

核电站火灾安全研究的主要科学问题

黄成家, 涂 然, 易建新, 谢启源, 姜 羲

(中国科学技术大学火灾科学国家重点实验室, 安徽合肥 230027)

摘要:对核电站火灾安全研究的主要科学问题进行简要总结. 基于核电站内火灾特性, 针对严重制约我国核电火灾安全研究发展的相关基础研究及软件研发, 重点阐述近年来核电站火灾安全相关的研究进展. 根据目前我国核电火灾安全研究的薄弱环节以及未来发展趋势, 提出若干重点研究方向.

关键词:核安全; 核电站火灾; 安全分析方法; 氢气扩散与燃烧; 数值模拟

中图分类号: TL364 **文献标识码:** A doi:10.3969/j.issn.0253-2778.2013.11.012

引用格式: Huang Xianjia, Tu Ran, Yi Jianxin, et al. The main scientific challenges in fire safety research of nuclear power plants[J]. Journal of University of Science and Technology of China, 2013, 43(11): 959-966.

黄成家, 涂然, 易建新, 等. 核电站火灾安全研究的主要科学问题[J]. 中国科学技术大学学报, 2013, 43(11): 959-966.

特
约
评
述

The main scientific challenges in fire safety research of nuclear power plants

HUANG Xianjia, TU Ran, YI Jianxin, XIE Qiyuan, JIANG Xi

(State Key Laboratory of Fire Science, University of Science and Technology of China, Hefei 230027, China)

Abstract: The main scientific challenges in fire safety research of nuclear power plants were briefly summarized. Considering the fire characteristics in nuclear power plants and the bottlenecks in fundamental research especially in software R&D in China, the recent progresses in the related fields of fire safety research of nuclear power plants were reviewed. Based on the current needs and future trends in this area, some key research directions for the fire safety of nuclear power plants in China were

收稿日期: 2013-08-05; 修回日期: 2013-09-15

基金项目: 中国科学技术大学“千人计划”科研启动经费, 中广核集团公司资助.

作者简介: 黄成家, 男, 1983年生, 博士. 研究方向: 核电火灾安全及防治关键技术. E-mail: xianjiah@mail.ustc.edu.cn

通讯作者: 姜羲, 男, 1967年出生, 博士/教授, 中组部“千人计划”入选者. 曾先后在中国科学技术大学、英国伦敦大学(Queen Mary, University of London)、布鲁奈尔大学(Brunel University)、兰卡斯特大学(Lancaster University)任职. 研究工作覆盖流动、燃烧及新能源利用领域的多个方向, 包括多相流、发动机燃烧以及二氧化碳地质封存等工程应用问题的基于大规模并行计算的基础研究. 在英国曾负责多个能源利用领域高性能数值计算的科研项目, 并获得2002年度英国燃烧学会最佳论文 Gaydon 奖. 已在 Progress in Energy & Combustion Science, International Journal of Hydrogen Energy, Applied Energy, Combustion & Flame, Fuel, Physics of Fluids, International Journal of Multiphase Flow 等国际国内重要期刊及会议发表论文 100 余篇, 并在 2009 年出版专著“Numerical Techniques for Direct and Large-Eddy Simulations”. 目前正在国内开展节能减排领域的多项研究工作. E-mail: xijiang@ustc.edu.cn



proposed.

Key words: nuclear safety; fire in nuclear power plant; safety analysis method; hydrogen diffusion and combustion; numerical simulation

0 引言

核电作为一种有效缓解全球能源危机和气候变化的重要新兴能源,已在世界各国得到广泛的应用与推广.迄今为止,建造并运营核电站的国家数量已有 30 个,核电占全世界电量总产值的 15%^[1].现今我国正在积极调整能源构造、提高核电在能源产业中的地位,在今后 5~10 年内我国也将大力发展核电产业.根据 2013 年 1 月国务院发布的《能源发展“十二五”规划》,到 2015 年,我国核电装机规模将从目前的不到 2 000 万千瓦提高到 4 000 万千瓦.

“安全”是核电的生命线.我国核电的发展必须建立在安全的基础上.核电站几十年来的运行经验表明:火灾对核电站安全具有重大的潜在威胁,且火灾发生的可能性贯穿于核电站的整个生命—从设计阶段到运行阶段直至最后的退役阶段^[2].据美国电力研究所(Electric Power Research Institute)统计,1991 年至 2008 年间核电站火灾发生的频率为 0.14 次/(堆·年),火灾的相对高发频度已不容忽视^[3].同时,严重的火灾事故可能引发核事故.例如,福岛核事故就和氢气的火灾和爆炸密切相关.由此可见,火灾已经成为核电站安全最现实和最直接的威胁之一.如何减少甚至消除核电火灾的发生是关系我国核电产业能否长久、持续发展的关键课题.

