时使元件传热面增大,从而使电站的热效率从 19%提高到 28%。

若能将冷却剂温度提高到 600℃以上,就能采用燃气轮机,可大大提高热效率。由此,英国正在从事于发展高温气冷的研究,堆中元件不用金属而直接用石墨作为覆盖层。英国在提高石墨的密度方面,采用了将石墨用糖水浸渍高温焙烧的方法,并已初步解决,于是气体出口可达 700~800℃,建造的哈威尔高温气堆的热效率可达 40%。

美国高温气冷的发展方面似乎还偏重于通过提高蒸汽参数。第一个实验性电站的电功率为 5 MW,氦气的出口温度达 800~1 000℃,但热效率也只有 25%。将在 1963 年投入运转的新设计高温气冷堆电站的主要参数如下:

美国高温气冷堆主要参数表

载热剂	氦气
载热剂压力	20 大气压
载热剂进口温度	350℃
载热剂出口温度	750℃
蒸汽温度	536℃
蒸汽压力	100 大气压
电站热效率	34.8%
电功率	40 MW

本文发表于 1960 年,后略加修改。

2. 水冷却反应堆

水堆的特点是堆的结构简单,价格低廉,性能已经掌握,所以动力堆发展的另一支脉是加压水堆。加压水堆具有体积小的优点,适用于船舶动力,美国已经建成的3艘潜艇及正在建造中的十余艘船舰,均采用加压水堆。

加压水堆主要的缺点是在维持链式反应时需要加浓缩铀作燃料,其价格昂贵。其次就是为了不使水发生沸腾,系统中的水必须有高的压力,因此反应堆就需要能受高压的外壳。这不但增加了成本,而且由于技术上的困难,压力壳的大小和强度受到限制,反应堆功率不能过大,而且热效率也较低。

为了克服压力水堆外壳制造困难的缺点,考虑在水中使水沸腾,采用沸腾传热的方法,在较低的压力下达到较高的蒸汽参数。

近几年来,沸腾水堆引起人们的注意,由实验中得知,负蒸汽效应使得堆的功率变化具有自动调节的可能,这是造成安全运转的条件。也就是说在反常的功率增加时,气泡的发生也随着增多,但可使反应性下降。目前知道沸水堆皆能保持压水堆的优点。但是由于气泡的发生会减低减速剂的密度,于是堆芯体积要增大,使得功率密度减低。至于以前大家所担心的蒸汽对汽轮机的沾污问题,并不如想像中的严重。但是沸水堆还存在着功率的共振振荡现象,造成堆的特殊不稳定性。

美国设计建造一个再循环沸腾水反应堆(Controlled Recirculation Boiling Reactor,简称CRBR)。该反应堆的特点是:(1)用强制循环水流过反应堆活性区,以提高功率密度;(2)用变动减速剂流量的方法控制反应堆功率;(3)采用堆内过热器。总电功率为62 MW。整个电站的热效率为30.5%。

3. 有机反应堆

为了解决加压水堆压力过高缺点的另一途径是采用高沸点的载热剂,某些有机化合物正合乎这一要求。

有机反应堆,有如下的优点:

- (1)在低压条件下可以得到很高的载热剂温度;
- (2)消除高压所引起的反应堆结构的困难,大大地简化堆本体的结构;
- (3)不会发生载热剂与铀之间的相互作用的危险性;
- (4)在低压系统内,也不会发生严重的腐蚀问题;

(5)有机物具有很好的核物理特性,减速特性仅次于水而吸收中子的截面小,允许使用浓缩度较低的铀,所以降低了燃料成本。反应堆的尺寸比石墨堆小得多。

(6)用有机物作减速剂和冷却剂的反应堆可以设计成具有负温度效应的反应堆,在运转时,功率略有波动,反应堆可以自动调节。

这类型的反应堆最大的缺点是当温度超过370~380℃时,有机物会发生剧烈的分解和聚合作用。因此反应堆必须具有净化系统,把离解后的气体或高聚合物清除。同时需不断地增添新的有机物到反应堆中去。另一缺点是在250℃时放热系数比水小4.7倍,导热系数约比水小5倍。这样在同样的热功率的反应堆中,冷却剂的流量就要比水大得多。有机物的熔点较高,因此在启动时必须加一套预热设备。

美国第一个有机反应堆电站(OMCR)的效率为 28.9%;改进后的 OMCR 堆电站,有机剂出口温度为 384 °C。所产生的蒸汽压力为 70 大气压(1 大气压约为 0.1 MPa),温度为 368 °C,整个电站热效率提高到 34.2%。

