



广东大亚湾核电站
GNPS OPERATION YEARBOOK
生产运行年鉴
1994

廣東大亞灣核電站
生產運行年鑑

GNPS OPERATION YEARBOOK

1994

(京)新登字 077 号

书名题字:王全国

图书在版编目(CIP)数据

广东大亚湾核电站生产运行年鉴 1994/周展麟主编.

—北京:原子能出版社,1995.12

ISBN 7-5022-1456-9

I. 广… I. 周… III. 核电站,大亚湾-运行-年鉴-1994 IV. TM623.7-54

中国版本图书馆 CIP 数据核字(95)第 22654 号



原子能出版社出版 发行

责任编辑:柴芳蓉

装帧设计:李松林

社址:北京市海淀区阜成路 43 号 邮政编码:100037

北京地质印刷厂印刷 新华书店经销

开本:787×1092mm 1/16 印张 22.875 插页 22 字数 550 千字

1995 年 12 月北京第 1 版 1995 年 12 月北京第 1 次印刷

印数:1—3000

定价:90.00 元

编辑委员会

主 编

周展麟

副主编

周海涌 高胜玉 Decaix 樊鹤鸣 濮继龙

编 委

周展麟 周海涌 高胜玉 Decaix 樊鹤鸣 黄世强
濮继龙 钱锦辉 刘锦华 刘达民 张志雄 李志仁
陈献武 潘世华 林贵清 陈德淦 刘德强 奚芝苓
李振亚 赵迎春 蔡康元 徐 颖

编 辑

余志平 郭丰守 张一心

供稿人员(按姓氏汉语拼音顺序排列)

蔡康元 常 林 陈国平 陈家龙 池志远 戴 庐
丁悌远 方 军 方 圣 高 歌 郭丰守 郭嘉平
郭宗林 洪锦从 黄扶汉 黄世强 黄小桁 黄永愚
简益民 康进友 邝鲜辉 李晓明 李 英 刘革新
刘锦华 陆 玮 母建蓉 苏圣兵 孙 旭 汤峥嵘
田应康 王永刚 问清华 吴引仙 伍 斌 奚芝苓
谢昌渝 熊春华 徐 颖 晏仲民 杨茂春 姚 刚
叶树仁 虞福祥 余志平 袁凤如 章松林 张东果
张秋海 张晓峰 张一心 张昭亮 张柱建 赵 宏
赵迎春 郑东山 周卫红 朱明星 朱少敏 朱文彬
朱志宇 邹庆安

前 言

广东大亚湾核电站作为中国第一座大型商用核电站,其生产运行经验和信息的积累对于中国核电事业的发展具有现实和长远意义。为了使这些经验和信息及时得到总结和记录,决定每年编写一部《广东大亚湾核电站生产运行年鉴》。《年鉴》面向核电站本身员工,同时也用于与国内外同行交流。

《年鉴》的基本内容包括电站在运行、维修、安全监督、事件分析和事故处理方面的经验;电站在运行、维修、环境监测、剂量管理和工业安全等方面的信息和数据;电站在保证核安全、进行经验反馈、推进核安全文化方面的实践,以及电站在人事管理、人员培训、技术管理和质量保证等方面的管理特色。

1994 年度的《年鉴》是第一部年鉴,因此,在时间跨度上有所向前或向后延伸,以便使某些问题的叙述更加完整、系统,便于读者理解。

《年鉴》的供稿人员众多,文章的写作风格各异。由于时间紧,编审工作暂时只能做到在保证内容正确,表达准确,符合《年鉴》总体要求的前提下,基本上保持文章原貌。换句话说,《年鉴》各章节包括专题报告,在写作技巧上是独立成篇的。

《年鉴》中所涉及的名词术语,如不致引起读者误解,暂不求其统一,可以并用,如“电站—电厂”,“1 号机组—1 号机”,“应急待命—值班待命”,“紧急停堆—跳堆”,“汽机跳闸—汽机脱扣”等。电站基本系统的缩写和一些专业术语及机构的缩写在《年鉴》中出现频率很高,未能在正文部分一一给出注解,读者可以在《年鉴》附录中查找到它们的中、英文解释。附录三也给出某些计量单位的中英文对照。由于历史原因和使用习惯,文中有些计量单位仍保留非法定计量单位,有的计量单位的名称和符号并用。

此次《年鉴》组稿,正值两台机组大修、电站工作十分繁忙之际,有关人员接到任务后,都努力争取时间写出稿件,并且认真配合编审人员做好修改定稿工作,编者对此表示衷心感谢。

由于《年鉴》系第一次编写,因此,在内容的广度和深度上肯定会有疏漏和浅薄之处,加上编审人员的写作水平和表达能力有限,不当之处在所难免,敬请读者指正。

编 者

**邓小平同志祝贺
大亚湾核电站一号机组顺利投产
并向建设者们表示感谢**

新华社上海2月9日电 我国各族人民的传统节日春节来临之际,邓小平同志今天下午与上海市党政军负责同志和部分老同志欢聚一堂,互致新春的祝贺和问候……

邓小平同志得知大亚湾核电站一号机组顺利投产的消息后很高兴。今天上午,他请李鹏同志转达他的祝贺,并对大亚湾核电站的建设者们、科学技术人员表示感谢。

在大亚湾核电站一号机组投入 商业运行庆祝会上的讲话

李鹏

(1994年2月5日)



女士们、先生们、朋友们、同志们：

大亚湾核电站一号机组已于1994年2月1日正式投入商业运行。今天，我们欢聚一堂，共同庆祝一号机组的建成。首先，我代表国务院向多年来和我们真诚合作的香港中华电力公司的朋友、向参与大亚湾核电站建设的中外供应商和承包商，向日夜奋战在施工现场的中外专家和建设者们，向所有曾经支持、关心这个项目建设的朋友们、同志们，致以热烈的祝贺和衷心的感谢！

大亚湾核电站一号机组投入商业运行，标志着我国核电事业迈出了新的步伐。秦山核电站是我国自行研究、设计、制造和建设的第一座中型核电站；大亚湾核电站则是我国引进国外资金、先进设备和技术建设的第一座大型核电站。这两座核电站的建设，都对我国核电事业的起步、培养技术队伍、掌握核电技术，起了重要作用。

大亚湾核电站是改革开放的产物。早在1979年我国改革开放政策刚刚开始实行时，电力部与广东省根据深圳有利的地缘条件，提出引进外资，借贷建设，售电还钱的设想，开创了我国利用外资建设大型基础产业项目的新路子。大亚湾核电站是我国较早建立的最大中外合资企业，按照国际惯例，建立了现代企业的管理体制，实行董事会领导下的总经理负责制，做到了政企分开，责任明确，管理科学。在核电站建设中，引入了竞争机制，采取招标、投标制度，选择中外优秀的供货商和施工企业参加设计、施工、调试和咨询。大亚湾核电站建设的可贵之处，不仅在于引进国外的先进设备和技术，而且吸收国外施工组织和管理的先进经验，从而较大幅度地提高了现代化施工水平。

大亚湾核电站项目一直得到党中央、国务院的关心与支持。国务院多次召开会议论证这个项目。在1985年广东核电合营合同签订时，邓小平同志亲自接见了该公司的港方开拓者、原香港中华电力公司的董事长嘉道理勋爵，对这个改革开放的新生事物给予了充分的肯定和支持。江泽民同志对核电站工作也十分关心，亲临工地给予指导。在工程的关键时刻，中央领导同志亲自过问，解决前进中的困难，使工程建设得以顺利进行。电力部、核工业总公司、广东省、深圳市等地方和部门，也为大亚湾核电站建设做了大量工作，创造了条件，从各方面给予有力支持。大亚湾核电站也是发挥中央和地方两个积极性的产物。应该指出的是，为大亚湾核电站提供核岛设备的法国法马通公司，提供常规发电机组的英国通用电气公司，承包设计和调试的法国电力公司，在长期的施工过程中，与中方的设计、施工、调试单位进行了卓有成效的合作。我们对他们的合作表示诚挚的感谢和敬意。

目前，大亚湾核电站一号机组已投入商业运行，二号机组调试工作进展顺利，整个工程可望在今年全部建成投产。希望中外供应商、承包商和现场中外工作人员，要一如既往，继续作出努力，为全面、优质、高效完成整个核电站工程作出贡献。我们不仅要建设好这座现代化核电站，而且要管理好这座电站。在某种意义上讲，管理好比建设好更难。因此，在今后核电站的运行中，全体工作人员必须自始至终贯彻“质量第一，安全第一”的方针，确保安全、优质发供电，向广东省和香港地区提供源源不断的电力，为这些地区的经济繁荣服务。

我国电力需求量很大，在大力发展火电、水电的同时，还要因地制宜地适当发展核电。大亚湾核电站的建设，为我国核电事业发展积累了成功的经验，培养了大批核电专业人才。同时，也为大亚湾核电站二期工程的建设创造了良好的条件。当前，我国正在进一步全面贯彻党的十四大和十四届三中全会的精神，深化改革，扩大开放。国外来华投资的势头也很好，投资环境不断改善，投资领域进一步拓宽，我们欢迎外资参与基础工业、基础设施的建设，热情欢迎各国朋友与我国进一步开展核电方面的经济技术合作。

现在，我提议，为大亚湾核电站一号机组的建成并投入商业运行，为中外建设者的友好合作，为我们的友谊，干杯！

谢谢大家！

在广东大亚湾核电站一号机组 竣工投产庆典宴会上祝酒词

董事长 王光国

(1994年2月6日)



尊敬的各位嘉宾、各位朋友、各位同志：

刚才我们共同参加了广东大亚湾核电站一号机组竣工投产庆祝典礼大会。现在我们这些十多年来领导、参加、支持、关心大亚湾核电站的中外新老朋友、新老同事们又在此聚会。

我谨代表合营公司和我本人再次向各位嘉宾、各位朋友、各位同志的光临表示热忱的欢迎和衷心的感谢！

回顾广东大亚湾核电站十多年来富有挑战性的艰巨历程和我们之间友好和成功的合作，我们这些新老朋友、新老同事，都会有一种难于用语言充分表达的喜庆之情。为了庆祝我们共同关心的工程开始开花结果，为了庆贺我们期待已久的聚会，为了预祝大亚湾核电站全部工程早日竣工，为了我们在核电事业上结成的友谊，干杯！

谢谢！

广东大亚湾核电站工程建设和一号机组 投入商业运行的报告

总经理 

(1994年2月6日)



尊敬的李鹏总理、丁关根同志、邹家华副总理、谢非同志，
各位嘉宾、各位朋友、各位同事：

现在，我荣幸地代表广东核电合营有限公司，报告广东大亚湾核电站工程建设和一号机组正式投入商业运行情况。

广东大亚湾核电站两台 900MW 压水堆核电机组的建设工程，在中共中央、国务院的亲切关怀和领导下，在中国核工业总公司和广东省以及中央有关部、委、局、办、中国银行、深圳市的领导的支持和帮助下，通过参加建设的中外各单位和全体中外建设者七年多的共同努力，已完成了全部工程建设工作。一号机组历时 14 个月的联合调试已于 1993 年 12 月 31 日完成。试验结果表明，反应堆、汽轮发电机组及其配套设备系统的性能，均已达到原设计指标。从今年元月 1 日起，停堆停机，开始进行长期调试和试运行后的维护性小修，元月 26 日在完成所有维修工作后，重新提升功率到满负荷运行，并于 2 月 1 日正式投入商业运行。二号机组已完成核燃料装载和临界试验，近期开始并网调试，今年上半年即将投入商业运行。

广东大亚湾核电工程于 1979 年底开始进行经济技术可行性研究，1982 年国家批准正式立项。1983 年开始合营合同谈判和前期准备工作。1985 年 2 月，广东核电投资有限公司和香港核电投资有限公司共同组建的广东核电合营有限公司正式成立，全面负责核电站工程建设和生产运行。1986 年 4 月，签订了核岛供应、工程服务、常规岛供应等三个主要合同意向书，9 月三项合同及其贷款协议正式签字，10 月国家正式批准这个项目。1987 年 8 月，一号核岛基础

开始浇灌第一罐混凝土。到目前为止,一号机组的全部建设工程项目,二号机组90%的项目和公用设施的全部项目,包括92个建、构筑物 and 606个机械、电气、控制仪表系统,均已竣工和验收合格,移交生产运行和管理,并结合二号机组后续调试工作完成工程收尾。

在建设过程中,自始至终坚持“安全第一,质量第一”的方针,严格执行国家核安全法规和环保法规,认真履行国家核安全局和环保局的要求,多次接受国际原子能机构的安全评估检查,并以全面达到国际安全、技术、质量标准为目标,组织严密的质量保证体系,对工程质量进行监督控制,做到了所有重要设备,都达到出厂验收标准才允许供应商交付发运现场,所有现场建筑、安装施工项目,达到施工标准规范要求才允许交付验收,进行后续工序作业。工程建设过程中,与一号机组有关的不符合项已全部处理完毕,其中需报国家核安全局审批的都已批准关闭。

大亚湾核电站的调试,包括两台机组的核岛、常规岛和公用辅助设施调试三部分。按照调试大纲和调试工序要求,分为单系统调试、系统分组联调和机组整体联调三大类组织进行。单系统调试,自1989年4季度开始,与安装收尾工作紧密衔接、交叉进行。两台机组606个单系统调试,到1993年11月已全部完成。一号机组系统分组联调和机组整体调试,历时14个月,先后完成了反应堆装载核燃料前、后的各种系统功能测试,进行了临界和并网试验,并在机组额定功率的15%、30%、50%、75%、87%、97%和100%等功率水平,对机组性能进行测试检验和调整,以及满功率下的示范运行。到1993年12月31日,一号机组已完成全部调试,使机组设备、系统达到良好状态。试验结果表明,一号机组各项主要技术性能指标均已达到合同要求。

一号机组从并网调试以来到今年2月1日正式商业运行之前,已累计发电9.03亿千瓦时,供电网8.58亿千瓦时。

广东大亚湾核电站的生产准备与工程建设同时开始。生产人员按培训大纲要求,完成国内外的培训计划后从1990年开始进驻现场,参与和配合安装验收、调试,承担系统隔离、临时运行、维修和调试中的操作。经过几年的努力,运行人员已通过国家考试取得操作授权书,特别是经过单系统调试和联调试验的锻炼,整个生产队伍已具备安全运转核电站的能力。电站组织机构已按照正常生产运作要求建立,各级领导班子和生产岗位已全部配齐,以厂长为中心、中外合作、分工负责的生产指挥系统已经形成,全厂人员都已按规定授权上岗。电厂质量保证手册、行政管理程序已全部生效,形成了一整套行政管理规章制度并付诸实施。运行和维修所需的厂内外技术、物资、劳务等支持系统已经建立,并开始按正常生产状态要求运作。

一号机组自2月1日正式投产以来,机组系统设备运行稳定,到今天已累计发电1亿多千瓦时。在以后的生产过程中,我们将继续坚持执行“安全第一,质量第一”的方针,不断提高全员核安全文化素养,精心改进生产管理和不断提高生产队伍运作水平,以实现确保长期安全、稳定、高效运转的目标,为广东和香港地区经济繁荣,为核电事业发展做出贡献。

在广东大亚湾核电站二号机组投产暨电站建成现场庆典招待会上的讲话

董事长 王光远

(1994年5月10日)

女士们、先生们、各位同事、各位专家、各位同志：

继一号机组2月1日投入商业运行之后，二号机组比新的工程计划提前55天于5月6日投入商业运行，这标志着大亚湾核电站按照国际标准全部建成竣工。我谨代表广东核电合营有限公司董事会并以我个人的名义，向参加工程建设的中外员工及所有关心、支持这项工程的同志们、朋友们致以热忱的祝贺和衷心的感谢！

大亚湾核电站是改革开放的产物。从经济技术可行性研究开始，伴随着改革开放经历了15年风风雨雨的战斗历程，克服了各种艰难险阻。从1986年10月国家正式批准三大合同生效(ATP)开始，用了七年多的时间建成了两台900MW机组大型商用核电站，标志着我国核电事业发展上了一个新台阶。需要指出的是，从进行电站经济技术可行性开始，虽然15年来物价指数、货币汇率、银行利率等发生了很大变化，工程上遇到过曲折，受到过政治风波冲击，但工程总造价仍然控制在原匡算的40亿美元。特别要指出的是大亚湾核电站的电价竞争力，根据一号机组投入商业运行以来的负荷因子及二号机组调试运行状态预测，今年的电价就可能低于香港煤电价格。这说明了核电站不仅在技术上、环境保护上，而且在电价上，从投产第一年就开始优于煤电，充分显示了核电站的优越性和强大生命力。

我们深知这项工程的高质量高效益来之不易，它是我们这些中外建设者、参预者，在中国改革开放政策指引下，在中共中央、国务院关怀和支持下，在主管部门、广东省的领导的支持和帮助下，多少个日日夜夜用心血和汗水，用坚韧不拔的毅力和智慧，用良好的品德、友谊和合作浇灌起来的。我们要十分珍惜它、爱护它、关心它，共同努力把大亚湾核电站的运行管理尽快提高到国际先进水平，让它发出更加灿烂的光芒，为粤港两地的经济繁荣，为中国的核电事业发展作出更大的贡献！

谢谢大家！

回顾 1994 展望 1995

总经理 周凤屏



1994年是广东大亚湾核电站建设史上具有历史性意义的一年,是广东大亚湾核电站全面建成、投产并向国际先进核电站目标迈进的开端。

过去的一年,中国各方面的改革都取得了丰硕的成果,广东大亚湾核电站在中国政府有关部门及董事会的正确领导下,在各有关单位的密切配合和支持下,全体建设者同心协力,艰苦奋斗,终于给广东大亚湾核电站全面建成画上了圆满的句号。由于在整个工程建设阶段坚持了“安全第一,质量第一”的方针,加上我们的生产队伍经过不断的锻炼和考验已日渐成熟,管理机制日趋完善,核电站投入商业运行的第一年就取得了较为理想的成绩。两台机组分别于2月1日和5月6日投入商业运行,全年发电113亿千瓦时,上网107.8亿千瓦时,提前28天完成年计划100亿千瓦时的指标,按月累计全厂负荷因子达84.35%,取得了良好的经济效益和社会效益。美国权威性McGraw Hill《国际电力》杂志将广东大亚湾核电站评为1994年电站大奖获得者之一,这是我们所有参与此项目的中外建设者共同的荣誉。

广东大亚湾核电站的建成为我国今后引进大型商用核电站、引进先进技术、人才和先进的管理经验并为逐步实现核电自主化提供了可借鉴的经验,她的建成充分体现了改革开放政策的正确性和深远意义,李鹏总理在2月5日现场投产庆典和7月18日在北京举行的广东大亚湾核电站建成招待会上对该核电站的建设和管理给予了充分的肯定和高度评价,称大亚湾核电站是改革开放的产物,是实行现代企业制度的有益尝试。

1994年也是核电站建设历程上重要的一年,一号机组

在完成了全部联合调试、性能试验和示范运行后,为了确保机组长期安全、稳定、经济、多发,于当年1月1日开始了商业运行前的整治性小修,全部工作600余项,较原计划提前5天圆满完成,于2月1日正式投入商业运行。尽管投运后发生了凝汽器钛管泄漏、反应堆自控装置在做定期试验时误动作,导致非计划停堆停机和汽轮发电机定子线棒漏氢等事件,但都能及时发现、及时决策、组织有效的抢修,减少了机组事故停机小时数,基本上做到了安全、稳定、高负荷运转。12月17日零时,该机组按计划开始了首次换料大修。

二号机在按计划完成各功率台阶的全部试验后,3月25日提升到满功率,4月25日完成了700小时示范运行和全部性能试验,开始了为期12天的商业运行前整治性小修,5月6日正式投入商业运行。调试、生产人员认真总结了一号机组在调试、试运行和整治性小修中的经验和教训,有成效地组织经验反馈和借鉴,使二号机组调试进展得更顺利,投入商业运行后,生产人员精心操作,加强预防性维修,消除了一个又一个隐患,确保了机组安全、稳定、高负荷运行,到12月31日已连续运转239天,达到了国际上同类机组投运后第一年运转的先进水平。电厂全年未发生工业安全事故和1级以上核安全事故,三废排放也远低于国家的限值标准。工程遗留问题处理、电厂技术改造、外部技术支持、电网计划调度、备件物资供应、质保、审计监查、后勤支持服务以及文秘资料管理等工作,都能有效地支持、配合电厂的安全高效运行。

1995年,是广东大亚湾核电站两台机组投入商业运行后的第二年,是核电站从安全稳定生产向国际先进核电站行列迈进的重要一年。

1995年要在认真总结1994年的运行、管理经验基础上,围绕安全生产这一中心,不断完善机组性能,与电网密切配合,提高机组运行小时数,并对投产以来暴露的设备、系统方面的问题,积极推动设备供应商在保证期内彻底解决好,提高可用率,在确保安全生产的同时,公司的各项管理工作也要上一个新台阶,要建立一套与管理和运作国际先进核电站相适应的管理体制,树立管理为生产服务的指导思想,企业的一切活动要以是否有利于安全生产为依据。

1995年和未来的几年,我们要扎扎实实打好基础,我们要进一步完善大亚湾核电站的硬件和软件,完善设备、系统,始终使机组保持最佳安全状态,加强队伍的整体培训,完善运行、检修责任制,以提高核安全文化意识为中心去提高队伍的整体素质,要谦虚谨慎,戒骄戒躁,努力学习先进的核电技术和管理经验,尽快实现安全、质量意识、技术、技能和管理经验的全面转移,探索一条行之有效的、有中国特色的核电站运行管理模式。在人才培养方面,要有长远的战略眼光,要为21世纪中国核电人才的需要做准备。

我们要在注重企业经济效益的同时,进一步树立企业的良好社会形象和国际形象,我们完全有信心不仅使我们的核电站成为世界先进的核电站,而且要使我们的企业成为世界先进的企业,这是我们不断奋斗的目标。

质量好 工期



短 投 资 省



■ 一号机组投产庆典大会主席台





广东大亚湾核电站建成投产 新闻发布会

GNPS PRESS CONFERENCE PROJECT COMPLETION & COMMERCIAL OPERATION



姜汉民 摄

1 | 2
| 3

- 1 核电站建成投产新闻发布会
- 2 首批反应堆操纵员取照考试
- 3 第四届核安全咨询委员会成立会



奚汉民 摄

奚汉民 摄





姜汉民 摄



1 | 2

- 1 主控室
- 2 主控室

奚汉民 摄

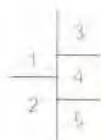




姜汉民 摄



姜汉民 摄



- 1 计算机中心
- 2 化学实验室
- 3 公共信息中心
- 4 环境监测
- 5 海防演习



姜汉臣 摄



姜汉臣 摄



姜汉臣 摄

新闻

大亚湾核电站获《国际电力》杂志 “1994 电站大奖”

据《国际电力》杂志 9 月刊报道,该杂志编辑部在详细考查全世界的各类电站后,评选出了 1994 年在发、输、配电方面采用先进技术工艺,符合高效、经济和保护环境的原則,而且运行业绩卓著的 5 座电站为其 1994 年电站大奖获得者。大亚湾核电站名列其中,是本年度唯一获奖的核电站。

《国际电力》杂志由美国 McGraw Hill 公司主办。该公司所属的 McGraw Hill 能源集团专门研究世界范围内能源开发的新技术工艺和先进经验,《国际电力》杂志则专门评介发、输、配电方面的新技术工艺和先进经验。该杂志为季刊,在国际电力界具有一定的权威性。“电站大奖”每年评选一次,我国北仑港电站曾获该杂志 1993 年电站大奖。

《国际电力》杂志评介说,大亚湾核电站成功地推动了中国进入商业性核电的竞技场,赞扬中国的核电决策者和建设者所表现的惊人的决心、毅力和奉献精神。大亚湾核电站工程实施过程中的突出特点是实现了紧凑的进度计划,从初步工程研究到反应堆临界共花了七年多一点的时间,而从安装开始到反应堆临界用了四年稍多一点时间。这一成就体现了中国在与外国伙伴一起实施一项复杂的高科技工程项目时克服所遇到的巨大的联络困难和文化传统差异方面的杰出才干。大亚湾核电站工程建设的所有各个阶段以及预运行试验和满功率运行阶段都没有遇到、也没有报告过任何阻碍前进的障碍,这证明了该工程项目的设计和所采用的工艺技术的适当性。机组投入商业运行以来,一号机组的平均可用率为 76%,二号机组的平均可用率为 99%,这样的运行业绩表明该电站优异的性能,远比原来预计的要好。

1994 年电站大奖于 1994 年 12 月在美国纽约举行的一个专门仪式上正式授予获奖电力公司的代表,以及他们在技术开发上的伙伴。

目 录

第一章 公司与电站组织机构

1.1	公司简介	1
1.2	公司组织机构	1
1.3	电站组织机构	3
1.3.1	电站管理层级	3
1.3.2	管理线	3
1.3.2.1	运行维修线	3
1.3.2.2	支持监督线	4
1.3.2.3	合同行政线	4
1.3.2.4	生产质保处	5
1.3.3	电站委员会	5
1.3.4	电站组织机构图	5

第二章 生产运行

2.1	核电站的运行和维修	7
2.1.1	核电站的运行	7
2.1.1.1	核电站的运行组织	7
2.1.1.2	机组运行状态	9
2.1.1.3	发电业绩	17
2.1.1.4	电网状况及售电情况	17
2.1.1.5	机组性能指标	22
2.1.1.6	周期性物理试验	26
2.1.1.7	电站化学	27
2.1.1.8	设备可靠性统计及评估	32
2.1.1.9	继电保护	44
2.1.2	核电站的维修	46

2.1.2.1	维修工作的组织和管理	46
2.1.2.2	预防性维修评估	48
2.1.2.3	维修活动统计	50
2.1.2.4	1号机组整治性小修	52
2.1.2.5	2号机组完工性小修	53
2.1.2.6	重大抢修活动	55
2.1.3	三废管理及环境监测	60
2.1.3.1	放射性废气的排放与管理	61
2.1.3.2	放射性废液的排放与管理	62
2.1.3.3	中低水平放射性固体废物处理	64
2.1.3.4	工业废物处理	66
2.1.3.5	环境监测与评估	67
2.1.4	物资消耗	70
2.1.4.1	燃耗和核材料衡算管理	70
2.1.4.2	水库淡水储量及除盐水生产	71
2.1.4.3	化学试剂的使用与评价	74
2.1.4.4	外购电	75
2.1.5	工程及核电站改造项目	76
2.1.5.1	核电站改造项目的管理	76
2.1.5.2	工程遗留项目的管理	78
2.1.5.3	不符合项管理	81
2.1.5.4	在役检查	84
2.1.6	机组大修	87
2.1.6.1	大修组织机构	87
2.1.6.2	大修承包商介绍	88
2.1.6.3	大修准备工作	91
2.1.6.4	1号机组大修项目	93
2.1.6.5	2号机组大修项目	96
<hr/>		
2.2	核电站的安全	97
2.2.1	核安全	97
2.2.1.1	核安全重大事件	97
2.2.1.2	三道屏障完整性监督	100
2.2.1.3	安全相关设备可用状态(Io跟踪)	112
2.2.1.4	定期试验	112
2.2.1.5	瞬变统计	117
2.2.1.6	核安全文化	118
2.2.1.7	核电站执照申请	120
2.2.1.8	国际原子能机构运行前安全评议团	

	活动	122
2.2.2	工业安全	124
2.2.3	消防工作	125
2.2.3.1	消防系统功能评估	125
2.2.3.2	消防管理	126
2.2.4	辐射防护	128
2.2.4.1	辐射防护工作概况	128
2.2.4.2	辐射防护工作的主要措施	128
2.2.5	医学管理	132
2.2.5.1	急救管理	132
2.2.5.2	异常照射情况下的医学干预	133
2.2.5.3	健康监督	134
2.2.6	应急计划	135
2.2.6.1	应急组织	136
2.2.6.2	应急待命制度	136
2.2.6.3	应急培训	136
2.2.6.4	应急演习	137
2.2.6.5	应急设备的定期检查	137
2.2.7	电站保卫及核材料实体保卫	137
2.2.7.1	保卫组织	137
2.2.7.2	保卫设备	138
2.2.7.3	保卫制度	139
2.2.7.4	核材料的保卫	139
2.2.7.5	保卫工作实绩	139
<hr/>		
2.3	核电站管理	140
2.3.1	人事管理	140
2.3.1.1	人员配备	140
2.3.1.2	职工学历和职称结构	141
2.3.1.3	年龄结构	141
2.3.1.4	人事流动运作方式	141
2.3.2	人员培训及授权	142
2.3.2.1	培训设施	142
2.3.2.2	培训整体过程	143
2.3.2.3	电站培训组织及政策	144
2.3.2.4	工作授权制度	144
2.3.2.5	人员培训及授权情况	145
2.3.3	电站工作委员会	149
2.3.4	质量保证	153

2.3.4.1	QA 活动实施情况	153
2.3.4.2	质量趋势分析	157
2.3.4.3	质保大纲有效性的评价	159
2.3.5	经验反馈	162
2.3.5.1	经验反馈工作概况	162
2.3.5.2	从内部事件总结的经验教训及效益	164
2.3.5.3	从外部事件总结的经验教训及效益	166
2.3.6	备品备件的采购及管理	168
2.3.6.1	备件库存背景	168
2.3.6.2	备品采购、管理模式	168
2.3.6.3	备件采购申请方式	170
2.3.6.4	利用计算机网络,提高管理水平	170
2.3.6.5	今后的几点设想	172
2.3.7	备件国产化进程	173
2.3.8	合同及现场承包商管理	176
2.3.8.1	合同管理体系	176
2.3.8.2	合同管理内容	177
2.3.8.3	经验与教训	180
2.3.9	管理计算机的应用	181
2.3.9.1	管理计算机应用的回顾和现状	181
2.3.9.2	目前计算机中心开展的重点工作	183
2.3.10	文件、档案与资料管理	184
2.3.10.1	文件、档案、资料系统的管理体系和模式	184
2.3.10.2	资料处完成的主要工作量	187
2.3.11	电站后勤保障	188
2.3.12	电站工作与生活的环境	190
2.3.12.1	核电站基层党组织	190
2.3.12.2	核电站基层工会	192
2.3.12.3	核电站基层团组织	193
2.3.12.4	文娱体育活动	193
2.3.12.5	厂区美化、绿化	194

第三章 大事记

3.1	1994 年 1 号机组运行大事记	195
3.2	1994 年 2 号机组运行大事记	198

第四章 统计指标

4.1	WANO 核电站 10 项性能指标	206
4.2	综合经济指标统计	208
4.3	能量指标统计	209

第五章 专题报告

广东大亚湾核电站调试启动总结	211
1 号机组整治性小修总结	222
大亚湾核电站 2 号机组首炉料安全稳定运行 239 天	234
SEC 泵叶轮汽蚀分析与对策	241
广东大亚湾核电站 1994 年 5 月 25 日 1 号机组停堆停机事件分析	245
凝汽器钛管泄漏分析及处理	249
1 号机组发电机内部漏氢事件回顾	255
给水调节系统操作技巧	259
核电站的管理策略和业务计划	264
事件分析方法与经验反馈	268
工作过程及风险分析	274
厂区周围人口及工业发展调查结果	281
广东大亚湾核电站试运行阶段海洋环境调查	289
大亚湾核电站运行阶段的质量保证	303
附录一 基本系统名称	309
附录二 组织机构和相关术语缩写	317
附录三 计量单位中英对照	321
《年鉴》各章节供稿人员名单	322

CONTENT

Part I : Organization of the company and the GNPS

1.1	Brief introduction of GNPJVC	1
1.2	Organization of GNPJVC	1
1.3	Organization of GNPS	3
1.3.1	Management levels	3
1.3.2	Management Lines	3
1.3.2.1	Operation lines	3
1.3.2.2	Control and support line	4
1.3.2.3	Administrative and logistic line	4
1.3.2.4	Operation Quality Assurance	5
1.3.3	Plant committee	5
1.3.4	Chart of organization of GNPS	5

Part I : Synthetic report on operation activities

2.1	Operation and maintenance	7
2.1.1	Unit operation	7
2.1.1.1	Operation organization	7
2.1.1.2	Unit operation status	9
2.1.1.3	Electrical production achievement	17
2.1.1.4	Relationship with grid	17
2.1.1.5	Unit performance indicators	22
2.1.1.6	Periodic reactor physical tests	26
2.1.1.7	Plant chemistry	27
2.1.1.8	Statistics and assessment of equipment reliability	32
2.1.1.9	Electrical relay protection	44
2.1.2	Maintenance activities	46
2.1.2.1	Maintenance organization	46
2.1.2.2	Evaluation on preventive maintenance program	48
2.1.2.3	Statistics of maintenance activities	50
2.1.2.4	Semi-outage of Unit 1	52
2.1.2.5	Complete works of Unit 2	53

2.1.2.6	Important corrective maintenance activities	55
2.1.3	Waste management and environment monitoring	60
2.1.3.1	Radioactive gaseous waste release	61
2.1.3.2	Radioactive liquid waste release	62
2.1.3.3	Low and mid radwaste solid management	64
2.1.3.4	Management of industrial waste	66
2.1.3.5	Environment monitoring and evaluation	67
2.1.4	Material consumption	70
2.1.4.1	Fuel burnup and nuclear material counting	70
2.1.4.2	Water storage in the reservoir and demineralized water production	71
2.1.4.3	Consumption of chemicals	74
2.1.4.4	Payment of offsite power supply	75
2.1.5	Engineering and plant modification	76
2.1.5.1	Plant modification	76
2.1.5.2	Project pending issues	78
2.1.5.3	NCR management	81
2.1.5.4	In-service inspection	84
2.1.6	Unit outage	87
2.1.6.1	Outage organization	87
2.1.6.2	Contractors and subcontractors for outage	88
2.1.6.3	Outage preparation	91
2.1.6.4	Projected items in Unit 1 outage	93
2.1.6.5	Projected items in Unit 2 outage	96
2.2	Plant safety	97
2.2.1	Nuclear safety	97
2.2.1.1	Significant events	97
2.2.1.2	Integrity surveillance of three barriers	100
2.2.1.3	Operability of safety related equipment (Io monitoring)	112
2.2.1.4	Periodic tests	112
2.2.1.5	Transient accounting	117