火灾是指在时间和空间上失去控制的燃烧所造成的灾害.人们对于火灾的长期研究使火灾理论和防治技术得到了长足发展,并制定了大量的相关法律法规.然而,核电火灾和常规火灾之间存在着重大区别,特别是发生在核电厂的核岛厂房内的火灾.核岛厂房的设计必须保证核安全功能,需要根据受保护的目标以及实际火灾荷载分布情况开展有针对性的防火设计,更具性能化设计的特点.因此核电火灾需要进行专门研究.核电在我国发展历史不长,我国对于核电火灾的研究还非常少,也还没有专门的研究机构.目前我国正处于核电自主研发发展的关键时期,核电火灾研究的匮乏势必会阻碍我国核电事业的发展,因此加强核电火灾方面的研究势在必行.

本文基于国内核电火灾研究现状,针对当前核电火灾安全领域所存在的两个主要科学问题——核电站火灾安全分析及严重事故下氢气安全研究进行了分析和探讨,以期为我国核电火灾研究提供思路.在核电站火灾安全分析方面,从确定论和概率论两方面进行讨论;在严重事故下氢气安全研究方面,则分别从氢气分布以及氢气燃烧和爆炸这两方面进行探讨.

1 核电站火灾安全分析方法和软件

国家核安全局 2004 年发布的《核动力厂设计安全规定》(HAF102)^[4]中严格阐明:在核电站的设计过程中,针对核安全目标必须进行全面安全评价.HAF102 还规定:安全分析中应用的计算机程序、分析方法和核动力厂模型必须加以验证和确认.核电厂火灾安全评价的方法主要有确定论和概率论技术两种.确定论的火灾安全评价是大多数核电厂在设计防火措施时采取的主要方法,用于评估停堆、排除余热和包容放射性物质所需的安全系统的火灾危害性,即火灾危害性分析(fire hazard analyses, FHA).FHA 属于定性方法,可以用于分析火灾对核电厂安全的可能危害,但无法给出这些可能性的大小.基于确定论制定的防火安全规定一般比较严格,缺乏弹性.概率论技术则可以从不同的角度对系统和组件的设计和可用性提供分析结果,对确定论的结果进行补充,并加深对火灾风险的理解.因此,目前核工业界正逐步将概率安全分析(probabilistic safety analysis, PSA)作为一个重要组成部分引入到核电火灾安全评价中来.下文将对 FHA 和 PSA 方法和软件的研究分别进行讨论.

1.1 核电站火灾危害性分析方法和软件

火灾危害性分析是国内核电厂进行火灾安全分析所采取的主要方法.其中,火灾场景分析在核电站中通常用于核岛厂房与核安全相关的防火分区设计以及评价、验证工作中,其分析方法往往根据核岛技术(机型)的不同而各不相同.一直以来,我国核电未形成统一的技术路线,目前有来自于自主设计以及法国、加拿大、美国、俄罗斯等国家的多种不同核电机型,因此火灾分析方法也有很大差别.

秦山一期与岭澳二期是目前我国自主设计、建造的主流机型的代表,它们所使用的火灾分析技术则代表了我国自主研发机型的火灾评价方法的现状.目前,秦山一期尚未进行全面、定量的火灾分析和评价;而岭澳二期使用的 DSN 144/ISO 834 曲线方法是基于一套相对简化的用于手算的经验公式,该方法虽计算简便,但却无法反映各种可燃物在复杂环境条件下所产生的不同热释放速率(HRR),亦不能精确模拟火灾场景中的温度、能量变化情况,而且结果也往往过于保守^[5].台山一期工程上实施的 CEPR 机型,其防火设计采用的是法国电力公司(EDF)提出的“屏障构件在火灾事故中真实性能的评估方法”(简称 EPRESSI 方法),并推荐使用 MAGIC 火灾模拟计算软件.三门核电厂一期实施的是美国西屋公司的 AP1000 机型,采用区域模型火灾模拟软件作为风险评估及性能化评价的重要工具,而火灾模拟软件(COMPBRN, CFAST 等)则作为风险评估及性能化评价的重要工具.

