# 第一章 绪论

## 1.1研究背景和意义

中国作为全世界最大的发展中国家，同时又是全球经济第二大体，能源问题关系到中国经济的可持续发展。根据近几年情形来看，能源增长对于经济发展的支持比约为1:1，换句话说，要维持我国GDP每年7%~8%的增长，就要7%~8%的能源增长，支持经济的发展需要对应的能源供应增长。最新发布的世界能源统计数据显示，我国目前能源结构中，煤炭占了66%，包括煤、油、气等化石能源总共占89.1%，水、核、可再生能源等清洁能源占比仅为10.9%，相比发达国家，能源整体结构非常不合理[1]。由于煤，石油，天然气等化石能源的大量使用，在全国大范围地区，出现了雾霾现象，环境污染问题十分严峻，在国际上，按照我国政府在哥本哈根会议上的承诺，到2020年单位GDP的CO2要减少排放40％～45%，清洁能源的比例要达到15%，压力巨大。低碳发展已然成为发展经济的迫切要求。核能被认为经济、清洁、安全、高效，是最具开发优势和发展潜力的新型能源[2]。2011年2月，国务院发布的《中国能源中长期（2030、2050）发展战略研究》指出，到2020年中国核电总装机量可能实现7000万千瓦目标。因此，核电在我国有着广阔的发展前景。

但是，核电在其历史发展过程中发生过一系列严重的核电安全问题。1986年4月26日，切尔贝利核电站的四号机组在试验中发生爆炸，28人因遭受严重辐射死亡，13.5万人无家可归，专家估计此次核电站事故的核污染相当于日本广岛原子弹的100倍，成为历史上最严重的一次核电站事故，也是首例被国际核事件分级表评为第7级事件的特大事故。2011年3月，日本福岛核电站发生泄漏事故，是第二个被国际核事件分级表评为第7级事件的特大事故。福岛核电站事故，不仅对日本的经济、政治、环境、社会造成了严重的影响，也对世界人类在核能利用和管理方面提出了新的质疑和挑战。核电安全是核电发展的根本要求和生命线，是国家安全的一部分，这需要研究人员对核电安全问题进行深入研究。

核电站主要通过一系列的设备实现核能——热能——动能——电能的转换，其中管道犹如核电站的“血管”，负责流体的传输。在核电站反应堆冷却剂系统中，存在大量输送流体的管道，若管道失效，则有可能引发冷却剂泄漏，从而造成放射性物质泄漏，进而影响工作人员的身体健康，甚至威胁他们的生命，一旦放射性物质排出，会严重污染环境，因此管道安全成为核电站安全的重要组成部分。由于核电安全运行问题非常敏感，涉及到经济、政治、社会诸多问题，因此核电站的小型事故很少公开。2000年,日本学者奥四恭令从美国核管理委员会(NRC)组织的国际会议论文中,收集了部分关于核电站管道热疲劳事故的统计数据,在1970-1999年的30年期间,核电站管道热疲劳引起管道破裂的事故在全世界就收集到了54件。在2000年的时候，全世界运行的核反应堆总数为341堆,所以30年时间平均每堆发生热疲劳事故发生的概率为15.8%，这个数据有效的说明热疲劳事故发生的概率非常惊人。2008年，法国人Faidy在一份报告中详细记录了对58个核电站主要装备的检修结果,几乎无一例外在不同部位都发现了热疲劳裂纹。1998年5月，在法国Civaux核电厂发生泄漏事件，后来据相关机构调查发现在RRA系统中热交换器出口管道同旁的T型管的连接管下游第一个弯头处的纵焊缝上产生了约188mm长的热疲劳裂纹，在国内某核电站在检修时也发现过严重的热疲劳裂纹，此类裂纹具有隐蔽性，不易察觉，是“隐形杀手”，在周期性的载荷的循环作用下，或者一旦突然遇到地震，海啸等其他外载荷的联合作用，必然导致管道破裂，其造成的后果不堪设想。

## 1.2研究现状

由于热疲劳现象的复杂性，涉及热学、力学和材料学等其他科学领域。许多核电大国都成立了专门的组织来研究核电站热疲劳问题。2001年欧盟成立“THERFAT”工程，专门研究核电站管道热疲劳问题，该组织通过实验和数值模拟的方法，研究了T型管道在混合处的流动状态和温度波动情况，并进行管道的应力和疲劳分析，探索先进的疲劳分析方法，提出一种解决欧洲热疲劳的基本分析路线。日本机械工程师学会（JSME)2003年发表了关于高周热疲劳的手册。在美国，ASME也在进行疲劳曲线的改进计划。