2.2.1.6	Nuclear safety culture indoctrination	118
2.2.1.7	Licensing application	120
2.2.1.8	Pre-OSART follow-up	122
2.2.2	Industrial safety	124
2.2.3	Fire protection	125
2.2.4	Radiation protection	128
2.2.5	Occupational medical care	132
2.2.5.1	First aid	132
2.2.5.2	Intervention under abnormal exposure	133
2.2.5.3	Job fitness surveillance	134
2.2.6	Emergency planning	135
2.2.6.1	Emergency organization	136
2.2.6.2	Emergency on-call system	136
2.2.6.3	Emergency training	136
2.2.6.4	Drills and exercises	137
2.2.6.5	Periodic inspection on emergency facilities	137
2.2.7	Plant security and safeguard	137
2.2.7.1	Security organization	137
2.2.7.2	Security device and system	138
2.2.7.3	Security management	139
2.2.7.4	Safeguard of nuclear material	139
2.2.7.5	Achievement of security and safeguard	139
2.3	Plant management	140
2.3.1	Personnel management	140
2.3.1.1	Recruitment and staffing	140
2.3.1.2	Sorting by education and professional rank	141
2.3.1.3	Sorting by age	141
2.3.1.4	Action practice on staff movement	141
2.3.2	Personnel training and authorization	142
2.3.2.1	Training facilities	142
2.3.2.2	Complete training process	143
2.3.2.3	Plant training organization and policy	144
2.3.2.4	Authorization system	144
2.3.2.5	Statistics of training and	

authorization	145
2.3.3 Plant committees	149
2.3.4 Quality assurance	153
2.3.4.1 Implementation of QA activities	153
2.3.4.2 Quality trend analysis	157
2.3.4.3 Evaluation on effectiveness of QA program	159
2.3.5 Experience feedback	162
2.3.5.1 Summary of experience feedback activity	162
2.3.5.2 Experience and lessons drawn from internal events	164
2.3.5.3 Experience and lessons drawn from external events	166
2.3.6 Procurement management of spare parts	168
2.3.6.1 Background of storage of spare parts	168
2.3.6.2 Management mode of procurement activity	168
2.3.6.3 Procurement application	170
2.3.6.4 Utilization of computerized procurement system	170
2.3.6.5 Proposals on further improvement	172
2.3.7 Progress of spare part localization	173
2.3.8 Management of contracts and contractors	176
2.3.8.1 Contract management system	176
2.3.8.2 Contract control	177
2.3.8.3 Experience and lessons	180
2.3.9 Utilization of management computers	181
2.3.9.1 Summary	181
2.3.9.2 Current emphasis on computer utilization	183
2.3.10 Documentation and archives	184
2.3.10.1 Management system and control mode	184
2.3.10.2 Main achievement	187
2.3.11 Plant logistic support activities	188
2.3.12 Social activities	190
2.3.12.1 Party organization at grass roots level	190

2.3.12.2	Trade Union at grass roots level	192
2.3.12.3	Youth League organization at grass roots level	193
2.3.12.4	Recreational and sports activities	193

Part III : Chronicles

3.1	Operation events of Unit 1	195
3.2	Operation events of Unit 2	198
3.3	Major events of plant management	201

Part IV : Statistics and indicators

4.1	WANO performance indicators	206
4.2	Comprehensive economic indicators	208
4.3	Energy balance	209

Part V : Invited Technical Reports

•	Summary report on GNPS commissioning by YU F. X.	211
•	On complete works of Unit 1 by ZHANG Z. L.	222
•	Continuous safe operation of Unit 2 for 239 days by HUANG S. Q.	234
•	Analysis and countermeasures on SEC impeller cavitation by ZHU W. B.	241
•	Analysis of reactor trip of Unit 1 on May 25th by ZHANG S. L. and GUO Z. L.	245
•	Analysis of tube leakage of condenser by ZHAO H.	249
•	Overview of hydrogen leakage in generator of Unit 1 by CHEN J. L.	255
•	Operation guidance on main feedwater regulation by GUO Z. L.	259
•	Management strategy and business plan by LIU J. H.	264
•	Event analysis methodology and experience feedback by ZHENG D. S.	268
•	Work process and risk analysis by ZHOU W. H.	274
•	Results of environment survey around Daya Bay site	

by KUANG X. H.	281
• Marine survey on west Daya Bay in trial operation Phase by Huang Y. Y.	289
• On operational quality assurance by CAI K. Y.	303
Appendix 1 Elementary System Codification	309
Appendix 2 Acronym	317
Appendix 3 Measurement Units	321
List of Drafters of Sections in “Yearbook”	322

第一章 公司与电站组织机构

1.1 公司简介

广东核电合营有限公司由广东核电投资有限公司和香港核电投资有限公司共同投资组成，负责大亚湾核电站工程建设和投产后的营运管理。公司成立于1985年2月9日。

大亚湾核电站安装两台900MW压水反应堆机组，全部设备由国外进口。其中核岛部分由法国法马通公司供应，常规岛部分由英法通用电气-阿尔斯通公司供应。在工程建设阶段，电站总体技术负责由法国电力公司承担。电站于1986年8月破土动工，历经土建、安装和调试各阶段，两台机组分别于1994年2月1日和5月7日投入商业运行。

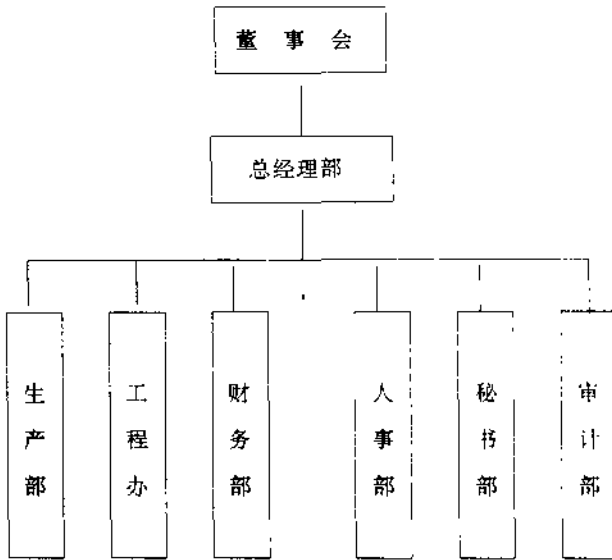
大亚湾核电站在合营期内的商业运行生产电量，按投资比例分售给合营双方，即75%电量分售给广东核电投资有限公司，25%电量分售给香港核电投资有限公司。为满足偿还贷款中的外汇平衡，广东核电投资有限公司将其分售的占总上网电量的45%的电量转售给香港核电投资有限公司。因此，实际上每年电站上网电量的70%送入香港电网，30%送入广东电网。

大亚湾核电站的建成投产，对粤、港两地的经济发展和繁荣做出了直接的贡献。同时也为我国大型高科技项目引进资金、技术、人才和先进管理经验方面做了有益的尝试和积极的探索。

1.2 公司组织机构

公司实行董事会领导下的总经理负责制。董事会由12名中方董事和5名港方董事组成。由中方担任董事长和第二副董事长，港方担任第一副董事长。1994年9月26日，公司第33次董事会批准了王全国董事长的辞呈，批准管云龙先生从1994年10月1日起接任董事长职务。

总经理部负责公司日常工作，其成员由董事会任命。1994年12月28日，公司第34次董事会决定管云龙董事长自1995年1月1日起不再兼任总经理，由周展麟先生接任总经理，高胜玉先生接任第二副总经理，总经理部下设五个部和一个工程办公室。公司组织机构图如下：



董事会成员：

董事长	咎云龙	先生	(中方)			
第一副董事长	施以诚	先生	(港方)			
第二副董事长	吴希荣	先生	(中方)			
港方董事：	施以诚	高登	李道悟	李锐波	瞿克诚	
中方董事：	咎云龙	吴希荣	张华祝	马福邦	李忠良	罗成法
	张毓麟	刘锡才	周展麟	徐申官	戴庆宇	臧明昌

总经理部成员：

总经理	周展麟	先生	(中方)
第一副总经理	周海涌	先生	(港方)
第二副总经理	高胜玉	先生	(中方)

生产部即大亚湾核电站，在工程建设阶段负责生产准备；在机组投产后，负责电站运行、维修和管理。详见 1.3 节电站组织机构。

工程办公室的前身是工程部。在工程建设阶段，工程部负责设计采购、现场施工管理、系统调试和机组启动、各类工程及服务合同的招标、评标和合同管理，以及工程质量、进度和投资控制。1994 年 9 月 1 日，工程部调整为工程办公室，负责工程收尾工作和遗留项目处理。

审计部对合同费用、合同执行状况、工程预算的合理性进行审计，同时也对公司各部门的工作有效性进行审计。

人事部负责公司的人事管理、员工招聘政策的制定及招聘、劳动工资和员工福利政策的制定和实施，以及公司员工培训政策的制定及实施。

财务部负责公司资金管理、成本核算和控制、费用支付等事项。

秘书部负责公司的行政后勤服务、公共关系、合约保险和文秘外事工作。

1.3 电站组织机构

1.3.1 电站管理层级

管理层是根据上一级的授权范围行使管理职责，并承担责任的组织。按照这一定义，电站管理层分为三级：

厂级 电站经理部是厂级管理层。在公司总经理部的授权下，厂级管理层对电站的各项工工作负有全面的领导责任，确保完成总经理部确立的各项目标。

厂级管理层由下列成员组成：

电厂厂长：厂长对电站的营运和管理负有全面的领导责任，向公司总经理部、外单位（政府、公众、承包商……）和买主（电网）负责。

第一副厂长：协助厂长领导生产工作，当厂长不在现场时，在其授权范围内代理厂长职务。

总工程师：向厂长和第一副厂长提供技术专业支持。

厂长顾问：向副厂长就所有运行和技术工程方面的问题提供意见。

第二副厂长：协调运行和维修方面的生产活动。

第三副厂长：协调工业安全、辐射防护、核安全和技术支持方面的活动。

厂长助理：协调后勤方面的支持及提供商务专业支持（主要指后勤、培训、资料管理、采购合同等方面）。

安全保健经理：负责工业安全、辐射防护和核安全方面的监督控制工作。

质保经理：负责质量方面的监督控制工作。

处级 各处处长属处级管理层。根据厂长的授权，处长对本处的工作效率、质量状况、预算、工业安全、辐射防护诸方面负有全面责任。另外，处长还行使诸如人力、财政、物资资源和组织机构方面的管理职责。根据工作需要，电站共设置 13 个处。

科级 比较大的处设有科，科级管理层是业务中的骨干力量，科长在处长的授权下具体负责某一专业的业务。

1.3.2 管理线

为明晰职责范围，加强层次管理，建立高度集中统一的生产指挥系统，电站组织机构在厂长和第一副厂长下面划分了三条管理线，分别由第二、第三副厂长和厂长助理负责。这三条管理线分别是：运行维修线、支持监督线和合同行政线。

1.3.2.1 运行维修线

运行维修线，即直接生产线，包括运行处、维修处、技术服务处、发电规划处，由第二副厂长分管这条线。

运行处 运行处负责两台机组的运行，保证机组安全、可靠、经济地运行，使机组状况符合《核电站质量管理手册》和《运行管理总则》等有关制度的规定。

运行处下设运行工程科、技术管理科和六个运行值。

维修处 维修处在运行和调试期间负责对核电站设备进行定期试验，完成预防性维修及改正性维修活动。包括制定维修计划，对设备性能进行诊断分析，执行燃料装卸活动，管理

工具、器具和材料。在机组大修期间负责制定大修计划，执行由电站承担的维修活动，协调并监督由承包商执行的维修工作。

维修处下设六个科：机械科、技术准备科、仪表计算机科、电气科、现场服务科和通讯科。

技术服务处 技术服务处的功能介于运行和维修活动之间，为运行和维修提供一系列的技术参数，以保证核电站的正常运行和维修。该处主要承担电站的试验、分析和监督工作。其中包括：化学分析和化学监督、环境监督、核电站的性能试验和堆物理试验。

技术服务处下设四个科：反应堆工程科、化学科、性能试验科和环境监测科。

发电规划处 发电规划处负责与电网生产计划部门的协调与联络；制定电站短期、中期和长期发电规划；在机组换料、大修期间进行与电网的协调工作。对发电规划进行技术和经济分析，以及对生产成本进行预算。

1.3.2.2 支持监督线

支持监督线包括技术支持处、安全执照处和保健物理处。由第三副厂长分管这条线，另外还有一名保健经理协助第三副厂长管理这条线的工作。

技术支持处 技术支持处向核电站各处提供日常或中、长期的技术支持以帮助解决问题；向经理层提供技术建议以便其作出决定；组织各项专业检修活动；对涉及工程设计和开发的外部技术要求进行评价；处理与外部机构和支持单位在设计方面的接口。

技术支持处下设五个科：质量控制科、经验反馈科、燃料管理科、改进科和工程科。

安全执照处 安全执照处主要负责核电站的核安全、安全协调（执照申领）及经验反馈方面的工作。从技术和核安全角度为运行和维修制定导则并进行监督；在运行阶段对核安全水平进行评估；对核电站的事故进行分析；进行核安全领域的经验反馈；与国家核安全局，国家环保局及国际原子能机构保持联络；协助、监督各处运行阶段执行中国有关核安全法则、导则和规定的情况。

保健物理处 保健物理处进行核电站工业安全、防火、辐射防护、应急计划与准备，职业卫生与医疗防护方面的管理，同时为核电站的安全运行和核电站工作人员的健康提供工作安全、防火、辐射防护、职业医疗和急救等专业服务。

保健物理处下设四个科室：辐射防护科、工业安全科、职业医疗中心和应急计划组。

1.3.2.3 合同行政线

合同行政线指与核电站运行不直接相关的各职能处，包括管理计算机处、培训中心、资料处、合同采购处和综合管理处。这条线由经理助理主管。

管理计算机处 管理计算机处负责公司内 IBM-4381 管理计算机主机的系统维护工作；对公司的微机进行管理，负责对用户进行培训及给予技术和维护方面的支持；开发主机上的应用软件及生产部微机上的应用软件；负责计算机隔离系统的维护、保养工作。

管理计算机处下设四个科：系统科、运行科、应用科和微机科。

培训中心 培训中心负责向生产部各处提供各类专业课程培训，其中包括全范围模拟机培训、基本原理模拟机培训、公共课程培训和实验室培训；审查、监督并指导各处岗培训和专门培训的执行情况，就各类人员的授权状况提出建议。

培训中心下设三个科：培训科、模拟机维修科和管理科。

资料处 资料处对核电站所有与运行有关的文件、资料进行管理，归档；负责协助建立

并监督各卫星资料库的管理和文件更新；为核电站资料室、档案馆、技术图书馆提供服务；负责翻译、出版各类技术文件和资料。

资料处下设四个科：文件管理科、文件收发和技术服务科、文件翻译管理科及档案馆。

合同采购处 合同采购处负责核电站运行所需的各类设备、核燃料、部件、零配件、原材料、消耗品，以及核电站职工生活、福利等用品的供应工作，包括计划、采购、签约、合同管理、运输、接货、检验、仓库储存和发放等管理工作，确保核电站的安全经济运行所需的物资能及时供应。

合同采购处下设四个科：计划科、采购科、合同科和物资管理科。

综合管理处 综合管理处为生产部提供一系列行政、后勤服务，满足生产第一线的需要；负责生产部劳动和人事管理，完善劳动人事管理制度；负责厂区的警卫和治安工作，以保证核电站的安全可靠运行；综合管理处还负责与公司秘书、财务、审计、人事等部门及服务公司保持联系，为职工创造良好的生活、福利和工作条件。

综合管理处下设四个科：人事科、后勤科、保卫科和秘书科。

1.3.2.4 生产质保处

根据《运行质保大纲》和《最终安全分析报告》以及国际、国内核安全部门的有关法规和规定，对核电站内部和承包商的所有活动进行监查、监督、质量趋势分析，对承包商、供货商进行资格审查，对管理文件和有关文件进行审查，并通过这些质量保证和质量控制措施来发现问题，提出纠正措施，以验证质保大纲的有效性，完善质保体系。

核电站质保处独立于其他职能处，直接向核电站经理负责并报告工作，核电站质保经理直接领导和监督质保处的工作。

1.3.3 电站委员会

电站委员会疏导横向沟通，实施网络管理，协调各条管理线之间、以及管理线内部各处之间的接口关系，以发挥核电站整体效益，是核电站管理思想的另一个重要方面。核电站除管理层周会和在调试阶段已成立的核电站核安全委员会外，还建立了若干个工作委员会或小组。这些委员会定期召开会议，推动核电站内涉及不同管理线的单项业务。核电站委员会分别是：

核电站核安全委员会

核电站三废管理委员会

核电站工业安全与辐射防护委员会

核电站培训委员会

核电站经验反馈委员会

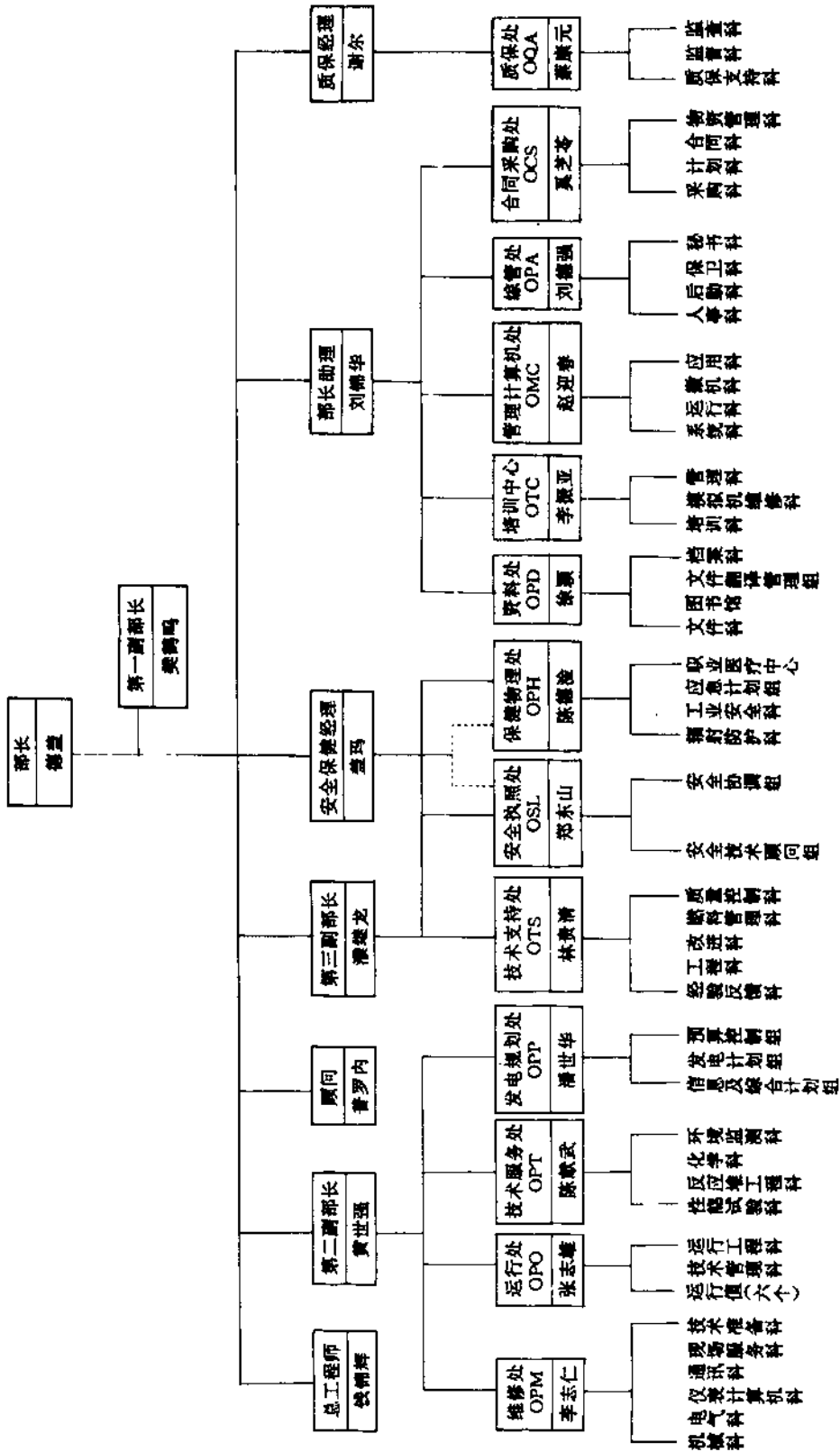
核电站技术改进委员会

核电站预算委员会

核电站信息管理委员会

这些委员会的人员组成、主要职责及活动情况，参阅本年鉴第 2.3.3 节。

1.3.4 电站组织机构图



大亚湾核电站组织机构图

第二章 生产运行

2.1 核电站的运行和维修

2.1.1 核电站的运行

2.1.1.1 核电站的运行组织

大亚湾核电站运行处负责两台机组的安全运行，运行处组织机构如下：

运行处处长负责两个机组按照已批准的技术规格书和规程安全有效地运行。他依据核电站经理发布的导则，领导、协调和指挥运行处的工作，并与其他处密切配合，确保各种设备有最佳性能。他还负责以下工作：制定新的运行规程和运行记录要求并监督它们的遵守情况，组织和培训运行值班组。他参加制定核电站运行计划和按要求维修和换料的停运计划，他还有责任使核电站经理充分了解运行重大事件的全部情况，包括设备的效率、废物管理和环境监测，生产成果和异常现象。

运行处副处长协助处长确保上述任务和职责的完成。此外他还负责运行处文件管理和运行处内部的质量控制，监督技术管理科和运行工程科，负责处内工业安全工作。当处长不在时，副处长担当处长的工作。

在运行处处长授权下，运行工程师负责当班运行值对核电站主设备和辅助设备的正常运行以及核电站运行的技术管理。运行工程师助理协助运行工程师工作，负责隔离办公室的协调和大修隔离办公室的大修准备和管理。

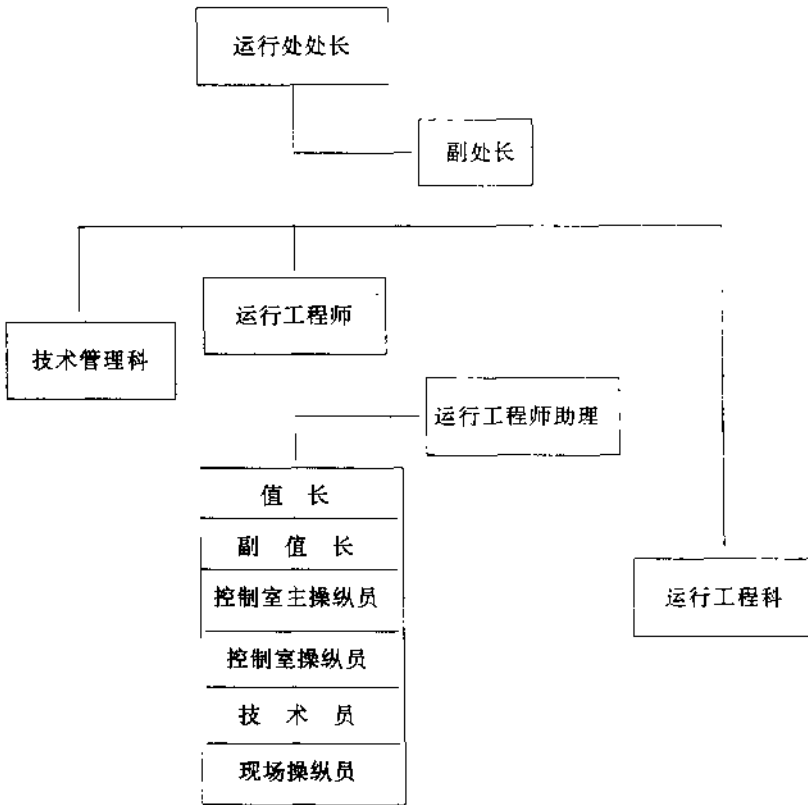
运行工程科以运行系统工程师为主体，负责对运行值提供专业系统运行技术支持，并负责核电站改进项目的运行评估和运行文件修改。

技术管理科负责各类运行文件的管理，保证主控室及各现场资料点文件为最新有效版本并负责各类运行记录的收集和归档工作。

在运行处处长和运行工程师的授权下，值长负责核电站全部设备的运行，副值长对值长负责并协助值长工作，在特殊情况下可以短期代替值长工作。

值长和副值长均授权为隔离经理。由隔离经理负责各类工作许可证的制定、实施和签发。

在值长和副值长的指挥下，由控制室主操纵员遵照适用的规程和操作规程，直接从控制室负责一个机组和公用辅助设备的运行和控制，以确保在安全和最佳经济状态的正常运行，控



制室操纵员协助控制室主操纵员处理运行事宜。

在控制室操纵员的指挥下，技术员和现场操纵员根据操作规程和文件进行就地操作和辅助系统的运行，并进行定期巡视以确保就地监测在役设备的状态和性能。

为保证核电站的运行值班人数，参照国际上核电运行组织管理的经验，运行处设置了六个运行值。核电站制定了完整的运行管理规章制度，对运行活动的各个方面提出了严格的质量要求，并分析了核电站在各种可能的工况下为保证核安全所需的人数，规定了保证核安全所需的最小运行值人数为

- 1 名值长
- 1 名核安全技术顾问
- 1 名副值长
- 4 名主控室操纵员
- 3 名技术员和现场操纵员

核安全技术顾问独立于运行处之外，在安全执照处处长的监督下，作为值长的顾问，负责监督核电站的运行。在发生事件或事故时，他使用安全监督规程独立进行检查分析，并在必要时决定值班人员要采取进一步的事故处理行动，以确保反应堆的安全。

核电站编制了完整的运行规程文件，使核电站在正常、异常和事故工况下均有相应运行规程作为运行值班人员的操作依据，保证两台机组的安全、高质量运行。

2.1.1.2 机组运行状态

1号和2号机组1994年的运行状态分别示于图2.1.1.2-1和图2.1.1.2-2中。

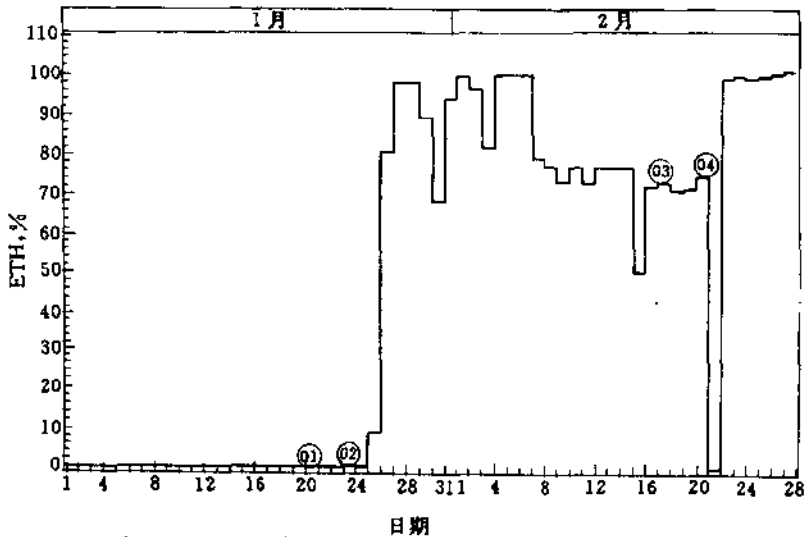


图 2.1.1.2-1a 广东大亚湾核电站 1 号机组 1994 年运行状态

- 注：(01) —1/1~21/1 进行整治性小修；
 (02) —22/1 3:38 达临界；
 (03) —15/2 3:20 发电机氢气温度高，机组与电网解列；
 (04) —21/2 15:21 因 APU501/502/601/602PO 跳闸引起 APP AB 列泵跳闸，
 导致 SG2 低低水位使反应停堆。
 * ETH% — 归一化反应堆产生的热能， ** Pe — 电功率。

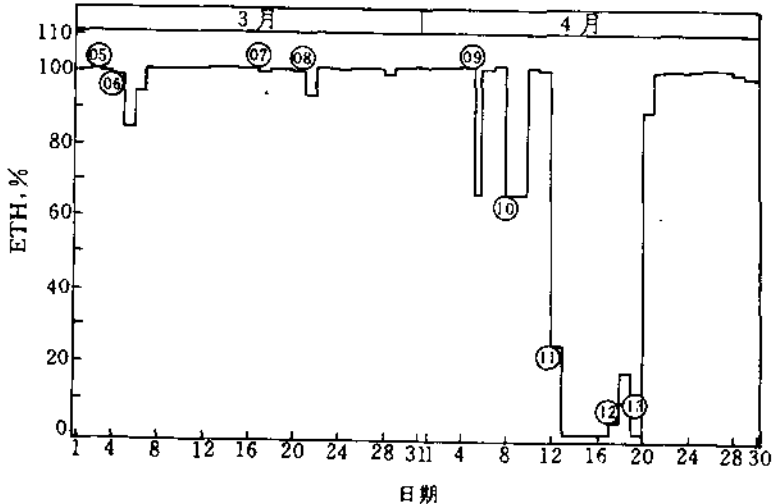


图 2.1.1.2-1b 广东大亚湾核电站 1 号机组 1994 年运行状态

- 注：(05) —3/3 APP B 列泵更换滤网盘根及轴封节流孔板；
 (06) —4/3 APP B 列泵滤网法兰漏水，停泵更换；
 (07) —17/3 12:00 进行 PTRGL4 (控制棒效率刻度) 试验；
 (08) —21/3 停 APP B 列泵清洗滤网；
 (09) —5/4 3:25 执行 PT1CF1007 引起 1CRF002PO 和 1SEN101PO 跳泵，手动降负荷到 $Pe=560MW_e$ ；
 (10) —8/4 1:30 冷凝器 C2 侧泄漏，降负荷到 $Pe=560MW_e$ ；
 (11) —12/4 5:30 发现冷凝器 C2 侧泄漏，快速降负荷到 $P_n=0, Pe=0$ ；
 (12) —17/4 21:50 因 ARE 调节故障，导致 SG1 高高水位 + P7 保护动作导致反应堆紧急停堆；
 (13) —18/4 10:25 因二回路水质超标手动停机，随后停堆。

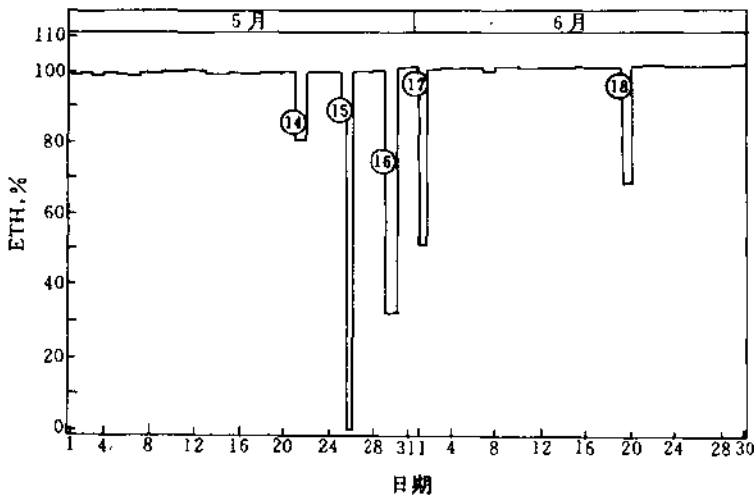


图 2.1.1.2-1c 广东大亚湾核电站 1 号机组 1994 年运行状态

- 注：(14) —21/5 0:16 根据电网指令降负荷到 $P_e=760\text{MWe}$ 运行；
 (15) —25/5 22:00 进行 SIPIV (ATWT) 定期试验时触发 ATWT 保护动作导致反应堆紧急停堆；
 (16) —29/5 4:00 机组降功率到 $P_n=28.3\%$ ， $P_e=180\text{MWe}$ ，进行 SIPIV (ATWT) 试验以验证 25/5 22:00 反应堆紧急停堆原因；
 (17) —1/6 12:30 进行 PTRGL004 (控制棒效率刻度) 试验；
 (18) —19/6 2:20 需处理 RPB 的 X 逻辑电源模块故障，机组降负荷到 $P_e=700\text{MWe}$ 。

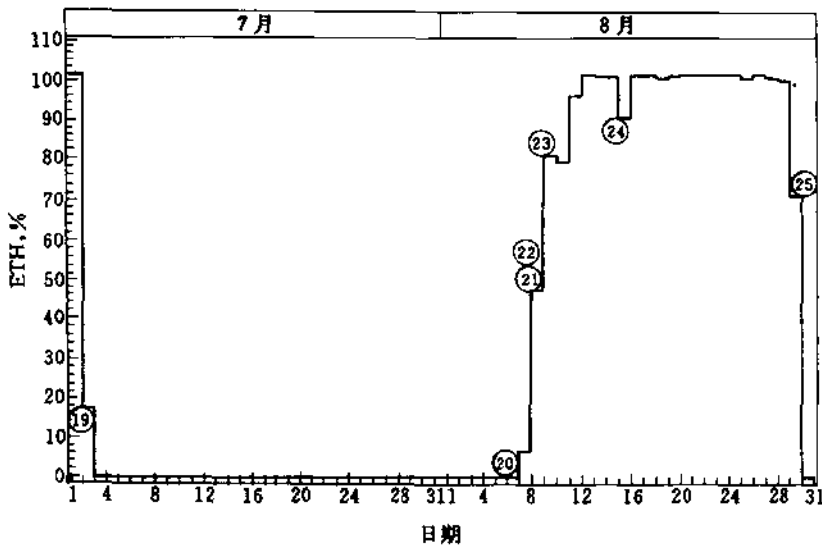


图 2.1.1.2-1d 广东大亚湾核电站 1 号机组 1994 年运行状态

- 注：(19) —2/7 2:11 因发电机氢气泄漏事件，机组与电网解列，手动停机停堆，7月2日至8月6日处于冷停堆；
 (20) —6/8 21:20 发电机漏氢检修完毕，反应堆达临界；
 (21) —8/8 9:30—22:42 汽轮机组在不同功率阶段进行测试；
 (22) —8/8 22:42 机组功率升至 100%，至此发电机漏氢检修合格；
 (23) —9/8 1:55 因更换 APA 前置泵叶轮，处于无备用泵状态 ($P_e=760\text{MWe}$)；
 (24) —15/8 0:50 清洗 APP “B” 列泵滤网 ($P_e=760\text{MWe}$)；
 (25) —29/8 17:07 APP “B” 列泵跳闸 SG 水位低，反应堆紧急停堆停机。

