

核 动 力 传 热 和 流 体 力 学

中国核动力学会
反应堆热工流体专业委员会

原 子 能 出 版 社

前 言

自 1995 年 9 月第四届全国反应堆热工流体会议以来,我国核反应堆研究、设计、建造、运行乃至退役工作,都取得了较大进展。秦山核电厂 30 万千瓦国产机组和大亚湾核电厂两台 90 万千瓦机组已连续可靠地运转了多年;秦山二期核电工程(两台 60 万千瓦国产商用机组)和岭澳核电厂(两台 90 万千瓦机组)也分别于 1996 年 6 月 1 日和 1997 年 5 月 15 日浇灌了标志工程开工的第一罐核岛厂房混凝土;秦山三期核电工程两台 70 万千瓦 CANDU 型重水堆机组和连云港核电厂两台 100 万千瓦 A3C-91 型压水堆机组也已被列入我国核电“九五”计划开工建造的项目,目前开工前各项准备工作在紧张进行;中国试验快堆、高温气冷试验堆、低温供热堆和商用脉冲堆的研究、设计、建设也分别取得了不同阶段的进展。这些反应堆的丰硕技术成果中也凝聚了我们反应堆热工流体专业科技工作者的辛勤劳动和智慧。正是在我国核能和平利用快速发展的喜人形势下,1997 年 9 月 16 日第五届全国反应堆热工流体会议在山东烟台长岛召开。

与会的中国核动力研究设计院、中国原子能科学研究院、北京核工程研究设计院、上海核工程研究设计院、清华大学、西安交通大学、上海交通大学、武汉核动力运行研究所、大亚湾核电厂、原子能出版社、中国核动力学会等 10 个单位向大会提交了 64 篇论文,有约 40 位专家学者在大会上就 49 篇论文进行了交流。

虽然从第四届到第五届会议之间只有两年时间,但从会议论文的数量和质量看,我国在反应堆热工流体专业领域里工作的科技工作者,在反应堆的研究、设计、运行及专业技术开发方面,都取得了巨大成绩。这些论文涉及到现正在设计和建造的反应堆的稳、瞬态,特别是事故状态下的热工流体问题,也涉及到运行反应堆的热工安全问题;它们既包括了试验研究方面引人瞩目的课题,例如堆芯自然循环冷却问题、临界热流密度试验研究、失水事故试验研究和流致振动研究等,也包括了难度较大的设计分析,例如失水堆芯再淹没、大破口失水事故分析、失去给水事故分析、主蒸汽管道破裂事故分析、弹棒事故热工瞬态及运行安全限值和负荷变化瞬态分析等;它们既反映出了在建的一代反应堆是我们研究的重点,也反映出对新一代反应堆热工流体问题研究的重要性。本届会议论文的内容具有相当的广度,相当一部分论文达到了较高水平并具有重要应用价值。本次会议上一批年轻的作者表现出了突出的才干,体现了我国反应堆热工流体专业光明的未来。

目前我国在建和将建的反应堆类型较多,这就在我们反应堆热工水力专业的科技人员面前展现出更大量的艰巨研究任务。希望下一届会议会有更多更好的论文与大家见面。

中国核动力学会
反应堆热工流体专业委员会
副主任 刘国明

目 录

我国临界热流密度实验研究的发展方向.....	李忠朋 肖泽军(1)
停堆期间环路半充水(MID-LOOP)运行丧失余热排出热工水力分析	阚强生 蔡剑平 翁明辉 徐受律(5)
秦山核电厂丧失全部给水严重事故分析	严锦泉 赵慧敏(12)
秦山核电厂(300 MW)大破口失水严重事故分析	张琴芳(17)
300 MWe 核电厂全厂断电事故及其防御措施分析	高静慧(22)
APROS 与 RELAP5/MOD2/RMA 关于恰希玛核电站一号机组核岛的实时模拟计算分析	陈松 朱学农 张会敏(27)
安全壳喷淋除热除碘性能的研究	陈士荣 徐受律 赵慧敏 范霞飞 胡承香 徐嘉(31)
大亚湾核电厂控制棒落棒时间问题的审评	
..... 王秀清 卞洪兴 俞尔俊 任俊生 方庆贤 郝晓峰 蒋宾森 祝学华 郁祖盛	(36)
广东大亚湾核电站 15%—100%额定功率之间负荷线性变化瞬态分析	张志达 石俊英(42)
大破口失水事故后的长期冷却分析	骆邦其(47)
大亚湾核电站堆芯运行限值计算	李晓静(50)
反应堆堆芯径向功率分布及下腔室流量分配敏感性分析研究	李经纬 胡德勇(53)
OSLA 反应堆运行安全限值分析程序研制	李经纬 柴保全(58)
秦山二期浓硼箱硼浓度对主蒸汽管道破裂事故的影响	石俊英(62)
广东阳江核电站蒸汽发生器主要热工参数分析	唐文忠 刘纯一(67)
岭澳核电站主给水和主蒸汽管廊差压计算	元一单 王世民(71)
岭澳核电厂主给水管道破裂事故计算分析	刘建平(75)
岭澳核电站蒸汽发生器传热管断裂事故分析	王世民 元一单 刘汉英(80)
可压缩容积对自然循环流动稳定性脉动幅度的影响	马昌文 王飞 博金海 姜胜耀(84)
NHR-200 被动式注硼实验系统数学模型.....	姜胜耀 高琅琅 张佑杰 博金海 马昌文(89)
200 MW 核供热堆 PC 模拟机的计算软件	刘杰 张作义 陈晓明 时振刚 陆冬森(94)
200 MW 核供热堆的热工设计和事故分析.....	张作义 高祖瑛 李金才 陈晓明(100)
RETRAN-02 程序在研究堆中的应用	李金才 王平 董玉杰(107)
先进轻水堆核电站非能动安全系统及其研究概况.....	陈炳德(112)
AC600 全压堆芯补水箱补水特性计算分析	彭云康 李长林 郑华(119)
AC-600 非能动安全壳冷却系统在大破口失水事故下的一维分析	