日本也在考虑电功率为 15 万 kW 和 30 万 kW 的有机堆电站设计。

4. 快中子堆

快中子堆是没有减速剂的,它以液体金属作导热剂,主要的优点有:(1)在裂变原子核中非裂变俘获的几率对裂变俘获几率的比是很大的,结果就有更多的中子可以转化为新的可裂变的原子核;哈威尔(Harwell)的西风(Zephyr)快中子反应堆每燃烧一个原子大约可以产生两个新裂变原子;(2)高能中子的有效吸收截面要比热中子小,因此中子损失较小,体积亦可做得比较小;(3)液体金属传热性能非常好,有很大的导热系数;(4)由于液态金属有较低的熔点(如钠的熔点为 97.5 °C,钠-钾合金熔点为接近 11 °C),它可成液体状态保存在系统中;(5)液体金属钠对回路材料引起腐蚀很小,这样可以广泛地采用钢或其他材料;(6)中子吸收截面小,在强放射性时和高温条件下的稳定性好。

液体金属(如钠)最大的缺点是,它与氧和水会起剧烈的化学反应,因此在使用时,必须防止与水与空气接触。其次是在放射性射线照射下,具有很强的放射性,这就给运转与检修带来了很大的困难。

目前在世界各国中将要建成的快中子动力堆有苏联 BH-50 及美国 Enrico Fermi 两堆。BH-50 燃料是用 Pu,电功率为 50 MW,冷却剂为 Na,温度为 480 °C。Enrico Fermi 堆燃料为 U-MO 合金,电功率为 94 MW,冷却剂为 Na,温度为 425 °C,压力为 6.5 大气压力。

日本也在考虑设计高速增殖堆(PFFBR)电站;预备在 1965 年投入运转。

快中子堆必须采用浓缩度很高的燃料,开始成本比较昂贵,但它能大量增殖燃料,所以今后发展前途是不可限量的。

5. 均匀反应堆

均匀反应堆的燃料和减速剂是均匀地混合在一起,以溶液的形式或者以浆液的形式携带可裂变的物质,所有物质皆在反应堆、热交换器和水泵的回路中循环。

反应堆的容积应该稍大于燃料临界质量的容积。加热的液体被压送到热交换器,在热交换器里液体将自身的热量传给第二回路中的载热剂并重新回到反应堆内。这种反应堆结构简单,不必使用释热元件,控制方便,随着燃耗的发生可以不断地排除分裂碎片,逐渐地以新鲜燃料充入反应堆。

这种反应堆的缺点是对设备和管路的腐蚀及磨损大,密封要求高,整个回路放射性强,防护及检修比较困难。

均匀堆目前各国均在试验阶段中,未有直接用作发电。苏联将要建成热功率为 35 WM 的均匀堆,以 UO_2 在 D_2O 中当燃料,沸腾循环。在美国 1959 年投入运转的有 LAPRE-2(Los Alamos 实验性动力堆),热功率为 1 MW,以 UPO_4 (浓缩)为燃料,与 HPO_3 和水均匀混合。

6. 二氧化铀(UO_2)液态金属浆反应堆

这种堆是根据最近美国诺尔斯原子动力研究所和美国阿贡研究所发表的用于发电的反应

堆之一。反应堆是一种非均匀反应堆,它具有循环的 UO_2 -铋流体燃料。所用的减速剂可用铍、 BeO 或石墨。据初步的物理计算的结果, UO_2 - PuO_2 浆的反应堆能用天然铀作燃料,它的燃耗率为 $3\,500\text{ MW}\cdot\text{d/t}$,用浓缩铀时,则可得到 $4\,000\text{ MW}\cdot\text{d/t}$ 的燃耗率。这种堆目前处在试验阶段中。

上面的综述是按反应堆类型划分的,从使用的角度来看,像石墨气冷、石墨水冷等反应堆,因体积庞大,只适用于固定式电站。沸腾水堆和高温气冷堆因其压力小,回路简单;有机堆因受照射后的放射性小,屏蔽体积小,这几种反应堆也可能作为船舶上的核动力。

世界各国也都正在研究小功率的移动电站,苏联早已建成功率为 $2\,000\text{ kW}$ 的加压水堆移动式核电站。最近美国建成了 450 kW 的高温氦气冷却堆的 ML-1 移动式核电站。英国也正在考虑装甲曳引车用的小型高温气冷堆,热功率为 1 万 kW 。