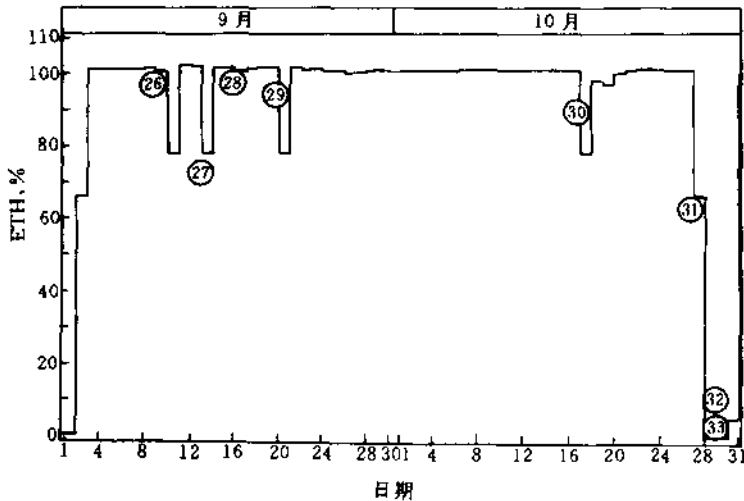


图 2.1.1.2-1e 广东大亚湾核电站 1 号机组 1994 年运行状态

- 注: (26) —9/9 23:00 处理 APP “A” 列泵增压泵盘根漏水, 无备用泵状态 ($P_e=760\text{MWe}$);
 (27) —13/9 1:00 处理汽机微调节器上位机故障, 机组降负荷 ($P_e=285\text{MWe}$ 后升负荷到 $P_e=760\text{MWe}$);
 (28) —16/9 22:43 进行 PTRGL004 试验, 机组降负荷运行 ($P_e=500\text{MWe}$);
 (29) —20/9 13:33 APP220VL 故障开, 手动降负荷运行 ($P_e=760\text{MWe}$);
 (30) —17/10 13:40~19/10 6:10 按计划检修 APP220VL, 机组降负荷运行 ($P_e=760\text{MWe}$);
 (31) —27/10 15:58 按计划进安全壳内查漏检修;
 (32) —30/10 5:58~6:03 SG2 高高水位+P7, 导致停堆停机;
 (33) —30/10 11:55~31/10 6:22 处理 ADG003/007VV 故障。

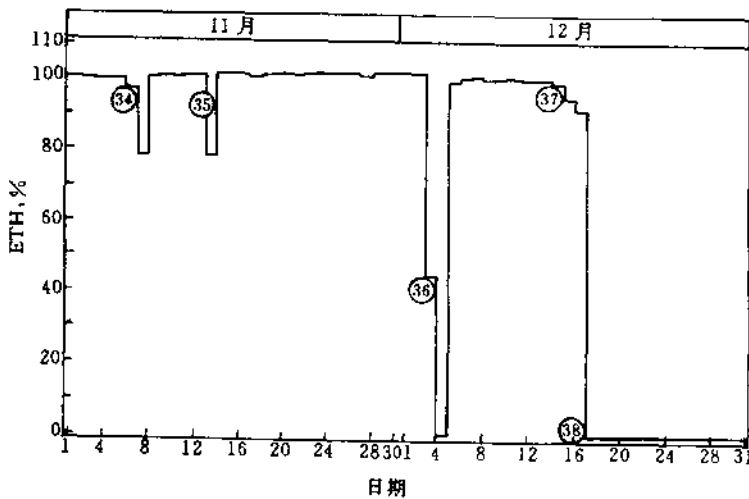


图 2.1.1.2-1f 广东大亚湾核电站 1 号机组 1994 年运行状态

- 注: (34) —6/11 22:25~7/11 11:05 清洗 APP “B” 列泵滤网机组降负荷运行 ($P_e=760\text{MWe}$);
 (35) —13/11 11:00~20:00 处理 APP125VL 泄漏, 机组降负荷运行 ($P_e=760\text{MWe}$);
 (36) —3/12 10:20 汽机跳闸, 10:48SG2 低低水位保护功能导致反应堆紧急停堆;
 (37) —14/12 20:00 VVP 安全阀试验需要机组降负荷 $P_n=95\%$, $P_e=925\text{MWe}$ 水平运行;
 (38) —17/12 0:00 机组进入第一次大修。

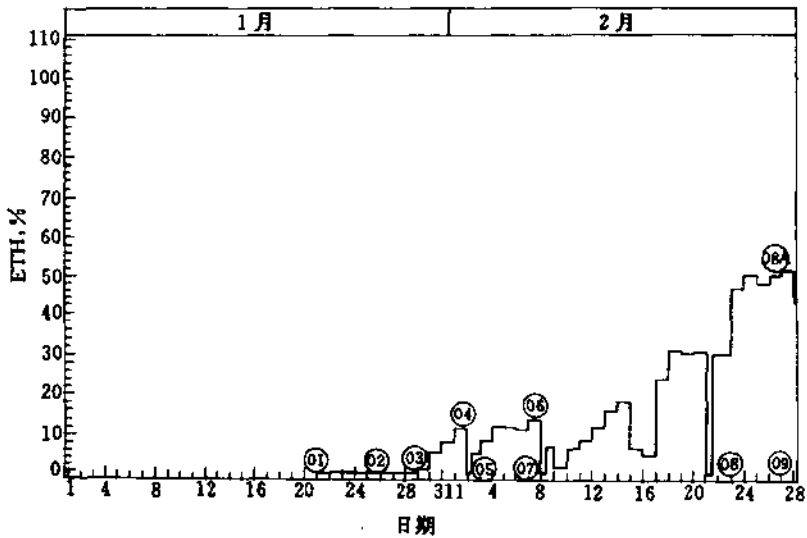


图 2.1.1.2-2a 广东大亚湾核电站 2 号机组 1994 年 运行状态

- 注：(01) —21/1 19:12 反应堆首次临界；
 (02) —26/1 ADG 水质化验不合格退至热停堆状态；
 (03) —29/10:15 反应堆重新达临界；
 (04) —2/2 8:57 因 SG2 低低水位保护动作，反应堆自动停堆；
 (05) —2/2 11:20 因 SG3 低低水位保护动作，反应堆自动停堆；
 (06) —7/2 17:17 首次并网成功；
 (07) —8/2 13:20 按计划进行 TPBAS56 试验，反应堆自动停堆；
 (08) —22/2 15:42 在执行 TPRRC59 试验后，SG2/SG3 水位异常上升，反应堆自动停堆；
 (08A) —23/2 20:34 TPGTA58 (停机不停堆) 试验成功；
 (09) —28/2 21:27 因 ARE 调节不好，SG1 高高水位+P7 信号动作，反应堆自动停堆。

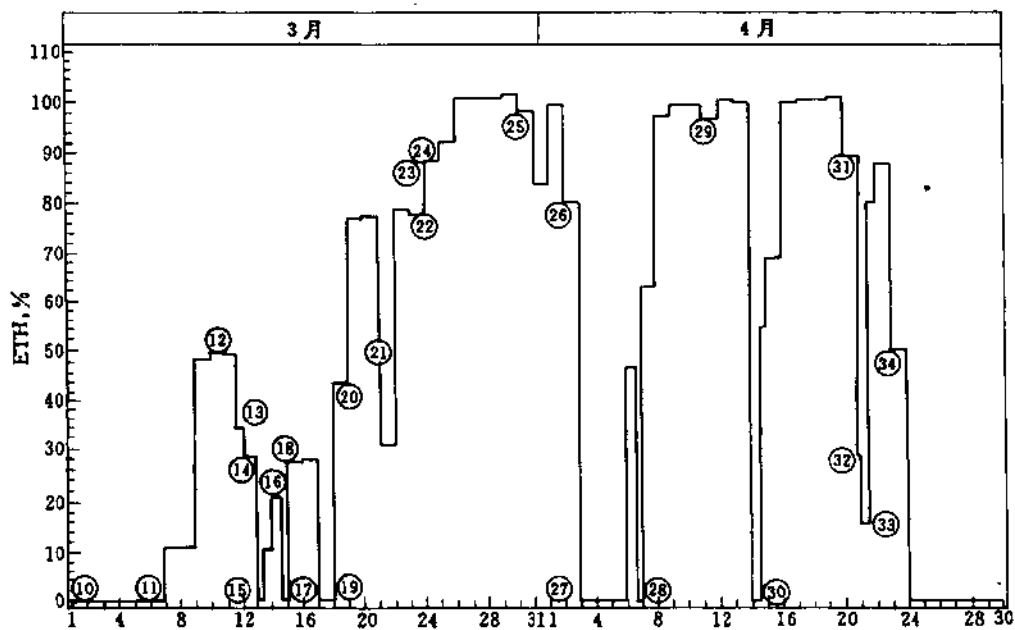


图 2.1.1.2-2b 广东大亚湾核电站 2 号机组 1994 年运行状态

- 注：(10) -1/3 决定对高加 702RE 进行修复，决定退出中间停堆状态；
- (11) -7/3 19:55 由于汽机 7/8/11 号轴承振动较大，汽机跳闸，反应堆自动停堆；
- (12) -11/3 12:35 执行 TPRRC57 (带厂用电) 试验成功；
- (13) -12/3 12:00 执行 TPGAT58 (甩负荷试验，停机不停堆)，试验成功；
- (14) -12/3 14:08 因 GSS 人孔漏汽隔离 GSS151/152VV，汽机振动高，手动降负荷停机；
- (15) -13/3 23:17 因给水泵跳闸 SG 水位低+ATWT，反应堆自动停堆；
- (16) -14/3 12:00 执行 TPCOR53 (落棒停堆) 试验成功；
- (17) -14/3 13:20 流量程高逼量停堆；
- (18) -15/3 11:50 TPRRC58 (手动停堆) 试验成功；
- (19) -16/3 18:00 ADG 水质超标停堆；
- (20) -18/3 10:30 机组负荷达 $P_n=75\%$ ， $P_e=679\text{MWe}$ ；
- (21) -21/3 10:00 执行 TPRRC63/65 时出现 C22 汽机降负荷到 $P_e=34\text{MWe}$ ；
- (22) -24/3 0:10 机组负荷达 $P_n=87\%$ ， $P_e=838\text{MWe}$ ；
- (23) -25/3 16:50 机组负荷达 $P_n=97\%$ ， $P_e=922\text{MWe}$ ；
- (24) -25/3 19:15 机组负荷达 $P_n=100\%$ ， $P_e=984\text{MWe}$ ；
- (25) -30~31/3 进行 TPCOR60 试验及负荷变化试验；
- (26) -2/4 进行快速降负荷试验；
- (27) -2/4 21:30 因 ASG003PO 性能未达到设计值，机组退至热停堆进行试验；
- (28) 7/4 12:00 执行 TPAGR001 试验引起 SG 低水位+汽/水失配保护动作，停堆；
- (29) -11/4.12:30 进行 TPRRC57 (甩负荷到厂用电) 试验成功；
- (30) -14/4 2:07 进行 TPRRC59 (停机不停堆) 试验不成功，停堆；
- (31) -20/4 2:15 进行 TPRRC59 (停机不停堆) 试验不成功，汽机跳闸后，堆功率下降至 $P_n=4\%$ (要求稳定在 $P_n=28\% \sim 30\%$)；
- (32) -20/4 22:00 再次进行 TPRRC59 试验成功，停机后堆功率稳定在 $P_n=28.3\%$ ；
- (33) -22/4 22:00 进行 TPGAT59 试验成功， $P_e=0$ ， $P_n=18.7\%$ ；
- (34) -23/4 12:00 进行 TPRRC58 (手动停堆) 试验成功，至此，调试结束，小修后投入商业运行。

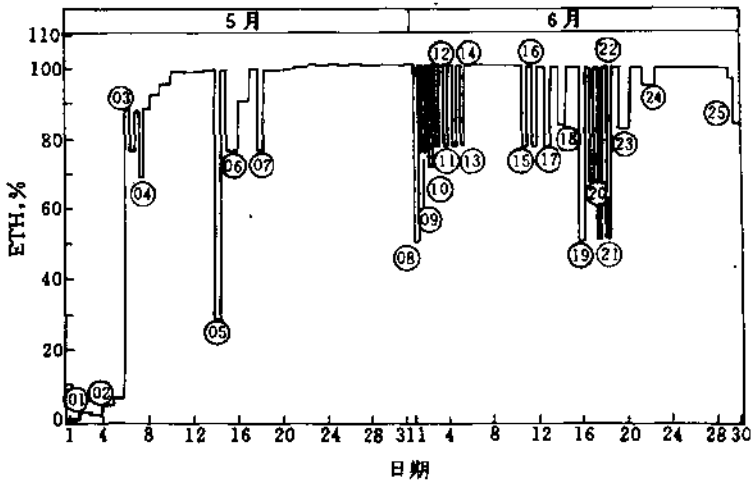


图 2.1.1.2-2c 广东大亚湾核电站 2 号机组 1994 年运行状态

- 注: (01) -23/4 12:00~4/5 进行重治性小修和汽轮发电机组动平衡试验;
- (02) -4/5 15:40 反应堆重新达临界 (7/5 0:00 宣布为商业运行);
- (03) -7/5 1:40~2:25 根据电网令: 机组降负荷到 $P_e=760\text{MWe}$;
- (04) -8/5 2:30~7:15 根据电网令: 机组降负荷到 $P_e=660\text{MWe}$;
- (05) -14/5 12:09 APA A 列推力轴承磨损高高, 引起跳泵, 手动减负荷到 $P_e=280\text{MWe}$;
- (06) -14/5 12:20~12:30 等待 APP "A" 列泵推力轴承磨损保护模块故障的处理, 机组稳定在 $P_e=760\text{MWe}$;
- (07) -19/5 23:30~20/5 7:00 根据电网令: 降负荷到 $P_e=760\text{MWe}$;
- (08) -1/6 2:25~6:40 根据电网令: 降负荷到 $P_e=500\text{MWe}$;
- (09) -2/6 2:00~7:10 根据电网令: 降负荷到 $P_e=760\text{MWe}$;
- (10) -3/6 0:30~7:47 根据电网令: 降负荷到 $P_e=580\text{MWe}$;
- (11) -4/6 0:15~6/6 8:10 根据电网令: 降负荷到 $P_e=700\text{MWe}$;
- (12) -7/6 2:00~6:30 根据电网令: 降负荷到 $P_e=750\text{MWe}$;
- (13) -8/6 2:00~6:40 根据电网令: 降负荷到 $P_e=784\text{MWe}$;
- (14) -9/6 1:00~9:00 根据电网令: 降负荷到 $P_e=684\text{MWe}$;
- (15) -12/6 1:00~9:00 根据电网令: 降负荷到 $P_e=808\text{MWe}$;
- (16) -13/6 3:00~6:45 根据电网令: 降负荷到 $P_e=900\text{MWe}$;
- (17) -14/6 3:30~6:16 根据电网令: 降负荷到 $P_e=920\text{MWe}$;
- (18) -16/6 9:47~9:57 OPT 进行 PTRPN14 试验出现 C2: 汽机甩负荷到 $P_e=820\text{MWe}$;
- (19) -17/6 21:15~22:33 OPT 进行 G 棒效率刻度试验; 机组降负荷到 $P_e=500\text{MWe}$;
- (20) -19/6 0:00~9:30 根据电网令: 降负荷到 $P_e=632\text{MWe}$;
- (21) -19/6~23:30~20/6 7:59 根据电网令: 降负荷到 $P_e=500\text{MWe}$ (在降负荷过程中出现二回路微机控制器无法控制负荷的故障后置手动方式);
- (22) -20/6 ~1:07 为查证二回路微机控制器故障, 降负荷到 $P_e=500\text{MWe}$;
- (23) -21/6 1:00~6:30 根据电网令: 降负荷到 $P_e=800\text{MWe}$;
- (24) -22/6 2:50~6:10 根据电网令: 降负荷到 $P_e=934\text{MWe}$;
- (25) -30/6 18:24~21:30 因 APP "A" 列泵跳泵, 手动降负荷到 $P_e=900\text{MWe}$, 19:30 将机组负荷降至 $P_e=760\text{MWe}$ 。

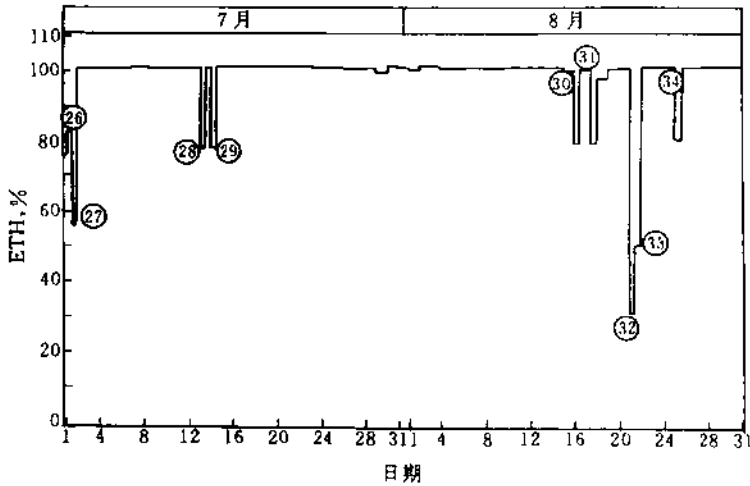


图 2.1.1.2-2d 广东大亚湾核电站 2 号机组 1994 年运行状态

- 注: (26) —1/7 11:00~21:39 10:26 因 APP “A” 列泵异常跳泵, 无备用泵, 11:00 将机组负荷降至 $P_e=760\text{MWe}$;
- (27) —1/7 23:07~2/7 10:52 当机组负荷升至 $P_e=810\text{MWe}$ 时, APP “A” 列泵异常跳泵, 手动降负荷到 $P_e=550\text{MWe}$, SG 水位稳定后, 负荷升至 $P_e=760\text{MWe}$;
- (28) —13/7 0:50 因 APP “A” 列泵异常跳泵, 与电网联系后降负荷至 $P_e=760\text{MWe}$;
- (29) —14/7 0:45 因更换 2AGR155/157VH, 与电网联系后降负荷至 $P_e=760\text{MWe}$;
- (30) —15/8 23:10 清洗 APP “A” 列泵滤网; ($P_e=760\text{MWe}$);
- (31) —17/8 23:15 清洗 APP “B” 列泵滤网; ($P_e=760\text{MWe}$);
- (32) —21/8 14:00 按计划执行 PTIARE174-SIPVATWT 试验, 机组稳定在 $P_n=25\%$, $P_e=180\text{MWe}$ 时, 机组出现晃动大;
- (33) —21/8 15:00 因机组晃动大升负荷至 $P_n=54\%$, $P_e=500\text{MWe}$ 进行 PTIARE174-SIPVATWT 试验;
- (34) —25/8 12:00 执行 PT2RGI.004 试验 ($P_e=760\text{MWe}$);

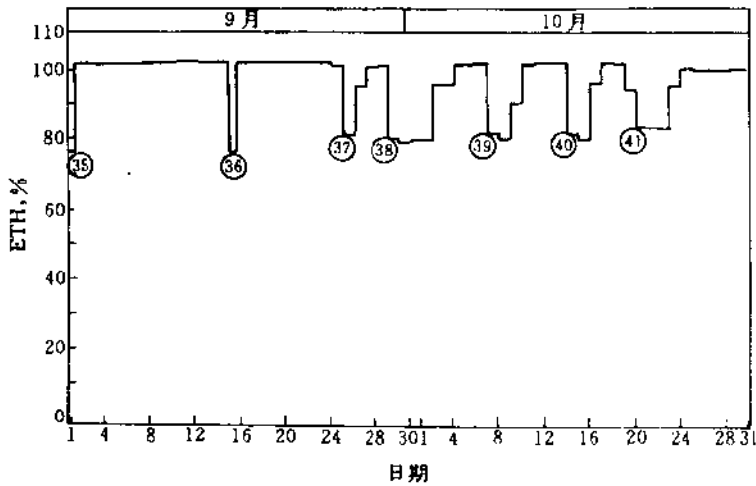


图 2.1.1.2-2e 广东大亚湾核电站 2 号机组 1994 年运行状态

- 注: (35) —1/9 15:00 CEX001/002PO故障停运, 机组降负荷运行 ($P_e=760\text{MWe}$);
 (36) —15/9 2:20 应中电要求机组降负荷运行 ($P_e=860\text{MWe}$);
 (37) —25/9 1:15~26/9 6:40 应中电要求机组降负荷运行 ($P_e=760\text{MWe}$);
 (38) —29/9 0:30~3/10 7:35 应电网要求机组降负荷运行 ($P_e=760\text{MWe}$);
 (39) —8/10 3:00~10/10 13:04 应电网要求机组降负荷运行 ($P_e=760\text{MWe}$);
 (40) —15/10 2:30~17/10 8:00 应电网要求机组降负荷运行 ($P_e=760\text{MWe}$);
 (41) —20/10 13:20~24/10 8:30 应电网要求机组降负荷运行 ($P_e=800\text{MWe}$).

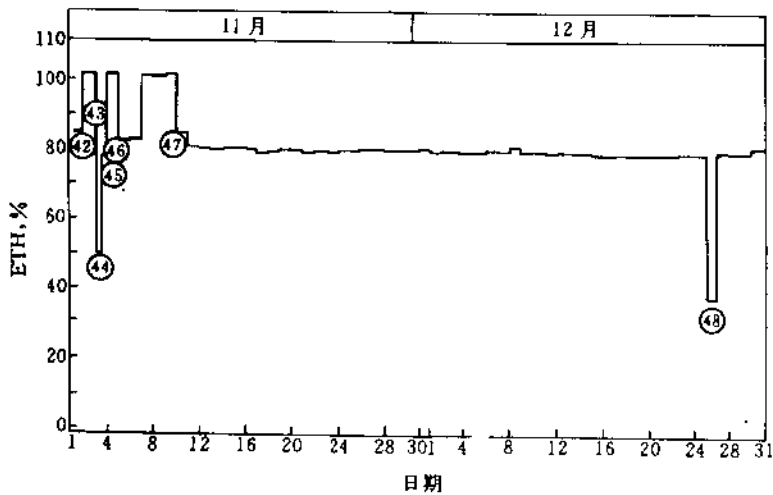


图 2.1.1.2-2f 广东大亚湾核电站 2 号机组 1994 年运行状态

- 注: (42) —1/11 11:30 执行 PT2RGL004 因 GRE 上位机故障, 机组负荷骤降至 $P_e=20\text{MWe}$;
 (43) —1/11 12:00 稳定在 $P_e=500\text{MWe}$ 水平, 处理 GRE 故障, 20:30 升到 $P_e=984\text{MWe}$;
 (44) —4/11 11:45~12:15 执行 PT2RGL004 试验, 机组负荷降至 $P_e=500\text{MWe}$ 运行;
 (45) —4/11 12:40~14:00 应电网要求机组降负荷运行 ($P_e=884\text{MWe}$);
 (46) —5/11 2:00~6/11 23:45 应电网要求机组降负荷运行 ($P_e=760\text{MWe}$);
 (47) —10/11 4:00 按计划机组降负荷运行 ($P_e=760\text{MWe}$);
 (48) —26/12 15:41 CRF002PO 突然跳闸 ($P_n=40\%$, $P_e=334\text{MWe}$).

2.1.1.3 发电业绩

1. 1号机自年初实施完工小修后,于1994年2月1日0:00正式投入商业运行。经过6384小时运行和强迫停运1632小时,于1994年12月17日24:00结束第一燃料循环运行,停机停堆开始第一次换料大修。

2. 2号机在全面完成建造调试启动试验和完工小修后,于1994年5月7日0:00投入商业运行。至此,大亚湾核电站全面开始正式商业运行。2号机自投入商业运行至年底,创造了连续安全运行239天(5736小时)的优良记录。

3. 大亚湾核电站在全面投入商业运营后,严格按照核安全法规和国际先进的核电站管理方法,通过周密组织、精心管理、细致操作、认真维护和及时检修,使1号机可用率达77.9%,2号机可用率达99.4%。

4. 大亚湾核电站遵循核电联网运行合同和联网运行细则的规定,通过400kV和500kV核电联网输变电系统,向香港、广东两地按既定比例输送电力。港粤两地电网为保证核电站的安全稳定和尽可能满载运行,采取了必要的运行措施和灵活的调度方式,使核电站在投运首年,1号机商运负荷因子达77.2%,2号机商运负荷因子达92.5%。

5. 大亚湾核电站1994年发电业绩汇总列在表2.1.1.3-1中。

表 2.1.1.3-1 大亚湾核电站 1994 年发电业绩

	1号机			2号机			全厂		
	调试	商运	小计	调试	商运	小计	调试	商运	合计
毛发电量 (GWh)	127.35	6090.47	6218.29	824.49	5221.40	6046.81	951.76	11313.33	12265.10
净发电量 (GWh)	101.65	5785.36	5887.01	741.96	4999.26	5741.21	843.61	10784.61	11628.22
厂用电率 (%)	20.18	5.02	5.33	10.00	4.27	5.05	11.36	4.67	5.19
机组可用率 (%)	17.8	77.9	72.7	32.0	99.4	78.9	28.9	86.8	75.8
负荷因子 (%)	17.4	77.2	72.1	32.9	92.5	74.2	29.4	83.6	73.2
能耗 (EFPD)	5.37	259.24	264.61	38.87	221.63	260.50	44.24	480.86	525.10

6. 大亚湾核电站1994年全年发电业绩逐月统计如表2.1.1.3-2所示。

2.1.1.4 电网状况及售电情况

1. 电网组成

大亚湾核电站接入的电网主要由广东电力局500kV系统和香港九龙中华电力公司400kV系统组成(如图2.1.1.4-1所示)。通过一回500kV线路与广东相联,通过三回400kV线路与中电系统相联。两个系统分别在深圳变电站和大亚湾核电站通过4台400kV/500kV联络变压器联网。其中广东在罗洞变电站通过天广线与云南、贵州、广西联网,在珠海通过两条110kV海底电缆与澳门相联;中电400kV系统在大环变电站通过3条132kV海底电缆与香港岛的香港电灯公司联网。这是一个包括四省二区的联合电网。

表 2.1.1.3-2 1994 年大亚湾核电站发电业绩逐月统计表

机组	项目	单位	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	合计
一号机组	发电量	GWh	127.35	557.74	725.62	510.90	717.01	709.01	27.43	485.57	666.53	642.62	706.80	341.73	6218.29
	净电量	GWh	109.23	538.60	685.80	491.15	686.14	679.15	6.83	454.30	636.43	611.62	677.00	322.15	5887.01
	厂用电率	%	14.23	3.43	5.49	3.87	4.30	4.21	75.11	6.44	4.52	4.82	4.22	5.73	5.33
	机组可用率	%	17.80	95.10	98.70	71.80	97.60	99.90	3.60	66.00	93.80	87.50	99.40	46.50	72.70
	负荷因子	%	15.80	83.90	99.10	72.10	97.90	100.10	3.70	66.30	94.10	87.80	99.80	46.70	72.10
	燃料	EFPD	5.40	23.68	30.81	21.70	30.16	30.14	1.18	21.00	28.54	27.40	30.10	14.59	264.61
二号机组	发电量	GWh	0.00	87.38	319.03	397.31	594.15	673.10	725.53	727.14	692.94	679.50	583.89	566.84	6046.81
	净电量	GWh	0.00	68.01	289.63	369.37	564.72	645.00	696.43	698.25	665.05	651.00	556.16	537.60	5741.21
	厂用电率	%	/	22.16	9.22	7.03	4.95	4.17	4.01	3.97	4.02	4.19	4.75	5.16	5.05
	机组可用率	%	0.00	12.10	43.20	55.90	81.70	99.80	99.80	99.10	100.00	100.00	97.90	99.80	78.90
	负荷因子	%	0.00	10.90	43.60	56.10	81.20	95.00	99.10	99.30	97.80	92.80	82.40	77.40	74.20
	燃料	EFPD	0.14	6.25	14.49	17.00	25.00	28.45	30.68	30.74	29.51	28.89	25.05	24.28	260.50
全厂	发电量	GWh	127.35	645.12	1044.65	908.21	1311.16	1382.11	752.96	1212.72	1359.47	1322.12	1290.69	908.57	12265
	净电量	GWh	109.23	606.61	975.43	860.51	1250.86	1324.15	703.26	1152.55	1301.48	1262.62	1233.16	859.75	11628
	厂用电率	%	14.23	5.97	6.63	5.25	4.60	4.19	6.60	4.96	4.27	4.50	4.46	5.37	5.19
	机组可用率	%	8.90	53.60	70.95	63.85	89.65	99.85	51.20	82.55	96.90	93.75	98.65	73.15	75.80
	负荷因子	%	7.90	47.40	71.35	64.10	89.55	97.55	51.40	82.80	95.95	90.30	91.10	62.05	73.15
	燃料	EFPD	5.54	29.93	45.30	38.70	55.16	58.59	31.87	51.74	58.06	56.29	55.15	38.87	525.10

2. 电网负荷和装机容量

与大亚湾核电站营运相关的主要是广电和中电系统，其典型负荷情况见表 2.1.1.4-1

表 2.1.1.4-1 电网典型负荷

	电网负荷 (MW)			
	夏大	夏小	冬大	冬小
广 电	6700	3400	6800	3400
中 电	4800	2450	3300	1300

中电系统负荷有明显的季节波动特性，住宅和商用负荷比重大，夏季空调负荷重。从广东系统统调角度看，负荷没有季节性波动，实际上因季节引起的负荷变化由主网不能直接调度的小水电和地方燃机给平衡了。两个电网工业连续负荷比重小，两班制特征明显，日峰谷差达 50%，调峰任务较重。

广东统调装机容量约 7170MW，其中火电约 5600MW，占 78%。水电 1560MW，占 21%，加上核电份额，购中电和西电东送部分，广东统调容量约可达 9000MW。

中电系统内现有装机容量 6820MW，煤机占 60%，燃气轮机占 40%，加上核电和抽水蓄能份额夏季总容量也可达 9000MW。

3. 调度运行

《核电网合同》确立了大亚湾核电站与两个电网的关系，即接受香港和广东两个电网的联合调度，所发出的电力按一定比例分别送往两个电网。核电机组在电网中的运行方式为带基荷运行。与核电建设同时配套建设的广东抽水蓄能电站，装机容量 $4 \times 300\text{MW}$ ，中电和广电各拥有 50% 容量的使用权，原则上优先用于吸收核电夜间出力，尽量使核电机组能满载稳定运行。

核电输变电系统 500kV 部分由广电调度，400kV 部分由中电负责调度，核电两台机组由核电站主控室控制。在正常情况下，两电两对核电机组的调度是根据经联网各方同意的发电年计划、月计划和日计划来进行；在核安全或电网安全受到威胁的紧急情况下，核电站将按预定规程采取必要的适当措施。

核电机组单机容量大，它的稳定运行对电网安全十分重要，突然跳机后，对电网冲击很大；核电机组的检修计划对电网的线路检修安排以及网内其它机组检修计划都将产生影响，因此，核电站的联网运行和协调活动十分重要，重大事项必须取得联网运行小组成员的一致同意后，方可执行。

核电发电量根据《核电售电合同》，全年售电量的 70% 送往中电，30% 送往广电。根据合同精神和各自电网运行特点，两个电网每月按协商的比例分配核电出力和电量，特点是中电夏季分电比例较高，冬季较低。