现阶段,模拟核电站内火灾时能量、质量、和动量传输的技术可分为 4 类^[6]:①代数方程;②区域模型;③场模型;④有限元分析模型.在核电站内,代数方程用于预测目标的特定参数,如火焰绝热温度、燃烧热、火焰高度和质量损失速率等.区域模型把 1 个区域再细分为一定数量的子区域,通常为 2 个或 3 个子区域.每个子区域的物理性质假定为一,如温度、气体浓度等.区域模型包含有质量、动量、能量及组分守恒方程.然而,区域模型通常会通过大量的简化假设降低计算要求来计算方程组.单个的个人电脑就足够区域模型的运算.场模型或计算流体力学模型将区域细分为大量的单元并求解三维流体 Navier-Stokes 方程.火灾模型需要导入各种物理现象的子模型,包括对流、传导、湍流、热辐射和燃烧.各个单元之间产生的流量或质量、能量和动量的交换都是确定的,所以上述 3 个量都是守恒的.因此,场模型需要强大的计算能力.有限元分析模型是工程师用于评估火灾对二维或者三维表面(例如,防火墙、钢梁或柱形物)的热作用过程的分析工具.有限元分析模型将表面分成二维或者三维的网格,求解一般的热传导方程.在获得材料的热性能数据后,一般的热传导方程可以提供很好的热通量和温度曲线.在应用有限元分析模型时需要特别注意目标表面暴露的环境(热辐射和对

流热通量).

通过与现有的实验数据比较,工程代数软件适用能力有限.该计算库中没有适用的方法去评估许多火灾场景的属性.计算库中包含的相互关系是依据大量的实验数据由经验推导而来.相互关系式依据基本的守恒法则并获得了消防协会很大程度的认可.然而,由于其本身的经验性质的推导,这些相互关系都是以很多限制性的假设为前提.区域模型模拟相对简单的几何结构时,结果与实验结果吻合得很好.然而,应用区域模型到相对复杂的场景时或预测特定的现象时(如热通量),使用者应非常小心.尽管工程计算和区域模型可以应用于物理结构复杂的场景,但是它们的精确度不能被保证.而场模型在复杂的结构中的预测要更加精确.通过上述的比较我们发现,随着计算机硬件的不断发展,场模型将会成为未来核电厂火灾安全模拟研究的发展方向.

作为新兴的火灾分析手段,计算机模拟技术在我国一般工业与民用的火灾安全领域已有较多的应用.核电厂的火灾模拟技术虽起步较晚,但随着火灾模拟软件的发展和适用范围的扩展,越来越多的模拟软件已经能够适用于核岛厂房特点的封闭半封闭空间的火灾模拟计算.目前,已经过美国核管理委员会和电力研究所联合验证的火灾模拟工具包括^[7]:①工程代数软件:Fire Dynamics Tools(FDTs)^[8]和 Fire-Induced Vulnerability Evaluation (FIVE-Rev1)^[9];②区域模型:Consolidated Model of Fire Growth and Smoke Transport (CFAST)^[10]和 MAGIC^[11];③场模型:Fire Dynamics Simulator (FDS) Version^[12].在这 5 个软件当中,除 MAGIC 属于 EDF 知识产权保护外,其余个软件均属于免费软件.概括说来,这些软件是在多种简化条件下建立发展的,应用范围有很大局限性.目前,我国还缺乏具有自主知识产权的核电站火灾危害性方法及分析软件.这种状况势必会限制我国核电技术的自主研发进程.因此,我国核电行业应自主发展一套国际先进的核电站火灾危害性方法及分析软件.

1.2 核电站火灾内部概率安全评价方法和软件

自从美国核管理委员会发表的 PSA 报告 WASH-1400^[13]准确预测出美国三哩岛核电站反应堆熔堆事故序列,PSA 获得核电行业的极大重视.为了进行单核电厂外部事件检查(IPEEE),1992 年