研究热疲劳主要有两种方法：实验和数值模拟。实验可以得到更加真实和准确的结果，但是其所需费用高，研究周期长，测试点的选择也有限制，而且管道在运行时还承受约15MPa的内压，实验中管内的压力多为正常的大气压或者保证流体所需的压力。随着数值模拟方法和计算机技术的不断发展，有限元法的广泛应用，与实验方法相比，数值模拟通过计算机的虚拟模拟，在短时间内，利用较少的费用就可得到比较真实的结果，并且可以完成真实实验情况下不能进行检测的点。下面简要介绍研究者对核电站管道热疲劳在数值模拟方面的研究进展。

2005年，Haddar等研究者，在进行热疲劳试验的同时，基于弹塑性热力学和广义的Paris定律，对裂纹的萌芽和扩张进行了数值模拟研究。数值计算采用2D模型，并利用了一种有效的网格重划分技术。在模拟裂纹产生时利用线性损伤模型,并在弹塑性载荷下模拟裂纹的生长,数值结果完全符合试验结果。该研究给出了评估裂纹连续产生、在原来裂纹基础上产生新裂纹和新裂纹对原来裂纹屏蔽作用的标准。

2005年，Stephan等研究者以1998年5月CIVAUX核电站余热排出管道热疲劳事故为背景，分别使用试验和数值模拟的方式分析事故原因。其数值模拟计算非等温流在空间和时间的不同变量时，釆用大涡模拟的湍流方程进行求解。在计算流体各参数的同时也计算了管壁的温度，并把管壁温度的计算结果用在随后计算管壁的应力中。

2009年，Kamide等人研究了T型管道主、支管的管径比为时，交汇处的流动和传热状态。根据动量比的不同，可将交汇处的流形分为三种：壁面射流、偏转射流和击射流。其数值计算基于有限差分法，计算壁面射流时，在交汇处下游出现了类似于卡曼漩祸的交替漩涡发展。计算因漩涡结构引起的温度波动频率与试验结果相同，并且漩涡的结构和大小由管径和流速决定。

2010年，Walker等人在利用商业软件ANSYS-CFX-10计算了T型管道交汇处的湍流流动。其模型中，主管为直管,主、支管的夹角为90°，管内径都为51min管内流体中并含有不同浓度的离子。分别采用k-ε、SST和BLS雷诺应力模型计算管内流动的稳态解。发现当减小施密特数时，计算的结果更接近试验结果。当利用模型增加系数Cy时,无论是浓度场还是速度场都可以得到与试验吻合的结果。

与国外相比，国内对核电站管道热疲劳数值模拟方面的研究相对较少。吴海玲等研究者采用k-ε湍流模型,对流速比为0.05和0.5时的非等温横向射流进行了数值模拟，得到了管壁的温度场，定性的讨论了管壁在不同流速比下承受的热冲击,并为管道运行工况的优化设计提供理论依据。

朱维宇等研究者通过大涡模拟(LES)对T型管道内冷热流体混合过程的流动与传热情况进行了数值模拟,获得了混合区域内的瞬时温度,通过时均值和均方根值来描述温度的平均大小和波动程度。结果表明,在主管下游离主管和支管交汇中心不远处区域内温度波动最为剧烈，对T型管道的设计和优化具有重要的理论指导意义。

值得关注的是，为了监测核电站的主管道或辅助管道疲劳状态，国外核电站目前已经开发出疲劳监测系统，并安装在核电站以此来测试管路当前在线的疲劳状态。目前，国际上已经研发了多种相应的疲劳监测系统，见表1。

表1 已开发的疲劳监测系统汇总表

|  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- |
| 产品名称 | 开发商 | 国家 | 应用机组 |
| FatiguePro | EPRI/SIA | 美国 | 84+ |
| WESTEMSTM | 西屋公司 | 美国 | 8 |
| FAMOS | Siemens/KWU | 德国 | 31 |
| SYSFAC  (Fariguemeters) | EDF | 法国 | 计划推广到多数EDF机组 |
| SACOR | 俄罗斯“水压机”实验设计局、俄核电站科学研究院 | 俄罗斯 | 6+1 |
| FAMS | 关西电力 | 日本 | 2+ |
| K\_FAMS | Korea Atomic Energy Research Insititute | 韩国 | 1 |
| TSMS | ELETRONUCLEAR | 巴西 | 1 |

截止2011年12月31日，世界上在运机组数量达到435台( 包括中国16台) ，在建机组数量为64台( 包括中国26台)。这其中，超过130台机组已安装相应的疲劳监测系统，但未安装监测系统的机组比例仍相对较高(达到73%)。

而在国内，疲劳监测应用领域还局限于理论研究和探索分析阶段，并未有效打破国外的技术垄断和封锁。除台山核电站（中广核集团，EPR技术路线）采用 FAMOS系统及三门核电站（中核集团，AP1000技术路线）采用 FatiguePro系统外，其它在役及在建电站均未配置电厂疲劳监测系统。