1994 年是大亚湾核电站投产年，其售电情况分调试售电和商运售电两种状态，现将统计结果列在表 2.1.1.4-2 中。

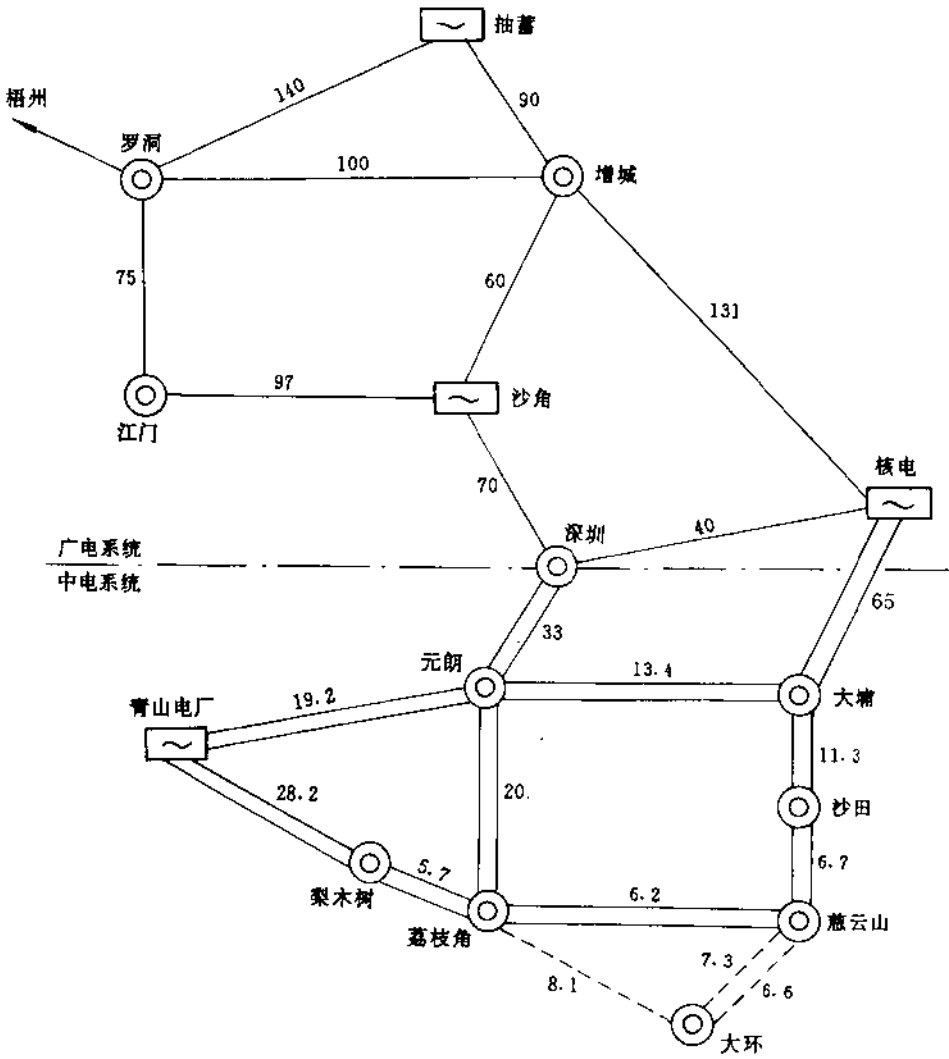


图 2.1.1.4-1 广东一九龙电网主干网架示意图

表 2.1.1.4-2 1994 年大亚湾核电站调试与商业上网电量统计

日期	上网电量 (10 ³ 千瓦时)			调试电量(10 ³ 千瓦时)						商业电量(10 ³ 千瓦时)								
	合计	送往中电	送往广电	比例	送往中电	比例	送往广电	比例	合计	送往中电	比例	送往广电	比例	合计	送往中电	比例	送往广电	比例
1994.1	114,751.33	80,325.93	34,425.40	70.00%	70.00%	34,425.40	30.00%	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
1994.2	589,699.50	54,729.95	23,455.69	70.00%	70.00%	23,455.69	30.00%	511,513.86	237,451.85	46.42%	274,062.01	53.58%	685,805.16	333,053.01	48.56%	352,752.15	51.44%	51,44%
1994.3	987,339.00	208,030.39	93,503.45	68.99%	68.99%	93,503.45	31.01%	482,428.51	234,511.67	48.61%	247,916.84	51.39%	1,234,270.58	839,894.80	68.05%	394,375.78	31.95%	31.95%
1994.4	859,496.70	262,211.93	114,856.26	69.54%	69.54%	114,856.26	30.46%	1,325,414.70	1,174,317.70	88.60%	151,097.00	11.40%	1,325,414.70	1,174,317.70	88.60%	151,097.00	11.40%	11.40%
1994.5	1,253,547.30	13,403.70	5,873.02	69.53%	69.53%	5,873.02	30.47%	707,768.40	627,082.70	88.60%	80,685.70	11.40%	1,154,434.20	1,022,360.20	88.58%	132,074.00	11.44%	11.44%
1994.6	1,325,414.70	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	1,304,169.90	1,057,209.80	81.06%	246,960.10	18.94%	1,304,169.90	1,057,209.80	81.06%	246,960.10	18.94%	18.94%
1994.7	707,768.40	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	1,264,845.60	746,917.60	59.05%	517,928.00	40.95%	1,264,845.60	746,917.60	59.05%	517,928.00	40.95%	40.95%
1994.8	1,154,434.20	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	1,235,319.60	567,044.60	45.90%	668,275.00	54.10%	1,235,319.60	567,044.60	45.90%	668,275.00	54.10%	54.10%
1994.9	1,304,169.90	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	860,699.10	350,598.50	40.73%	510,100.60	59.27%	860,699.10	350,598.50	40.73%	510,100.60	59.27%	59.27%
1994.10	1,264,845.60	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	10,766,669.61	7,190,442.43	66.78%	3,576,227.18	33.22%	10,766,669.61	7,190,442.43	66.78%	3,576,227.18	33.22%	33.22%
1994.11	1,235,319.60	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	618,701.90	618,701.90	69.45%	272,113.82	30.55%	618,701.90	618,701.90	69.45%	272,113.82	30.55%	30.55%
1994.12	860,699.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	890,815.72	890,815.72	69.45%	272,113.82	30.55%	890,815.72	890,815.72	69.45%	272,113.82	30.55%	30.55%
总计	11,657,485.33	890,815.72	618,701.90	69.45%	69.45%	272,113.82	30.55%	10,766,669.61	7,190,442.43	66.78%	3,576,227.18	33.22%	10,766,669.61	7,190,442.43	66.78%	3,576,227.18	33.22%	33.22%

2.1.1.5 机组性能指标

由于大亚湾核电站的核电技术基本上由法国引进,在进行统计工作时所选用的指标与法国同类核电站相似,结合大亚湾核电站和我国的实际情况,以及国际交流的需要,进行了一些必要的修改。下面是大亚湾核电站所采用的主要统计指标以及运行以来的变化情况。

机组能力因子 K_d : 在一定时间间隔内,机组产生的净电量与同期机组在设计的标准环境温度下具有的最大连续净功率所产生的净电量之比,此比值永远不会超过 100%,即 $K_d \leq 100\%$ 。

机组计划能力损失因子 K_{ip} : 在一定时间间隔内,机组由于计划造成的净不可用电量与同期机组在设计的标准环境温度下所具有的最大连续净功率所产生的净电量之比。

机组非计划能力损失因子 K_{inp} : 在一定时间间隔内,机组由于非计划的原因造成的净不可用电量与同期机组在设计的标准环境温度下所具有的最大连续净功率所产生的净电量之比。

机组负荷因子 K_s : 它为国际通用的性能指标,是机组在一定时间间隔内,实际所发的毛电量与同期机组在设计的标准环境温度下所具有的最大连续毛功率所产生的毛电量之比。

机组时间利用率 K_H : 在一定时间间隔内,机组与电网并网的总小时数与同期日历小时数之比。

反应堆时间利用率 K_{H1} : 在一定时间间隔内,反应堆临界运行的总小时数与同期日历小时数之比。

辅助设备消耗因子 K_{ax} : 在一定时间间隔内,辅助设备消耗的电量总和与同期机组发出的毛电量之比,用百分数表示。

从燃料获得的能量 E_{ec} : 在一定时间间隔内,机组从燃料中获得的能量,以等效满功率日(EFPD)计。在大亚湾核电站, $1EFPD = 2895 \times 24MWh$ 。

1994年,1号机组总的毛电量为 6 218 291MWh,机组能力因子 72.7%,非计划能力损失因子 15.7%,负荷因子为 72.1%。2号机组总的毛电量为 6 046 805MWh,机组能力因子 78.9%,非计划能力损失因子 2.4%,负荷因子为 74.2%。自1号机组与2号机组分别于1994年2月1日和1994年5月7日投入商业运行以来,其机组能力因子分别为 77.9%和 99.4%,非计划能力损失因子分别为 17.2%和 0.5%,负荷因子分别为 77.2%和 92.5%。图 2.1.1.5-1和图 2.1.1.5-2分别示出了1号机组和2号机组的性能指标在1994年逐月变化的情况。

经过1993年的调试之后,1994年1月,1号机组停机小修,为2月份正式投入商业运行作最后的检查。2、3月份的运营情况相当良好。由于4月份冷凝器钛管泄漏,非计划的能力损失因子增加,能力因子降低为 71.8%。经修复后,5、6月份的运营情况很出色, K_d 分别为 97.6%和 99.4%。7月份发生发电机线棒漏氢事件,停机抢修,严重影响了机组的能力因子,使 K_d 降为 3.6%。机组于8月初恢复正常运行。8月底到9月初,由于给水泵起动程序问题,诱发机组非计划紧急停堆。9月中旬汽机调节系统(GRE)上位机出现故障,使得9月份的能力因子为 88.3%。10月下旬,机组连续出现了安全壳泄漏率高被迫停堆、蒸汽发生器水位高事故跳闸、反应堆功率测量仪表故障等事件,机组能力因子降低为 87.5%。11月份机组运行情况优异,能力因子达 99.3%。12月17日,机组进入换料停堆维修阶段。机组的负荷因子 K_s 、时间利用率 K_H 、反应堆时间利用率 K_{H1} 三项指标与机组能力因子 K_d 等有着内在的联系,这点可由图 2.1.1.5-1b 看出。

在图 2.1.1.5-1d 中, 机组辅助设备耗电率 K_{ax} , 即辅助设备耗电量与同期机组的发电量之比。如果一个月内机组运行不正常, 停机时间较长, 这个比值就较高, 如 1994 年 7 月, 此值达 74.9%。若一段时间内满发, 此值一般为 4% 至 4.2%, 属优良水平。

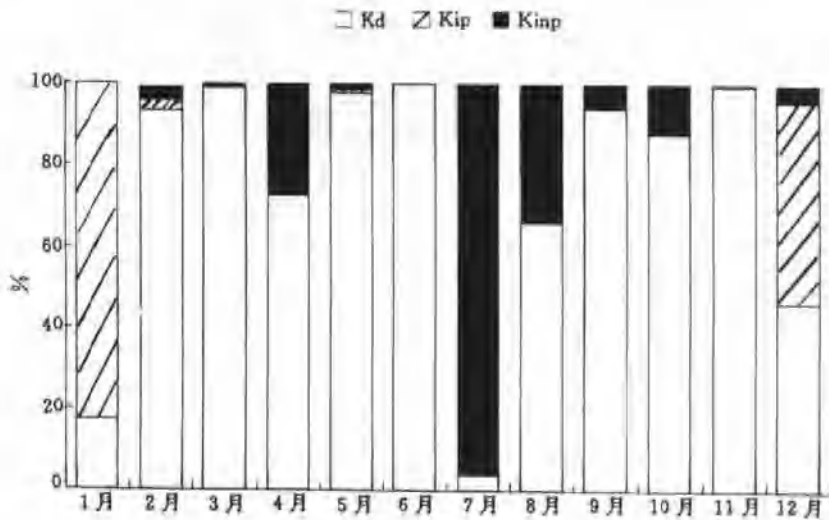


图 2.1.1.5-1a 1号机组性能指标——Kd、Kip、Kinp

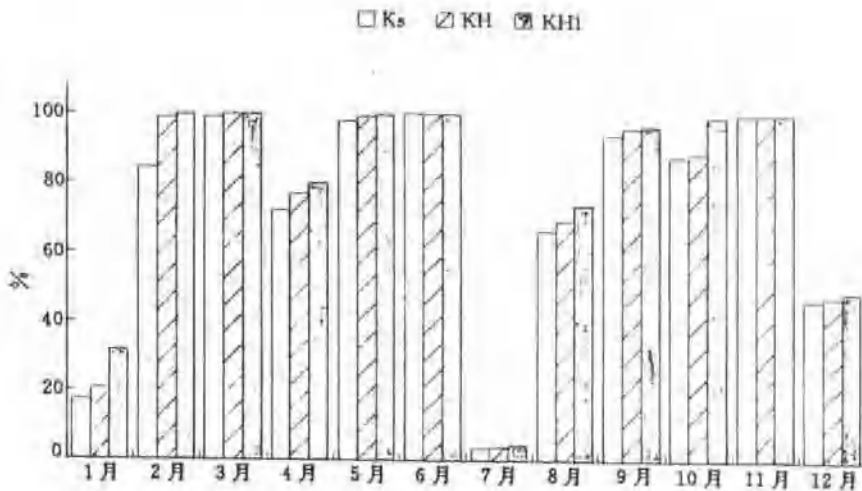


图 2.1.1.5-1b 1号机组性能指标——Ks、KH、KH1 (%)

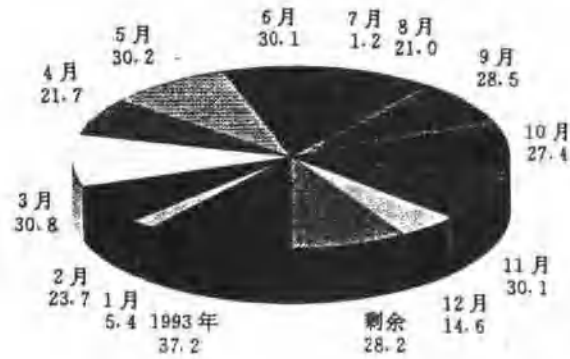


图 2.1.1.5-1c 1号机组性能指标——从燃料获得的能量 Eec (EFPD)

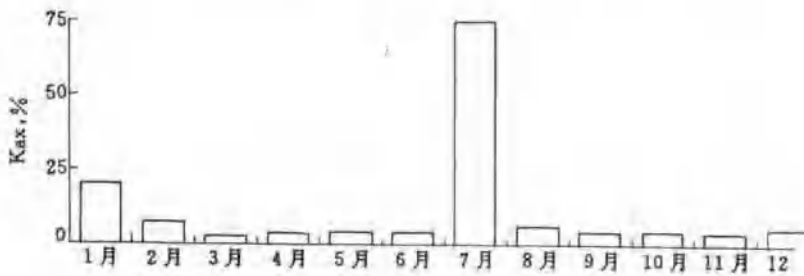


图 2.1.1.5-1d 1号机组性能指标——Kax (%)

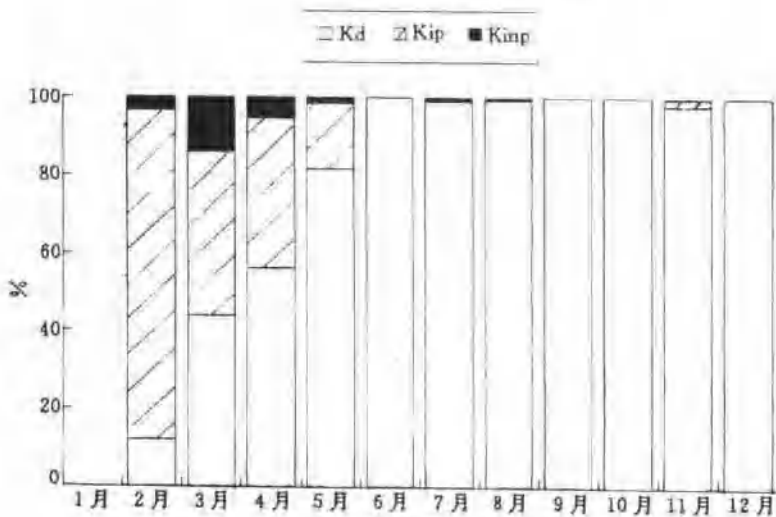


图 2.1.1.5-2a 2号机组性能指标——Kd, Kip, Kimp

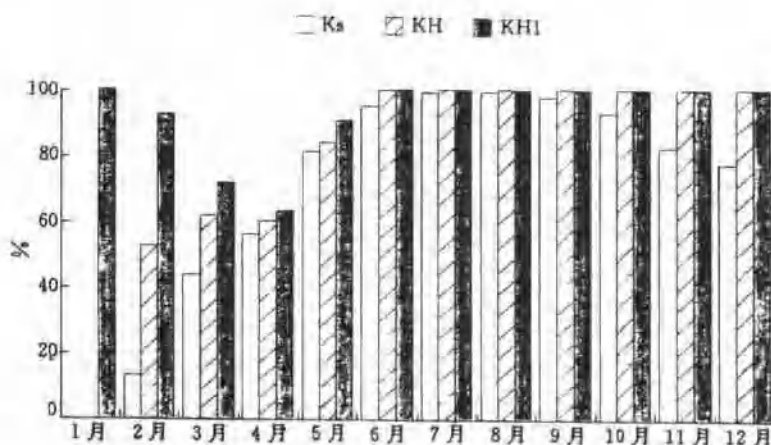


图 2.1.1.5-2b 2号机组性能指标——Ks, KH, KH1 (%)

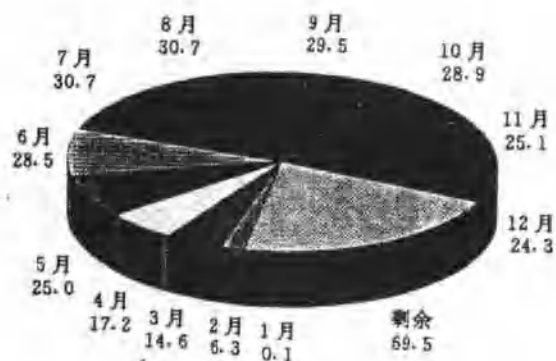


图 2.1.1.5-2c 2号机组性能指标——从燃料获得的能量 Eec (EFPD)

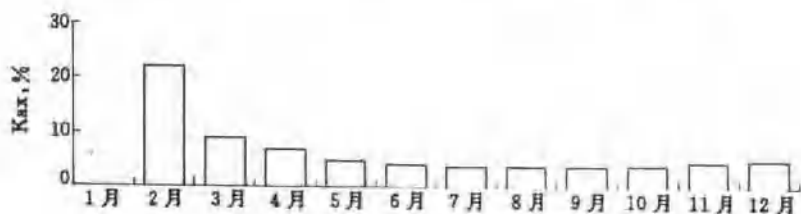


图 2.1.1.5-2d 2号机组性能指标——Kax (%)

图 2.1.1.5-1c 提供了 1 号机组中获取能量的变化情况, 可将此图与负荷因子 K_s 联系起来考虑。

与 1 号机组相比, 2 号机组的运营情况更加良好。自机组首次并网 (1994 年 2 月 7 日) 至 5 月初调试阶段结束, 2 号机组能力因子 K_d 在调试计划安排下逐步增加, 4 月份就达到 56%, 证明机组调试工作非常顺利。投入商业运营后, 当月机组的能力因子就为 81.7%。其后机组能力因子保持在 97.9% 以上, 9、10 两月便达到 100%, 并创造了商业运营连续 239 天至年底不停机的运行记录, 进入了世界先进水平。在 9 月、10 月、11 月三个月中, 由于电网要求降负荷, 机组的负荷因子不是很高。

2.1.1.6 周期性物理试验

1. 周期性物理试验的内容及目的

周期性物理试验是大亚湾核电站纵深防御体系及三道屏障防护措施的一部分。通过周期性物理试验定期地监督反应堆的核安全状态, 定期地校验反应堆的控制、保护及监督系统 (RPN/LSS/RGL), 确保核电站运行中的核安全以及反应堆控制、保护及监督系统的可用性。周期性物理试验的目的是: 定期检查反应堆的运行是否符合核安全标准和设计标准, 定期校验反应堆功率控制、保护及监督系统。周期性物理试验主要有: 中子通量图测量试验 (RPN11); RPN 系统校验系数测定试验 (RPN12); LSS 参数修改试验 (RPN14) 以及功率控制棒功率控制曲线校验试验 (RGL4)。这些试验的情况见表 2.1.1.6-1。

表 2.1.1.6-1 周期性物理试验情况

试验名称	试验目的	试验条件	周期
中子通量图测量 (RPN11)	验证核安全准则 验证设计准则 确定 LSS 参数 燃料跟踪计算	100%FP 稳定 48 小时 R 棒于调节带中间±6 步 ΔI 在 0.3%FP/h 范围内变化 $\Delta T_{avg} = T_{ref} \pm 0.5^\circ\text{C}$	30EFPD*
RPN 校验系数测定 (RPN12)	校验 RPN 核测量系统	100%FP 稳定 48 小时 R 棒于调节带中间±6 步 ΔI 在 0.3%FP/h 范围内变化 $\Delta T_{avg} = T_{ref} \pm 0.5^\circ\text{C}$	90EFPD
LSS 参数修改 (RPN14)	修改 LSS 系统参数以及运行图	100%FP 稳定 48 小时 R 棒于调节带中间±6 步 ΔI 在 0.3%FP/h 范围内变化 $\Delta T_{avg} = T_{ref} \pm 0.5^\circ\text{C}$	30 或 90EFPD
RGL 功率控制曲线校验 (RGL4)	校验 RGL 系统功率控制曲线	100%FP 稳定 48 小时 R 棒于调节带中间±6 步 ΔI 在 0.3%FP/h 范围内变化 $\Delta T_{avg} = T_{ref} \pm 0.5^\circ\text{C}$	60EFPD

* EFPD 为等效满功率日

为了完成周期性物理试验, 参照国外核电站的情况, 我们独立建立了大亚湾核电站周期性物理试验体系, 其中包括: 周期性物理试验大纲, 试验原理及导则, 试验执行规程, 试验仪器系统, 堆芯数据处理系统, 质量安全计划以及试验风险评价。

周期性物理试验是由 OPT 反应堆工程科负责组织实施的, OPO 为试验建立和维持所需要的试验条件, OPT 性能科以及化学科参与了试验工作, OPM 仪表科具体设置 RPN 校验系数以及 RGL 功率控制曲线。

2. 周期性物理试验状况

大亚湾核电站首炉料两台机组共完成周期性物理试验 73 项, 其中 1 号机组完成 33 项, 2 号机组完成 40 项 (详见表 2.1.1.6-2)。周期性物理试验完成率 100%。

表 2.1.1.6-2 周期性物理试验状况

试验项目	要求周期	实际周期		完成次数		完成率 (%)
		1 号机	2 号机	1 号机	2 号机	
中子通量图测量 (RPN11)	30EFPD	30EFPD	26EFPD	10	13	100
RPN 校验系数测定 (RPN12)	90EFPD	63EFPD	72EFPD	4	4	100
LSS 参数修改 (RPN14)	30EFPD	19EFPD	23EFPD	9	13	100
RGL 功率控制曲线校验 (RGL4)	60EFPD	43EFPD	56EFPD	5	5	100

首炉料两台机组共完成中子通量图 129 个, 其中 1 号机组完成 74 个, 2 号机组完成 55 个。完成 IN-CORE 数据处理 1040 次, 产生 IBM 计算机文件 1040 个, 修改 LSS 参数 23 次, 修改运行图 25 次。这些工作有效地保证了大亚湾核电站连续、安全、稳定、满发。

此外, 在首炉料运行期间, 我们还解决了机组运行中的技术问题, 如 1 号机组燃耗不均造成象限倾斜问题; 长期低负荷运行图的设置问题; 寿期末启动过程中 ΔI 控制问题; 低功率中子通量图数据处理中理论数据支持问题以及 IN-CORE 数据处理中出现的一些技术问题。我们还开展了 2 号机组超电负荷运行状态下堆芯核安全评价及功率控制曲线设置的研究。这些问题的解决提高了机组年负荷因子, 获得了较好的经济效益。

3. 周期性物理试验结果

由于周期性物理试验结果较多, 本文只列出与反应堆核安全准则和与设计准则有关的试验结果。表 2.1.1.6-3 和表 2.1.1.6-4 分别列出了 1 号机和 2 号机周期性物理试验结果。从表中可知两个机组的反应堆核安全准则和设计准则在整个使用寿命中都能得到满足。

2.1.1.7 电站化学

1. 概述

核电站化学的主要任务是:

- (1) 监督和控制一、二回路及其辅助系统的水质, 减少系统和设备的腐蚀, 延长设备使用寿命。
- (2) 监测一回路和二回路以及辅助系统中的放射性, 目的在于
 - a. 对燃料包壳完整性进行评价;
 - b. 检查一回路向二回路的泄漏;
 - c. 降低剂量率。

表 2.1.1.6-3 1 号机组第一循环中子通量图测量结果(满功率)

序号	日期	燃料 满功率日	功率 (%FP)	MAP(%)				Fxy				QT(z)				FDH				DA(%) 标准<2							
				P≥0.9		P<0.9		标准		测量		标准		测量		标准		测量		标准		测量		标准		测量	
				标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量
1	23/12/93	32	99.17	<10	1.8	<15	1.9	1.383	1.366	2.269	2.068	1.494	1.38	0.2	0.23	0.11	0.32										
2	24/02/94	62	99.67	<10	1.2	<15	1.3	1.398	1.375	2.257	1.796	1.492	1.334	0.04	0	0.03	-0.07										
3	30/03/94	96	99.05	<10	1.6	<15	1.8	1.364	1.354	2.27	1.843	1.495	1.377	-0.17	-0.14	0.14	0.17										
4	9/05/94	126	99.45	<10	2.3	<15	2.1	1.342	1.336	2.26	1.713	1.493	1.316	-0.19	-0.12	0.14	0.18										
5	8/06/94	158	99.91	<10	1.7	<15	1.9	1.342	1.321	2.25	1.643	1.491	1.304	0.08	-0.56	0.13	0.61										
6	19/08/94	191	99.57	<10	-1.9	<15	-2.2	1.321	1.311	2.26	1.604	1.492	1.285	0.32	-0.72	-0.27	0.66										
7	23/09/94	223	100.2	<10	-1.9	<15	-2	1.3205	1.2994	2.246	1.5872	1.4895	1.2893	0.24	-0.84	-0.28	0.88										
8	21/10/94	252	99.62	<10	-2.2	<15	-2.7	1.321	1.297	2.2586	1.5786	1.492	1.266	0.15	0.88	-0.03	0.75										
9	24/11/94	282	99.38	<10	-2.1	<15	-2.2	1.327	1.2957	2.264	1.556	1.493	1.2626	0.23	-0.66	-0.21	0.65										
10	12/12/94	300	99.86	<10	-2.2	<15	-2.2	1.331	1.305	2.25	1.56	1.491	1.2675	0.14	-0.81	-0.06	0.73										

表 2.1.1.6-4 2 号机组第一循环中子通量图测量结果(满功率)

序号	日期	燃料 满功率日	功率 (%FP)	MAP(%)				Fxy				QT(z)				FDH				DA(%) 标准<2							
				P≥0.9		P<0.9		标准		测量		标准		测量		标准		测量		标准		测量		标准		测量	
				标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量	标准	测量
1	28/03/94	18	98.63	<10	3.4	<15	4.6	1.394	1.3819	2.28	2.084	1.497	1.355	-0.06	-0.44	0.35	0.03										
2	19/05/94	51	98.7	<10	1.6	<15	2.1	1.395	1.364	2.28	1.979	1.496	1.341	0.1	0.56	0.06	0.41										
3	17/06/94	78	98.8	<10	-1.4	<15	-1.6	1.384	1.355	2.277	1.882	1.496	1.333	0.17	-0.48	-0.04	0.36										
4	6/07/94	96	99.1	<10	-2.1	<15	-2.1	1.364	1.351	2.27	1.807	1.494	1.33	0.16	-0.28	-0.11	0.23										
5	4/08/94	126	99.2	<10	-2.8	<15	-2.6	1.353	1.343	2.269	1.695	1.494	1.319	0.16	-0.06	-0.17	0.08										
6	8/09/94	161	99.7	<10	-1.6	<15	-2	1.3376	1.3325	2.256	1.6423	1.4916	1.3089	0.25	0.43	0.27	0.45										
7	13/10/94	194	98.8	<10	-2.1	<15	-2.3	1.3224	1.3205	2.278	1.588	1.4959	1.2918	0.18	-0.48	-0.16	0.46										
8	6/01/95	266	98.1	<10	-1.6	<15	-1.7	1.3233	1.3089	2.2936	1.6155	1.4989	1.2628	0.04	0.24	0.11	0.32										
9	13/01/95	273	100.5	<10	-1.4	<15	-1.4	1.3253	1.2991	2.239	1.616	1.4881	1.2667	0.05	-0.3	0.01	0.23										
10	24/02/95	316	99.5	<10	-2.2	<15	-2	1.3319	1.2913	2.262	1.6102	1.4927	1.272	0.06	-0.28	-0.02	0.24										

注:

MAP:组件平均功率 Fxy:径向功率峰因子 FDH:烧升因子 QT(Z):堆芯热点因子 DA:象限倾斜因子

为了控制反应性，在一回路冷却剂中加入一定量（0~2300 mg/kg）的硼酸。为了减少一回路的腐蚀和降低一次水的比活度（减少腐蚀产物在堆芯的沉积），在一回路水中加入适量（0.6~2.2mg/kg）的LiOH调节其pH值（300℃时，pH为6.9）。同时，在一回路水中保持一定量（25~35mL（STP）/kg）的H₂浓度，以抑制水的辐射分解反应，使一回路水中不含氧，减少腐蚀。化容系统的主要任务是控制一回路的化学，以维持一回路冷却剂中氢气的含量，净化一回路水以除去化学杂质和降低放射性水平，满足技术规范中对反应堆冷却剂中的裂变产物比活度的限制。

二回路的化学控制是蒸汽发生器二次侧水、给水和凝结水的挥发处理。挥发处理采用连续稳定地向凝结水中加入联氨除去凝结水和给水中的残余氧，加入氨水调节pH值（给水pH=9.6~9.8，蒸汽发生器二次侧水pH=9.4~9.7），以减少二回路系统的腐蚀。

核电站化学要求生产高质量的补给水，符合化学规范的补给水是保证一回路和二回路化学规范能得到遵守的重要条件。

2. 化学和放射化学监督

根据《运行总则》第九章的监督要求和《化学规范》的规定，制定了《化学定期监测大纲》。此大纲规定了核电站所有系统的化学和放射化学监测项目和监测频率，实施方法是按照大纲的要求，每月为一个周期，安排每天监测的系统和监测项目，保证监测大纲得到落实，根据化学分析结果及时把化学工况调到最佳状态。一回路和二回路的主要化学参数均有在线仪表连续监测。主要化学参数有：一回路水中的硼浓度、溶解氢含量、蒸汽发生器排污水中的钠离子浓度、阳离子电导率、pH值、主蒸汽的阳离子电导率、凝结水和给水的钠离子浓度、阳离子电导率、pH值和溶解氧含量等。这些在线仪表的测量数据均传送到主控制室，便于主控制室的操作人员及时了解机组的化学状况和及时发现如冷凝器海水泄漏等事件的发生，并采取相应的有效措施减少污染。

3. 1994年核电站化学监测结果

（1）一回路化学

未发生过任何一回路水的污染事件。硼-锂、氢的含量按化学规范的要求进行控制，一回路水中的化学杂质的含量也保持在很低的水平，见表2.1.1.7-1。

表 2.1.1.7-1 大亚湾核电站一回路水质情况（1、2号机组）

参 数	单 位	测 量 值	规 范 值
氯化物	mg/kg	≤0.002	<0.5
氟化物	mg/kg	≤0.002	<0.15
溶解氢	mL/kg	20~35	25~50
钠离子	mg/kg	0.010~0.020	<0.20
钙离子	mg/kg	0.010~0.020	<0.10
镁离子	mg/kg	<0.002	<0.10
铝离子	mg/kg	<0.010	<0.10
二氧化硅	mg/kg	0.070~0.090	<0.20

由于一回路的水质好，同时，化学容积控制系统的除盐床的效率，一回路水中的活化产物的比活度也一直处在较低的水平，在功率运行期间，钴-58的比活度小于100MBq/m³。

1号机组自从1993年7月28日首次临界后,一回路水中的裂变产物一直处于很低的水平,但自从1993年11月29日发生燃料包壳破损后,一回路水中的裂变产物的放射性明显上升,在满功率稳定运行时,氙-133的比活度为 $9000\text{MBq}/\text{m}^3$,碘-131当量的比活度为 $350\text{MBq}/\text{m}^3$,并一直保持在这一水平。1号机组裂变气体和碘的放射性变化示于图2.1.1.7-1和图2.1.1.7-2中。根据一回路水中的裂变产物的放射性水平,判断1号反应堆的燃料包壳有轻微破损,但没有扩大的趋势。这一判断已从换料后的燃料吸漏实验结果得到证实,发现有一根燃料棒破损,其等效孔径为 $15\sim 20\mu\text{m}$ 。

由于1号机组1月份的整治性小修,7月份发电机漏氢抢修和12月份的换料大修而对一回路作了三次停堆氧化处理,每次氧化采取了向一回路加入双氧水的方法,氧化速度快,效果也好。只有7月份一回路氧化时,由于没有对稳压器汽相排氢,因而加入双氧水时氧化不完全,5~6小时后,从容控箱扫空气补入氧气后完成氧化。三次氧化后,钴-58比活度峰值分别为 $10100\text{MBq}/\text{m}^3$, $66800\text{MBq}/\text{m}^3$, $77300\text{MBq}/\text{m}^3$ 。由于1号机组反应堆燃料包壳有轻微破损,每次停堆降负荷后,均出现明显的放射性碘的释出峰,换料停堆过程中,当一回路压力降至常压时,出现明显的氙-133释出峰,因此,将一回路降至RRA低水位,对一回路作扫气除去裂变气体(主要为氙-133)处理。所有氧化停堆均按停堆规范的要求进行。

1994年1月21日,2号反应堆初次达到临界,在整个第一燃料循环周期内,一回路水中裂变产物的放射性比活度一直保持在很低的水平,远远低于技术规范的限值。2号机组一回路裂变气体和碘的放射性变化示于图2.1.1.7-3和图2.1.1.7-4中。氙-133的比活度小于 $100\text{MBq}/\text{m}^3$,碘-131的比活度小于 $5\text{MBq}/\text{m}^3$,说明燃料包壳完好无损(当一回路水中氙-133的比活度大于 $185\text{MBq}/\text{m}^3$ 时,燃料包壳有可能破损)。

(2) 二回路化学

图2.1.1.7-5和图2.1.1.7-6给出了1、2号机组蒸汽发生器排污水阳离子电导率累计图。

图2.1.1.7-7和图2.1.1.7-8给出了1、2号机组蒸汽发生器排污水中钠离子浓度累计图。

图2.1.1.7-9和图2.1.1.7-10给出了1、2号机组冷凝水中含氧量累计图。

1、2号机组WANO化学指标见表2.1.1.7-2。

表2.1.1.7-2 WANO 化学指标统计表(1994年)

1号机组

	第一季度	第二季度	第三季度	第四季度
蒸汽发生器排污水阳离子电导率($\mu\text{S}/\text{cm}$)	0.678	0.444	0.328	0.154
蒸汽发生器排污水钠离子浓度($\mu\text{g}/\text{kg}$)	6.1	2.6	3.2	2
凝结水氧含量($\mu\text{g}/\text{kg}$)	9.8	6.5	7.9	6.1
化学指标	0.71	0.45	0.48	0.3

2号机组

	第一季度	第二季度	第三季度	第四季度
蒸汽发生器排污水阳离子电导率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)			0.387	0.277
蒸汽发生器排污水钠离子浓度 ($\mu\text{g}/\text{kg}$)			2.3	3.1
凝结水氧含量 ($\mu\text{g}/\text{kg}$)			7.8	8.8
化学指标			0.46	0.46

1号机组:

从图中可以看出,由于新机组启动,第一循环周期初始的水质较差,以后逐渐改善,在正常稳定运行期间,二回路水质良好,蒸汽发生器排污水中的阳离子电导率和钠离子浓度均保持在很低水平(见表2.1.1.7-2),第一循环周期的蒸汽发生器排污水阳离子电导率累计量达到规范的要求,但是1号机组发生过二次冷凝器泄漏海水事件。