EPRI(美国电力研究院)发布“The fire-induced vulnerability evaluation(FIVE) methodology”^[14], 随后,于 1995 年发布了“Fire PRA implementation guide”^[15]. 1998 年 IAEA(国际原子能机构)针对核电站内部火灾概率安全评价颁布实施规范“Treatment of internal fire in PSA for nuclear power plants”^[16], 与 EPRI 发布的“Fire PRA implementation method”类似,采用双阶段方法,第一阶段鉴别和筛选重要的着火区域和火灾场景,第二阶段针对筛选出的火灾场景进行详细分析^[17]. 2001 年美国全国消防协会(National Fire Protection Association)颁布了对核电站火灾安全分析具有重要意义的 NFPA 805,“Performance-based standard for fire protection for light water reactor electric generating plants”^[18], 允许采用 PSA 方法来评估防火措施的风险信息,建立相应的接受准则. 2004 年美国核能管理委员会(Nuclear Regulatory Commission, NRC)对 NFPA 805 进行了修改,允许已获得运营执照的核电站采用 NFPA805 中的火灾消防要求替换存在的确定论的火灾消防要求. 2005 年美国 NRC 和 EPRI 联合发布了 NUREG/CR-6850 “EPRI/NRC-RES Fire PRA methodology for nuclear power facilities”^[19], 该报告发展了核电站内火灾 PSA 方法的火灾风险量化,是目前最为全面的火灾 PSA 方法,代表了目前最先进的技术^[20].

目前,在核电厂风险评估领域,美国一直起着开拓者的作用,对内部火灾 PSA 进行了大量的研究,欧洲的德国、英国、法国,亚洲的日本、韩国等都在火灾 PSA 领域取得了很大进展. 在我国,在运或在建的二代改进型机型由于采用的标准较老,对火灾风险的反映比较少,亟待开展火灾 PSA 研究工作. 引进的第三代核电机组 AP1000 和 EPR,则在一定程度上开展了内部火灾的 PSA,不过程度不高. 现在国内一些研究院所和高校已经开始了对内部火灾 PSA 的相关研究工作,并取得了一些可喜进展. 近来,中国科学院核能安全技术研究所开发了具有自主知识产权的可靠性与概率安全分析软件系统 RiskA,已经在一些核电厂推广使用. 但是,总体而言,我国在核电站内部火灾 PSA 研究方面还处于起步阶段,主要是吸收其他国家火灾 PSA 的经验. 为保障我国今后的核电机组自主研发,提高核电的经济效益,需要加强火灾 PSA 研究工作.

2 核电站严重事故下氢气安全研究

2011 年 3 月日本福岛核电站由于地震引发氢气爆炸导致核泄漏发生,从而加强了核工业界对核电站中氢气安全和控制的重要性的认识. 2012 年国家能源局全面启动在运在建核电站应对超设计基准事故安全技术研发项目,开展对包括核电厂氢气的分布及控制等方面的研究,以促进提高核电安全性. 同年,国务院批复《核安全与放射性污染防治“十二五”规划及 2020 年远景目标》^[21],明确强调:“对在严重事故下用于缓解事故的设备和系统的可用性以及可能发生的氢气爆炸进行评估,并根据评估结果实施相应改进”和“完善严重事故下安全壳或其他厂房内消氢系统的分析评估,并实施必要的改进”.

2.1 严重事故下氢气分布研究

目前用于分析核电站严重事故时氢气分布的分析工具主要有 3 类:第 1 类为系统型代码,如 MAAP^[22], MELCOR^[23], ASTEC^[24] 等. 该类代码包含了压力容器内外事故的各类现象,如堆冷却系统和压力容器的热力学响应、堆热上升、堆芯熔化、裂变产物泄漏和传输、安全壳被加热、熔融的堆芯与混凝土相互作用等. 第 2 类为集总参数代码,如 COCOSYS^[25], CONTAIN^[26], GOTHIC^[27] 等. 此类代码是分析氢气分布和氢气风险及其缓解分析的常用工具,此类代码基于控制体内的热工水力变量,如流体密度、浓度和温度,控制方程忽略空间上的差异,只包含变量的时间变化,以此来描述安全壳内的传输过程. 第 3 类为 CFD(计算流体力学)代码,如 GASFLOW^[28], CFX^[29], FLUENT^[30] 等. 相对于集总参数代码,计算流体力学代码考虑了流体参数的空间变化并且求解了各个离散点的动量方程.

上述 3 类代码都有各自的优点和缺点,具体如表 1.