.....	俞冀阳 贾宝山 郑成武	(124)
船用核动力蒸汽发生器最优化设计方法研究.....	俞冀阳 贾宝山 张丽丽	(128)
自然循环工况下反应堆旁流特性研究.....	宋小明 沈才芬	(135)
西安脉冲堆失水事故研究.....	魏永仁 唐钢	(140)
10 M W 高温气冷堆蒸汽发生器双管工程模拟实验系统的不稳定性预分析		
.....	居怀明 黄志勇 刘志勇 姜胜耀 何学东 李军	(144)
SIMPLE 程序在求解导热、自然对流和辐射换热耦合问题中的应用	高祖瑛 赵海华	(149)
RELAP5/MOD2.5 程序传热模型研究与改进	熊平广 李吉根 浦胜娣 许汉铭	(155)
RELAP5/MOD2 程序计算反应堆大型整体模拟装置标准实验	陈玉宙	(160)
LOCA 堆坑压力和压力容器受力的敏感性分析.....	王荣忠 李锋	(167)
PWR 冷管段 5%小破口失水事故实验研究 ...	周润彬 许国华 李凤臣 姚日祺 魏国峰	(172)
AC600 二次侧非能动余热排出系统应急给水箱注水启动自然循环特性研究		
.....	肖泽军 陈炳德 卓文彬	(176)
自然循环欠热沸腾流动不稳定性 and 临界热流密度的试验研究		
.....	杨瑞昌 施德强 鲁钟琪 唐虹 郑荣钊 王勇	(182)
大栅距三角形组件快速瞬态 DNB 实验数据分析研究	蒋序伦 大久保 努 新谷 文将	(186)
垂直两相流空泡份额研究.....	史国宝	(190)
水平加热管束间二维汽液两相内循环特性的研究.....	杨瑞昌 郑荣钊 鲁钟琪 施德强	(195)
NHR-200 堆芯流量分配实验研究	马进 姜胜耀 张佑杰 博金海 高琅琅 马昌文	(199)
浸入式钠-钠热交换器的安装位置对快堆钠池自然循环特性的影响		
.....	钱燕悦 陈忠民 王金软 张燕	(205)
10MW 高温气冷堆蒸汽发生器两相流稳定性实验		
.....	居怀明 刘志勇 黄志勇 姜胜耀 李军 何学东	(209)
改进型实验反应堆工艺管的水力冲刷和流致振动实验		
.....	丁振鑫 姚日祺 王金软 郝老迷 王增楼 丁传义	(216)
高压屏蔽电泵热态性能试验研究.....	张伯义	(221)
GY-5 型工业用 ⁶⁰ Co 源运输容器正常传热试验研究	韩之坤	(226)

我国临界热流密度实验研究的发展方向

李忠朋 肖泽军

(中国核动力研究设计院, 成都, 610041)

1 前言^[1,2]

在讨论燃料组件总体性能优劣时,必然谈到它的临界热流密度(CHF)值。CHF在水堆热工设计中占有很重要的地位,它和包壳不容许烧毁的准则密切相关,它是评价燃料组件性能至关重要的参数。

众所周知,在进行水堆热工设计时,都要考虑必须具备大于1的最小烧毁比,而且在计算烧毁比时,还要考虑烧毁安全因子或工程不利因子。所谓最小烧毁比,就是沿燃料组件轴向计算CHF与实际热流密度的最小比值。对电站压水堆而言,设计的最小烧毁比,会因采用不同的CHF关系式而有所不同,往往稍大于2。所有这一切手段都是为了反应堆的安全。在安全的前提下,再考虑它的经济性。于是就提出了一个问题,所采用的CHF关系式准确否?对于一座反应堆,CHF越大,扣除了上述考虑外,它所能输出的功率就越大。同样,对于一座核电站,CHF越大,它的堆芯及相关部件就越小(蒸汽发生器除外),制造费用和初期投资就会大大降低。

为了提高燃料组件性能,得到更高的CHF值,各核电站售主都投入大量的人力和财力进行CHF研究。改变燃料元件棒径及其排列方式、增加定位格架的横向交混能力等都是为了尽可能地提高CHF值。定位格架尺寸和形式的改变是提高CHF值的强有力手段。西屋和法马通近年来在这方面的努力有目共睹。在两道性能良好的定位格架之间,他们不约而同地都增加了一道中间定位架。这种中间定位架不是起定位作用,而是起交混作用。它的特点是交混能力强、压降小。最近,法马通公司想通过优化定位格架设计,以提高燃料组件性能,但其装备精良的 Ω 实验装置无力进行这项研究,因此不得不花费96万美元委托美国哥伦比亚大学进行该燃料组件的临界热流密度实验研究。

西屋公司很久没有接到新的核电站订单,但仍然进行轴向非均匀加热临界热流密度实验研究。每进行一次实验所花费的经费跟法马通公司差不多。为了吸引用户,他们不断地优化定位格架,改善燃料组件性能,在相当长的一段时间内向老用户提供新型燃料组件。

通过全长棒束非均匀加热燃料组件堆外临界热流密度试验,可为核电站工程设计提供准确、可靠、方便、实用的实验关系式,改进定位格架的结构,增大交混系数,使核反应堆系统产生最大的热功率,从而大大提高经济性,保证工程设计的安全可靠。由此可见,临界热流密度实验研究在改进燃料组件性能中占据非常重要的地位。

2 国内核电站临界热流密度研究发展状况

50年代末,中国原子能科学研究院进行了简单通道的临界热流密度实验研究。之后上海机械

学院也进行了类似的研究。60年代末,中国原子能科学研究院和中国核动力研究设计院进行了 $\phi 8$ 棒束临界热流密度实验研究。自那以后,从事核电站和核动力装置临界热流密度研究的重点单位逐步转移到中国核动力研究设计院。

2.1 秦山一期临界热流密度实验研究^[3-10]

自70年代末以来,中国核动力研究设计院热工水力研究室进行了棒径为 $\phi 10$ 的 3×3 和 4×4 定位格架的临界热流密度实验研究,主要研究内容涉及秦山一期核电站临界热流密度、定位格架选型、参数变化对临界热流密度影响以及瞬态临界热流密度,解决了秦山一期核电站 15×15 燃料组件的设计及安全评审中遇到的问题。最近,上海核工程设计研究院为解决巴基斯坦核电站出口问题,委托中国核动力研究设计院热工水力研究室开展了棒弯曲对临界热流密度影响的实验研究。此外,清华大学低温供热堆也采用了秦山一期燃料组件结构形式,清华大学也委托中国核动力研究设计院热工水力研究室进行了其运行参数范围内的临界热流密度实验研究。

值得注意的是所有这些实验研究都是采用发热段长度不超过1.4 m的均匀加热试验棒束。

2.2 核电站标准燃料组件临界热流密度实验研究^[11-14]

标准燃料组件的特点是棒径为 $\phi 9.5$, 17×17 排列,与秦山一期略有不同。自80年代初以来,中国核动力研究设计院热工水力研究室进行了棒径为 $\phi 9.5$ 的 3×3 和 4×4 棒束定位格架的临界热流密度实验研究。当初提出这项任务是为满足金山450 MW供热堆的需要,秦山二期600 MW核电站的热工设计也是建立在此基础上。其研究内容涉及基本的临界热流密度实验研究、新型定位格架实验研究及双金属定位格架实验研究。此外,“八五”期间,还开展了AC600低质量流密度临界热流密度实验研究。

值得关注的是除长棒束实验采用2.2 m加热长度外,所有其它实验研究都采用不超过1.4 m加热棒束,同时都是轴向均匀加热。

3 国外核电站临界热流密度研究发展状况

3.1 轴向非均匀加热临界热流密度的处理方法^[15]

目前,处理轴向非均匀加热临界热流密度的方法都是以“局部工况假设”或者“整体概念”为基础。“局部工况假设”方法是指沸腾危机仅仅由局部热流密度和局部含汽量决定,与上游条件无关。它仅仅适用于高欠热度和低含汽率的情况。相反,“整体概念”方法意味着上游情况是非常重要的,通过取许多解析形式来求得轴向非均匀加热临界热流密度。