2月14日,从化学分析结果判断有凝汽器钛管泄漏,将功率从760MW降到540MW,氨气检漏查出一根钛管泄漏。由于发现及时,未造成二回路水质的严重污染。

4月8日晚,由于一根凝汽器钛管有泄漏,蒸汽发生器二次侧水的阳离子电导率升至 $2\mu\text{S}/\text{cm}$,降负荷堵管后,水质恢复正常。

4月12日,凝汽器C2一根断管的堵头脱落,造成整个二回路污染,凝结水中最高钠离子浓度达到 $300\text{mg}/\text{kg}$,蒸汽发生器二次侧水质严重超标而被迫停堆,并且一回路退至中间停堆状态,以利于蒸汽发生器内的盐的释放、排出。经过一周的二回路冲洗,才使机组重新启动。

2号机组:

从图中可以看出,与1号机组相似,由于新机组的原因,第一燃料循环周期初始的水质较差,稳定运行后,特别是投入商业运行后,二回路水质逐渐改善,蒸汽发生器二次侧水的阳离子电导率和钠离子浓度基本上保持在期望值内运行,且从未发生过凝汽器泄漏海水的事件。

由于凝汽器补水设备的设计缺陷,造成两台机组的凝结水中的含氧量偏高(见图2.1.1.7-9、图2.1.1.7-10和表2.1.1.7-2),特别是当凝汽器补水时,凝结水中含氧量达到 $30\sim 50\mu\text{g}/\text{kg}$,这会造成给水回路的腐蚀,从频繁清洗给水泵的过滤器也得到证实。两台机组大修期间,均对凝汽器扩容箱进行了改造。

(3) 补给水

除盐水($\text{pH}=7$)的水质情况列于表2.1.1.7-3中。

常规岛用补给水($\text{pH}=9$)的水质情况列在表2.1.1.7-4中。

表 2.1.1.7-3 补给水的水质

项 目	单 位	测量值范围	规范值
氯化物+氟化物	mg/kg	<2+2	<100
钠	mg/kg	<0.001	<0.005
溶解二氧化硅	mg/kg	<0.01	<0.02
固体悬浮物	mg/kg	<0.050	<0.050

表 2.1.1.7-4 常规岛用补给水的水质

项 目	单 位	测量值范围	规范值
pH		9.0~9.4	9.0~9.2
钠	mg/kg	<0.002	<0.005
溶解二氧化硅	mg/kg	<0.010	<0.020
固体悬浮物	mg/kg	<0.050	<0.050

由于除盐水生产系统运行正常和稳定,未发生过补给水污染,补给水水质一直保持在很好的水平。

2.1.1.8 设备可靠性统计及评估

1. 大亚湾核电站设备可靠性管理现状

对发电设备进行可靠性指标的统计和评估,是改进设备技术状态和提高发电设备可用性,从而提高设备发电能力和降低发电消耗的主要依据,是核电站现代化管理的重要内容之一。

发电设备可靠性统计、评价和分析工作是改善设备健康状况和提高发电设备可用率,从而保持发电设备高负荷因子及降低发电成本的主要手段之一。可靠性管理通过一系列评价、监督和考核指标,以机组的基本状态为依据,以日历小时为单位,对各种运行状态及其状态转换进行统计,即可计算得到一系列可靠性参数。

大亚湾核电站作为我国首座商用核电站,其可靠性管理有别于常规发电机组,核电站有如下特点:

(1) 核电站安全管理的基本思想和管理模式与常规电厂有所不同,它是以放射性物质对环境可能造成泄漏和污染作为可靠性指标的基础。

(2) 核电站以核反应堆在裂变过程中产生热能来推动特制的汽轮发电机发电,没有超临界或临界参数的蒸汽锅炉,因此对电力系统通用的标准可靠性管理软件,必须进行必要的补充和修改,以改善其可操作性。

(3) 核电站的安全指标考核与统计有一套全世界核电行业公认的准则,它与常规电厂亦有区别。

(4) 核电站引入了核安全文化的概念,在队伍的素质培训、组织机构设置、思维方法和工作方法以及质量保证和现场监督等方面,亦有其特色。

大亚湾核电站已于1994年上半年开始了可靠性统计和管理,针对核电站的特点,对电力行业可靠性管理标准计算机软件进行了设备编码、程序结构、处理方法等方面的改进,并与国家电力部可靠性管理中心和广东省电力局生产技术处建立了工作联系,每月按时报送核电站发电生产状态和机组事件统计资料,每半年提供一份大亚湾核电站可靠性报告。

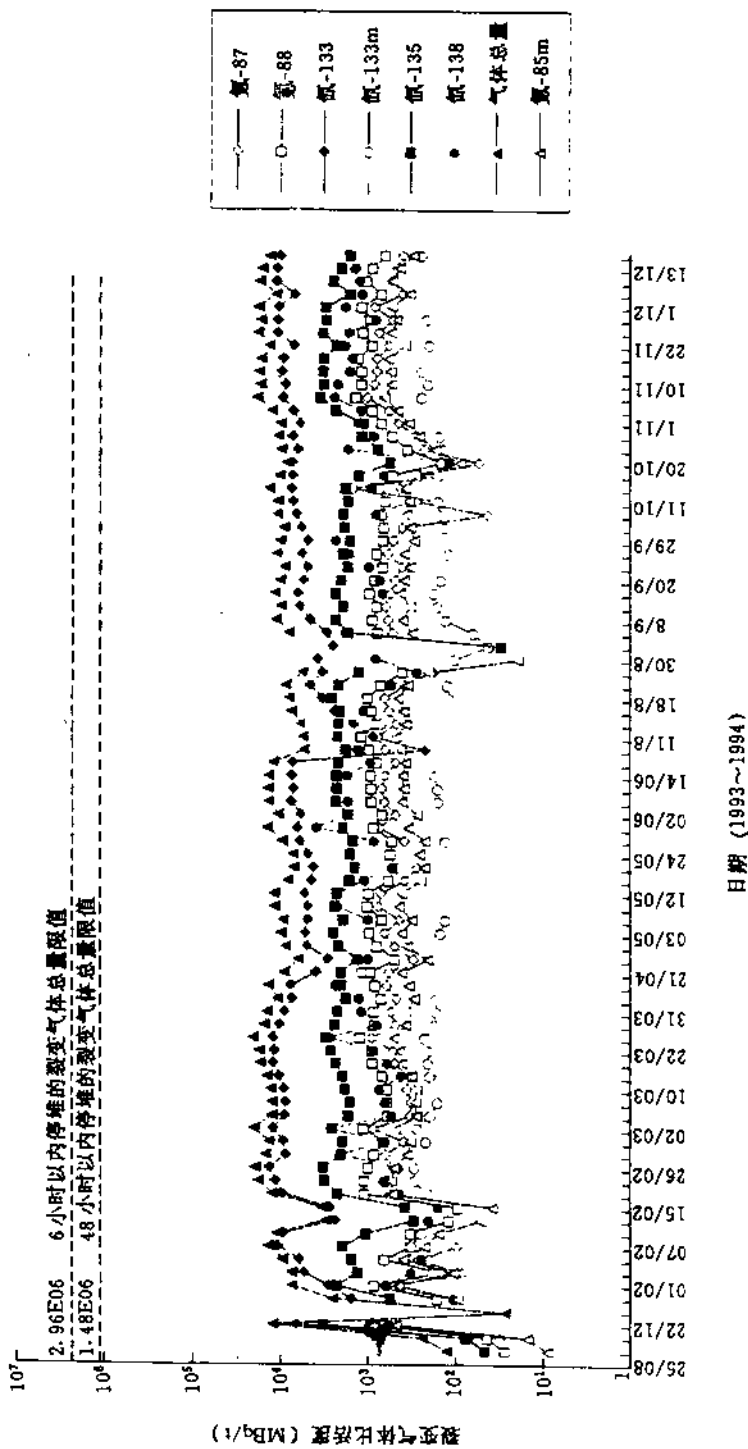


图 2.1.1.7-1 一回路氪、氩的比活度 (1号机组第一循环)

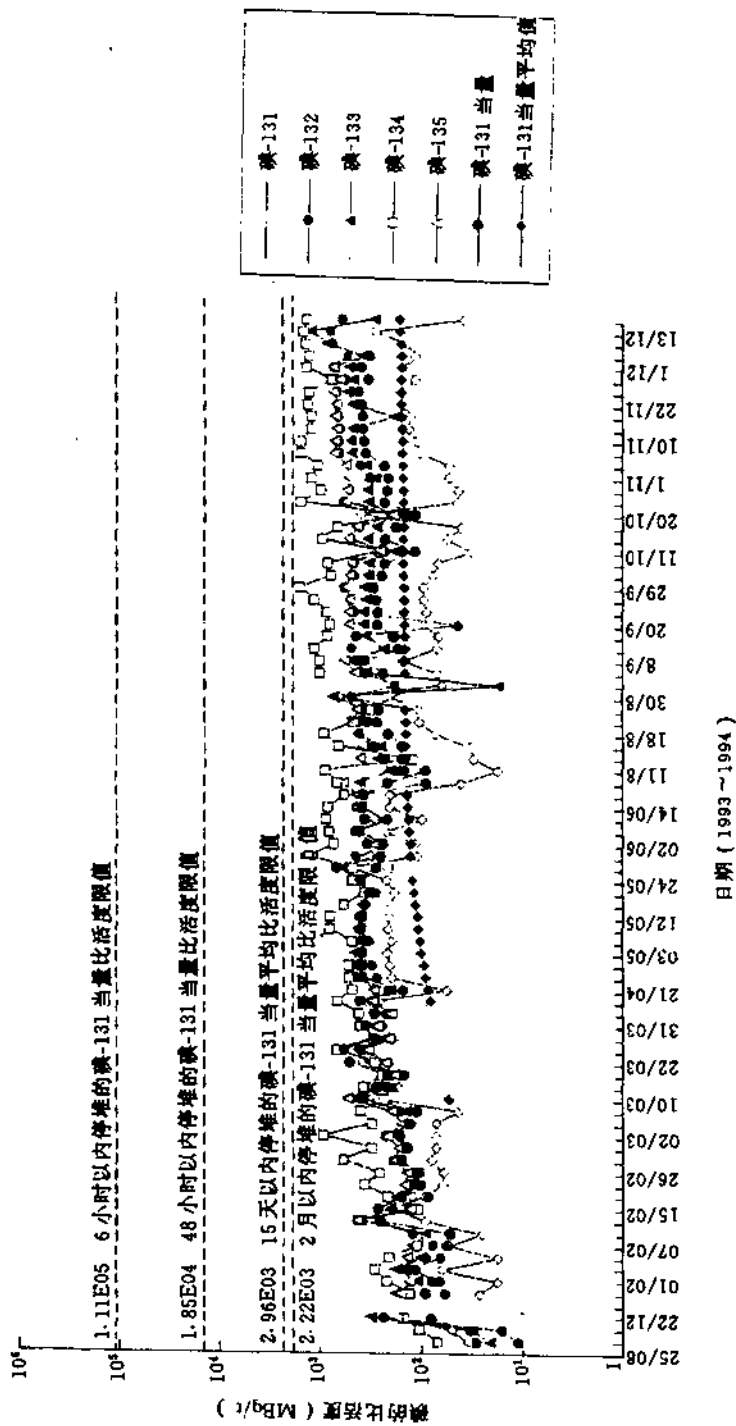


图 2.1.1.7-2 一回路碘的比活度 (1号机组第~循环)

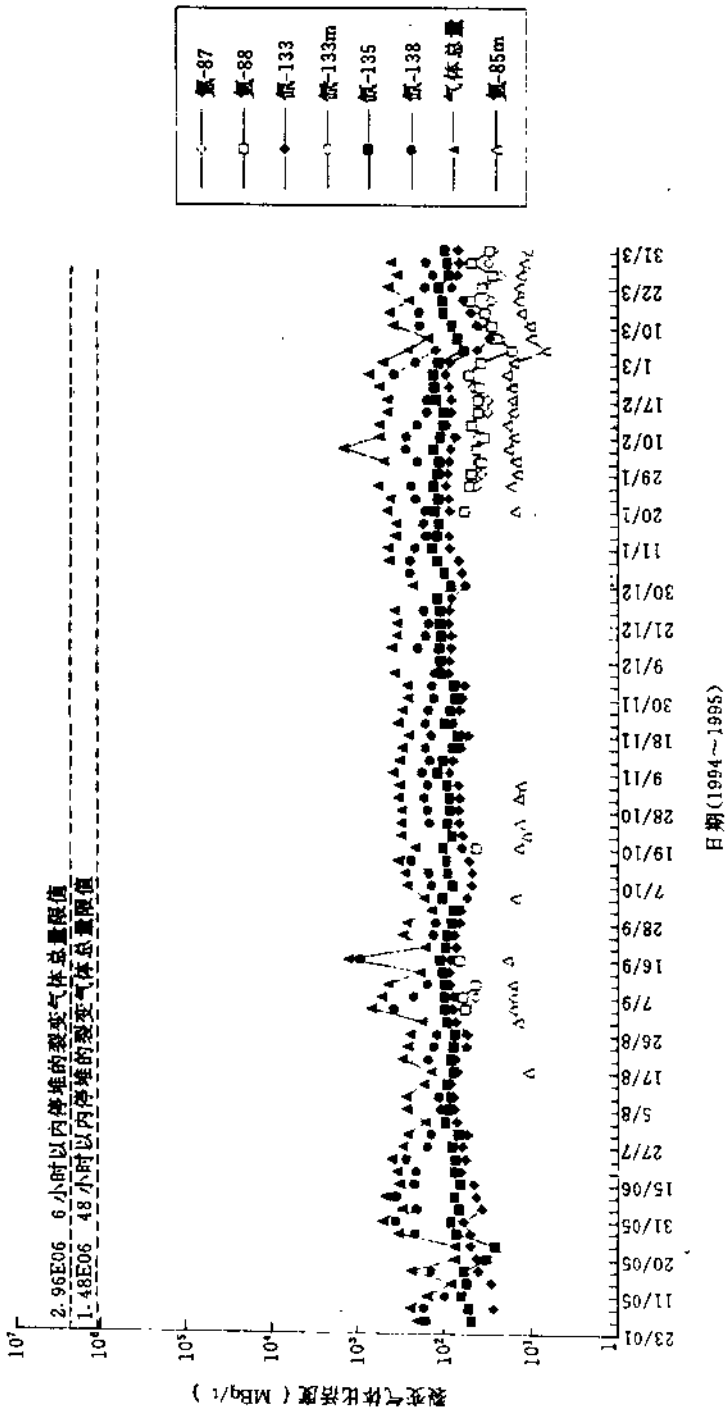


图 2.1.1.7-3 回路氙、氙的比活度 (2号机组第一循环)

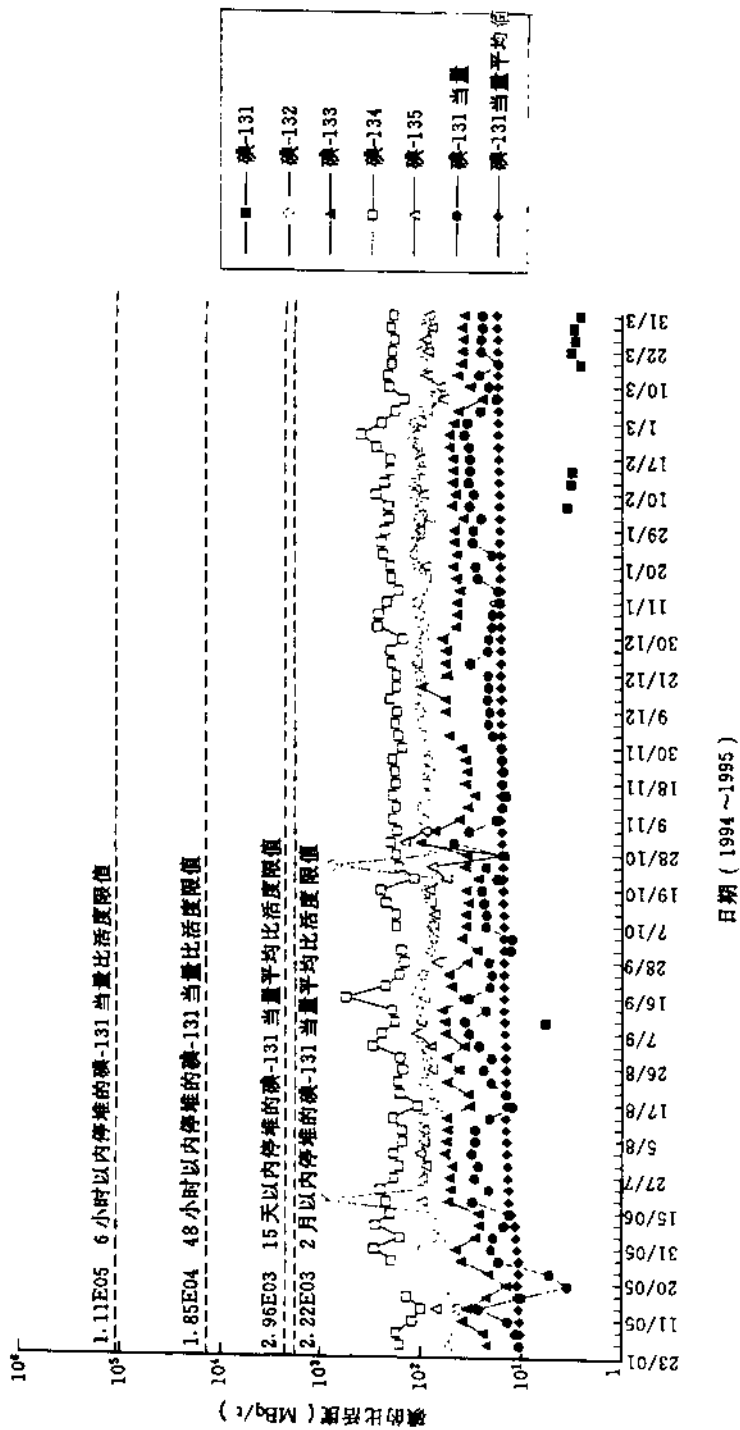


图 2.1.1.7-4 一回路碘的比活度 (2号机组第一循环)