针对核电严重事故时的氢气分布,国际上进行了大量的实验研究,主要包括:①大型干式安全壳氢气分布实验,如德国的 HDR 实验设施^[32],日本 NUPEC 实验设施^[33]和荷兰的 Battele 模拟实验设施^[34];②针对冰冷凝安全壳氢气分布实验,相关设施主要为芬兰的 VICTORIA 设施^[35]. 上述实验及测试设备均针对集总参数代码的可靠性,而对于精确度更高的 CFD 代码却无法验证. 为了评估 CFD

表 1 3 类代码的优缺点^[31]

Tab. 1 Comparison between 3 kinds of codes

主题	系统型代码	集总参数型	CFD 代码
计算时间	快速	相对快速	需要长时间计算
模块	有限的模块 (< 30 控制 体积)	合适的模块量 (~ 100 控制体 积)	细致的模块量 ($\sim 10\ 000$ 单元, 单元尺寸 $\sim 1\text{ m}$)
区域氢气 浓度预测	粗略预测	只能预测单个 节点的平均浓 度,无法预测局 部浓度	预测局部或区域 氢气浓度
流体路径 预测	无法预测	如果模块足够 多可以充分预 测	可以预测压力容 器内的流体路径
分层的 预测	非常有限	有限(过高评估 混合)	可以预测分层
分析燃烧 的能力	不可以	不可以	可以
验证	有限	验证充分	有限

代码和集总参数代码在安全壳内热力学方面的预测能力,特别是预测失水事故和严重事故条件下的能力,NEA(Nuclear Energy Agency)进行了 ISP-47 系列实验^[36],该系列实验主要有 TOSQAN 测试实验设施、MISTRA 测试实验设施、ThAI 测试实验设施和 PANDA 测试实验设施。

总体而言,现阶段的研究方法还存在一些不足:如集总参数代码对氢气释放阶段和强烈分层现象的局限;CFD 代码目前并未得到较为全面的验证;同时凝结过程的模拟、湍流的模拟以及与两者相关的壁面处理方面仍然需要继续发展。实验方面,水蒸气的影响和低密度气体射流等方面(针对压水堆安全)还需进一步研究^[31,37]。

2.2 严重事故下氢气燃烧及爆炸研究

核电站发生严重事故时,会产生大量氢气,氢气的燃烧包含有很多不同的物理现象,如爆燃、爆炸、火焰加速和爆燃至爆轰的转变(DDT)。当发生严重事故时伴随着氢气的大量产生,安全壳内还有大量的水蒸气和空气。所以,安全壳内可燃性氢气-水蒸气-空气混合物的燃烧特性及点火条件将是研究的重要内容。

由于全尺寸的氢气-水蒸气-空气混合物的燃烧实验费用高且危险性极大,所以针对核电站内严重事故下的氢气混合物燃烧的数值模拟越来越重要。湍流燃烧的模拟本身就是非常复杂的,其过程包含大量的相互作用的子过程,如湍流与化学反应。同时,由于尺度的变化,在直接模拟中安全壳的湍流燃

烧仍然是一个艰巨的挑战。

针对核电站严重事故下氢气燃烧危害性评估工具有两类:一类为集总参数法,一类为 CFD 方法^[31]。目前,国际上可以用于模拟严重事故过程中氢气燃烧现象的集总参数工具有法国的 TOUNS LP^[38]、德国的 COCOSYS^[25]、美国 CONTAIN^[26] 和 MELCOR^[39],以及日本的 Muphi-Burn 等。集总参数法中模拟爆燃的模型为经验模型(empirical models)和现象模型(phenomenological models)。经验模型中燃烧时间和燃烧效率都是依据经验设定,并没有基于火焰传播的任何分析。而现象模型是复杂的流体动力学和化学计算与经验模型的折中。该模型中的火焰传播速率基于简化的火焰形状和燃烧速度经验公式。由于集总参数法无法模拟局部流场、局部湍流以及两者对燃烧速率的影响,所以集总参数方法不能预测安全壳内负载的细节。集总参数方法只能模拟火灾速度不超过 $100\sim 200\text{m/s}$ 的低速燃烧区域。

相对于集总参数法,CFD 方法可提供更加细节的信息。模拟安全壳内氢气爆燃过程的两类模型:一类基于化学反应模型,另一类基于“林火”(forest fire)模型。在 CFD 代码中基于化学反应模型方法应用最为广泛,其可以归结为两种方法:一种方法较为简单,主要采用直接建模的平均化学反应求解平均的守恒质量分数方程(涡破碎模型(eddy break up model)^[40]和涡耗散模型(eddy dissipation concept model)^[41]);另一种为更加复杂和精确的方法,采用层流小火焰模型^[42]和概率密度函数^[43]求解输运方程。一些全尺寸反应堆安全壳内氢气燃烧模拟代码采用“林火”模型^[44],该模型包含代表有效燃烧率或者有效湍流燃烧速度的全局常量和燃烧开始时间的假设。针对安全壳内氢气爆轰现象,模拟代码必须采用有效的算法处理冲击波的不连续性和梯度差。目前可以进行核电站内氢气燃烧和爆轰的代码如表 2。