“整体概念”方法主要包括Tong的“F因子法”和“临界含汽率-沸腾长度法”。F因子法对轴向均匀加热的临界热流密度关系式进行了修正,得到现有的轴向非均匀加热的适当关系式;相反,临界含汽率-沸腾长度法是对热平衡法求得的整体沸腾长度进行修正,而不是对临界热流密度关系式进行修正。

3.2 国外目前研究状况^[16,17]

以上方法都表明仅仅知道系统的局部热工水力参数是不够的,还必须知道上游影响情况以及局部的情况是如何发生的。对于存在上游影响的轴向非均匀加热,从轴向均匀加热试验段所获取的临界热流密度推算出的轴向非均匀加热临界热流密度仍不能被核电取证所用。正如哥伦比亚大学HTRF Yang Baowen博士于1997年1月6日发的电子邮件所指出的那样,“如果DNB和干涸的机理都清楚,且两相流流型都很明白的话,我们可以做到这一点。因为如果没有完全掌握流型,要发展和验证用以区分局部和非局部参数的准则是不可能的。目前所有用于核电取证的临界热流密

度值仍然依赖于全长度非均匀加热的临界热流密度试验。”

美国最早规定核电取证所用的临界热流密度必须是非均匀加热临界热流密度。欧洲核电发达国家是如何看待这个问题呢？一、二年以前，他们仍用很多均匀加热的临界热流密度代替非均匀加热临界热流密度。即使如此，他们也不得不花费大量的经费，进行非均匀加热临界热流密度实验研究，用少量非均匀加热临界热流密度来得到 F 因子。目前，欧洲几乎所有核电站售主都使用非均匀加热全长棒束临界热流密度。

4 下一步我国开展临界热流密度实验研究的条件

从 50 年代起，一些国家相继建造了不同规模的热工实验装置。70 年代，随着核电站的发展，苏、法、日、美等国先后建成了 6、9、14 和 17.2 MW 的大型热工实验装置，进行全长度（3.6 m 或 4.3 m）非均匀加热棒束热工实验研究，把反应堆热工研究推向了一个新的水平。

为了掌握和跟踪国外先进核电技术，改进和优化反应堆燃料组件热工水力性能，确保反应堆更安全、更经济地运行，中国核动力研究设计院热工水力研究室设计并已建成氟里昂热工实验装置和正在建造大型热工实验装置。

4.1 氟里昂热工实验装置简介^[18]

氟里昂热工实验装置主要用于压水堆燃料组件的稳态和瞬态热工水力模拟实验，可进行全长度非均匀加热临界热流密度实验研究。其主要技术参数如下：

试验工质	R12；	设计压力	4 MPa；
工作压力	2.77 MPa；	主回路温度	60 ℃；
试验段最大流量	6.82 kg/s；	主泵流量	16.22 kg/s；
主泵扬程	1 MPa；	试验段本体功率	500 kW。

4.2 大型热工实验装置简介^[19]

大型热工实验装置主要用于压水堆燃料组件的稳态和瞬态热工水力实验，可做全长棒束非均匀加热临界热流密度实验。其主要技术参数如下：

试验工质	去离子水；	设计压力	20 MPa；
工作压力	17.5 MPa；	主回路温度	310 ℃；
试验段流量	70 m ³ /h；	主泵流量	500 m ³ /h；
主泵扬程	1 MPa；	试验段功率	10 MW。

5 结论

由于计算机自动判断临界系统的研制成功，使我们的实验研究技术获得了重大的进展，为今后的实验研究打下了坚实的基础。尽管这样，与国外相比，还落后很长一段距离，目前我们只限于进行小棒束、短元件、均匀加热的实验研究，要进行核电站燃料组件全长棒束非均匀加热临界热流密度的实验研究还需作艰苦的努力。但应看到，我国临界热流密度实验研究的发展方向是进行全长棒束非均匀加热临界热流密度的实验研究，使中国核动力研究设计院（NPIC）成为国外核电取证认可的从事临界热流密度实验研究的单位，即 Benchmark 单位。

参 考 文 献

- 1 王鹏飞. 国内外临界热流密度关系式及其影响因素的综述. 内部报告. 1994
- 2 于平安等. 核反应堆热工分析. 原子能出版社. 1986
- 3 史重森, 罗共信, 王鹏飞等. 正方形排列九根棒束临界热通量的实验研究. 内部报告. 1979
- 4 苏春河, 李忠朋等. 新型定位架对临界热流密度影响的实验研究. 内部报告. 1979
- 5 王鹏飞, 史重森, 罗共信等. 正方形排列十六根棒束临界热通量的实验研究. 内部报告. 1982
- 6 王鹏飞. 低温供热堆燃料组件 CHF 的实验研究. 内部报告. 1989
- 7 王鹏飞, 罗共信等. 秦山 300MW 核动站 78 型定位格架对 CHF 影响的实验研究. 内部报告. 1984
- 8 宋贤惠, 彭云康等. 压力对秦山核电站燃料组件临界热流密度影响的实验研究. 内部报告. 1987
- 9 王鹏飞, 罗共信等. 30 万千瓦核电站燃料组件的新型定位架对 CHF 影响的实验研究. 内部报告. 1983
- 10 马介亮等. 棒弯曲对临界热流密度影响的初步报告. 内部报告. 1996
- 11 宋贤惠. 450 MW 热核电站的临界热流密度实验研究. 内部报告. 1992
- 12 王鹏飞, 宋贤惠等. 双金属定位格架对 CHF 影响的实验研究. 内部报告. 1986
- 13 宋贤惠. AC600 低流速临界热流密度实验研究. 内部报告. 1994
- 14 张伯义. 长棒束临界热流密度的实验研究. 内部报告. 1989
- 15 袁乃驹, 裘泽椿, 杨彬等. 压水反应堆热工分析. 原子能出版社. 1981
- 16 Yang Baowen. Opinion about CHF. E-mail. HTRF/CU. 1996
- 17 Memorandum. Minutes of the discussions between NPIC and HTRF/CU, 1997
- 18 肖泽军. 氟里昂热工实验装置方案设计说明书. 第一册: 总报告. 1994
- 19 郭忠川. 大型热工实验装置施工设计. 内部报告. 1996

停堆期间环路半充水 (MID-LOOP) 运行 丧失余热排出热工水力分析

阚强生 蔡剑平 翁明辉 徐受律

(上海核工程研究设计院, 上海虹漕路 29 号, 200233)

1 概述

MID-LOOP 运行工况是指压水堆核电站反应堆停堆期间主回路进行设备检修的半充水运行工况。该工况运行依靠余热排出系统 (RHRS) 来带走堆芯余热, 如果此时丧失余热排出能力, 就会造成堆芯冷却剂沸腾直至堆芯裸露, 危及堆芯安全, 甚至造成放射性释放。

本文用 RELAP5/MOD2 程序模拟 300 MWe 核电站环路半充水运行工况下丧失余热排出能力的可能工况, 分析电厂系统响应和参数变化, 了解专设安全设施在此工况中的作用。本分析结果可为电厂运行人员的操作提供参考。