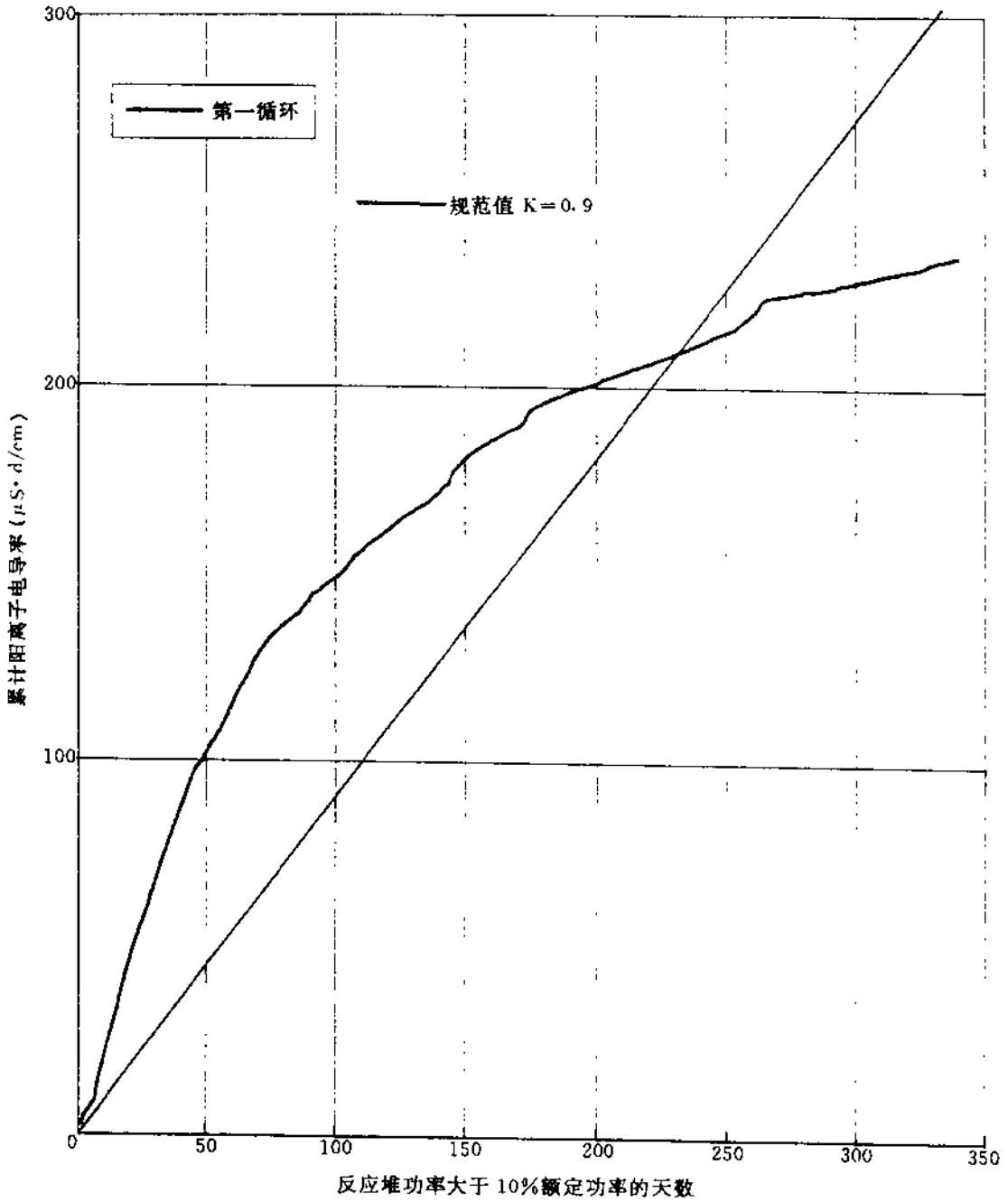


图 2.1.1.7-5 1号机组蒸汽发生器排污水累计阳离子电导率变化图

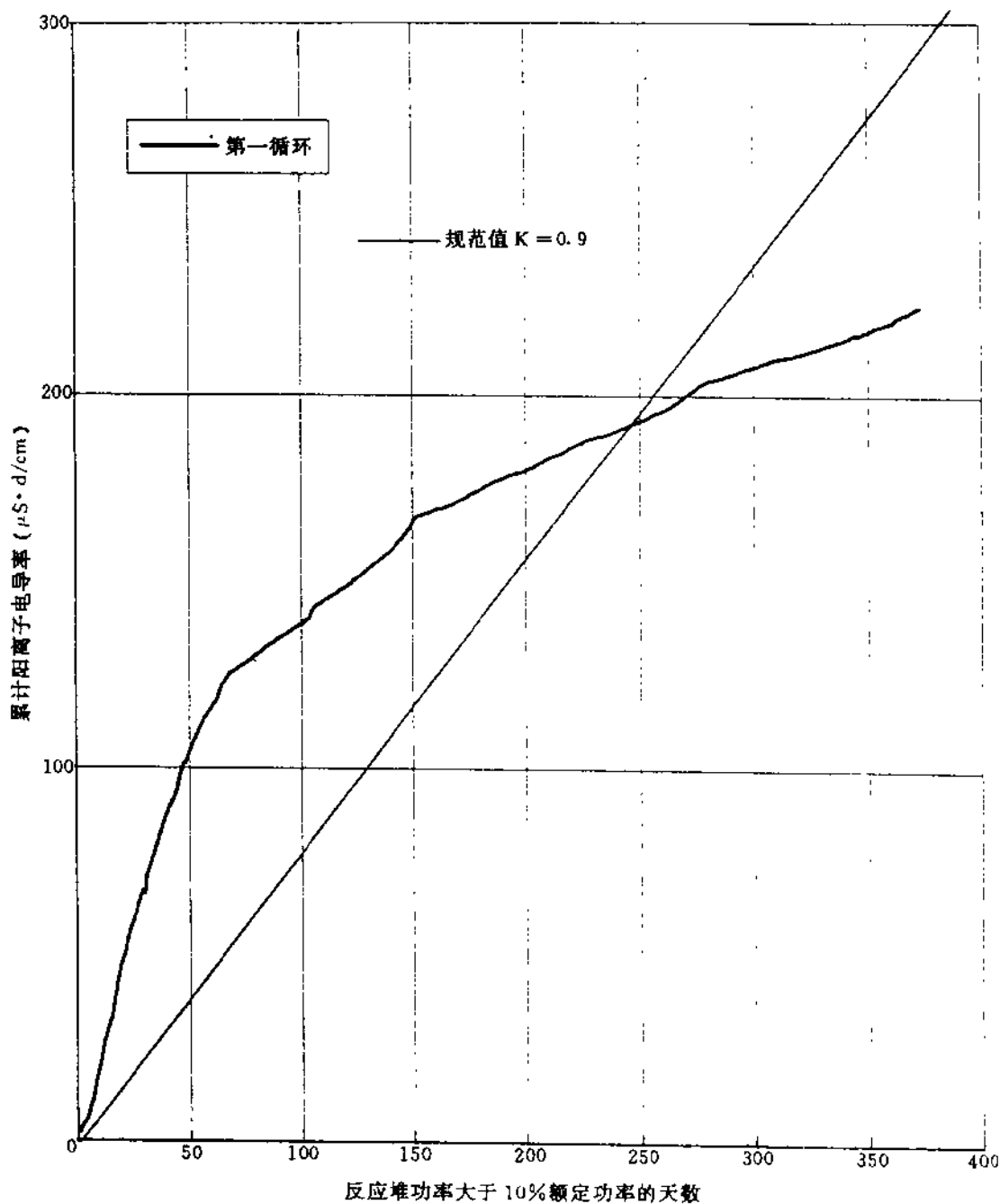


图 2.1.1.7-6 2号机组蒸汽发生器排污水累计阳离子电导率变化图

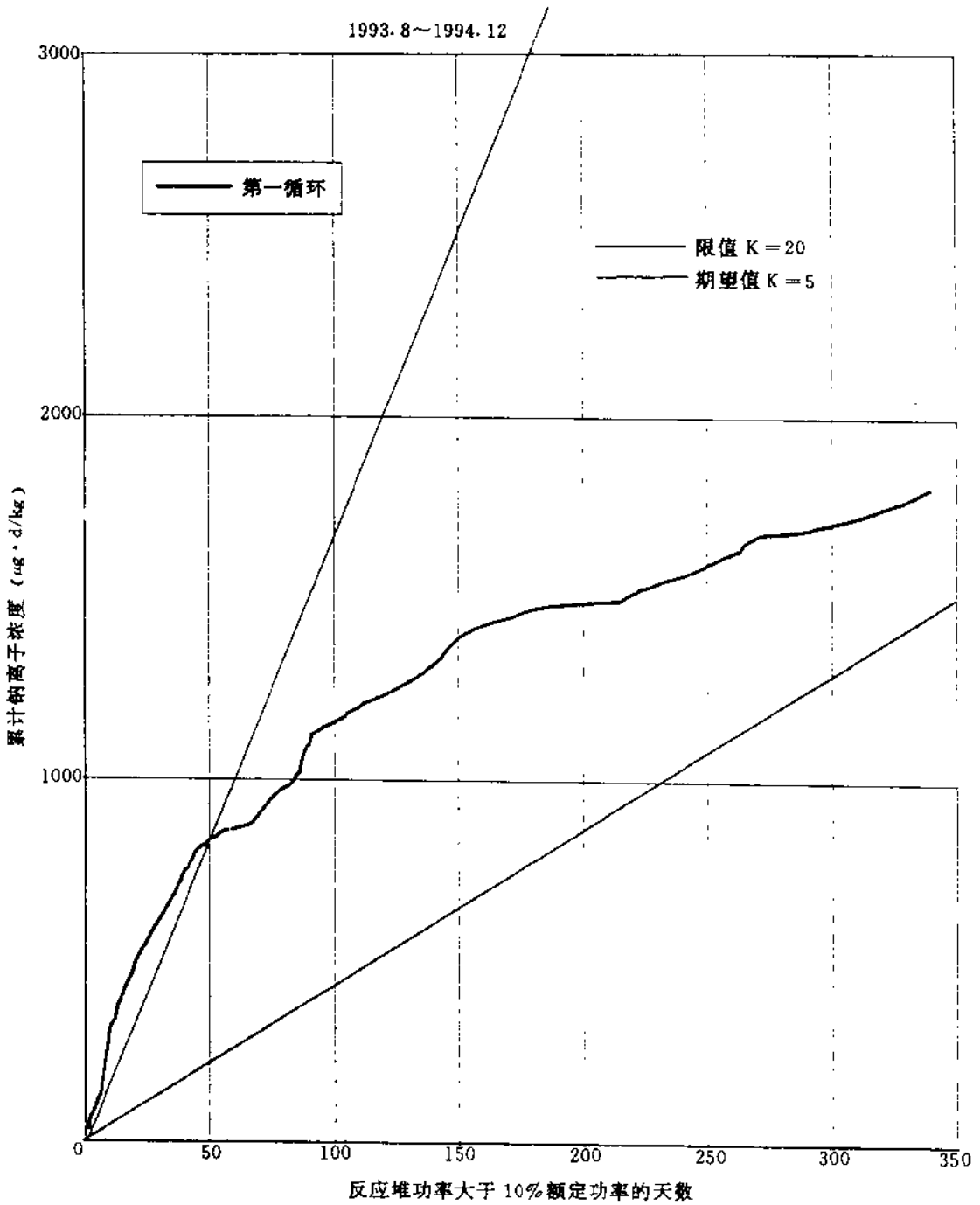


图 2.1.1.7-7 1号机组蒸汽发生器排污水累计钠离子浓度变化图

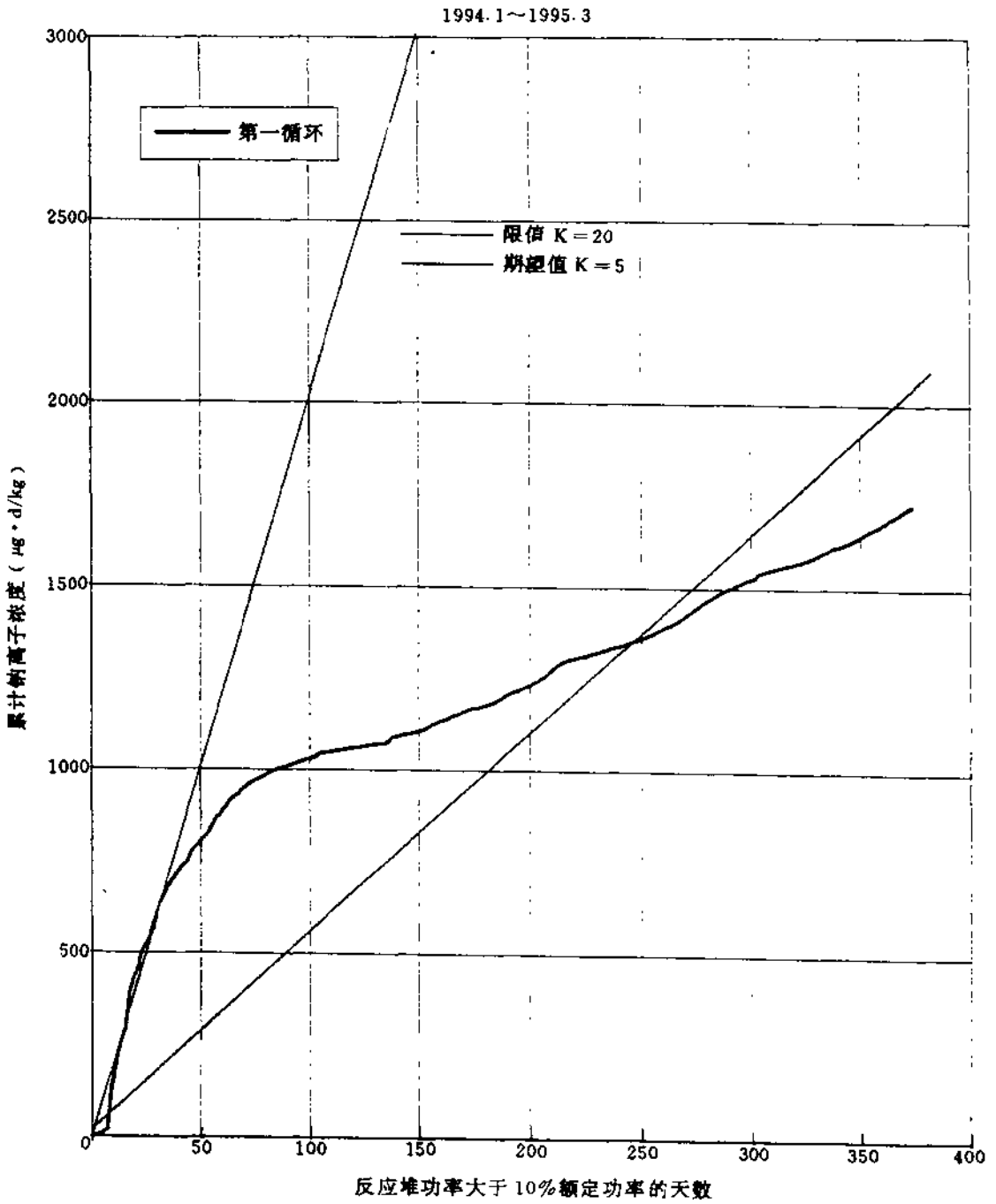


图 2.1.1.7-8 2号机组蒸汽发生器排污水累计钠离子浓度变化图

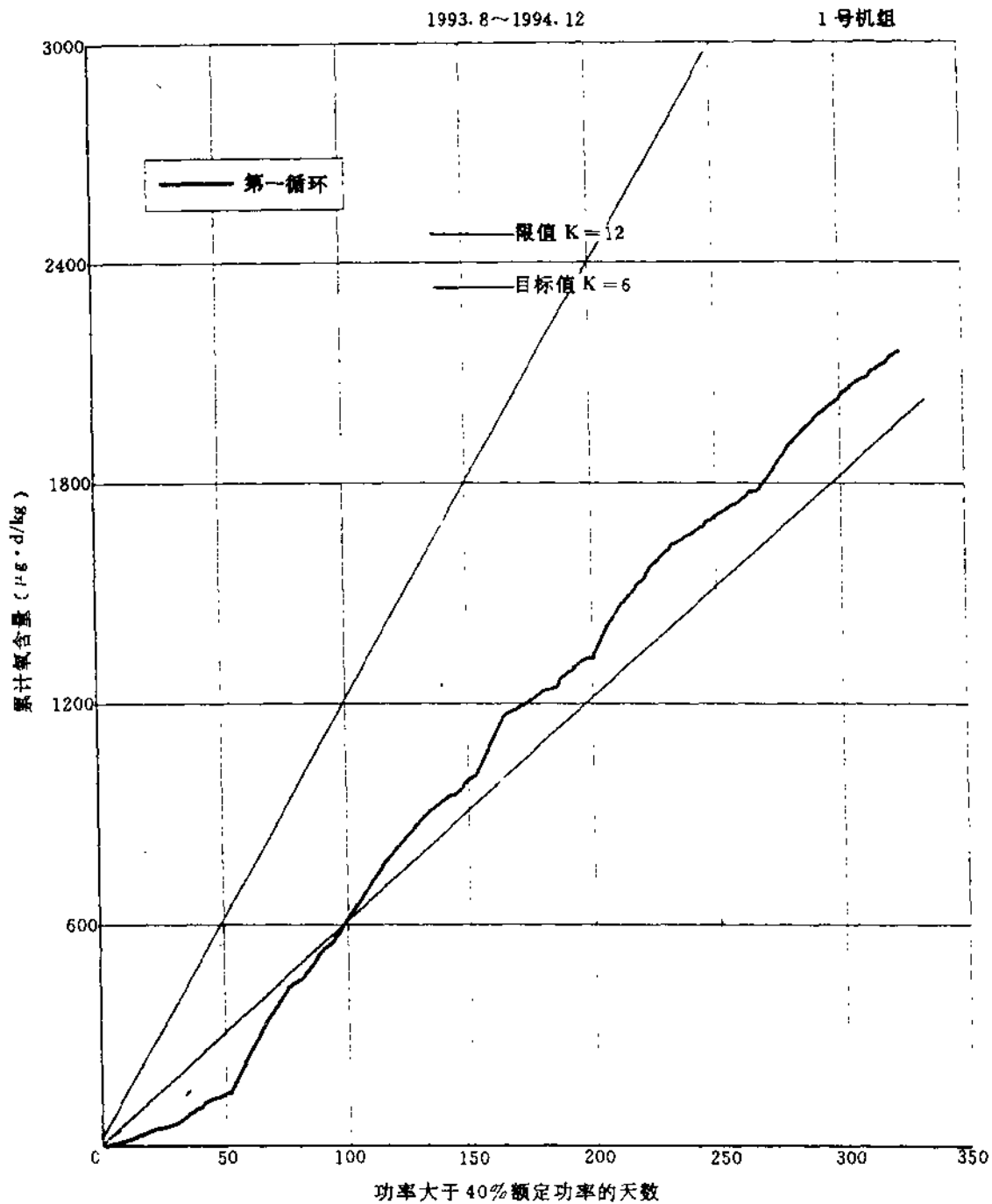


图 2.1.1.7-9 1号机组凝结水中累计氧含量变化图

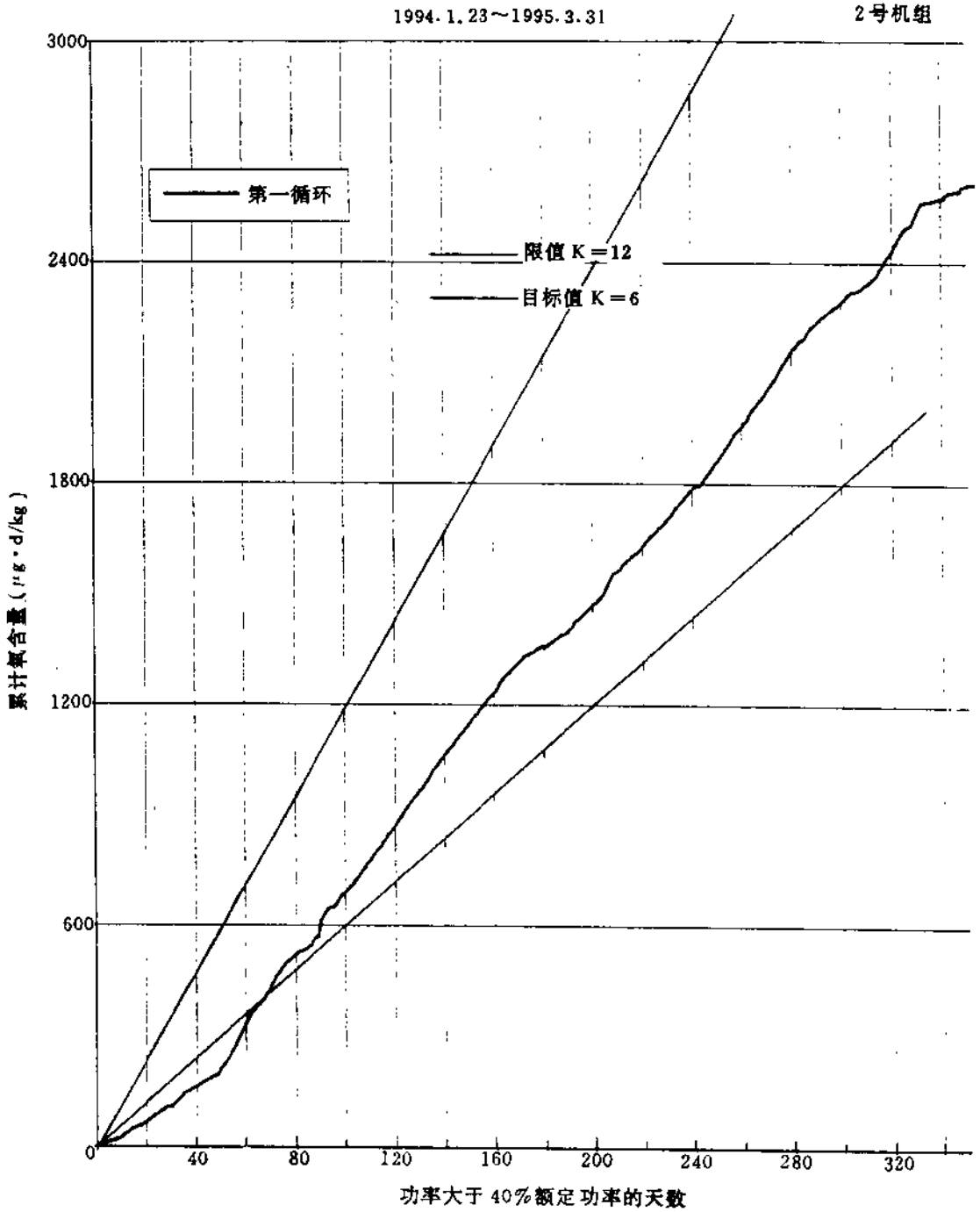


图 2.1.1.7-10 2号机组凝结水中累计氧含量变化图

2. 大亚湾核电站可靠性指标及评估

(1) 大亚湾核电站可靠性指标

大亚湾核电站各项可靠性考核指标列于表 2.1.1.8-1 和表 2.1.1.8-2 中。

表 2.1.1.8-1 大亚湾核电站可靠性考核指标

指标	发电量 (MWh)	非计划 停 运 (h)	强迫停 运次数	非计划降低 出力等效停 运 (h)	出力 系数 (%)	毛容量 系数 (%)	运行 系数 (%)	不可用 系 数 (%)
1号机组	6090465	1272.28	11	35.61	96.95	0.77	79.64	20.36
2号机组	5221395	0	0	17.87	92.49	0.92	100	0
台平均值	5655639.50	636.14	5.5	26.74	94.84	0.84	88.13	11.87

表 2.1.1.8-2 大亚湾核电站可靠性考核指标

指标	等效可 用系数 (%)	非计划停 运系数 (%)	降低出 力系数 (%)	强迫停 运 率 (%)	等效强迫 停运率 (%)	强迫停运 发生率 (%)
1号机组	79.14	15.87	0.49	16.62	17.14	15.09
2号机组	99.69	0	0.31	0	0.31	0
台平均值	87.71	9.25	0.42	9.50	9.93	7.95

(2) 大亚湾核电站可靠性评估

大亚湾核电站 1 号机组于 1994 年 2 月 1 日投入商业运行, 2 号机组于 1994 年 5 月 7 日投入商业运行。2 号机组自商运起至 1994 年 12 月底, 创造了在第一燃料循环连续运行 239 天的佳绩, 这在世界核电史上实属首次。由于大亚湾核电站机组的杰出表现, 大亚湾核电站荣获了“《国际电力》杂志 1994 年电站大奖”。

从商运开始到 1994 年 12 月底, 两台机组累计运行 12120 小时, 商业运行共发电 11313.3GWh。

由于各种原因, 包括故障停机、维修试验、安全要求、计划检查以及电网调度减载等, 总计损失发电量约为 22.9 亿 kWh, 尤其是 1 号机组以下两起事件损失严重:

a. 1 号机组仅发电机定子线棒漏氢引起发电机停运 888.5h, 损失电量约 9 亿 kWh。这类事件在全世界核电厂和火电厂中仅发生过几次, 实属罕见。其根本原因是在发电机制造过程中, 环境不够清洁, 制造工艺不严格造成的。

b. 1 号机组由于凝汽器钛管破裂引起汽轮发电机停运 168.5h, 损失电量约 1.66 亿 kWh。其根本原因是:

(a) 高温高压流体排入装置设计不合理, 包括结构、选材、布置等;

(b) 将高温高压流体直接排入凝汽器, 凝汽器内部受冲击, 热应力损伤大, 使用寿命短。

从可靠性统计指标还可以看出, 2 号机组多项指标均好于 1 号机组, 如 2 号机组运行系数为 100%, 1 号机组为 79.64%; 1 号机组强迫停运次数为 11 次, 2 号机组为零次。1 号机组

的发电量高于2号机组,原因是1号机组先于2号机组3个多月进入商业运行。2号机组可靠性指标优于1号机组是多方面原因造成的,最主要的因素是:

(1)在核电站建造、调试、运行、维修和改进各项工作中,1号机组暴露出的问题和取得的经验及时地反馈到2号机组的工作中,收到了立竿见影的实效。

(2)随着实践的深化和丰富,核电站全体员工,特别是运行、维修人员的核安全文化素养及队伍整体水平得到了很大的提高,创造了良好的业绩。

另外,由于电网调度减载是不列入核电机组可靠性管理数据库的,但1994年由于电网调度而减载4.74亿kWh,仅次于发电机定子线棒漏氢损失的电量。这种情况在核电站中较为少见,因为世界上核电机组绝大多数带基荷满载运行。除电网调度外,因其它各种原因降低出力的事件达61次,这对核电站的安全稳定运行影响较大。

2.1.1.9 继电保护

1. 全厂继电保护运行情况

(1)全厂继电保护装置共动作43次,正确动作33次,正常动作7次,不正确动作3次。正确动作率为76.74%,正常动作率为16.28%,误动作率为6.98%。正确和正常动作率(93.02%)比广东电网1994年平均水平的98.99%低5.97%。

(2)220kV系统继电保护装置共动作1次,正确动作1次,正确动作率100%。

(3)400kV线路保护装置共动作19次,正确动作17次,正常动作1次,不正确动作1次。正确动作率为89.48%,正常动作率为5.26%,误动作率为5.26%。

(4)500kV线路保护装置共动作5次,正确动作4次,不正确动作1次。正确动作率为80%,比广东电网1994年平均水平的78.57%高1.43%。

(5)发变组保护装置共动作11次,正确动作6次,正常动作4次,不正确动作1次。正确动作率为54.55%,正常动作率为36.36%,误动作率为9.09%。

(6)自动重合闸装置共动作10次,正确动作9次,不正确动作1次。正确动作率为90%,比广东电网1994年平均水平的91.46%低1.46%。

(7)故障录波器应评价5次,录波完好5次,录波完好率为100%,比广东电网1994年平均水平的84.4%高15.6%。

2. 主系统继电保护装置运行分析

(1) 400kV线路保护装置动作分析

1994年400kV线路共发生4次单相瞬时接地故障,其中大浦I回线发生A相、B相瞬时接地故障各1次,大浦II回线发生B相瞬时接地故障1次,大浦I、II回线同时发生B相瞬时接地故障1次。在这4次故障中,后两次故障全部保护装置均正确动作,线路重合成功;但在前两次故障中,均不同程度地暴露一些问题,导致线路重合过程中出现一些问题,主要体现在:

- a. 1994年5月27日17时12分02秒,大浦I回线发生A相瞬时接地故障,第一、二套主保护均正确动作,但因反时限后备过流保护瞬时速断($I >>$)在CLP来文中未明确要求退出运行,致使其动作出口,将151JA、150JA自动重合闸闭锁。
- b. 1994年6月20日2时50分29秒,大浦I、II回线路同时发生B相瞬时接地故障,线路第一、二套主保护和自动重合闸装置均正确动作出口。但0GEW250JA因0GEW205TB内007CT/K8继电器时间整定错误,导致重合闸出口被闭锁。

(2) 500kV 线路保护装置动作分析

1994 年 500kV 核增线共发生 1 次单相瞬时接地故障。在这次故障中除 LCB II 电流差动保护拒动外,其他保护装置均正确动作。LCB I 拒动原因系因通道问题引起,主要表现在:

- a. LCB II 通道模件的收发讯电平与载波机的工作电平未按厂家标准配合。
- b. LCB I 在通道采用 PLC 情况下,应尽量避免采用 BLK (闭锁) 方式,而中调至今不同意将 BLK 方式改为 UB (解除闭锁) 方式。
- c. LCB II 最好采用微波或光纤通道作为主通道。如果这样,就可以有效地解决 BLK 方式下存在的问题。

(3) 发变组保护装置动作分析

1994 年发变组保护装置共动作 11 次,没有一次是因发电机、变压器本身的故障引起保护装置动作。在如此多的动作次数中,汽机联跳动作 7 次,100% 定子接地保护动作 2 次,主变瓦斯保护动作 2 次。而从这些保护的動作情况来看,无论是正确、正常,还是不正确动作,除少数是因设备问题引起的外,绝大多数均与人为因素有关。主要表现在:

- a. 人为误碰导致保护动作出口。

1994 年 1 月 10 日 15 时 34 分,山东核电工程公司工作人员在实施 1GPA 逆功率保护跳闸回路改进方案时误碰有关跳闸端子,导致 BAY1 上 10L、13L 动作出口。

- b. 重要设备和回路上工作未采取二次隔离措施,导致保护动作出口。

(a) 1994 年 1 月 17 日 16 时 20 分 41 秒,电气人员在检查 1 号发电机绝缘时未对保护出口回路采取隔离措施,导致 100% 定子接地保护动作出口。

(b) 1994 年 2 月 21 日 15 时 32 分 9 秒,东北核电建设公司工作人员在 1APU 系统上工作时未对保护二次回路采取隔离措施,致使两台汽动给水泵跳闸,导致反应堆紧急停堆并同时启动汽机联跳功能。

(c) 1994 年 4 月 24 日 21 时 24 分 55 秒,山东核电工程公司的工作人员在对 2 号主变进行滤油工作时,未对保护二次回路采取隔离措施,致使重瓦斯保护动作出口。

- c. 装置故障导致保护动作出口。

1994 年 5 月 3 日 1 时 14 分 5 秒,因 IZX167 继电器插件故障和测量回路抽头接线松动,引起 2 号发电机 100% 定子接地保护误动作。

- d. 反应堆保护动作引起机变保护动作出口。

1994 年 5 月 25 日 21 时 59 分 47 秒,仪表科在 1 号机组进行 PT1 IARE-174 定期试验时触发 ATWT 保护动作,引起反应堆紧急停堆,并同时启动汽机联跳功能。

(4) 联络变压器保护装置动作分析

1994 年联络变压器保护装置共动作两次,其中一次是因 590TR 内部故障引起,属正确动作;另外一次则是由于人为因素引起:

1994 年 2 月 15 日 16 时 56 分 28 秒,东北核电建设公司工作人员在未对保护二次回路采取任何隔离措施的情况下,解拆联变本体保护电缆头,并将其零乱地碰在一起,导致 2 号联变重瓦斯保护动作出口。

(5) 故障录波器动作分析

自 OKKO4 系统于 1994 年 3 月移交给 ME 继电保护组管理后,故障录波装置运行状况良好,在 5 次系统故障中,均正确可靠启动,录波完好率为 100%。

3. 生产及管理

针对生产和管理上的薄弱环节, 1994 年在生产和管理方面主要作了以下工作:

(1) 利用 1、2 号机组停电机会, 对发电机逆功率保护回路和汽机联跳回路进行了改进。

(2) 针对核增线投运以来多次区内故障 LCB II 电流差动保护均拒动这一问题, 会同 GGPC 有关人员一起从装置到回路, 经过多次深入、细致的测试和检查, 找到了问题的症结, 并进行了处理。

(3) 在 0KKO4 系统接管后, 对 TRO、SER 接口和设置上存在的问题以及危及 TRO、SER 正常启动和录波的问题, 通过认真分析, 查找资料, 及时对其进行了处理。

(4) 配合 OTS 有关人员, 起草并实施了高周切机方案。

(5) 为搞好技术管理工作, 制作了一系列继电保护管理数据库, 主要包括:

- a. GEW 和 GPA 系统定值管理数据库;
- b. 大亚湾核电站继电保护及安全自动装置动作情况记录数据库;
- c. 继电保护及安全自动装置动作统计分析数据库;
- d. 月度报表、年度报表数据库;
- e. 设备缺陷管理数据库。

(6) 为保证设备检修和试验中的安全, 起草了一份二次隔离流程图和二次隔离清册, 并已提交有关部门讨论、审核, 但至今尚未付诸实施。

(7) 适时地对 GEW 等系统的试验程序进行了改版工作。

2.1.2 核电站的维修

2.1.2.1 维修工作的组织和管理

1. 概述

核电站的维修活动首先是要保证核安全, 然后是尽可能提高机组的可用率。通过维修来保证设备, 尤其是跟核安全有关的设备的功能, 满足规定的质量和标准。在维修的安排过程中还要遵守运行技术规范, 以满足相关的与安全有关的系统的可靠性, 保证机组的核安全。

对于维修活动来说, 严格的质量保证体系和质量控制是保证核电站安全和提高设备可用率的基本条件之一。大亚湾核电站在生产准备过程中已初步建立起一个有成效的严密的质量保证体系。1994 年不断完善和改进了各种管理制度, 保证一切与维修有关的活动都有质量控制。通过对员工的不断培训和教育, 提高了维修人员的工作能力、专业知识、职业道德和核安全文化素养。进一步健全所有维修及维修有关的活动的工作申请和工作指令制度, 通过认真的准备使工作规程化、标准化, 最大限度地减少随意性和人为错误。加强维修过程中的质量检查, 指定专门的 QC 人员负责对规程和安全质量计划中规定的见证点、停工待检点进行检查并签字, 加强对文件、资料的管理、审批和更新; 加强对专用工具的管理和使用, 对技术改造、经验反馈、不符合项、临时装置和临时接线等的严格管理也是质量保证体系中的重要一环。

核电站的维修分预防性维修和改正性维修, 以预防性维修为基础。预防性维修包括定期维修和按状态的预防性维修(也称判断性维修)。按状态维修可定义为监控、试验或检查, 再加上随后的恢复性工作。大量的巡回检查、定期试验、在役检查都是监督手段。对于复杂的机械设备, 如汽轮机、泵、风机、压缩机、起重设备、换料机等与安全 and 机组可用率相关的

数百个重要阀门,以及大型的电器设备、配电盘都安排定期维修;各种压力容器、换热器、容器、管道、支吊架等静止设备则采用判断性维修;仪表、探头、控制和保护回路更多地定期进行定期试验和定期校验,而对于大量的阀门、风门、不重要的仪表、简单的电气设备以及电子元器件等只作改正性维修。

2. 维修组织和分工

(1) 维修处负责所有现场设备的管理、维修计划、维修准备和工作执行、各种现场服务和清洁以及对承包商的管理和监督;

(2) 技术支持处负责不符合项管理、经验反馈、更新改造、在役检查、焊接技术和金属监督,以及给予维修处技术支持;

(3) 技术服务处性能试验科负责系统和设备的性能测试;

(4) 日常维修主要承包商:

NI 部分: 二三公司, 172 人;	BOP 部分: 东北电建, 28 人;
CI 部分: 淮南检修, 40 人;	土建工作: 华兴公司, 120 人;
电气服务: 南江, 100 人;	清洁和服务: 凯利, 40 人;
还有负责空调系统维修的开利公司; 负责电梯维修的赛格公司等。	

3. 维修基础管理工作

(1) 维修大纲是预防性维修管理的基础,它包括维修大纲、在役检查大纲和试验大纲。这些大纲按系统和专业编写,到 1994 年底,共编写维修大纲 564 份。所有重要系统和主要设备的大纲都输入计算机管理系统中的工作票管理系统(WRS)中,此系统用于登记、跟踪工作票执行的全过程,定期自动地给出预防性维修项目的计划,使预防性维修管理运转起来,所有主要设备均能得到预防性维修安排,确保设备和机组长期、安全、稳定的运行。

(2) 技术规范规定的定期试验,是确保机组核安全的措施之一。维修处和计算机处共同开发计算机定期试验计划管理数据库(PTS),用来计划、跟踪总体运行手册所规定的定期试验,使定期试验计划和执行走上正轨。

(3) 维修规程和试验规程是工作的依据,进一步补齐了预防性维修规程,编写了小部分改正性维修规程,并为大修审查改版了一些重要设备的维修规程,使规程总数达 7501 份。其中 1411 份规程经过使用后已由试用规程生效为执行规程。

(4) 大力推广使用安全质量计划,在日常的重要维修活动中、1 号发电机漏氢抢修,以及 1 号、2 号机组大修准备中编写和执行安全质量计划。安全质量计划把复杂的或分工种的工作步骤按逻辑次序排列,标出工作负责人、使用规程或文件号、QC 检查人员以及主要的见证点和停工待检点。保证每一道工序和质量控制点完成并签字后才能开始下一道工序,便于工作负责人、QC 检查人员、QA 人员以及计划部门的组织、协调、跟踪、监督,确保安全和质量。一个主安全质量计划可以包含多份安全质量计划。必须指定一个主要负责人负责主安全质量计划,指挥和协调各组的工作。安全质量计划可用在下列三种情况:跟核安全有关的维修;多工种参加的维修;多工作组或多台设备组合在一起的维修工作。这是一种非常有效的既起组织协调、又确保安全质量的手段。

(5) 进一步审查备件和消耗材料的储存状况,并根据大修的项目需要,核对库存,提出大修备件、材料补充采购单。同时还对备件数据库进行核对、清查、补充技术资料。

(6) 加强仓库的管理和建设。AF 仓库、危险品仓库等建成投用,内部设施补齐安装完毕。

10 月份仓库及仓库管理组从维修处转移给合同采购处。

(7) 对专用工具进行了专门的清查和补齐,并补齐采购了一批通用工具。对各种工具进行了分类编码,实现了利用计算机网络进行管理。服务科工具组负责工具的管理、保管、借用、维护以及通用工具的标定等工作。建立了专用工具库、通用工具库、“热”工具库和控制区工具库。共有专用工具——核岛:264套,3234件;常规岛:244套,6184件;BOP:16套,106件。常用工具——冷工具库:973种,9505件;“热”工具库:928种,4911件。在控制区内还设立了一些专用工具箱,用于控制区内一些特定的重要的维修活动。

4. 日常维修管理

所有预防性和改正性维修都通过工作申请票 WR 和工作指令 WO 发出。在工作申请票上由申请人明确填写系统、设备、故障内容、位置和工作要求,由运行工程师规定优先级别。一级票需要在 24 小时内执行,在特别紧急情况下,可由值长批准直接发出工作申请票和许可票并马上执行。

技术准备人员根据工作申请票作准备,内容包括:准备工作指令,附上必要的图纸,检查所需的备件、材料的库存情况,给出 GNP CODE。编写有关安全质量计划。提出许可票申请。1994 年重点抓与核安全相关的维修活动都要在准备阶段作风险分析和修理后的再鉴定试验。风险分析包括分析是否有跳机或跳堆的危险,是否有工业安全的风险,是否有辐射风险和应该采取的安全措施,是否需要办理动火证或特殊区域通行证。通过分析,可大大减少维修过程中存在的风险,保证设备和人身安全,提高检修质量。

工作指令准备出来后,由执行人员和计划人员协商安排计划,并提出许可票申请。经值长审批,主控操作员审查,由隔离经理实施隔离或采取其他措施。

加强维修工作的安全和质量管理,工作负责人拿到许可票后,要检查许可票上标明的措施,确认其安全措施是否正确、完善以及能否准确执行。在执行过程中,要严格遵守有关规程和安全质量大纲,尤其是对停工待检点和验证点的检查、签字。维修结束后认真填写维修记录和维修报告,包括需要记录的数据,发现的缺陷,处理方法和结果,更换的重要备件,使用的工具,消耗的工时等,如有不符合项,则应填写不符合项报告,以便跟踪和经验反馈。加强对承包商的管理,明确由维修处分发和控制给承包商的工作,由维修人员进行 QC 检查,督促、支持对承包商人员的培训和授权。

日常维修工作的组织、协调是通过每天四个会来实现的。早上 8 点 15 分,由值长主持,介绍机组状态和工作申请;8 点 30 分,维修协调会,分发工作申请票到各专业,检查维修项目进度状况,并协调当天的工作;下午 2 点,各执行科的例会,分发工作指令,安排第二天的工作,提出许可票申请;4 点 30 分,由维修计划、各执行科工程师和运行工程师一起审查当天的工作进展情况,讨论批准第二天的工作许可票。

在应急组织里,维修人员除担负应急待命外,还负责晚上和节假日的紧急抢修,保证机组的运行。

2.1.2.2 预防性维修评估

1. 预防性维修大纲的修改

早在 1991 年,在大亚湾核电站未投入商业运行前,生产部就组织人力根据设备制造厂家提供的设备维修手册 (EOMM) 和核电站相关的维修政策着手编写预防性维修大纲。到目前为止已编写大纲 564 份,基本上包括了全部系统和主要设备。同时,根据预防性维修大纲的

要求,编写了数千份预防性维修和定期试验程序,涉及机械、仪表、电气、服务和运行等。预防性维修大纲和程序按系统分为 QSR (质量和核安全相关)、QR (质量相关) 和 NQR (与质量无关),分别由技术支持处和维修处的技术人员编写,并规定每两年更新一次版次。

随着工程向生产的转移,生产部维修处就已经开始承担预防性维修的实施,并严格按照大纲所要求的周期和检修项目给予安排。但是在具体实施过程中却遇到了许多困难,例如由于大纲的编写主要是参照设备制造厂的设备维修手册,许多检修项目状态与大亚湾现场严重不符,以致无法实施;某些项目周期安排过于频繁,消耗了大量的人力、物力,且影响了设备的正常运行。一些项目遭到了运行部门的拒绝。到 1994 年初,为此已经积压了预防性维修工作 1100 多项。针对维修大纲的不适用性,1994 年下半年,开始对大纲逐步进行修改。为做到不影响运行和取得必要的经验反馈,采用边执行现有大纲边修改的策略,发现问题及时填写《预防性维修经验反馈单》,定期召开有关各方参加的修改会议,对问题较多的系统和与核安全相关的系统优先安排,进行修改,取得了良好的效果。截至年底已修改完 17 个系统 QSR 的维修大纲,并清理积压的预防性维修 300 多项。随着现场反馈经验的积累,我们还将陆续根据经验反馈对不实用的大纲进行修改,并已实行了长期的专项周例会制度。

2. 预防性维修的实施

为按时安排和管理预防性维修工作,维修处与电脑中心合作,共同在 IBM-4381 终端上开发了预防性维修管理程序 (PNP/WRS),将大纲的全部内容及活动周期输入计算机,并通过计算机每周预测下一周的预防性维修活动,滚动安排并对一些积压项目进行跟踪。每周四召开由有关处参加的预防性维修周会,会上对下一周预防性维修活动进行讨论、审查和调整,最后通过,并向全厂下发下周的工作计划,以利监督执行。

各执行部门在进行预防性维修活动中,均需严格按工作申请后面附的检修程序进行,对于一些停工待检点需由 QC 部门验证后方能进行。所有工作开始前,均需准备人员进行工作指令,风险分析等工作文件准备,以确保工作的质量和安全。对于那些在运行总则 (GOR) 中所列 QSR 系统的重要预防性维修和周期性试验,由专人负责,并严格按照 GOR 要求,按时发出工作申请,并确保在所要求的时间内完成。维修工作结束后,将检查结果填入维修报告并送技术人员审查,输入计算机,最后存档。

1994 年全厂共安排预防性维修活动 1713 次,其中机械 1211,电气 447,仪表 55 (QSR505, QR415, NQR793)。

3. 预防性维修活动实施评价

1994 年的预防性维修工作,总的效果是好的,保证了机组的安全、多发,没有一次因预防性维修不当而影响机组的运行,特别是保证了一些关键项目的预防性维修活动的实施。

由于电站运行仅仅一年,尚无太多经验可遵循,加之预防性维修大纲和程序的编写问题,使我们普遍感到有些预防性维修周期太短,检修过于频繁,不仅浪费了大量的人力、物力,对设备的安全运行和使用寿命都是不利的。而有些却又显不足,造成例如 OSAP, 1/2CTE 和一些防火系统等故障,说明预防性维修工作还应加强。如何根据现有人力、物力并保证电厂安全、可靠运行来安排预防性维修,是摆在我们今后工作中的一个重要课题。在预防性维修中使用质量计划,以力求提高工作效率,减少检修时间,避免重复工作,不失为一种好的方式。但是目前由于人力等原因,仅有很少一部分质量计划可以执行。大修项目是预防性维修项目的一部分,如何结合大修安排日常预防性维修,反过来结合日常维修安排大修项目,这

也是必须考虑的。

2.1.2.3 维修活动统计

1. 维修项目总数

1994年1号、2号机组共完成维修项目13400项（不包括通讯部分维修2396项），其中预防性维修1713项，改正性维修11687项。

按机组分：

1号机组：4360项，其中，预防性627项，改正性3733项

2号机组：4225项，其中，预防性623项，改正性3602项

0、9机组：4815项，其中，预防性463项，改正性4352项

维修项目按专业统计列在表2.1.2.3-1中

表 2.1.2.3-1 维修项目按专业的统计

	机 械	电 气	仪表和控制	服 务
总数	4706	1748	4393	2553
预防	1211	447	55	/
改正	3495	1301	4338	2553

2. 统计分析

(1) 维修13400项，数量偏大，其原因有：

a. 按照一般的设备维修规律（澡盆曲线），在投运的初期（2~3年），由于设计、安装、调试方面原因，有部分设备没有达到稳定的或最佳状态，另一方面，运行、检修人员经验不足，在投运初期，设备缺陷较多，造成改正性维修数量较高，这是正常的。经过维修和一段时间运行后，设备状态将会达到稳定。电气设备的故障高峰已经过去，因电气设备投用较早，其设备故障高峰期主要在调试期间（1992~1993年）。而机械、仪表和控制正值运转初期故障高峰期。从表2.1.2.3-2的月度分析也可以看到，改正性维修项目呈下降趋势。

表 2.1.2.3-2 改正性维修项目的变化

月份	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
收到	1184	1160	874	1226	1315	936	825	878	792	665	771	696
完成	1205	1164	1157	1136	1312	1066	811	970	853	561	714	738

b. 工作票使用范围扩大，一些运输、清洁、机加工等都使用和系统设备检修相同的工作票，增加了工作票的数量。

c. 有很小部分工作申请票，由于填写人经验不足，设备没有故障而误判断为有故障。还有些重票。

d. 有部分设备，由于本身或系统的设计问题，造成相同的故障反复出现。

(2) 从数量上看，机械和仪表的维修项目总数差不多，但机械方面工时投入多。仪表的工作组一般1~2人，而机械的工作组人员，一般2~5人，甚至更多。

(3) 改正性维修项目远远多于预防性维修，并不是预防性维修活动安排少了，主要是如

上所述运行头两年,设备还没达到最佳状态,大量的泄漏、接触不良、设计、安装存在的问题而造成的损坏。经过1~2年的问题暴露和不断的修复后,设备状况会调整到最好,改正性维修活动会大大减少。

3. 一级工作票

一级工作票需要在24小时内处理。

一级工作票按专业统计列在表2.1.2.3-3中,按月份统计列在表2.1.2.3-4中。

表 2.1.2.3-3 按专业统计的一级工作票数

专业	机械	电气	仪表和控制	服务	总计
一级票	1148	312	1374	272	3106

表 2.1.2.3-4 按月份统计的一级工作票数

月份	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
数量	327	356	352	391	432	258	173	206	195	133	176	167

一级工作票总数3106张,占改正性维修工作票的26.6%,比例偏大,原因有两个:一是设备状况还没有处在最佳状况,二是扩大了一级票的范围,很多不属于紧急抢修范围的缺陷也开出一级票,这样势必影响真正紧急的维修活动及时抢修。在下半年,一级票数量呈下降趋势,这和改正性维修活动数量下降是相吻合的。

4. 与核安全及质量相关的维修活动

本年度,维修处在准备、执行和再鉴定中重点抓了与核安全有关设备的维修活动的质量控制。但最后再鉴定这一环节依然比较薄弱,需运行、维修人员进一步加强。

与核安全有关及与质量有关的维修活动统计示于表2.1.2.3-5中。

表 2.1.2.3-5 与核安全有关和与质量有关的维修活动项目统计

	专业	机械	电气	仪表和控制	服务	总计
QSR	预防	396	61	48	0	505
	改正	725	208	1357	226	2290
QR	预防	294	114	7	0	415
	改正	2676	1008	2895	443	7022

这两类维修项目占总数的76.4%。

作为商业运行的第一年,维修计划管理还是比较有成效的,保证了两台机组维持较高的设备可用率,取得了可喜的成绩。但是,由于规定所有工作都用工作票,这给统计分析造成一定困难。这需要更加科学地、合理地定义各种统计数字,以便于进行统计、分析,不断地改进我们的设备管理和维修管理。

2.1.2.4 1号机组整治性小修

为确保1号机组以良好的状态投入商业运行,公司决定在按计划完成调试任务后,对机组进行为期一个月的整治性小修。小修的主要项目是:

