

核动力安全研究动态

浦胜娣 黄玉才 许汉铭 张忠岳

(中国原子能科学研究院反应堆工程技术研究所 北京 102413)

摘要 本文介绍中国原子能科学研究院在核动力安全研究方面的工作概况,着重论述了80年代和90年代初期所进行的、与秦山核电厂设计、建造和审评,以及广东核电站安全审评密切有关的工作,对在热工水力、核燃料、概率安全评估和严重事故研究领域中的主要成果,作了简要小结,简单介绍了计划中即将开展的、与秦山核电厂二期600MWe工程设计有关的工作。

关键词 热工水力, 核燃料, 概率安全评估, 严重事故的分析 and 处置。

1 前言

核动力为人类提供了一个重要能源,近半个世纪以来它在全世界范围内得到了迅速发展。在核动力发展过程中,由于它伴随着很大的潜在危险性,所以,从核动力开始发展起,人们就对它的安全问题给予了极大的关注。

中国原子能科学研究院早在70年代,结合当时我国舰船核动力的发展,已经开展了与舰船动力堆安全有关的实验研究工作,在该院49-2实验研究堆内高温高压回路中完成的舰用压水堆燃料组件考验工作,为保证燃料组件的安全运行提供了重要的技术依据。

进入80年代后,结合我国自行设计和建造的第一座300MWe秦山核电厂的设计、建造和安全审评的需要,在已故戴传曾院长的组织、领导和他的亲自参与之下,在热工水力、燃料元件、概率安全评估和严重事故研究等各个方面,进行了大量的分析和实验研究工作,取得了一批对我国核电事业发展起到积极推动作用的重要成果。

美国三里岛和前苏联切尔诺贝利事故之后,全世界从事核动力发展的国家对严重事故的分析和处置问题(Severe Accident Analysis and Accident Management)非常关切,安全研究工作的重点逐渐从设计基准事故转向严重事故的研究。我国国家核安全局也明确要求,“对于新设计的核电厂都要考虑严重事故,对已运行的核电厂也要逐步改进,以满足新的核安全要求”^[1]。

鉴于这种大趋势,在戴传曾先生的积极倡导之下,原子能科学研究院开始进行严重事故的研究工作,并通过国际原子能机构(IAEA)、我国国家核安全局和核总公司的支持和帮助,于1990年6月和1993年3月先后在该院举办了“严重事故分析和严重事故处置”研讨会和培训班,取得了良好的效果。同时,又在IAEA的协助下,派遣科技人员去IAEA进修实习,就美国核管会(US NRC)继“源项分析程序包”(STCP)之后发展的新一代严重事故分析程序(MELCOR, CONTAIN)的实际使用,积累了初步经验。预期,这些为研究严重事故问题所进行的初步准备工作,将对秦山核电厂一期300MWe和二期600MWe工程考虑严重事故对策,起到一定的推动作用。

2 热工水力研究

80年代初期和中期,我国从国外引进了用于反应堆系统瞬态热工水力分析的大型计算程序RELAP-5/MOD1、RELAP-5/MOD2、RETRAN-02、COBRA-4及用于分析安全壳事故工况下热工水力响应的CONTEMPT-LT/028等程序。该院对这些程序进行了大量的研究、开发、应用工作。例如,为RELAP-5/MOD1增添了硼反馈分析模型,修改了它的临界热流密度计算关系式,改进了RELAP-5/MOD2反馈模型,强化了程序自动稳态初始化功能。

在强化程序功能、仔细检验和改进程序模型

的基础上,利用这些程序对秦山核电厂设计基准事故,如失水事故、主蒸汽管道破裂事故、失流事故、弹棒事故、燃料操作事故和不能停堆的预期瞬态等,进行了独立的审核计算,验证了秦山核电厂专设安全设施的有效性,并对电厂参数的保守程度作了评价.分析结果揭示了秦山核电厂特有的某些设计特点.例如,秦山核电厂具有较大的安注流量,有利于缓解失水事故,但这一特点对于蒸气发生器传热管破裂事故,因易于导致蒸气发生器满溢,而有不利影响^[2].该院的研究分析工作,对秦山核电厂的安全审评作出了很有价值的技术支持,并将对电厂安全运行和制定应急操作规程提供了重要依据.

在进行计算分析工作的同时,该院又十分重视热工水力分项效应实验研究,如再淹没实验研究和两相临界流实验研究等.在临界后传热实验中所采用的以直接通电热斑方法建立稳定瞬态传热的技术,属于国际首创,得到了国际同行的高度重视,并已为国内外广泛采用.