2 分析及方法

本文以 300 MWe 压水堆核电站两环路为对象, 分析在 MID-LOOP 工况运行期间丧失余热排出能力后的各种工况下系统温度和压力瞬态, 堆芯水位和回路内水位变化, 堆芯沸腾和裸露时间及燃料元件表面温度, 确定事故缓解设施的能力。

根据 300 MWe 核电站停堆期间可能存在的 MID-LOOP 系统运行工况, 选定计算工况为:

- 工况 1: RCS 冷段打开 (5% 冷段流道, 模拟主泵轴封因检修拆除的情况), 热段封闭; SG 二次侧正常水位。
- 工况 2: RCS 热段打开 (10% 热段流道, 模拟 SG 检修打开热段人孔的情况), 冷段封闭; SG 二次侧正常水位。
- 考虑缓解设施的工况 1。
- 考虑缓解设施的工况 2。

本系统分析程序为 RELAP5/MOD2/RMA (微机版)。RELAP5/MOD2 程序采用两相分离流模型和一维质量、能量和动量守恒方程, 汽相中存在的凝气体被假设为与汽相处于热力学平衡状态。主管道内半充水流动采用简化后的水平分层流模型动量方程来模拟。

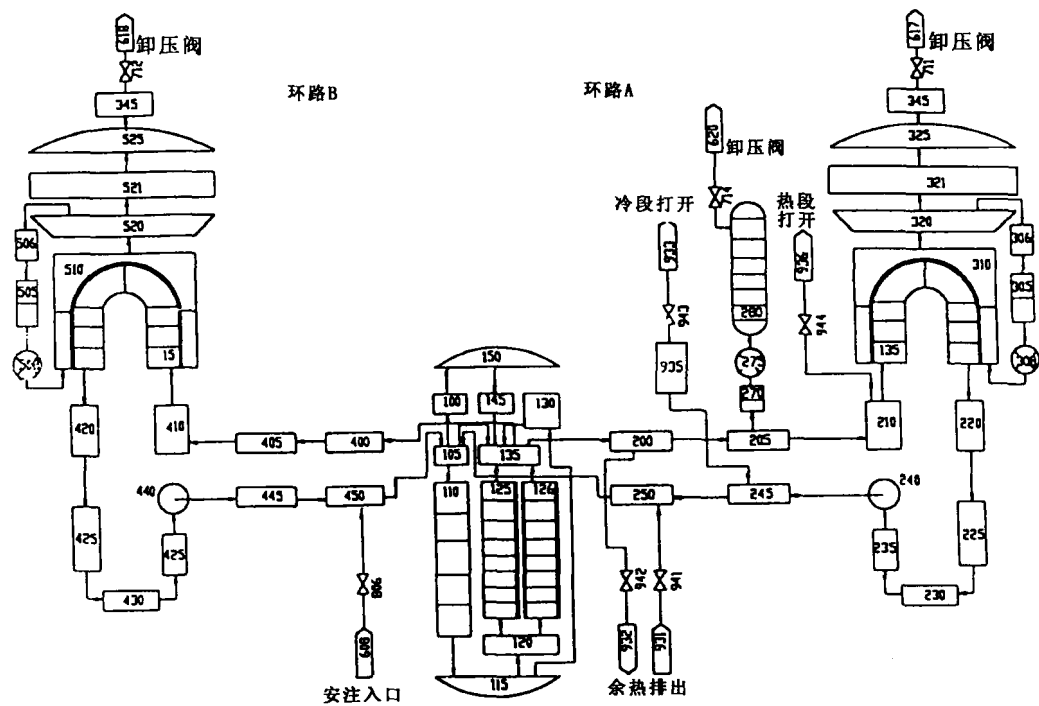
3 系统的初始条件

本分析采用下列较保守输入参数及假设条件:

- 反应堆初始功率: 停堆后 20 小时衰变热为 0.64% 额定热功率, 即 6.624 MWt。其后按 ANSI/ANS-5.1-1979 规定的衰变曲线衰减。
- 一次侧主要参数: 压力 (大气压), 温度 (热段 350 K, 冷段 320 K)。
- 主管道热段液位: 管道中平面
- 二次侧主要参数: 压力 (大气压), 温度 (350 K), 液位 (正常液位 10.7 m)。

- RHR 系统运行状况：事故前一台 RHR 泵正常运行，事故时丧失 RHR。
- 主泵运行状态：未运行。

30 万千瓦压水堆核电厂 MID-LOOP 分析 RELAP5/MOD2 程序控制容积节点划分见下图。



30 万千瓦压水堆核电厂 MID-LOOP 分析 RELAP5/MOD2 程序控制容积节点划分图

4 计算结果及结果分析

4.1 工况 1

工况 1 计算 MID-LOOP 运行丧失 RHRs 后堆芯升温升压及裸露的瞬变以及主回路系统的热工水力的响应。结果示于图 1 至图 8，此事故的事件序列见表 1。

表 1 事件序列

事件	工况 1	工况 2
	时间 (s)	时间 (s)
丧失 RHR 冷却	0	0
冷段水位排光 (环路 A)	450	900
堆芯初始沸腾	570	730
上腔室液体饱和	720	850
蒸汽进入稳压器	800	—
热段水位排光 (环路 A)	900	1000
堆芯顶部开始裸露	920	1700
堆芯温度陡升	2200	5000
计算结束	4000	6000