根据目前世界各国核动力发展的趋势,压水堆、沸水堆及高温气冷堆已受到广泛的重视,都在积极研究。而快中子堆也已引起了莫大的注意。

有关临界热负荷的试验研究和计算问题

引言

目前压水堆、沸水堆和重水慢化轻水冷却堆建造和设计不断增多,如何提高比功率和燃料元件不致烧毁是一个重要的课题。在轻水动力堆中燃料元件有可能沸腾恶化,产生蒸汽膜,放热系数突然降低,发生沸腾危机。在出现沸腾危机之前,传热表面温度跳跃,导致传热机理的变化,此时的最大热负荷,称为临界热负荷(Critical heat flux,简称 CHF)。

临界热负荷试验迄今为止已有 16 年的历史,绝大多数是用直流电加热模拟堆内的热负荷,并在一定的相似燃料元件几何形状下做试验。到目前为止,临界热负荷的机理搞不清,理论亦不成熟;因此,各国在具体工程应用上,都用经验公式来表达,因而计算临界热负荷的公式[见表(8)]是多种多样的。

在轻水堆设计热工计算中,常有采用临界比(或称烧毁比,临界热负荷与最大热负荷之比)来衡量安全情况,目前在美国的压水堆、沸水堆所采用的临界比如下:

表 1 压水堆的最小临界比

	第一代	第二代	第三代	第四代	第五代	第六代
压水堆	Yan Kee Rowe	Torino (ENEL)	Connecticut Yankee	Beznau	Sequoyah	1972 年新设计的堆
$Q_{\text{最大}}$ BTU/(h · ft ²)	4.46×10^5	4.19×10^5	4.37×10^5	5.10×10^5	5.8×10^5	/
$Q_{\text{平均}}$ BTU/(h · ft ²)	1.07×10^5	1.29×10^5	1.35×10^5	1.57×10^5	2.17×10^5	$* 1.9 \times 10^5$
最小临界比	>2.0	2.4	2	1.94	2.00	/

* 按装置的不同而异。本文引用的英制单位与法定计量单位的换算关系见书后换算表。

表 2 沸水堆的最小临界比

	第一代	第二代	第三代	第四代	第五代	第六代
沸水堆	Dresden-1	Oyster Creek	Dresden-2	Brown's Ferry	Zimmer	Perry-1
$Q_{\text{最大}}$ BTU/(h · ft ²)	2.88×10^5	3.83×10^5 (120%)	3.13×10^5	4.25×10^5	4.28×10^5	3.54×10^5
$Q_{\text{平均}}$ BTU/(h · ft ²)	1.00×10^5	1.02×10^5	1.32×10^5	1.63×10^5	1.64×10^5	1.59×10^5
最小临界比	2.0(125%)	1.5(120%)	1.5(120%) (1.9) *	1.9	1.9	1.9

* 最终设计

临界热负荷是轻水动力堆设计中的一个重要参数,亦是在保证核反应堆安全运行的前提下,提高堆芯功率密度的一个准则。因此,世界上如美国、前苏联、英国、加拿大、瑞典和意大利都在进行临界热负荷试验研究工作,都倾向在堆外做模拟全尺寸的燃料元件组件的试验工作。

沸腾危机一般分成如下四种流动模型(见表 3)。

1. 容积沸腾危机

加热表面浸在液体容器内,由自然对流在表面产生气泡,引成汽膜层,造成沸腾危机,因而传热机理变成容积膜沸腾。

2. 汽泡流动沸腾危机

在强制对流下加热表面附近变成大量汽泡流动同时引成移动的汽泡层。如图 1 和图 2 所示。当汽泡层变厚,足以阻碍冷却液体接触热表面时,由泡沫沸腾向膜态沸腾转变。这种沸腾危机确切地说是偏离泡沫沸腾(DNB)的。