- (1) RIC堆芯测量系统变形的导向管支架更换;
- (2) LHP柴油发电机组运行6000小时的检查和大修;
- (3) 蒸汽发生器在调试瞬变过程之后冲洗。

另外也利用这次小修的机会完成在调试期间尚未解决的一些重要的遗留项目,还要执行核岛、常规岛及BOP部分必要的预防性和纠正性维修工作。

1. 小修项目

- (1) 维修项目 NI: 140项, CI: 200项;
- (2) 工程遗留和修改项目 NI: 97项, CI: 110项;
- (3) 定期试验: 44项;
- (4) 调试队进行的再鉴定试验项目: 37项;
- (5) 技术服务处(OPT)进行的再鉴定和服务项目: 18项。

2. 小修工期

1号机组小修主要阶段如下:

- (1) 在完成100%功率下的紧急停堆试验之后,与电网解列:1993年12月31日下午2:00
- (2) 正常冷停堆阶段开始:1994年1月1日
- (3) 正常冷停堆阶段结束:1994年1月17日晚上9:00
- (4) 热停堆阶段开始:1994年1月19日中午12:00
- (5) 临界:1994年1月22日,上午3:30
- (6) 首次汽轮机冲转:1994年1月22日上午8:00
- (7) 汽轮机动平衡试验和剩余的调试项目:
自1994年1月22日上午8:00至1月25日中午12:00
- (8) 并网:1994年1月25日,下午2:00
- (9) 达100%功率:1994年1月26日下午2:40

从与电网解列到并网总计为25天。

3. 主要活动

(1) 蒸汽发生器冲洗

a. 1号蒸汽发生器

1号蒸汽发生器的冲洗从1994年1月3日开始,1月6日完成。从管板中共清除积垢和杂质4475g。对杂质的化学分析表明铁含量为0.95%;

b. 2号蒸汽发生器

2号蒸汽发生器的冲洗从1994年1月4日开始,1月7日完成。从管板中共清除积垢和杂质5063g。对杂质的化学分析表明铁含量4.8%;

c. 3号蒸汽发生器

3号蒸汽发生器第一次冲洗从1994年1月10日开始,1月13日完成。部分管板的第二次冲洗在1月15日完成。两次共从管板中清除积垢和杂质4430g(第一次

3561g, 第二次 869g)。对杂质的化学分析表明铁的含量为 2.8%。技术支持承包商法马通对冲洗清洁度表示满意。

(2) LHP 柴油机

由于 LHP 柴油机在 1 号机组调试期间起动频繁, 根据设备运行和维修手册 (EOMM) 的规定, 决定进行 6000 小时大修。此次 LHP 柴油机大修由法国 SACM 公司承担, 陕西兴平柴油机厂提供人力支持, FRAMEX 监督。

(3) RIC 堆芯测量系统导向管支架更换

在安全壳压力试验中, 由于支架外侧施加的空气压力造成 RIC 堆芯测量系统导向管支架变形 (没有压力平衡孔), 小修期间更换了导向管支架。

4. 整治性小修期间所遇到的主要技术问题

(1) 与 1RRI 152 相联的 1RRI 544 管线 (3/4) 管嘴的剪切断裂

根本原因是管线支架松动。已用一段新管段更换了断裂的管段, 支架已重新装好紧固。

(2) RCV 001, 002, 003 泵

对 1RCV 002 泵的对轮作了简单处理 (由于缺“O”形垫圈备件), 仍漏油, 该问题需待下次大修再处理。

(3) RRA 13 阀

RRA 013 阀和 RRA025 阀的泄漏率上升到近 280 L/h。经国家核安全局特许, 在收集管上加装了隔离阀, 使可计量泄漏率明显下降。这两个阀门将在下一次大修期间作最终处理。

(4) RCP 002 马达

该马达轻微漏油, 通过计数估计全年运行漏油约为 10~15 L, 待下次大修时彻底处理。

(5) 气闸

8m/0m 气闸已修好, 已执行以下一些设计修改:

- a. 在离合器上加了联轴节以避免再发生不同心现象;
- b. 加垫片以保持离合器的固定和可拆部件之间所要的调整值;
- c. 修改了转矩限制器。

(6) 小修中解决了 1GEV 主变三个主要问题:

- a. 运行中发现 1GEV 主变 B、C 相顶部漏油严重。B、C 二相盖罩上的密封垫片均被更换;
- b. 对主变进一步检查发现负载电压, 调稳盖罩温度超高。已采取措施解决此问题;
- c. C 相绝缘子上有放电痕迹, 进行了更换, 并对其余 6 个输出端的绝缘子进行了检查。

2.1.2.5 2号机组完工性小修

为了使机组在商业运行后实现安全、稳发、多发的目标, 在机组调试完成后, 决定进行一次完工性小修, 以便进行一些改造项目和消缺维修项目。小修于 4 月 23 日开始, 历时 13 天, 5 月 6 日 6 时 30 分机组升至满功率, 标志着小修结束。

1. 组织机构

由工程部牵头负责组织 2 号机组的小修, 并成立小修队。联络工程师作为小修经理全面协调, 生产部维修处日常维修计划组负责所有工程遗留项、改造项目和消缺维修项目的

计划安排。工程遗留项，改造项目由工程部有关部门负责组织执行。运行处负责运行操作。

2. 小修项目

(1) 计划项目：生产部 186 项

工程部 65 项

(2) 实际完成项目：生产部 370 项，其中：NI：170，CI：200

工程部 71 项，其中：NI：22，CI+BOP：49

其中改造项目为 42 项（NI，6 项，CI：36 项）。

(3) 主要项目

- a. 1 号机组蒸汽发生器的 ITV 检查，发现并取出两截短焊条，一截长 30mm，另一截长 10mm；
- b. 2ASG003 泵，用较小尺寸的流量孔板更换了原来的孔板，以便在给水管道的破口情况下，改善安全准则余量，但做再鉴定试验时发现对泵的流量没有明显的改善。降低泵的速度试验显示对流量也没有改善；
- c. 由于汽水分离再热器（MSR）内部温度太高，仅进行部分的检查，未发现异常；
- d. 对 ADG 除氧器和冷凝器进行检查和清扫，没有发现损坏；
- e. 对 CPA 阴极保护系统支架进行检查，4 个损坏的支架拆掉，将来要对 CPA 的支架进行改造；
- f. 用三天时间对汽轮机的平衡进行了几次调整后，其结果令人满意；
- g. 主要的改造项目：
 - (a) GEV 主变过渡盖板更换成非磁性材料；
 - (b) APP 给水泵更换新叶轮；
 - (c) CEX 扩散管改造；
 - (d) 对 GSS 疏水进行技术改造；
 - (e) KRT/REV 寻址器的改造；
 - (f) KCD026 继电器更换；
 - (g) 破损电缆的更换；
 - (h) VVP 蒸汽疏水阀改造。

3. 主要技术问题

在计划上没有预计到的问题有：

- (1) CEX001 滤网清洁中发现不锈钢滤网撕破，换上新的滤网；
- (2) 在 1 号机组蒸汽发生器二次侧的 ITV 检查中，发现两截焊条，取出后，经与法马通开会讨论后，没有对 2 号和 3 号蒸汽发生器进行 ITV 检查；
- (3) RRA13 阀泄漏到 RPE，经调整螺栓紧力后，其泄漏量减少到和 1 号机组一样的水平；
- (4) 由于 100m³ 硼水从 KX 厂房燃料输送池排至 PTR001 罐，被迫将 RTR001 罐启动，为此造成小修计划推迟一天；
- (5) 在冷停堆状态，两个紧急停堆假信号出现，没有造成后果；
- (6) 发现在 EAS02RF 换热器出口的 RRI 888VN 安全阀排水管破裂，后对 RRI 系统进行检查，没有发现其他损坏。更换破损的管子，在此联接处加装一临时支架，并在

另外一列同样处也装临时支架；

(7) GEV 失电和负荷转到 LGR。由于 GPA 发电机定子接地问题而保护上的一个继电器错误动作造成反应堆紧急停堆。检查发电机绝缘后，由于没有备件，经 GEC-A 同意将这个保护切断，第二路独立保护是可用的。

在工程部和生产部的通力协作下，2 号机组完工性小修取得了成功。由于准备、计划、执行和质量控制各方面都做得比较好，尽管最终的维修项目由原计划的 251 项增加到 441 项，但工期仍比原计划提前了近 5 天。

2.1.2.6 重大抢修活动

1. 大亚湾核电站凝汽器钛管泄漏抢修

大亚湾核电站投产后，1 号机组的三台凝汽器，先后发生三次钛管泄漏事件，加上调试期间发生的两次，共有五次（见表 2.1.2.6-1）。这五次事件发生的原因，对机组的不利影响，以及改进办法的确定在专题报告《凝汽器钛管泄漏分析及处理》中有详细描述。本文仅从维修的角度介绍对凝汽器钛管泄漏的抢修。

凝汽器钛管出现泄漏，在未能及时恰当处置的情况下，就会导致系统设备被海水严重污染，使系统设备受到损坏，其中蒸汽发生器传热管受到的损伤将最为敏感。而且按常规岛目前的状况，系统清洗相当困难，费时长、费水多，经济损失大。因此，一旦出现钛管泄漏事件，核电站必须立即组织抢修。

(1) 采取的措施

a. 检漏、堵管

对于机组运行中发生的泄漏，先判断是哪列、哪部分凝汽器泄漏，然后降功率，停相应的一列 CRF 泵，利用烛光法、塑料薄膜法或氦气检漏法检漏。在检漏完成后对子受到轻度损坏已产生泄漏的管子，用 GECA 提供的堵管塞进行堵管；对于受到较严重损坏已有泄漏的管子，在拔出管子之后，用假管子封堵，以避免损伤邻近的管子；对于受到轻度损伤，可能在运行周期内产生泄漏的管子要进行预防性堵管。

b. 更换凝汽器内已损坏的部件

这几次事件后更换的部件主要有：

- (a) 低加疏水管支承架经改进加固；
- (b) 1AHP114BB 疏水扩散器更换后虽经加固，但仍属临时措施；
- (c) MSR 排汽至冷凝器的导流板，第一次加长改进后，2 号机组调试经验证明仍有缺陷，需再一次改进；至 1994 年 4 月 14 日，1、2 号机组的导流板都作过两次改进，但仍属于临时措施；
- (d) 1CEX311BB、1CEX120BB 及 1CEX310BB 疏水扩散器已更换；
- (e) 采用临时改进的堵管塞。

1994 年 4 月 8 日检修人员发现 1993 年 10 月份堵的 7 个管塞脱落，说明 GECA 提供的堵管塞有缺陷；堵管规程的验收准则也不完善；因此依据现场的分析经验和经验，在原设计基础上对堵管塞作了两次改进，在 GECA 现场代表认可下，经改进的堵管塞已投入使用，但仍属临时改进。

表 2.1.2.6-1 1号机组冷凝器钛管泄漏事件概况

序号	事件日期	钛管损坏及泄漏情况	主要原因	检漏及修复用时	污染程度	冲洗天数
1	1993/07/30 (WR-100640)	1CEX101CSB 列 7 根钛管损坏有泄漏, 将 7 根泄漏管抽出并装 7 根假管	1AHP114BB 疏水扩散器脱落, 使双联低加疏水管支架移位损坏了钛管	1993/07/30 至 1993/08/07 共 9 天	CEX Cl ⁻ 2000mg/kg, Na ⁺ 920mg/kg; ADG Cl ⁻ 350mg/kg, Na ⁺ 173mg/kg	1993/08/08 至 1993/08/21 共 14 天
2	1993/10/09 (ESOPO93174) (WR-129100)	1CEX103CSB 列泄漏, 23 根钛管被堵, 1 根被取出装上假管, 加上安装期间堵的 1 根共堵管 25 根	MSR 排汽至冷凝器的导流板设计缺陷, 使排汽冲刷附近钛管引起破损泄漏	1993/10/09 至 1993/10/18, 10 天		1993/10/18 至 1993/10/19 1 天
3	1994/02/15 (STA 周报)	氨检漏发现 1CEX103 CS B 列 (C2) 有一根钛管泄漏, 另有一根已堵的管子泄漏	1) MSR 排汽冲刷损坏钛管 2) 堵管塞失效	将功率从 760MWe 降至 540MWe, 检漏约一天		
4	1994/04/08 (OTS-041-OMG-94)	1CEX103CSB 列泄漏, 降功率至 560MWe, 进行检漏堵漏, 以前堵的管子中, 有 5 根存在泄漏, 并发现新的一根钛管泄漏。另有 40 根预防性堵管	原有的堵管用橡胶塞块有缺陷, 堵管规程不完善	由于处理及时, 40 小时后于 9 日恢复至满功率		
5	1994/04/12 (ESOPO94081)	先判断 1CEX103CS A 列有漏, 降功率停 1CRF001PO 后水质仍超标, 被迫停机停堆检查, 发现泄漏出现在 1CEX103CSB 列, 由于 4 月 9 日重新堵的一个管塞因螺母脱落被吸进管子中去了。冷凝器内部检查后又堵了 10 根管, 使 C2 堵管总数达 76 根	1) 4 月 9 日用的新堵管塞失效 2) 冷凝器内部检查发现 1CEX311BB 疏排扩散器已损坏, 使附近 5 根管严重损坏, 另外 1CEX120BB、1CEX310BB 两个扩散器也损坏了	1994/04/12 至 1994/04/14 约 2.5 天	CEX Na ⁺ 290mg/kg	1994/04/14 至 1994/04/19 共 6 天

(2) 改正行动

a. 在冷凝器外增设高能流体扩容箱

为彻底解决原设计缺陷, 切实可行的方案是在目前高能流体排入凝汽器的管路中, 在进入凝汽器之前增设高能流体扩容箱, 而且分散的扩容箱较为

容易布置安装。

GECA 根据我公司的要求，分别在两台机组的大修期间，增加高能流体扩容箱。

b. 实施增设凝结水再除盐系统 (CPP)

大亚湾核电站 1、2 号机组调试及运行的经验充分证明，一旦出现钛管泄漏，又未能及时发现、准确判断泄漏区间并恰当处置时，可能导致系统被海水污染。而目前的系统设备现状，使系统冲洗十分困难，费时长，直接、间接经济损失巨大，急需增设凝结水再除盐系统。在两台机组第一次换料大修时实施增加 CPP 系统的所有接口，1995 年将完成 CPP 系统安装调试。

c. 改进堵管塞、完善堵管规程

GECA 提供的橡胶堵塞和推荐的规程存在严重缺陷，是以胀管前的钛管内径 (23.70mm) 为依据的，因此曾出现多个堵管塞脱落，有一个管塞被吸进管内，致使堵过的管子又产生泄漏。维修处依据现场积累的经验对原设计作了改进，即加宽螺栓尾部、螺栓尾部与螺杆过渡段加圆倒角，堵管时用双螺母把紧等。这一改进得到了运行处和 GECA 驻现场代表的同意。

现在，GECA 已按 JVC 要求供给 500 个新型塑料管塞。维修处已按 GECA 的要求完善堵管规程，并利用两台机组首次大修的时机，将旧的堵头全部换上新的塑料管塞。

2. “5.25”事件

大亚湾核电站“5.25”事件是一起引起国务院、中核总以及港澳地区关注的事件。这一事件的抢修活动主要有如下两项：

(1) 1 号机组因 ATWT 误动而停堆、停机

1994 年 5 月 25 日晚 10 点，仪表人员在执行 ATWT 保护系统的模拟量处理部分的周期试验 (规程编号 PTI1ARE174) 时，反应堆意外停堆，触发信号是 ATWT (2/3SG 流量 $<6\%+P>30\%P_n$)。依据试验规程 PTI1ARE174 和 ATWT 保护系统的设计原则，当时所执行的试验只是对 SG1 (1 号蒸汽发生器) 回路进行试验，意即正常时应该出现且只出现 SG1 给水流量低，这样，就不满足停机、停堆条件，不会触发 ATWT 保护。但是，当执行 SG1 回路试验时，因 SG2 和 SG3 回路受影响而同时切到试验状态 (相对于反应堆保护系统而言，试验状态即 SG 流量 $<6\%$)，造成 ATWT 保护误触发。

事件发生后，维修处仪表科人员立即全力投入该事件的处理和抢修。经过 5 月 25 日晚 10 点至 26 日早 4 点的长达六个多小时的检查和试验，证明 ATWT 保护通道处于可用状态，反应堆可以重新启动。

5 月 29 日早 5 点至 7 点在反应堆降功率到 $30\%P_n$ 以下的情况下又对 ATWT 保护系统进行重新检查和验证试验，求证该保护系统的可用性和继续查找误动原因。

经过各方面近一个月的分析和试验，最终确证误动原因为 ATWT 保护通道与自动周期试验装置的接口设计问题，并且研究出相应的对原设计的修改 (CIN168)。

7 月 15 日在 1 号机组上完成相应的设计修改，并用自动试验台进行了验证，达到设计修改的目的和要求。

此外,还将1号机组的事件经验反馈到2号机组,防止了类似事件的再次发生。

(2) 2号机组因电网周波降低引起降负荷89MW

事件发生前,机组功率为984MW,汽轮机功/频控制系统运行方式为高压缸入口压力控制(限制汽轮机进汽流量控制方式),进汽指令定值=92%SD,实际进汽指令=91%SD,电网频率=50Hz。

晚10点,当1号机组因ATWT保护跳闸后,广东—广西电网之间发生瞬态故障,电网周波下降,最低曾达48.7Hz,与此同时,造成2号机组G棒下插,导致一回路热功率下降,二回路蒸汽品质下降,最终导致二回路减电负荷达89MW。当电网频率恢复到正常时,机组恢复至正常状态。经过历时两个星期的分析研究和在模拟机上进行试验,最后确证问题的原因是“堆/机协调交换信号的设计缺陷”所致。据此维修处仪表科提出了相应的修改方案并由GECA-ESL执行汽轮机功/频电液微机调节器的软件修改,仪表科负责现场实施。此修改于1号/2号机组大修期间分别完成,试验和运行验证结果满意。

3. 1号发电机漏氢事件抢修

1号发电机漏氢事件从报警到手动停机,组织现场调查等方面的情况,在专题报告《大亚湾核电站1号机组发电机内部漏氢事件回顾》中已有详细介绍。本文仅从维修的角度介绍1号机组发电机漏氢抢修的情况。

(1) 抢修的组织和实施

根据总经理部的要求,组成以生产部第一副经理担任总指挥,维修处处长及生产部副经理助理为经理的抢修组织,统一指挥抢修工作。由维修处负责除更换线棒以外的所有维修活动,更换线棒由GECA负责实施。抢修指挥部设在现场,建立每日例会制度,协调各部门、各专业的工作,保证了计划进度高效地实施,从7月8日5时整抽发电机转子开始到8月8日22时42分达到满功率止,为期31天7小时。

a. 更换发电机线棒

发电机转子抽出后,对转子密封保养,并将定子的气隙及上下部通风也封死。线棒更换是由GECA负责,维修处负责配合和QC监督。

在拆除端部扇形环氧压板之后拆除17号槽上部的破损线棒,过程如下:

- (a) 拆除该线棒两端水电接头处的环氧玻璃丝带绝缘,先用钢丝锯将其锯成几段,再用塑料手锤、扇铲,将玻璃丝带绝缘剥开,最后再用钢刀将环氧玻璃丝带绝缘清除干净;
- (b) 拆除17号槽线棒夹持件、压板及槽楔;
- (c) 用钢锯将17号槽上线棒两侧的水电接头锯断;
- (d) 起出发电机定子17号槽上线棒;首先将上线棒周围与绝缘填料剥除,用两只葫芦将励侧17号槽上线棒抬起,当线棒启到直线部分后,使用环氧玻璃钢垫块及硬质木块用大锤打出,直到汽侧,再用两只葫芦将汽侧端部线棒抬起。10个人用手将线棒平抬出定子铁芯,取出铁芯内的环氧垫条。
- (e) 使用吸尘器清理17号槽槽部及端部。

b. 线棒装复

- (a) 新线棒和定子上其他线棒作电气直流泄漏试验合格;
- (b) 用磁铁多次对17号槽及周边部位进行磁清扫;

(c) 新线棒的安装:

在发电机端部放置玻璃丝带, 并涂上绝缘漆;

8 个人将新线棒抬入定子腔内, 从励侧开始逐渐将线棒下入槽内, 然后在发电机端新线棒两侧放入绝缘填料袋, 注入绝缘填料;

在新线棒的两端部临时用钢板将线棒压住, 在槽部用专用工具将线棒顶死固定住;

在新线棒内通入 70℃ 热水, 加热 24 小时后使环氧漆料固化, 最后拆除压线棒专用工具, 放入与槽部等长的环氧玻璃丝板, 将槽楔打入槽部。在槽楔底部打入环氧玻璃丝板并检查敲击槽楔无空心声。

(d) 新线棒就位后再次对其进行电气直流泄漏试验, 结果正常;

(e) 回装线棒端部扇形压板。在发电机端部两侧贴上环氧绝缘填料, 将扇形压板装上, 并在两个扇形压板之间打入环氧玻璃钢垫块, 用钢螺杆夹持件将扇形压板固定好, 在扇形压板上方加装远红外灯进行加热, 以固化绝缘填料;

(f) 新线棒两端水电接头的焊接。发电机线棒两侧水电接头焊口共有 11 个, 用变频感应焊机在两分钟内将焊口温度升高到 650℃ 以上, 将银铜焊条熔入焊缝内。焊接后对各焊口进行超声波探伤, 励侧有两个焊口, 汽侧有一个焊口焊接不合格, 重新补焊后完好;

(g) 进行线棒装复后的发电机定子冷却水系统的密封试验, 试验结果良好;

(h) 拆除发电机端部扇形压板上的钢螺杆夹持件和钢压板, 安装环氧玻璃钢螺杆和螺帽, 用专用提拉工具将环氧玻璃钢螺杆提起, 提升压力 200kg, 再将螺帽紧上;

(i) 用环氧玻璃胶带浸绝缘漆给新线棒两端水电接头包绝缘;

(j) 回装发电机端部结构并对发电机进行绝缘电阻测量。

c. 机械部分的检修

在对 3[#] 低压缸和发电机同心度的测量及对 9[#]、10[#] 轴承发电机密封瓦间隙等进行检查时, 发现以下问题:

(a) 3[#] 低压转子与发电机转子中心超差严重, 上张口 0.17mm, 大于标准规定 0.025mm;

(b) 发电机后密封瓦径向总间隙超差:

实测径向总间隙为 0.43mm

标准规定径向总间隙为 0.35~0.38mm

(c) 发电机两端密封瓦内油档间隙大:

前端内油档径向总间隙实测值为 1.40mm

后端内油档径向总间隙实测值为 0.90mm

标准规定内油档的径向总间隙为 0.72mm

(d) 发电机转子扬度变化大

	9 [#] 瓦	10 [#] 瓦
设计值	0.275mm/m	1.767mm/m
1994 年初小修测量值	0.30mm/m	未有记录
本次抢修解体时测量值	0.04mm/m	1.79mm/m

(e) 10[#]下瓦钨金局部有变形

(f) 9[#]下瓦钨金划痕较重

d. 处理措施

(a) 对于中心超差问题, 组装时将要进行调整;

(b) 后密封瓦换新备品;

(c) 发电机前密封瓦内油档 2 环轴封块全部换新。发电机后密封瓦内油档 2 环轴封块进行机加工修理, 以缩小间隙;

(d) 对于扬度问题, 由中心情况来决定, 尽可能照顾扬度设计值;

(e) 10[#]下瓦钨金变形处经探伤检查, 无问题 (经与 GECA 讨论不进行任何处理);

(f) 对 9[#]下瓦钨金的划痕, 进行了削刮处理。

7 月 8 日至 7 月 10 日将发电机转子抽出;

7 月 26 日上午开始对发电机进行复装工作, 至 8 月 5 日 23:30 分发电机整体气密试验合格。

e. 组装时转子中心调整情况

(a) 3[#]低压转子与发电机转子中心:

9[#]瓦上抬 0.15mm;

发电机定子励磁机端上抬 2.50mm;

发电机定子汽轮机端上抬左侧: 0.70mm

右侧: 0.60mm

中间各点依比例加入相应厚度的垫片。

(b) 发电机、励磁机转子中心:

励磁机前端支承台板加垫: 2.70mm

励磁机后端支承台板加垫: 3.60mm

注: 前后支承点数量各为 12 点。

经调整后 3[#]低压转子/发电机/励磁机的中心符合标准。GECA 对发电机定子的负荷重新分配。

零功率、低负荷、中负荷及满负荷分别测汽轮发电机组振动, 振动最大的 9[#]瓦仅 29 μ m, 属优良水平。

(2) 小结

这是以维修处为主进行的第一次主要设备的重大维修活动, 由于领导重视、科学管理、协调一致, 加强技术文件准备、安全措施和 QC 检查等工作, 在 31 天时间内高质量地完成了发电机更换线棒的重大维修工作。

2.1.3 三废管理及环境监测

核电站运行时放射性废气、废液和固体废物有两个主要来源 (通过不同处理系统): 首先是裂变产物扩散到燃料芯块与包壳的间隙中, 然后通过包壳上的缺陷进入反应堆冷却剂。其次是一回路系统金属材料的活化腐蚀产物。

这两种产物污染反应堆冷却剂, 而蒸汽发生器管束的泄漏会造成对二回路系统的污染。

2.1.3.1 放射性废气的排放与管理

1. 放射性废气的种类、来源及处理

核电站在正常运行中将产生两类放射性气体流出物：含氢流出物和含空气流出物。这两种放射性气体流出物由位于核辅助厂房的废气处理系统（TEG）处理。

（1）含氢流出物由下列操作产生：

- a. 硼回收系统处理反应堆冷却剂时的脱气；
- b. 停堆前反应堆冷却剂的除气；
- c. 贮存罐的扫气。

含氢废气由核岛排气和疏水系统（RPE）收集后，压缩贮存在 TEG 系统的 6 个贮存罐中。

（2）含空气流出物

反应堆厂房及核辅助厂房中，由系统泄漏的冷却剂中释放的所有气体和一部分碘排至厂房大气中，上述气体由各自的通风系统处理。

2. 气态流出物的排放类型

（1）连续排放

包括来自核岛内通风系统的排放以及凝汽器真空系统的排气。在排放之前，流出物经绝过滤器过滤，在可能有污染的情况下，流出物还经过碘捕集器过滤。

（2）不连续排放

由 TEG 贮存罐放空产生的排放。其流出物在排放前需贮存 30 天以上，并经碘捕集器过滤。

反应堆厂房换气产生的排放。当反应堆运行时，反应堆厂房排气经碘捕集器过滤后排放。

3. 气态流出物的监测

正常运行期间以及事故工况下，所有的放射性气体流出物都通过烟囱排放到环境中（除了二回路蒸汽安全阀和卸压排放管路直接向外排放以外），因此，烟囱的空气放射性监测系统自动监测所有气体的排放，气体排放的监测按以下步骤完成：

（1）对于连续排放，由电厂辐射监测系统（ETY）有关通道进行连续监测，并由环境监测科定期采样进行实验室分析。

（2）对于不连续排放，在每一次排放前均进行手工取样分析（TEG 衰变槽气体排放，反应堆厂房扫气），并根据分析结果来确定排放条件。在排放中，KRT 有关通道进行连续监测，并由环境监测科同期采样进行实验室分析。

4. 核辅助厂房烟囱排放的放射性气体连续监测

放射性气体的总排放途径是烟囱，烟囱内装有排放气体放射性监测仪，它们连续地和等速地采集烟囱的空气样品，供低的和高的放射性水平气体测量之用，同时还用于气溶胶和碘的测量以及氡的样品采集。烟囱气体监测由 1-2KRT17MA 监测仪完成，此外，1-2KRT16MA 监测仪确保气溶胶和碘过滤器的连续取样，在事故释放时由 1-2KRT21MA 进行监测。上述监测仪的阈值分别为：

1-2KRT17MA 总 β $4 \times 10^5, 4 \times 10^6$ Bq/m³；

1-2KRT16MA 总 β $4 \times 10^4, 4 \times 10^5$ Bq/m³；

1-2KRT21MA 总 β $5 \times 10^8, 2 \times 10^9$ Bq/m³。

当气体放射性水平超出所给二级阈值时，下述系统的排气阀门将会自动关闭：

- (1) 安全壳内空气监测系统 (ETY) 的低流量扫气系统;
- (2) TEG 废气处理系统贮槽。

5. 实验室定期采样分析

实验室分析将通过 KRT 通道采集的气溶胶和碘的过滤器样品及定时采集的气体样品进行测量来完成, 分析项目为气溶胶总 β 、 γ 谱、碘捕集器的 γ 谱、气体样品的 γ 谱和氡的液闪测定等。

6. 排放控制

为有效地对放射性气态流出物的排放进行控制, 广东大亚湾核电站制定了严格的放射性流出物处理排放规程, 所有与排放相关的生产运行活动均严格按照这些规程实施。同时, GNPS 还制定了严格的排放申请制度, 任何不连续排放的气态流出物在排放前由运行人员通过相应的“取样分析排放”(SAR) 申请单向环境科提出排放申请, 环境科人员取样分析, 根据分析结果由授权人员确定相应的排放条件后将 SAR 单送交当值安全顾问 (STA) 处, 经审核并由其签署排放批准意见后, 由运行处人员实施排放。

7. 废气排放状况

(1) 放射性气态流出物的年排放限值

为了确保核电站排放的放射性气态流出物不会对核电站周围的居民及环境产生不良影响, 国家环保局规定了 GNPS 在正常运行期间的气态流出物的年排放限值列在表 2.1.3.1-1 中。

表 2.1.3.1-1 气态流出物年排放限值

惰性气体	气体中的卤素和气溶胶	氡
1140TBq	38GBq	16TBq

(2) 1994 年度放射性废气排放状况

1994 年全年广东大亚湾核电站通过气态途径释放至环境中的放射性气态流出物的总量远低于国家规定的限值, 通过 TEG 系统向环境中释放了 20 罐含氢废气, 1 号机组反应堆厂房扫气 28 次, 2 号机组扫气 21 次。以上排放均实现了槽式排放的监督控制, 气体连续排放共进行了 48 次定期采样分析, 全年未发生一次由于气体排放活度超出排放控制标准而触发排放自动关闭的事件。全年通过气态途径释放至环境中的惰性气体和卤素+气溶胶分别为 22.69TBq 和 426MBq, 分别占批准年排放限值的 1.99% 和 1.12%, 这已接近法国同类机组 90 年代的控制水平。

2.1.3.2 放射性废液的排放与管理

1. 放射性废液的种类、来源及处理

核岛排气及疏水系统 (RPE) 将核电站运行时产生的放射性废液分为三类收集, 以确保流出物的放射性和化学成分符合下游废液处理系统 (TEU) 的处理要求。

根据废液性质, 放射性废液在 TEU 系统分类和处理如下:

- (1) 工艺疏水是含化学杂质少的放射性废液, 由离子交换工艺处理;
- (2) 化学疏水是含化学杂质多的放射性废液, 由蒸发工艺处理;

(3) 地面疏水是带有各种化学杂质的低放射性废液，由过滤工艺处理。

处理后的废液经化学实验室人员分析确认总 $\gamma < 20\text{MBq/m}^3$ 后，排入 TER 贮罐。

2. 液态流出物的排放方式

(1) 连续排放，它包括非放射性的流出物或者常规岛液体排放系统 (SEK)、蒸汽发生器排污系统 (APG)、放射性废水回收系统 (SRE) 以及污水坑流出的弱放射性液体。在核电站正常运行期间这部分废水一般无放射性，但当蒸汽发生器出现一次侧向二次侧泄漏的情况下，这部分废水会被高放射性的一回路冷却剂污染。

(2) 不连续排放 (槽式排放)，来自废液处理系统 (TEU) 或废液排放系统 (TER) 的排放，即把这些系统贮存罐中所贮的流出物排空。

3. 废液流出物的放射性监测

液体排放监测按以下步骤完成：

(1) 连续排放

由常规岛废液排放系统 (SEK) 和蒸汽发生器排污系统 (APG) 以及放射性洗衣房排出的低放射性废水，在连续排放时，由两台设置在排放母管上的在线监测仪表 (KRT902MA、KRT903MA) 进行监测。这两台监测仪在排放废液放射性水平高出报警阈值时将自动终止排放，为确保功效，两台监测仪串联设置。

902MA 报警阈值为 1 级 $8 \times 10^4 \text{Bq/m}^3$ ，2 级 $4 \times 10^5 \text{Bq/m}^3$

903MA 报警阈值为 1 级 $8 \times 10^4 \text{Bq/m}^3$ ，2 级 $4 \times 10^5 \text{Bq/m}^3$

对该系统排放的废液，环境科同时进行定期的采样放化分析，分析项目为总 β 、总 γ 、 γ 谱以及氚。

GNPS 按照国家环保局的要求，新建了 SEL 系统。该系统主要由 3 个容积为 500m^3 的贮罐组成。常规岛废液排放前必须先贮存在该系统内，只有当实验室分析证明废液放射性水平符合排放要求后才能进行排放，分析项目与连续排放相同。

(2) 槽式排放

由 RPE 系统收集的工艺废水、化学废水及地板冲洗水，经 TEU 系统根据废水的放射性水平及化学成分分别采用离子交换、蒸发或过滤处理后，排放至 TER 贮罐，环境科对贮罐中的废液进行总 β 、总 γ 、 γ 谱及氚的分析后，确认废液符合排放标准后才能排放。排放的废液在排放过程中由 KRT901MA 进行连续监测，一旦废液放射性水平高出一级报警阈值，主控室将有报警信号显示；高出二级报警阈值时，排放系统将自动终止排放。

901MA 1 级报警阈值 20MBq/m^3 ，2 级报警阈值 80MBq/m^3

4. 排放控制

液态流出物的排放控制与气态流出物的排放控制步骤相同。

5. 废液排放情况

(1) 液态放射性流出物的年排放限值

为了确保核电站排放的放射性液态流出物不会对电站周围的居民及环境产生不良影响，国家环保局规定了 GNPS 在正常运行期间液态流出物的年排放限值列在表 2.1.3.2-1 中。