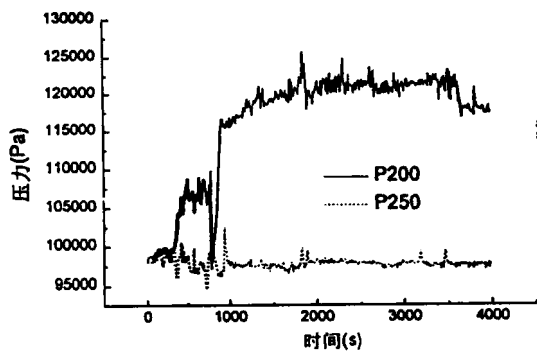


图 1 环路压力-工况 1

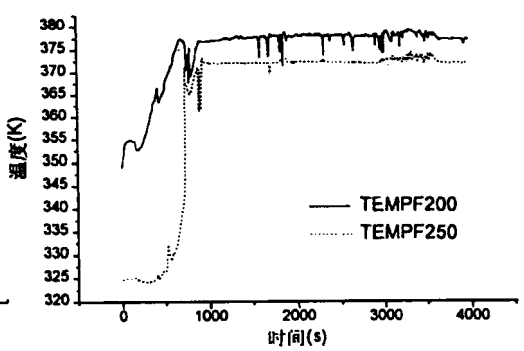


图 2 环路温度-工况 1

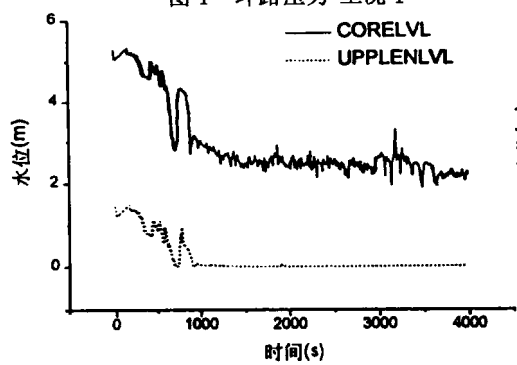


图 3 堆心、上腔室水位-工况 1

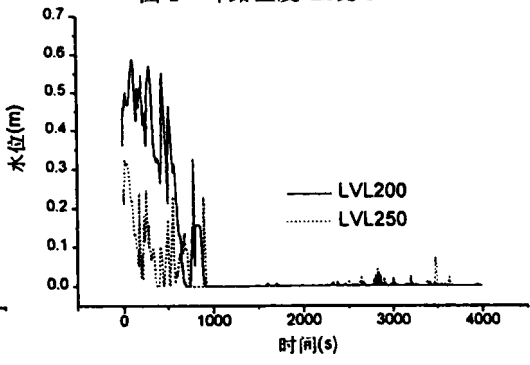


图 4 环路水位-工况 1

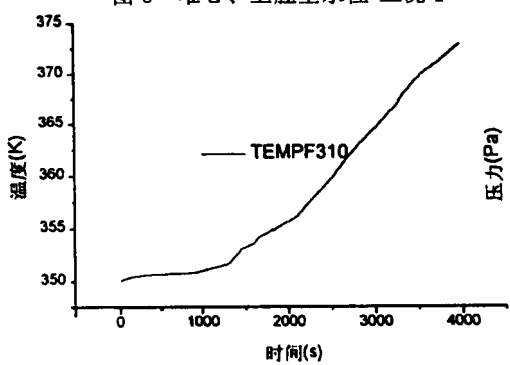


图 5 SG 二次侧温度-工况 1

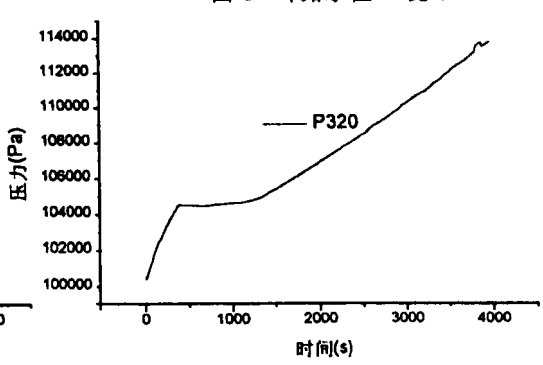


图 6 SG 二次侧压力-工况 1

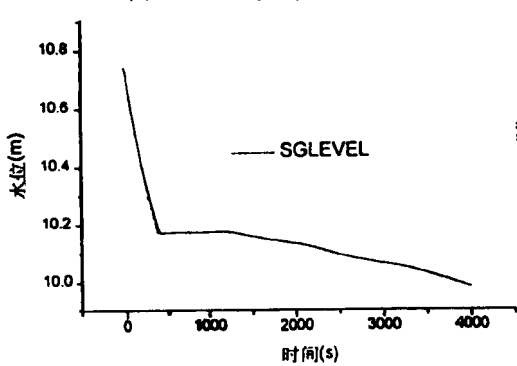


图 7 SG 水位-工况 1

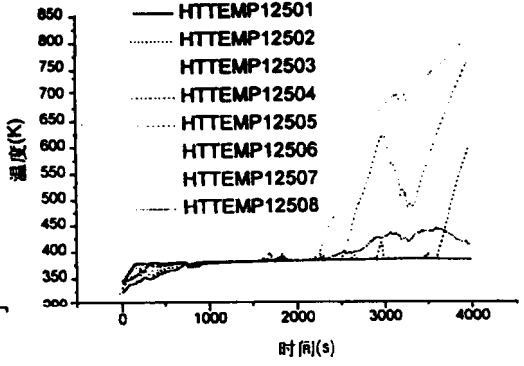


图 8 燃料棒表面温度-工况 1

由于丧失 RHRS 冷却, 系统温度压力很快上升, 液态容积膨胀, 热段和上腔室的液位上升, 而冷段则液位下降。大约在 570 s, 上腔室的液体温度达到其饱和温度, 开始产生沸腾。上腔室逐步被蒸汽所占据, 在 700 s 容积内不凝气体的份额趋于 0, 预示着上腔室达到饱和。此时堆芯底部和下腔室依然维持欠热状态。

当上腔室达到饱和后, 产生的蒸气进入上封头和热段上部空间。热段和上腔室的水位在初始短暂的上升后又逐步降低, 到 900 s 热段水基本排空。因为冷段打开, 冷段的水从开口处迅速流失, 在 450 s 左右即基本排空, 但由于环路水封的影响, 冷段的水位随着 U 型段水的排出而不断波动。

液体温度的上升在到达饱和温度后逐步开始稳定, 上腔室和热段一直维持饱和温度, 冷段温度与热段保持约 5 K 的温差。大约 800 s 左右, 热段压力暂时下跌, 随后又恢复上升的趋势。这是由于蒸汽进入了稳压器扩容产生的结果。其后热段压力又稳步递增, 而此时冷段压力几乎为大气压力, 因此建立起热段和冷段之间的压差, 并逐步增加。随后尽管有所波动, 但回路热段压力总体继续维持攀升的趋势。由于计算终止时, 环路水封还未彻底清除, 由此热段压力下跌的特征尚不明显。

堆芯进出口流量在主回路水排空以前变动十分剧烈, 以后则基本为零, 处于滞止状。当上腔室的水基本被排空之后, 堆芯顶部开始裸露, 此时约为 920 s 左右。在 2200 s 左右, 堆芯燃料表面温度开始急剧上升。到达 4000 s 后, 燃料棒束温度可高达 800 K。由于一次侧向二次侧传热, SG 二次侧压力逐步上升, 水位则逐步下跌。二次侧温度上升至 372 K, 并有继续上升的趋势。

通过对工况 1 的分析计算, 可以认为在该种主回路运行方式上如果丧失衰变热去除能力, 堆芯的排热手段将主要依靠蒸汽发生器的冷凝。由于这种传热效果的局限性, 将会在较短的时间内 (不足半小时) 出现堆芯的沸腾; 同时由于主回路热段未充分打开而造成迅速升压, 从而导致堆芯迅速裸露, 因此随后会很快造成燃料元件的烧毁, 严重影响反应堆的安全。

4.2 工况 2

工况 2 计算的热工-水力响应示于图 9 至图 12, 事故序列见表 1。

丧失 RHRS 后, 堆芯和热段温度很快单调上升, 冷段温度受热段的影响也有增加, 但波动较大。堆芯上腔室及热段压力在 900 s 达到峰值 0.125 MPa, 但维持不住, 又波浪式下降, 最后接近大气压。这是由于热段回路处打开直接与大气相通的缘故。冷段压力基本上随热段压力一起变化。