利用综合试验装置来模拟核电厂在事故情况下的系统特性和物理现象,是安全研究的一个重要方面.国际上著名的综合试验装置,例如,美国的 SEMISCALE 和 LOFT、日本的 LSTT、法国的 BETHY、意大利的 LOBI 以及匈牙利的 PMK-NVH 等,都进行过或正在进行核电厂在事故情况下的热工水力整体模拟试验,用来研究重要的物理现象、验证安全分析程序的功能及核电厂的事故处置规程.1991年,在该院建成的我国第一座综合试验装置^[3],是以秦山核电厂为模拟对象的压水堆整体模拟装置.该装置与原型容积比为 1:1000,装置的最大热功率为 1MW.在这个装置上拟开展的实验研究项目有:单相和两相自然循环、小破口失水事故和运行瞬态研究,包括功率突变、失去主给水、主蒸汽管破裂事故等.

3 燃料元件研究

80年代中,为了配合秦山核电厂燃料系统的安全审评工作,该院从国外引进了燃料元件

分析程序 FRAPCON-2、FRAP-T6、SSYST-2 及 SSYST-3 的部分模块及组件分析程序 FAMREC,对这些程序与热工水力程序 (RELAP-5/MOD2, RELAP-4/MOD7)、力学程序 (SAP-5) 及不确定度分析程序 (FRAIL) 的连接组合进行了比较系统的研究,强化了程序功能,扩大了程序的应用范围.利用经过连接配套的程序,完成了秦山核电厂燃料元件在大破口失水事故、小破口失水事故、稳态运行和瞬态运行工况下的行为分析,以及燃料组件在地震和大破口失水事故情况下的动力响应分析. FRAPCON-2 和 FRAP-T6 程序也被用于清华大学核能院低功率供热堆的设计计算.

目前,FRAPCON 程序正在通过由 IAEA 组织的国际标准测试试题检验程序是否具有适用于高燃耗情况的能力.预期,检验结果将有助于程序中若干模块的改进或更新.与此同时,由 FAMREC 程序和 SAP-5 组合而成的 FAMSAP 程序,亦将通过与实验基础较强的外国程序的交错对比,做进一步的扩大和完善.

在燃料元件的实验研究计划中,耗资最多规模最大的是秦山核电厂燃料组件 (3×3-2) 的堆内考验.考验工作在该院重水实验堆内高温高压回路中完成,历时两年.在严格模拟秦山核电厂实际运行参数条件下,组件平均燃耗达到 25000MWd/tU,燃料棒局部燃耗达到 34000MWd/tU.考验结果表明,秦山核电厂燃料元件在正常运行工况以及短时超功率 (超出额定功率 18%) 情况下完好无损,组件结构、焊点和格架都未发现异常,从而为秦山核电厂燃料组件的可靠性提供了直接的实验验证^[4].这次燃料组件堆内考验和考验后热室检验工作的顺利完成,标志着我国动力堆燃料组件的设计、制造、堆内辐照考验及辐照后热室检验技术,都达到了一个新的高度,大体接近于当前国际上同类工作的水平,为今后进行更高燃耗的燃料元件堆内考验,积累了十分宝贵的经验.

在秦山核电厂燃料元件平均燃耗已达 25000MWd/tU 的基础上,1994 年将开始加深燃耗考验.考验仍将在该院重水实验堆上进行,按

计划,平均燃耗目标为 33000MWD/tU,若条件许可,尚可争取进一步提高.加深燃耗考验对秦山核电厂燃料元件今后提高燃耗和保证大亚湾核电站燃料元件国产化,具有非常实际的意义.

为了考查国产 Zr-4 元件包壳在大破口失水事故下发生鼓胀和爆破的条件,考查破坏过程中包壳的变形情况、破口形貌及氧化程度,该院于 1992 年建成了堆外模拟大破口失水条件下的燃料棒爆破实验装置,并于 1993 年对两根模拟元件进行了鼓胀、爆破实验.燃料元件线功率为 20~30W/cm、升温速率为 7~14℃/s、包壳表面温度为 800~1200℃、燃料棒初始充压为 10MPa.实验过程全部由计算机记录.实验后,对破口形貌和破口位置作了测量.这组实验,在我国尚属首次,它可为研究和改进 Zr-4 包壳的性能,提供十分有用的实验数据.

80 年代中期以来,该院对国产 Zr-4 元件包壳在压水堆大破口失水事故条件下与水蒸汽的反应规律,也进行了比较系统的实验研究^[5].