为了研究氢气燃烧机理以及发展数值分析工具,国际上进行了大量系列实验。按照实验设施的尺度,可以分为 3 类:第 1 类为小尺度设施,如 CHANEL, DRIVER, TORPEDO 和 RNO-Delft 系列实验^[45]。该类实验为分析工具提供验证数据,采用更加精良的测量技术研究氢气燃烧机理。第 2 类为中等尺度实验设施,如桑迪亚国家实验室在加热的爆轰管(heated detonation tube)中研究氢气-空

表 2 模拟湍流燃烧或爆轰的 CFD 代码^[31]

Tab. 2 CFD codes for the simulation of turbulent flow and detonation

CFD 代码	所属机构
FLACS	Christian Michelsen Research
AutoReaGas	TNO and Century Dynamics Ltd.
CFX	AEA Technology Ltd. ,UK
CFX-TASCflow	AEA Technology Ltd. ,UK
EXSIM	Aalborg University Esbjerg, DK
Fluent	Fluent Inc. , USA
IFSAS	Combustion Dynamics Ltd. , Canada
COM3D	Kurchatov Institute, Russian Federation/ FZK, Germany
COMET	ICCM GmbH, Germany
FIRE	AVL List GmbH, Austria
Bassim	Battelle IT, Germany
Gasflow	FZK, Germany
AIXCO-2D	RWTH-Aach, Germany
DET-2D/3D	FZK and FZJ, Germany
STAR-CD	Computational Dynamcis Ltd. , UK
ACE+	CFD Research Corporation, USA
GLACIER, Banff	Reaction Engineering Int. , USA
PHOENICS	Cham Ltd. , UK

气-水蒸气混合物和氢气-空气混合物的良性燃烧区域. 第 3 类为大尺度实验设施,如加拿大的大尺度通风燃烧测试设施(LSVCTF)^[46-47],德国的巴特安全壳模拟设施(Battelle)^[48],德国的 PHDR 设施^[49],日本的 NUPEC 大尺度燃烧测试实验设施^[50],以及俄罗斯的 RUT 设施^[51].

安全壳内氢气燃烧还有大量的工作需要进一步研究^[31]. 首先,火焰加速的 σ 判定准则方面,仍然未解决的问题有:①高温、高浓度混合物的影响;②在真实的建筑内形状复杂的三维气体云团的影响;③浓度梯度的影响;④通风的影响以及障碍物形成的涡旋结构的影响. 其次,DDT 准则方面,对于具有强烈的氢气浓度梯度的 γ 准则需要进行进一步认证. 最后,氢气的低速燃烧方面,对于低浓度的氢气低速燃烧的 CFD 代码的模拟仍然需要进一步认证,而水喷淋对氢气燃烧的影响相关方面的数据仍然相当少. 同时,氢气的强扩散性和氢火焰的快速传播特性对相关物理模型适用性的影响还有待进一步研究.

3 结论

目前在我国,核电火灾安全研究尚处于起步阶

段,特别是核电火灾安全研究相关的应用软件. 我国核电站内所使用的火灾安全相关软件版权都为国外所有,严重制约我国核电自主化道路. 本文基于核电站内火灾特性,概述了目前核电火灾安全研究的相关软件及其验证实验,同时分析了该类软件所采用方法的优缺点,参考国际研究结论,提出了未来中国核电火灾安全研究的重点发展方向.

参考文献(References)

- [1] Rogers K A. Fire in the hole; A review of national spent nuclear fuel disposal policy [J]. Progress in Nuclear Energy, 2009,51(2):281-289.
- [2] IAEA. Experience Gained from Fires in Nuclear Power Plants; Lessons Learned [R]. USA; International Atomic Energy Agency, 2004.
- [3] Baranowsky P W. Fire PRA Methods Enhancements; Additions, Clarifications and Refinements to EPRI 1019189[R]. USA; Electric Power Research Institute, 2008.
- [4] 国家核安全局. 核动力厂设计安全规定[S]. 2004.
- [5] Liu Xiaoshuang, Xiao Jun, Bi Kun, et al. Study on application of numerical simulation in the fire protection design of nuclear power plants[J]. Journal of Safety Science and Technology, 2013, 9(6): 133-136.
刘晓爽,肖钧,毕昆,等. 火灾数值模拟技术在核电厂防火设计中的应用研究[J]. 中国安全生产科学技术, 2013,9(6):133-136.
- [6] NFPA 805: Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants [S]. Quincy: National Fire Protection Association, 2010.
- [7] Salley M H, Kassawarea R P. Verification and Validation of Selected Fire Models for Nuclear Power Plant Applications[M]. Washington DC: US Nuclear Regulatory Commission and Electric Power Research Institute, 2007.
- [8] Fire Dynamics Tools(FDT^s):Quantitative Fire Hazard Analysis Method for the U. S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program (NUREG-1805) [R]. Washington DC: US Nuclear Regulatory Commission, 2004.
- [9] Hill K, Joglekar F. Verification and validation of selected fire models for nuclear power plant applications [R]. Washington DC: US Nuclear Regulatory Commission and Electric Power Research Institute, 2007.
- [10] Jones W, Peacock R, Forney G, et al. CFAST: An