由于热段打开, 堆芯产生的蒸汽大部分从热段开口处排出, 蒸汽进入稳压器的现象不很明显。稳压器底部的不凝气体成分一直没有去除, 压力也一直没能上去。上腔室温度在 730 s 达到饱和温度, 堆芯开始沸腾, 850 s 上腔室饱和, 蒸汽开始流向回路。热段的温度随着堆芯温度的上升也同步上升, 在达到饱和温度后维持稳定, 但稳中有渐渐下降的趋势。冷段温度受到热段的影响也有

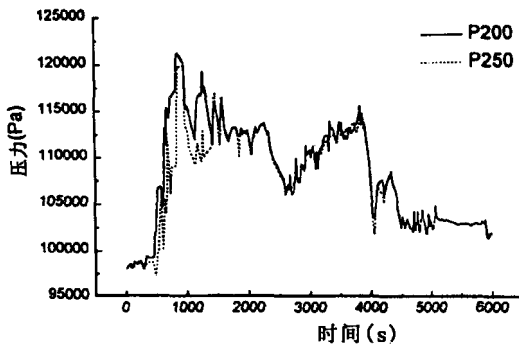


图 9 环路压力-工况 2

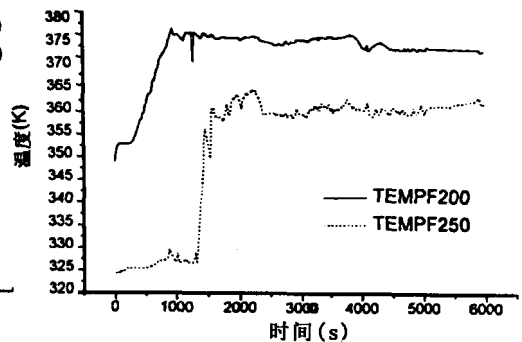


图 10 环路温度-工况 2

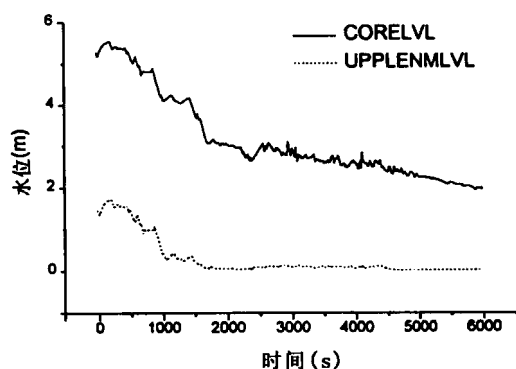


图 11 堆芯、上腔室水位-工况 2

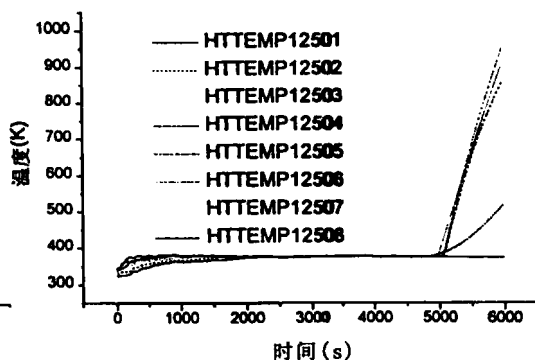


图 12 燃料棒表面温度-工况 2

上升, 最高达 365 K, 但起伏较大。

在计算开始时热段水位经过一阵波动后, 由于水从打开处流失, 水位迅速下跌, 至 1000 s 左右排光热段的水。冷段水位变化趋势同热段, 而且早于热段先排光。这是由于冷段的水通过下降段不断向堆内涌入的原因。

上腔室的水位在 1700 s 接近排完, 同时堆芯开始裸露。此后由于没有冷却手段, 堆芯温度不断上升, 燃料元件温度开始陡升发生在 5000 s。至 6000 s 计算终止时, 元件最高温度达 950 K。

蒸汽发生器二次侧的反应同工况 1 基本类似, 传热基本上是依靠热段进口处蒸汽的冷凝来进行。U 型管的上部和热段出口处的传热对带走衰变热贡献不大。

通过工况 1 和 2 的对比分析, 可以看出工况 2 的堆芯沸腾和裸露时间要迟于工况 1, 燃料元件温度陡升的时间也晚于工况 1。其主要原因是因为在工况 2 中, 由于主回路热段的打开, 堆芯热量的带出是通过蒸汽发生器冷凝和打开口处蒸汽热量带走两条途径, 而且堆芯和回路内的压力无法长久维持, 升压条件难以建立, 从而使得堆芯上腔室沸腾和裸露时间发生在事故后一个半小时以后。可以说, 由于工况 2 为事故的缓解和干预提供了较长的时间, 其相对事故危险性要低于工况 1。

同时通过对这两个工况的分析, 我们可以了解到在 MID-LOOP 运行中, 升压是造成堆芯裸露的关键, 因此 MID-LOOP 工况中在冷段打开前打开堆芯顶盖, 或打开稳压器人孔盖, 或建立起热段卸压通道是避免升压的有效途径。