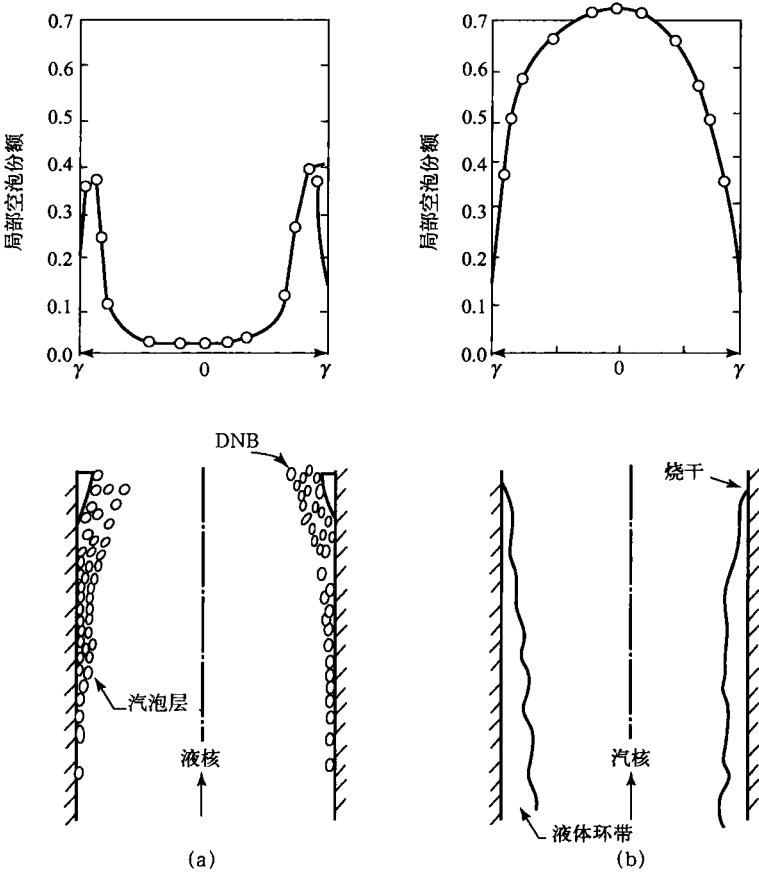


图 1 在不同流动模型沸腾危机机理的比较
(a) 欠热汽泡流动; (b) 环流

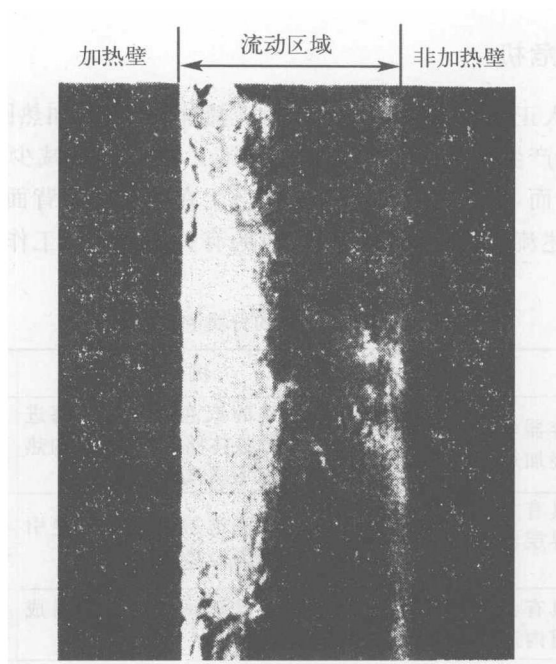


图2 垂直向上高速沸腾流动

试验条件: 氟里昂-113; 质量流速 $1.06 \times 10^6 \text{ lb}/(\text{h} \cdot \text{ft}^2)$; 欠热度 66°F ; 表压力 $41 \text{ lbf}/\text{in}^2$, 热流密度 $14\,300 \text{ BTU}/(\text{h} \cdot \text{ft}^2)$

(取自 L. S. Tong, Boiling heat transfer and two-phase flow, P. 141, John Wiley & Sons, Inc, New York, 1965)

3. 环流烧干 (Annular-Flow Dryout)

在强制对流下, 环状流动模型在加热表面上发生环流烧干。一般在环流中液膜正常地覆盖和冷却着加热表面。当加热表面液膜变成过分的薄和破坏, 然后而变为干小滴, 此时即产生沸腾危机。明确地说这种现象就是烧干。图3表示在零液膜流率时所发生的烧干。

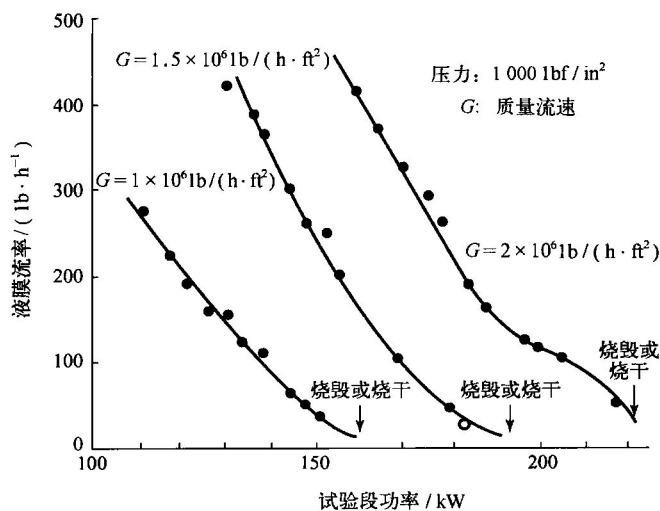


图3 液膜厚度的烧干

(取自 G. F. Hewitt, 1969)