- Engineering Tool for Estimating Fire and Smoke Transport, Version 5-Technical Reference Guide[R]. Gaithersburg, MD, USA; National Institute of Standards and Technology, 2004.
- [11] Gay L, Epiard C. MAGIC Software Version 4. 1. 1; Mathematical Model [R]. France; Electricité de France, 2004; HI82/04/024/P.
- [12] McGrattan K. Fire Dynamics Simulator (Version 4); Technical Reference Guide [R]. Gaithersburg, MD, USA; National Institute of Standards and Technology, 2004.
- [13] Reactor Safety Study; An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants [R]. Washington DC; Nuclear Regulatory Commission, 1975; NUREG-75/014.
- [14] EPRI. Fire-induced vulnerability evaluation (FIVE) [R]. Washington DC; Electric Power Research Institute, 1992; EPRI TR-100370.
- [15] EPRI. Fire PRA implementation guide [R]. Washington DC; Electric Power Research Institute, 1995.
- [16] IAEA. Treatment of Internal Fires in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants [R]. Vienna; International Atomic Energy Agency, 1998.
- [17] 胡小民. 核电厂火灾概率安全评价方法研究 [D]. 上海; 上海交通大学, 2009.
- [18] NFPA. Performance-based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants [R]. Quincy; National Fire Protection Association, 2010.
- [19] Najafi B, Nowlen S P. EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities [R]. Washington DC; Electric Power Research Institute and US Nuclear Regulatory Commission, 2005; NUREG/CR-6850.
- [20] Yu Xinli, Zheng Xiangyang, Zhao Bo. The state of art of internal fire PSA in nuclear power plants [J]. Nuclear Safety, 2010(4):29-44.
喻新利, 郑向阳, 赵博. 核电厂内部火灾概率安全评价现状 [J]. 核安全, 2010(4):29-44.
- [21] 国家核安全局、国家发展改革委、财政部、国家能源局和国防科技工业局. 核安全与放射性污染防治“十二五”规划及 2020 年远景目标 [R]. 2011.
- [22] MAAP4 code Modular Accident Analysis Program for LWR Power Plants [R]. Washington DC; Electric Power Research Institute, 1994.
- [23] Gauntt R O, Cole R K, Erickson C M, et al. MELCOR Computer Code Manuals [M]. Version 1. 8. 5. Washington DC; US Nuclear Regulatory Commission, 2001; NUREG/CR-6119.
- [24] Van Dorsselaere J P, Micaelli J C, Allelein H J. ASTEC and SARNET - Integrating severe accident research in Europe [C]//International Congress on Advances in Nuclear Power Plants. Korea, 2005; 15-19.
- [25] Allelein H J, Arndt S, Klein-Hebling W, et al. COCOSYS: Status of development and validation of the German containment code system [J]. Nuclear Engineering and Design, 2008, 238(4):872-889.
- [26] Murata K K, Williams D C, Tills J, et al. Code Manual for CONTAIN 2. 0; A Computer Code for Nuclear Reactor Containment Analysis [R]. Albuquerque, NM, USA; Sandia National Laboratories, 1997; NUREG/CR-65, SAND97-1735.
- [27] Containment analysis program-qualification report [R]. Version 7. 2a (QA). USA; EPRI, 2006.
- [28] Travis J R, Spore J W, Royle P, et al. GASFLOW: A Computational Fluid Dynamics Code for Gases, Aerosols, and Combustion [R]. 1998; LA-13357-M, FZKA-5994.
- [29] ANSYS CFX-11. 0 User Manual [M]. Canonsburg, USA; ANSYS Inc, 2006.
- [30] FLUENT 6. 3 User's Guide [M]. FLUENT Inc, 2006.
- [31] Mitigation of hydrogen hazards in severe accidents in nuclear power plants [M]. IAEA, 2011.
- [32] Wolf L, Valencia L. Result of the preliminary hydrogen distribution experiment at HDR and future experiment for phase III [C]//16th Water Reactor Safety Information Meeting. Gaithersburg, MD, USA, 1988.
- [33] NUPEC. Hydrogen Mixing and Distribution Tests M-2-2, M-4-3, M-7-1, M-8-1, M-8-2, Extracted from Proving Test on the Reliability for Reactor Containment Vessel [R]. Japan, 1991.
- [34] Petersen K. Hydrogen mixing by natural convection in PWR containments, ATW, Atom wirtschaft [J]. Atom technik, 1994, 39: 758-761.
- [35] Lammila K, Toumisto H. VICTORIA experiments for hydrogen distribution in an ice condenser containment [C]//20th Water Reactor Safety Information Meeting. Bethesda, MD, USA, 1992; 229-242.
- [36] Summary Record of the Preparatory Workshop on the International Standard Problem No. 47 Exercise on Containment Thermal-hydraulics NEA/SEN/SIN/accident Management [R]. Paris; OECD Nuclear Energy Agency, 2002.
- [37] Allelein H J, Fischer K, Vendel J, et al. International Standard Problem: ISP-47 on Containment Thermal Hydraulics, Final Report [R]. The OECD Nuclear Energy Agency, 2007.