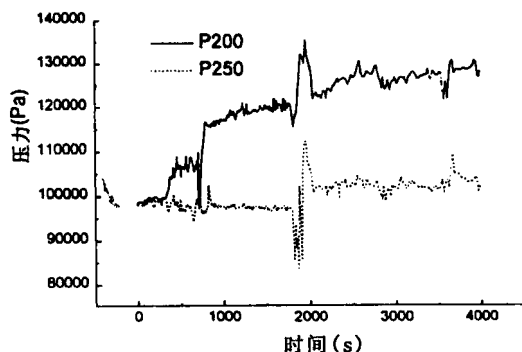


图 13 环路压力-工况 1 安注后

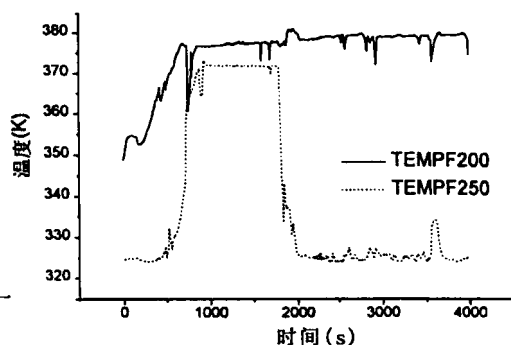


图 14 环路温度-工况 1 安注后

4.3 缓解效应分析

工况 1 安注后的系统热工水力反应见图 13~16。此时注射流量为 150 kg/s, 投入时间为 1800

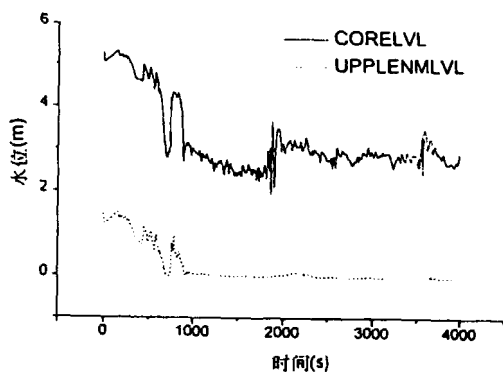


图 15 堆芯、上腔室水位-工况 1 安注后

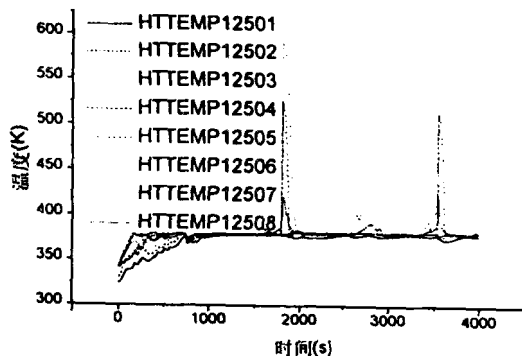


图 16 燃料棒表面温度-工况 1 安注后

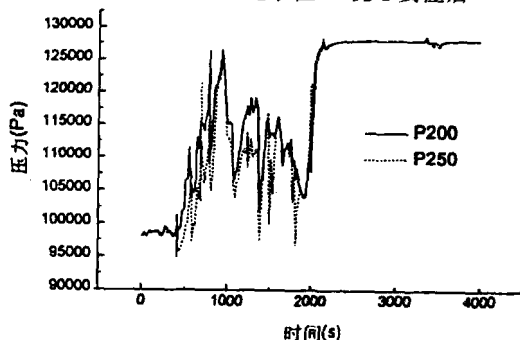


图 17 环路压力-工况 2 安注后

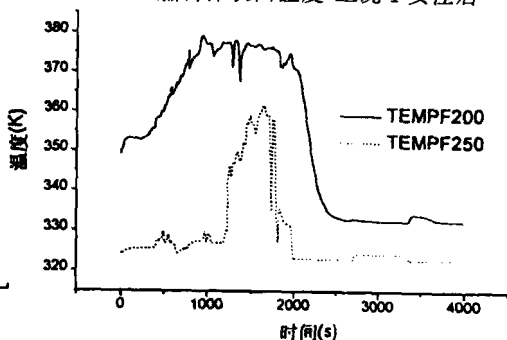


图 18 环路温度-工况 2 安注后

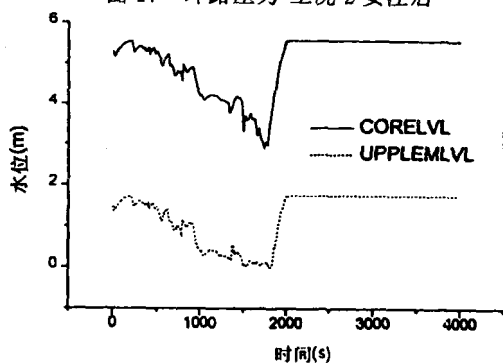


图 19 堆芯、上腔室水位-工况 2 安注后

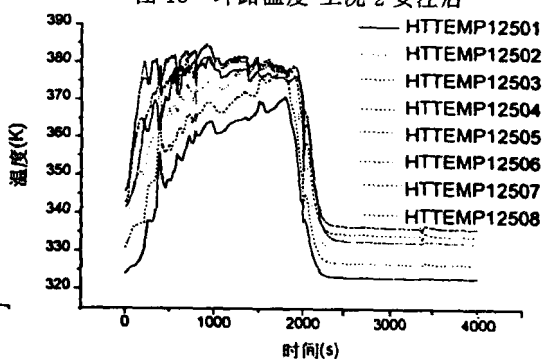


图 20 燃料棒表面温度-工况 2 安注后

s。回路系统在 1800 s 以前的响应同工况 1，安注触发以后，可以看出上腔室及回路的压力并没有得到抑制，堆芯及热段的温度依然不变。而两个环路的冷段温度出现了较大幅度的下降，堆芯下行水道的水位得到恢复。上腔室的水位在 1800 s 后虽有小幅度的变化，但依然维持裸露状态。因为原来流入堆芯的水大部分从压力较低的冷段开口处流失，但堆芯裸露后的水位下降和燃料元件包壳温度的上升得到了遏制。

由此可见，对于冷段打开时的丧失 RHR 事故，操作员在投运安全注射设施前关闭冷段的开口，防止大量冷却水旁通而不流过堆芯从打开处流失，会改善堆芯冷却条件。

工况 2 考虑安注的系统响应见图 17—图 20。安注触发后上腔室及回路的压力一直维持不变，堆芯温度有了大幅度的下降，同时堆芯、下行水道和冷热段管道均被充水（热段打开的管道除

外)。堆芯的热量被安注水从打开处带出, 事故得到了极大的缓解。

5 结论

根据 MID-LOOP 运行丧失 RHR 冷却的事故分析, 我们可以得出如下的结论: 鉴于 MID-LOOP 运行中存在极大的事故隐患, 因此在电厂停堆换料运行期间, 应最大限度地避免和缩短 MID-LOOP 运行时间, 并采取切实手段, 防止 MID-LOOP 运行时反应堆冷却剂通过子管阀门泄漏引起丧失余热排出的事故, 为此需密切注意水位变化。在 MID-LOOP 运行工况下丧失 RHR 事故中, 热段封闭冷段打开的工况 1 又是最危险的事故工况, 堆芯开始沸腾前的时间仅仅只有 570 s, 而在无缓解设施投运的情况下, 堆芯开始裸露前时间只有 720 s, 因此对电厂的安全具有极大的危害。

- 分析表明热段未打开是系统升压和堆芯快速裸露的主要原因。因此进入 MID-LOOP 减装量运行后, 必须在冷段打开前或设置蒸汽发生器管嘴堵板前打开堆芯顶盖, 或打开稳压器人孔盖, 或建立起热段卸压通道, 以避免升压及堆芯裸露。
- 蒸汽发生器维持冷态的水装量能作为热阱提供蒸汽冷凝手段, 对带走堆芯余热具有一定的贡献, 因此在停堆期间应尽量使得蒸汽发生器处于湿保养的备用状态, 以对事件提供缓解手段。
- 稳压器卸压阀作为反应堆冷却剂系统主要的补水和排水手段, 对事故缓解起到重要作用。尤其在一回路系统完全封闭情况下, 打开稳压器卸压阀能提供系统热量排出的通道, 降低回路的压力, 和高压安注泵一起实施主回路的补水和排水, 带走堆芯衰变热。
- 对于冷段打开热段封闭的丧失 RHR 事故, 操作员在投运安全注射设施前必须关闭冷段的开口, 否则大量冷却水将被旁路掉, 从冷段打开处流失。

参 考 文 献

- 1 Loss of Decay Heat Removal. NRC Generic Letter No. 88-17, 10CFR 50.54 (f)
- 2 F. J. Miraglia. Loss of RHR while the RCS is partially filled. Generic Letter 87-12, July 9, 1987
- 3 E. Rossi. Possible Sudden Loss of RCS Inventory During Low Coolant Level Operation. NRC Information Notice 88-36, June 8, 1988
- 4 Loss of RHRS. Diablo Canyon Unit 2, April 10, 1977. NUREG-1269, June 1987, USNRC
- 5 Loss of Decay Heat Removal During Low Reactor Coolant Level Operation. NRC Information Notice No. 87-23
- 6 Loss of Decay Heat Removal Due to Loss of Fluid Levels in Reactor Coolant System. NRC Information Notice No. 86-101
- 7 RELAP5/MOD2 Code Manual