4 概率安全评估和严重事故研究

80 年代后期,该院与清华大学和北京核工程设计研究院协作,完成了广东大亚湾核电站的概率安全评估(PSA)^[6].一级 PSA 是用大事件树、小故障树方法进行的,所采用的计算程序是 SETS 及其配套程序.分析结果得出了堆熔概率和占优割集,并指出了设计上存在的某些薄弱环节.大亚湾核电站严重事故源项,按(安全壳事件树)+(一级 PSA)+(源项传播研究)+(简化源项分析)的步骤完成,所用主要程序是 ORIGEN 和 STCP 1.1.在源项研究中,首次建立了环境释放类别,计算了释放份额和释放概率.由于大亚湾核电站比西屋公司的标准设计缺少一个安全系统,因此安全壳失效概率相对增大,增设砂堆过滤器看来有其必要.这项研究,还结合大亚湾核电站具体特点,分析了 U₅ 规程的适用性.

1990 年前后,该院承担了秦山核电厂的严重事故源项计算任务.分析结果表明,由于秦山

安全壳容积大,从源项的观点看来,安全裕度较大,但喷淋系统压力定值偏高,有不利影响.

如前所述,自 80 年代后期起,该院开始对严重事故问题进行探讨研究,并取得了良好进展.例如,针对秦山核电厂的设计特点,对由蒸气发生器传热管破裂或由主蒸气管破裂所导致的严重事故、对由全厂断电或丧失全部二次侧热阱所导致的严重事故,作了分析计算,并且提出了相应的防止熔堆的缓解措施.这些工作曾在国际学术会议上作过交流,颇得外国专家的好评.

今后若干年中,预期该院将密切配合上海核工程研究设计院和国家核安全局的研究计划,利用美国 NRC 所发展的 MELCOR、CONTAIN 和 RELAP-5/MOD 2.5 等程序,对秦山 300MWe 和 600MWe 工程有系统地进行严重事故分析和事故处置规程研究,并争取尽早参加发展以微机为基础、以 MELCOR 或类似程序为主要软件的严重事故小型仿真器的研制工作.

5 国际合作

该院在核动力安全研究方面所取得的一定成绩,在很多方面得益于国际合作.在 80 年代初期和中期,美国 NRC 在软件建设上给了我们许多帮助,重要程序,如 RELAP-5/MOD1 与 MOD2、FRAP-T6、STCP 和 CONTEMPT 等,大多得之于 NRC 的无偿转让.80 年代中期起,国际原子能机构在软件转让、人员培训、设备支援、组织外国专家访华及举办研讨会等学术交流方面,为我们提供了很大支持.这是推动我们工作前进、提高人员素质、及时学习外国先进经验的重要有利因素.

在核动力研究重点逐步转向严重事故的今天,研究工作要求先进技术和巨额经费的支持,即使经济力量雄厚的发达国家也在急切寻求国际间的多方合作,因此该院仍将努力加强国际合作,为推动我国的核动力安全研究贡献力量.

参 考 文 献

- 1 中华人民共和国国家核安全局 1991 年年报,第 4 页

- 2 浦胜娣, 李吉根. 原子能科学技术, 1993, 27(4) : 289
- 3 姚日棋. 全国核安全学术研讨会论文汇编, 第 114 页
- 4 陈殿山等. 核电工程与技术, 1989, 2(2)
- 5 马树春等. 原子能科学技术, 1993, 27(4) : 376
- 6 NNSA-0008, GNPS Probabilistic Safety Assessment, Level-1, System Analysis and Accident Sequences Analysis, 1990.

Nuclear Power Reactor Safety Research Activities in CIAE

Pu Shendi Huang Yucai Xu Hanming Zhang Zhongyue

(Department of Reactor Engineering & Technology, China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413)

Abstract In this paper the power reactor safety research activities in CIAE are briefly reviewed. The research work performed in 1980's and 1990's are mainly emphasised, which are closely related to the design, construction and licensing review of Qinshan Nuclear Power Plant and the safety review of Guangdong Nuclear Power Station. Major achievements in the area of thermohydraulics, nuclear fuel, probabilistic safety assessment and severe accident researches are summarized. The foreseeable research plan for the near future, relating to the design and construction of 600MWe PWR NPP at Qinshan Site (phase I development) is outlined.

Key words thermohydraulics, nuclear fuel, probabilistic safety assessment, severe accident analysis and management.

(上接 66 页)

⁸⁵Kr、¹⁴C 标准气体源以及放射性标准土壤等放射 α、β、X、γ、n 辐射) 计量器具的试验与评价;
 性标准源和标准物质的产品提供; (4) 技术咨询和现场服务等业务。
 (3) 研制、试验、生产和使用的电离辐射(含

Briefing of The Radiation Metrology Division of CIAE

Ding Shengyao Han Kuichu

(China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413)

Abstract The basic situation of Radiometrology Division, CIAE, is briefly presented with the emphasis on the ability of measurement and test.

Key Words standard equipment, reference radiation.