- [38] Paillere H, Dada L, Dabbene F, et al. Development of hydrogen distribution and combustion models for the multidimensional lumped parameter TONUS code [C]//Proceedings of the 8th NURETH Conference, Kyoto, Japan, 1997.
- [39] Summers R M, Cole R K, Smith R C, et al. MLCOR computer code manuals[R]. Washington, DC: Nucler Regulatory Commission, 1995; NUREG/CR-6119.
- [40] Spalding D B. A new model of turbulent combustion [M]. London: Imperial College, 1976; HTS/76/10.
- [41] Magnussen B F, Hjertager B H. On mathematical modeling of turbulent combustion with special emphasis on soot formation and combustion [C]//Sixteenth Symposium on Combustion, Pittsburgh: The Combustion Institute, 1977; 719-729.
- [42] Peters N. The turbulent burning velocity for large scale and small scale trubulence[J]. Journal of Fluid Mechanics, 1999, 384: 107-132.
- [43] Borghi R. Turbulent combustion modeling [J]. Progress in Energy and Combustion Science, 1988, 14: 245-292.
- [44] Efimenko A A, Dorofeev S B. CREBCOM code system for description of gaseous combustion[J]. Journal of Loss Prevention in the Process Industries, 2001, 14: 575-581.
- [45] Gelfand B E. Investigation of hydrogen-air fast flame propagation in tubes with multidimensional endplates [C]//Proceedings of International Symposium on Harzard, Prevention and Mitigation of Industrial Explosions. Schaumburg, IL: Safety Consulting Engineers, 1998; 434-456.
- [46] Kumar R K, Loesel-Sitar J, Dewit W A. et al. Experiments in the Large-Scale Vented Combustion Test Facility; Series S01-Quiescent Vented Combustion Tests with Central Ignition in Hydrogen-Air Mixtures in the Full Volume Geometry [R]. Canada: AECL, 1997; COG-96-578.
- [47] Loesel-Sitar J, Dewit W A, Bowles E M. Experiments in the Large Scale Vented Combustion Test Facility; Series S03-Vented Combustion at 100 °C in Hydrogen-Air-Stream Mixtures in the Full Volume Geometry [R]. Canada: AECL, 1999;COG-99-135.
- [48] Kanzleiter T. Hydrogen Igniter Experiments Performed in the Model Containment Utility Program [R]. Battelle Institute,1992; BF-V67. 503-01.
- [49] Valencia L. Hydrogen Deflagration Experiments in the Large-Scale 3D HDR Containment [R]. Karlsruhe: Jahrestagung Kerntechnik, 1992.
- [50] Hashimoto T, Inagaki K, Ogata J. Large scale hydrogen combustion test at NUPEC[C]//Proceedings of the International Cooperative Exchange Meeting on Hydrogen in Reactor Safety. Toronto, Canada, 1997.
- [51] Breitung W. Large scale confined hydrogen-air detonation experiments and their numerical simulation [C]//20th Symposium on Shock Waves. Pasadena, CA, USA, 1996.