秦山核电厂丧失全部给水严重事故分析

严锦泉 赵慧敏

(上海核工程研究设计院, 上海市虹漕路 29 号, 200233)

1 前言

核电厂严重事故是指反应堆堆芯严重损坏(包括熔化)的事故。核电厂发生预期瞬变或失水事故时, 如果安全有关系统发生多重故障, 就可能引发严重事故。根据纵深防御的思想设计的现代核电厂尽管具有很强的抵御各种事故的能力, 但不能完全排除发生严重事故的可能性。如何提高现有核电厂和新一代核电厂防御和缓解严重事故的能力, 是核电发展面临的重要课题。

本文用 SCDAP/RELAP5/Mod3.1 程序计算分析秦山核电厂(300 MW)在丧失全部给水条件下, 从事故发生直至压力容器下封头失效的事故演进过程, 以便分析特定电厂的严重事故特征, 制定事故防御和缓解措施, 提高核电厂抵御严重事故的能力。

2 核电厂模拟与分析方法

本文用 SCDAP/RELAP5/Mod3.1 程序进行计算分析, 该程序是美国爱德华国家工程实验室(INEL)开发的用于核电厂事故分析(包括严重事故分析)的大型热工水力机理性最佳估算程序, Mod3.1 是其最新版本。该程序由 SCDAP 和 RELAP5 两部分组成, 其中 SCDAP 用于模拟核电厂严重事故条件下反应堆堆芯的行为, RELAP5 则用于模拟反应堆中子动力学及各种系统、设备的行为。

2.1 系统和设备模拟

用于 SCDAP/RELAP5/Mod3.1 程序模拟的秦山核电厂一、二回路及其辅助系统的节点划分见图 1。图 1 显示, 本文对秦山核电厂的反应堆压力容器(包括堆芯)、蒸汽发生器、主泵、稳压器、一回路主管道、主蒸汽管道、主给水管、安注管线与安注箱、稳压器及蒸汽发生器的卸压阀与安全阀等均作了详细模拟。除流体系统及主要设备外, 还详细模拟了金属导热构件, 特别是堆内金属热构件。后者包括压力容器壳体、吊兰筒体及其底板、防断组件、流量分配板、堆芯下栅板、堆芯围板、燃料组件上下管座、堆芯上栅板、控制棒导向筒、各种支撑筒以及压紧顶盖等。

2.2 堆芯及下封头的模拟

本文分析将反应堆堆芯轴向等分为 8 段, 径向自内而外分为 4 区。径向区域划分主要依据于径向功率分布, 分区原则是, 将功率分布相近的相邻燃料组件划入同一区域。功率分布取电厂平衡燃料循环寿期末预计值。据此, 表 1 给出了各区燃料组件数、功率分布与发热份额。

表 1 堆芯径向各区参数

径向区域	燃料组件/控制棒束数	功率分布	发热份额
1	5 / 1	0.95692	0.03954
2	32 / 16	1.09993	0.29089
3	52 / 20	1.06832	0.45911
4	32 / 0	0.79579	0.21046

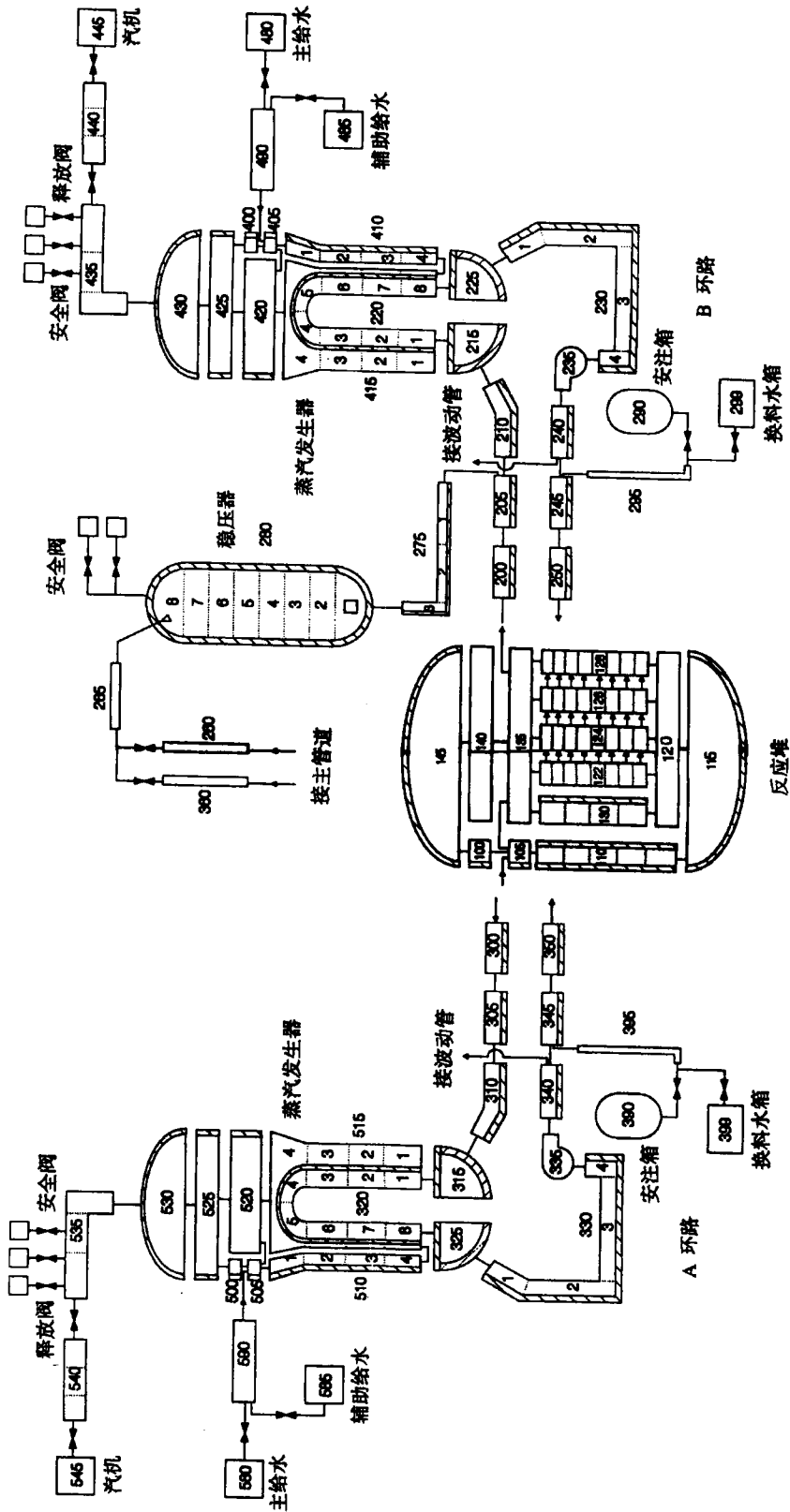


图 1 秦山核电厂 (300MW) 系统节点划分示意图