## 1.3 本文主要研究内容

查阅国内外文献发现，目前关于核电站管道热疲劳方面的研究非常少，可供分析的数据也不是很多了，在对热疲劳数值模拟方法方面大多采用研究管内流体的流动传热和管道内壁的传热情况，或者采用在管壁上施加温度边界条件来研究管壁的热疲劳裂纹的产生以及扩展过程，很少有研究者关注管道热应力的状态。因为热疲劳是热应力引起的疲劳，所以，热应力的大小是直接影响热疲劳强度的因素。根据材料内部裂纹的生长情况可以分为：裂纹孕育阶段、裂纹萌芽阶段和裂纹的扩张阶段。孕育阶段，在温度荷载循环过程中，当热应力超过材料本身的屈服力，在热应力集中区域发生塑性变形；萌生阶段，随着热疲劳损害的点增多，塑性变形增加而连通，在加上氧化腐蚀作用，促使裂纹进一步产生，裂纹的形状对裂纹有很大的影响，一般来讲，在热应力集中区域形成裂纹；扩张阶段，出现贯穿性裂纹，最终导致管道失效。另一方面，在核电站工作工程中，有温差的流体流入核电站冷却剂系统中的管道，在该过程中存在管道内流体的流动和传热、管道结构本身的热传导和流体和管壁界面传热。目前在大多研究者对流体和管壁之间的传热的研究获得了一些成果，然而在流体和管壁界面传热的方面研究没有，忽视流体和管道流固耦合作用。Chida对共轭传热问题进行了量纲分析，得到了同时考虑流体和固体热物理性质的无量纲参数组合，并提出在非稳态共轭传热问题中，流固两种物质在界面处的耦合影响必须考虑，因此需要对在核电站冷却剂系统管道中流体和管壁界面的流固耦合作用进行研究。

本课题采用有限元数值模拟分析，在温度负载的情况下，考虑管道流体的流动和传热，管壁的传热，流体和管壁界面传热的共轭传热问题，采用多场间的流固耦合研究直管，弯管，T型管道的应力状态。本课题采用的技术路线如下图：

管道温度

流体温度

温度

流固界面耦合传热

热应力

泊松比

弹性模量

热膨胀系数

图1 技术路线图

利用商业软件ANSYS-Workbench软件对管道，进行合理简化，建立相对应的管道模型，并划分网格。首先，在Fluent模块中，对流体的进行计算，求解流体的流动和传热状态。接着，在Steady-State-Thermal中，利用第一步求得界面耦合温度，求解管道的温度状态，最后，在Static-Structural模块中，将第一步的所求得对界面耦合的压力，以及第二步中管道的温度作为初始条件，求解管道的热应力。所得结果为核电站管道的为核电站管道的设计和布局，定期安全检查相关审查，热疲劳损害程度，核电站延迟寿命提供重要的参考。本文主要研究内容：热负载研究：在过去几十年对热负载和热疲劳之间的关系取得了一些成果。例如，裂纹的扩展，不仅仅受到复杂的热负载的影响，还受到裂纹之间的互相作用和裂纹的形状的影响；在某些结构中，管道对温度波动频率较高的流体不敏感，因为流体温度波动速度比流体和管壁之间的热交换快，热量来不及有效传导，被限制在管壁界面上，另一方面，流体温度波动频率太低，对热疲劳的影响可能不那么直接。主管道中高温高速流体的扰动会在支管入口处形成湍流，湍流会侵入支管中，打破支管中原有的温度分布。在前期研究基础上，致力于研究热负载与之相应的热疲劳损害机制，讨论热因子，温度循环，流体速度，湍流以及工作环境对热疲劳强度的影响，进而更好的揭示核电站冷却剂系统管道中的热疲劳现象。

热传导研究：在核电站工作过程中，有温差的流体流过核电站冷却剂系统中的管道，在该过程中存在管道内流体的流动和传热、管道结构本身的热传导及流体和管壁界面传热。目前研究者对流体和管壁之间的传热的研究获得了一些成果，然而在流体和管壁界面传热的方面研究很少，忽视流体和管道流固耦合作用。Chida对共轭传热问题进行了量纲分析，得到了同时考虑流体和固体热物理性质的无量纲参数组合，并提出在非稳态共轭传热问题中，流固两种物质在界面处的耦合影响必须考虑，因此需要对在核电站冷却剂系统管道中流体和管壁界面的流固耦合传热进行研究。

1. 通过对核电站的管道做适当的简化，建立合理的流固耦合数值模拟模型；
2. 通过改变管道内流体的温度进行技术，分析温度