表 2.1.3.2-1 液体流出物年排放限值

除氚以外的放射性核素	氚
0.7TBq	55.6TBq

(2) 1994 年度放射性废液排放状况

1994 年全年 GNPS 通过 TER 系统向环境中释放的处理放射性废液达 98 罐, 42520m³, 常规岛废液通过 TER 连续排放管线排放, 由于两台机组的蒸汽发生器未发生任何泄漏事件, 故从连续排放管线排放的常规岛废液中基本不含放射性核素。

1994 年排向环境的废液总体积高于国外参考电站的排放量, 其主要原因是由厂址的气象条件形成的。由于大亚湾地处亚热带, 夏季较长, 且高温高湿多雨, 从而形成较多的非放射性来源的水进入了废液排放系统。比如厂房通风空调系统的凝结水, 全年高达 9000m³。各种滞留池 (换料水箱及废液贮箱等的滞留池) 所收集的雨水, 全年也达数千立方米。全年通过液态途径释放至环境中的放射性物质氚为 22.2TBq, 占批准年限值的 39.9%, 除氚以外的放射性核素总量的活度为 89.2GBq, 占年限值的 12.7%。

2.1.3.3 中低水平放射性固体废物处理

1. 固体放射性废物的来源和种类

大亚湾核电站固体放射性废物来源于本电站两个机组正常运行、年度大修及预期运行事件中产生的放射性固体废物。

根据固体放射性废物的性质, 将其分为下列几种类型。

(1) 工艺废物

a. 浓缩液

(a) 来自 TEU 蒸发器的浓缩液, 其通常参数为:

硼浓度: 40 000ppm

总含盐量: 250g/L

最高放射性比活度: 185×10^{10} Bq/m³

温度: 最高 105℃

最大体积: 4m³/罐

(b) TEP 系统硼回收浓缩液

(c) 特殊情况下, 来自 SRE 的化学废液

b. 废树脂

来自 RCV、PTR、TEP、TEU 和 APG 系统离子交换除盐床的废离子交换树脂, 其基本特性为:

颗粒度: 0.3~1.5mm

密度: 略大于 1g/cm³

剂量当量率: 最高可达几个 Sv/h (通常情况下, APG 系统的废树脂无放射性)

c. 废过滤器

来自 RCV、PTR、TEP、TEU、APG 和 REA 系统的废过滤器, 其基本特性为: 型号: 均为英国“PALL”公司生产的水回路过滤器

尺寸：10~40.6cm

材料：纸质和玻璃纤维两种

剂量当量率：最高可达 10Sv/h

(2) 技术固体废物

- a. 可压缩技术固体放射性废物——包括纸、抹布、一般辐射防护用品（衣服、鞋、手套、鞋套等）、塑料制品和橡胶制品等。
- b. 不可压缩技术固体放射性废物——金属制品，木块等。
- c. 污染油——特殊情况下才会产生的极低放射性废油。
- d. 放射性淤泥——一般集水坑、罐槽底部可能产生的放射性废物。技术固体废物的剂量当量率一般都在几十个 mSv/h 以下。

2. 固体放射性废物的处理原则

大亚湾核电站产生的所有固体放射性废物均由核电站所设的系统——固体废物处理系统 (TES) 及其附属设施进行处理。通过对固体放射性废物进行收集、暂存、压缩装桶和装桶固化，达到对固体放射性废物进行有效处理的目的，形成标准固体废物货包，满足国家对固体放射性废物处理的要求。

3. 固体放射性废物的处理方法

(1) 工艺废物

a. 浓缩液

根据放射性水平的不同，选用预制的 C1 或 C2 型水泥桶，将 TES 废物辅助厂房配料站配制的由水泥、砂子、石灰组成的干混料与浓缩液搅拌混合，在水泥桶内形成均匀的水泥固化体，待 28 天完全凝固后，再用湿混凝土将其封盖，以形成一个密封的外表面接触剂量当量率 $\leq 2\text{mSv/h}$ ，1m 远处剂量当量率 $\leq 0.1\text{mSv/h}$ 的标准固体废物货包。

b. 废树脂

根据放射性水平的不同，选用预制的 C1 或 C2 型水泥桶，将 TES 废物辅助厂房配料站配制的由水泥、砂子、石灰组成的干混料与废树脂搅拌混合，在水泥桶内形成均匀的水泥固化体，待 28 天完全凝固后，再用湿混凝土将其封盖，以形成一个密封的外表面接触剂量当量率 $\leq 2\text{mSv/h}$ ，1m 远处剂量当量率 $\leq 0.1\text{mSv/h}$ 的标准废物货包。对于 APG 系统的废树脂，利用 TES 系统的移动式废树脂临时贮存罐及其附属抽吸设备，将其封装在 200L 标准废物金属桶内，形成标准废物货包。

c. 废过滤器

根据放射性水平的不同，进行不同的处理。

(a) 外表面接触剂量当量率 $> 2\text{mSv/h}$ 的废过滤器，用 TES 废物辅助厂房配制的由水泥、砂子、石子组成的湿混凝土将其固定在预制的 C4 型水泥桶中，必要时加封铅皮，以形成一个满足国家标准的标准固体废物货包。

(b) 外表面接触剂量当量率小于或等于 2mSv/h 的废过滤器，装入 200L 标准金属废物桶中，填加吸水材料后形成标准固体废物包。

(2) 技术固体废物

- a. 可压缩的技术固体废物，根据放射性水平不同进行处理。

- (a) 接触剂量当量率 $\leq 2\text{mSv/h}$ 的技术固体废物,利用 TES 废物辅物厂房的 10t 压缩打包机进行压缩打包,将其压封在 200L 标准金属桶内,形成标准固体废物货包。
- (b) 接触剂量当量率 $> 2\text{mSv/h}$ 的技术固体废物,将其放入水泥桶内,然后用湿混凝土进行封装固定。
- b. 不可压缩技术固体废物
 - (a) 接触剂量当量率 $\leq 2\text{mSv/h}$,放入 200L 金属桶内,加入吸水材料后封盖。
 - (b) 接触剂量当量率 $> 2\text{mSv/h}$,放入水泥桶内,用湿混凝土进行封装固定。
- c. 污染油
收集在 QR 厂房内的贮存罐内,进行放射性自然衰变。
- d. 放射性淤泥
基本处理方法与浓缩液相同。

4. 固体放射性废物产量

1994 年是大亚湾核电站两台机组全面投产的一年,也是固体放射性废物处理系统正式投入使用的第一年,连同调试阶段的 1993 年,该系统收集处理了 TEU 浓缩液,废树脂、废过滤器及一大批技术固体废物,产生了 41 个废物水泥桶和 134 个金属桶,占预计年产量的 10% 以下。

5. 固体放射性废物的贮存

所有大亚湾核电站产生的固体废物货包,均按照包装的类别,分区存放在大亚湾核电站内专设的固体放射性废物存放库——QT 厂房内,其能容纳两年设计的固体废物产量,固体废物将转运至国家废物处置中心。

2.1.3.4 工业废物处理

工业废物处理的任务是保证核电站所产生的非放射性废物及时收集、合理处置,以达到文明生产和防止环境污染的双重目的。

核电站建立了工作负责人负责其工作区域卫生的工作制度,工作负责人要负责将工作区域内的工业垃圾进行清理和收集。

核电站有专人负责厂区及厂房内的环境工业卫生,计划、安排和监督环境工业卫生承包商人员的清洁卫生和废物收集工作,将全厂分解成若干作业区域,在各区域设负责人,执行卫生清洁和废物收集工作。

针对各个区域不同情况,给予承包商人员以工作指导;

提供现场废物收集的手段,如塑料袋、垃圾箱、油桶等;

提供现场特殊废物的收集手段,以避免有毒、有害废物混入普通工业废物,如化学物、汽机调节油、油类、石棉保温材料;

与有能力处理有毒有害废物的单位建立合同关系,由合同单位运到处理厂进行处理;

一般工业垃圾由承包商按核电站规定运到核电站专用垃圾场;

垃圾场由承包商派人管理,将可回收材料挑捡出来,以回收利用;

无用垃圾放入废物坑内,定时焚烧,掩埋。

1994 年全年共产生一般工业垃圾约 3000m^3 ,废油 50m^3 ,化学废物主要是包装容器的回收。因 1994 年刚投产,没有产生废石棉保温材料。

2.1.3.5 环境监测与评估

广东大亚湾核电站 1994 年环境监测工作主要遵循 GNPS 于 1992 年制定并经国家环保部门审核批准的“GNPS 环境监测大纲”来实施,同时借鉴了本公司 1992 至 1993 年度的环境监测反馈的经验,在某些环境样品采集布点及分析项目上进行了优化选择。

通过一年来的环境样品取样分析,除核电站东北面的 PR1 地下水中以及排放水渠中氚水平有过达到仪器探测限 (1.22Bq/L) 以外,在周围地区采集的环境样品中未探测出达到仪器探测限的、由于核电站运行产生的人工放射性核素。通过对厂区边界气溶胶放射性水平及环境 γ 辐射水平连续监测,以及厂区周围环境 γ 辐射累积剂量监测,表明 1994 年度大亚湾核电站周围环境中放射性水平与电站投产前相比无显著变化。

1. 环境样品取样原则

1994 年的环境样品取样原则与 1993 年基本相同,由于在海上定位难度较大,需采用专门仪器,海水取样委托国家海洋局南海分局完成,除此之外其它项目均由环境实验室人员完成。为了保证环境样品分析数据的可比性,各种环境样品取样点力求与本底调查一样,但由于该地区经济的快速发展,造成了土地利用的急速变更,从而使部分环境样品采集很难保证其与本底调查时的一致性。虽然存在上述困难,但我们仍在取样布点上采取了一定措施,如尽量选择预期近年内不会有很大变动的地方设点取样,尽量将热释光剂量片从容易被盗、被毁造成丢失的取样点移至住家附近或机关团体院内等较安全的地方。

关于核电站外围 γ 剂量率的定点连续测量,由于 BS2 站(即岭澳站)周围已无任何居民,自建站后供电一直缺乏保障,为了保证该站的可靠运行,在向国家环保局(NEPA)申请并获得批准后,已于 1994 年 10 月将其移至位于核电站东北面 2.5km 处的环境实验室内。

为了积累厂区边界 γ 辐射监测数据,1994 年 5 月起开始启用环境监测车环绕厂区进行每月一次的巡检。

2. 样品分析

1994 年的样品分析项目原则上与 1993 年一样,对不同监测项目采用的分析方法及各种测量仪器的探测下限见表 2.1.3.5-1。为了降低水中氚的探测下限,1994 年采购了当今世界上性能最佳的液体闪烁谱仪 Quantulus1220,使对环境水样氚的测量不经电解浓缩即可达到 $<1.2\text{Bq/L}$ 的探测水平。

3. 样品保存

自 1993 年以来,即开始对环境样品进行有目的建库工作,各种可以长期保存的生物与非生物样品制品已开始陆续进库,以备日后在发生争议时或方法改进后进行复测之用。目前已有 133 个土壤、沉积物、植物等样品进库,其中包括 1994 年产生的 58 个同类样品。

4. 1994 年环境监测结果

(1) 大亚湾核电站周围陆地的环境 γ 辐射剂量水平

GNPS 对周围地区环境 γ 辐射水平的监测主要采取了三种手段,即厂设 KRS(环境 γ 辐射监测系统)7 个 γ 辐射监测站的 γ 辐射连续监测、热释光剂量片的累积监测以及利用环境监测车车载 γ 剂量当量率仪的定期固定线路巡检。

a. 38 个测量点的热释光累积剂量测量值范围为 $28.5\sim 150.7\mu\text{Gy/月}$,与本底调查值的变化范围 $33.4\sim 145.1\mu\text{Gy/月}$ 相符。

b. 7 个辐射监测站与定期固定路线 γ 剂量当量率巡检监测结果表明,GNPS 周围环

境中 γ 辐射水平存在一定波动性,各点之间的差异主要由不同的环境地质条件所引起,同一点波动则与气象状况密切相关。

(2) 陆地环境放射性水平

- a. 通过对厂区边界三个监测站逐月采集的大气飘尘样品总 β 值的测量分析,仅发现AS1站约有10%的总 β 放射性数据偏离了对数正态分布,但这种微小偏离完全淹没于气溶胶总 β 放射性的季节变化之中。各站大气飘尘总 β 随季节变化的趋势与本底调查时大气飘尘中 ^7Be 的变化趋势相符,冬春两季明显高于夏秋。
- b. 雨水总 β 测量值介于本底值波动范围内,氙的比放射性活度每月测量结果均小于方法探测下限(1.2Bq/L)。
- c. 地表水(水库水、饮用水)中总 β 放射性和 ^{40}K 比放射性活度与本底调查时一致,氙的比放射性活度小于方法探测下限(1.2Bq/L)。
- d. 土壤和水库沉积物中总 β 放射性和各核素的比放射性活度与本底值十分相符,人工放射性核素 ^{137}Cs 的比放射性活度在本底涨落范围内。
- e. 各种生物样品如柑橘、荔枝、空心菜、菜心、鸡、淡水鱼等放射性水平与对照点样品无明显差别,且与本底值一致。

(3) 海域环境放射性水平

- a. 对大亚湾水域采集的海水样品的分析结果表明海水样品中人工核素 ^{54}Mn 、 ^{60}Co 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{124}Sb 和 ^{131}I 等均小于 γ 谱仪的探测下限,总 β 、 ^{40}K 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{226}Rn 、 ^{238}U 、 ^{232}Th 在本底水平,海水中 ^3H 的放射性水平低于方法探测下限。
- b. 排放渠海水样的总 β 放射性(未去钾)的平均值与 ^{40}K 放射性的平均值基本一致,这说明核电站液体流出物中除氙以外的放射性核素经冷却循环水稀释后对排放渠海水总 β 放射性影响远小于天然核素 ^{40}K 的贡献。排放渠海水中测到的 ^3H 的比放射性活度范围为7.34Bq/L至1.2Bq/L(一期调查得到的海水中 ^3H 的比放射性活度为2.9Bq/L)。
- c. 海洋沉积物的放射性水平与本底值接近,人工核素 ^{54}Mn 、 ^{58}Co 、 ^{60}Co 、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 、 ^{124}Sb 和 ^{131}I 等的比放射性活度均小于 γ 谱仪的方法探测下限。
- d. 海虾、沙丁鱼、马尾藻、珍珠贝、东风螺等样品的放射性水平与试运行前的本底值没有明显差别,各类海洋生物样品的监测值均落在同类生物样品本底一、二期调查值的变化范围以内。

(4) GNPS 正常运行期间非放射性液态污染物排放监测

因核电站正常运行期间仅有极少量的化学物质从液态途径释放,故有关监测项目采用定期采样送深圳市环保局分析的方式来进行监督。

监测项目为:pH、排水浓度、悬浮物、COD、氨氮、BOD。

饮用水及生活用水的卫生标准由深圳市环保局及卫生防疫站定期采样进行监测。

表 2.1.3.5-1 环境辐射与放射性样品监测方法、装置及探测下限

项目	分析测量方法	测定装置	测量时间 (min)	仪器本底 (cpm)	探测下限 (L.D)		
γ 吸收剂量	连续测量	γ 辐射连续监测仪、远程 γ 辐射监测仪站 LB 133 手提式 γ 剂量率仪 B	连续		量程 $10^{-6} \sim 10 \text{ Gy} \cdot \text{h}$		
	瞬时测量		瞬时				
累积剂量当量	TLD 元件: LiF, CaF ₂	HAR-SHAW4400	—	—	0.01 mSv		
水中 ³ H	蒸馏法制样, 测量用 tritonx-100, C ₆ H ₄ (CH ₃) ₂ 的闪烁混合液	1200-002 液体闪烁仪	—	—	1.3Bq/L		
总 β	气溶胶	NU-20PC 多路低本底 α/β 测量仪	120	0.2cpm η>45%	空气样 144m ³	2.6 × 10 ⁴ Bq/m ³	
	生物				灰化法, β 测量	灰样 2~3g	13.8Bq/kg · 干
	土壤				烘干、筛选法, β 测量	土样 8g	12.5Bq/kg · 干
	淡水				蒸发法, β 测量	水样 1L	23.0Bq/m ³
	海水				铁明矾—氯化钡沉淀法, β 测量	海水样 3L	7.7Bq/m ³
	排放渠水				蒸发法, β 测量	海水样 100mL	4.9 × 10 ⁴ Bq/m ³
⁹⁰ Sr	生物	LB 77C/5PC10 路低本底 α/β 测量仪	1440	1	灰样 10g	A: 1.9 × 10 ³ Bq/kg	
	土壤				土样 200g	A: 0.023Bq/kg B: 0.149Bq/kg	
	淡水				水样 10L	A: 0.56Bq/m ³ B: 1.44Bq/m ³	
	海水				海水样 5L	B: 1.36Bq/L	
⁴⁰ K	水	RE2380 原子吸收谱仪			水样	6.2 × 10 ³ Bq/L	
	生物				灰样	3.07 × 10 ³ Bq/g 灰	
γ 谱	气溶胶	P-TYPE HEGe D. [GEM-70215-S] N-TYPE HPGe D. [GMY-40210.]	80000s		空气样 104m ³	8 × 10 ³ Bq/m ³ · 10 ³ Cs	
	生物				灰化法, γ 谱测量	灰样 20g	6.4 × 10 ³ Bq/kg · 10 ³ Cs
	土壤				直接测定细干土 γ 谱	土样 200g	0.65Bq/kg · 10 ³ Cs
	淡水				蒸发法, γ 谱测量	水样 30L	1.5Bq/m ³ · 10 ³ Cs
	海水				沉淀法, γ 谱测量	海水样 100L	5.0 × 10 ³ Bq/m ³ · 10 ³ Cs

2.1.4 物资消耗

2.1.4.1 燃耗和核材料衡算管理

1. 核材料衡算管理

核安全保障是通过各种手段保证核材料的安全与合法利用,防止核材料被盗、破坏、丢失、非法转让和非法使用,以保障公众健康、安全和经济利益。

核安全保障是通过核材料衡算与控制国家系统(一般分为国家级和设施级)实现两个主要目标:国内目标和国际目标。国际目标是根据我国与国际原子能机构(IAEA)签订的安全保障协议条款,利用我国所建立的核材料衡算与控制国家系统来实现的。按照《中华人民共和国和国际原子能机构关于在中国实施安全保障的协定》的辅助安排,广东大亚湾核电站1号和2号机组已列入由中国准备提交国际原子能机构实施安全保障的核设施清单中。我国与国际原子能机构的对口单位是国际原子能机构事务办公室保障处。国内目标是通过贯彻《中华人民共和国核材料管制条例》、实施细则,及其他规定来发现核材料的损失或未授权的使用和转移,以保障公众健康、安全和经济利益。国内核材料管制由国家的核材料管制机构实施核材料管制条例规定,国家核安全局负责民用核材料的安全监督,国家原子能机构核材料管制办公室具体负责全国的核材料管制工作。

核材料衡算是使用一套方法来实现上述目标。通过实施核材料的跟踪来反映出核设施内核材料的分布,以及各个分布点(实物盘存关键测量点)的核材料的种类、数量以及它们变化的历史。核材料衡算的质量是通过相应的行政规程和执行规程来保证的,大亚湾核电站在核材料衡算管理方面制定了行政管理规程、执行规程和技术规程三种类型的规程。

广东大亚湾核电站是核材料的持有单位,1992年7月10日国家核材料管制办公室向大亚湾核电站颁发了核材料许可证,按照有关规程的规定进行了核材料运输、接收、贮存、转移、装料和实物盘存等工作。

为满足核安全保障的要求,既要考虑到接受国家对核材料的安全监督和管制,又要作好适应国际原子能机构对大亚湾核电站实施核安全保障的准备工作,实现核材料衡算的国内目标和国际目标。我们按照国际原子能机构的规范和要求,结合国内的有关规定,建立了大亚湾核电站的核材料衡算管理机构。大亚湾核电站全厂只设一个核材料管制机构,其核材料衡算管理工作由广东核电合营有限公司第二副总经理分管下的生产部负责。生产部部长授权生产部第三副部长分管核材料衡算管理工作,其分管下的技术支持处内设燃料管理科。该科为核材料衡算的责任部门。核材料衡算管理分为在线和离线两部分;燃料管理科、维修处现场服务科承担核材料衡算的具体实施,核反应堆运行测量记录由技术服务处承担;生产部部长授权生产部部长助理分管核材料的实物保护,由其分管下的综合管理处保卫科为主负责核材料的实物保护。

根据大亚湾核电站两套机组完全独立的实际情况,1号和2号机组各建立一个平衡区,对每个平衡区进行独立衡算,而整个大亚湾核电站作为一个大平衡区进行衡算汇总,向核材料管制办公室上报衡算报表。提交核材料管制办公室的有以下三种类型衡算报告:定期报告,非定期报告(核材统01表至09表)和专门报告。

使用《核材料衡算数据库管理软件系统》和核材料衡算通用软件《HCL》对核材料数据库进行管理,实现了核材料衡算计算机化管理。利用该软件系统生成1、2号机组按季度和年

度的核材料衡算报表及上报软盘提交给核材料管制办公室。

2. 首炉装料的燃耗、核损失和核产生

(1) 1号机组

1号机组1994年2月1日投入商业运行至1994年12月17日停堆,于1994年12月28日至31日从堆芯卸料,共计运行301.8有效满功率日,堆芯平均燃耗为12141(MWd/tU),其装料的平均燃耗、核损失和核产生值见表2.1.4.1-1。

表 2.1.4.1-1 1号机组装料的平均燃耗、核损失和核产生值

丰度 (%)	进料日期	装料日期	组件(组)	堆芯所在区域	UO ₂ 重量(t)	铀重量(t)	平均燃耗(MWd/tU)	铀消耗(t)	钚产生(t)
1.8	1992.11.13	1993.5.28	53	1	27.61	24.33	12862	0.47	0.14
2.4	1992.11.13	1993.5.28	52	2	26.96	23.76	13883	0.49	0.14
3.1	1992.11.13	1993.5.28	52	3	27.08	23.87	9664	0.33	0.10
全堆			157		81.65	71.96	12141	1.29	0.38

(2) 2号机组

2号机组1994年5月7日投入商业运行至1995年4月4日停堆,1995年4月12日至15日从堆芯卸料,共计运行343.8有效满功率日,堆芯平均燃耗为13794 MWd/tU,其装料的平均燃耗、核损失和核产生值见表2.1.4.1-2。

表 2.1.4.1-2 2号机组装料的平均燃耗、核损失和核产生值

丰度 (%)	进料日期	装料日期	组件(组)	堆芯所在区域	UO ₂ 重量(t)	铀重量(t)	平均燃耗(MWd/tU)	铀消耗(t)	钚产生(t)
1.8	1993.7.08	1993.11.23	53	1	27.60	24.33	14571	0.52	0.15
2.4	1993.7.08	1993.11.23	52	2	27.13	23.91	15775	0.55	0.15
3.1	1993.7.08	1993.11.23	52	3	27.13	23.91	11021	0.39	0.12
全堆			157		81.86	72.15	13794	1.46	0.42

两个核反应堆所有产生的钚都存在于组件中。每个核反应堆参加第一循环的157组组件中有105组(1.8%的1组,2.4%的52组和3.1%的52组)将再次装入堆芯作为第二循环的装料,而换下的52组1.8%的燃料组件贮存于乏燃料池中。

2.1.4.2 水库淡水储量及除盐水生产

1. 水库淡水储量

1994年,作为核电站唯一淡水水源的大坑水库的储水量从1月份的121万m³下降到5月份最低的61万m³,平均月供水量约13万m³,足够的储水量有力地保证了两台机组的调试启动和商业运行对生产用水的需求以及现场人员对生活用水的需求。

6月份开始,随着雨季的到来,降雨量大增,水库储水量迅速回升到允许的最高水位。在气象部门的大力协助下,根据降雨预报合理地调节水库水位,确保了水库大坝的安全,并保

持水库有足够的储水量，实现了在9月份雨季结束时水库储水量保持最大（170万 m^3 ）的理想状态，为满足现场全年的用水打下一个良好的基础。

10月份以后，水库储量开始下降，在强有力的节水措施的配合下，现场淡水的消耗得到有效控制，储水量的下降速率一直保持在一个正常的可以接受的范围之内。到12月份，水库储水量为130万 m^3 ，为最近几年内同期的最高水平，可以满足在1995年雨季到来之前现场对淡水的需求。

水库储水量变化详见图2.1.4.2-1的曲线。

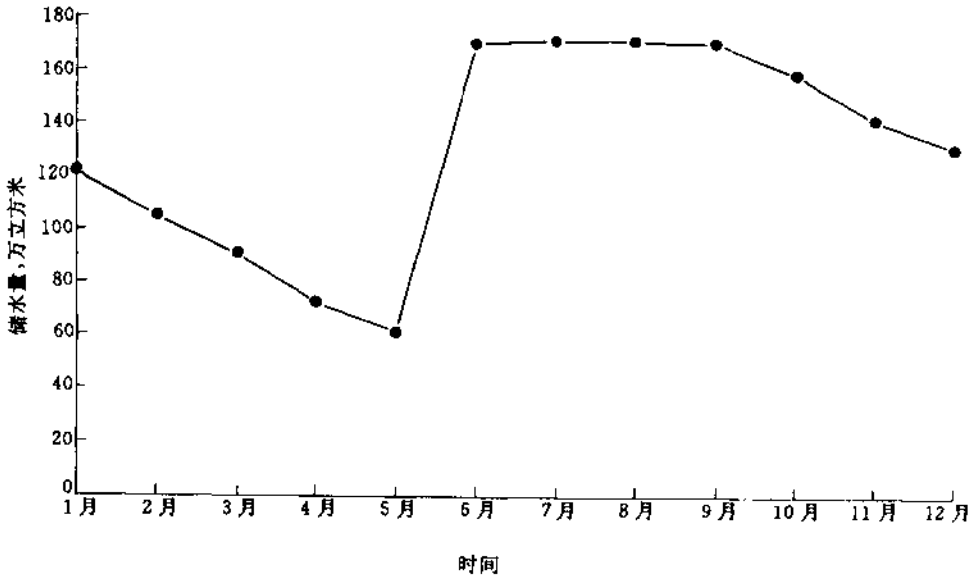


图2.1.4.2-1 1994年度大坑水库储水量统计

1994年度，大坑水库共供水约200万 m^3 ，其中85万 m^3 用于厂区的生产和生活用水，其余的115万 m^3 用于生活区的生活用水。水库供水量详见图2.1.4.2-2的曲线。

2. 除盐水生产

1994年，除盐水生产经历了两台机组的调试启动和投入商业运行的全过程。在运行、检修等相关部门的共同努力下，经受了最大用水负荷（日生产除盐水4000 m^3 以上，最大供水5500 m^3/d ）的考验，及时有效地满足了各种机组状态下对除盐水的需求。在这一年里，除盐水生产系统（SDA）共处理生水（水库水）85万 m^3 ，平均每天超过2300 m^3 ；生产除盐水40.6万 m^3 ，其中加氨调节 $\text{pH}=9$ 的供二次侧的除盐水（SER）37.1万 m^3 ，供核岛的除盐水（SED）3.5万 m^3 。此外，还生产了生活用水（SEP）约37万 m^3 。图2.1.4.2.3详细统计了除盐水生产系统每月的生产情况。从图中可以看出：在1994年头两个月，两台机组均在调试或启动中，除盐水的生产量最大，占全年总量的35.1%；在4月份和7、8月份期间，为一台机组正常发电，另一台机组在停机小修，除盐水生产量也较两台机组均正常运行时高出许多。而生活用水的生产量基本稳定在每月3万 m^3 左右。生水处理量则是随着除盐水和生活用水产量的变化而变化。

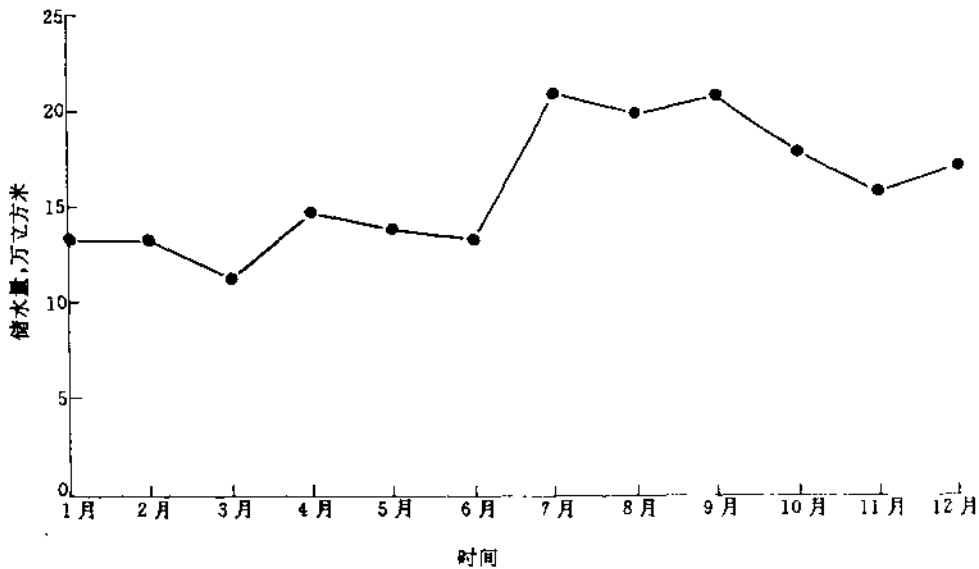


图 2.1.4.2-2 1994 年度大坑水库供水统计

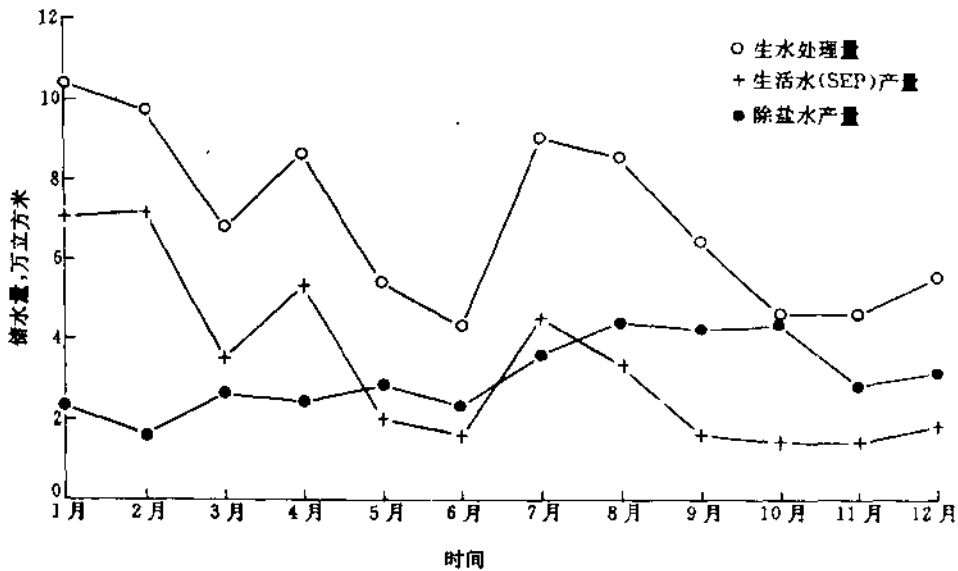


图 2.1.4.2-3 1994 年度除盐生产系统 (SDA) 生产水量统计

由于系统设备处于一个相对稳定的状态,所以出水水质一直比较稳定。在预处理部分,脉冲澄清池的全年出水合格率超过 99%,在绝大部分时间内,澄清池出水浊度小于 0.3NTU,最低达 0.15NTU;砂滤池出水浊度达到 0.1NTU,水质远远高于技术规范要求的小于 0.5NTU 的指标。除盐部分,良好的再生剂质量以及合适并有效控制的运行条件保证了除盐系列的良好状态和除盐水的水质。全年除盐水的合格率达 100%,其杂质含量(如 Na、 SiO_2 、F、

Cl⁻) 均能满足技术指标的要求。

1994 年度大坑水库的淡水储存及除盐水生产均处于良好的状态, 为核电站两台机组调试、启动的顺利进行和后来的安全多发的商业运行提供了充足和优质的水源。

2.1.4.3 化学试剂的使用与评价

大亚湾核电站使用的大宗化学试剂主要有: 硼酸、氢氧化锂、氨水、联氨、盐酸、烧碱、次氯酸钠、三氯化铁及磷酸三钠。

· 硼酸

作为可溶性中子吸收剂在主回路中为反应堆提供反应性的补偿控制, 其浓度随着堆芯剩余反应性的减少而降低。

为了保证一回路水水质, 严格规定了硼酸的技术规范, 其纯度及杂质含量被限制在一个可以接受的范围内。

一般地, 主回路硼浓度调节时排出的硼酸可通过硼回收系统 (TEP) 加以回收复用; 但是, 还会有一部分硼酸将因吸收中子或化学杂质污染或排放废液的携带而损耗。1994 年硼酸的消耗量为 3.7t, 这个量相对有些偏大, 这主要是由于主回路泄漏率较高, 排出的含硼工艺废水量偏大造成的。

· 氢氧化锂

因本身具有的强碱性及与设备、系统的良好相容性, 氢氧化锂被选用为一回路水的 pH 控制剂。通过往一回路水中添加丰度大于 99.9%⁷Li 的氢氧化锂, 将其 pH 值提高到合适的水平, 以减缓设备在硼酸介质中的腐蚀。

为保持一回路水 pH 值的相对恒定 (300℃时, pH=6.9), 必须根据硼酸浓度的变化对应调节 Li 浓度 (0.5~2.2mg/kg)。

在反应堆功率运行阶段, 由于¹⁰B 的 (n, α) 反应将产生⁷Li, 所以在正常运行期间一般不需要补加氢氧化锂, 只有在反应堆降功率硼化时才随着硼浓度的升高而补加。1994 年度, 由于两台机组基本是稳定功率运行, 故消耗的氢氧化锂 (LiOH·H₂O) 较少, 共 32kg。

· 氨水和联氨

作为给水全挥发处理碱化剂的氨水和用于化学除氧 (同时起缓蚀作用) 的联氨, 通过化学试剂注射系统 (SIR) 注入凝结水中以维持给水 (ARE) pH 值在 9.6~9.8 之间, 溶解氧小于 3μg/kg 的良好化学工况。

为了保证给水水质, 对氨水和联氨的质量有着严格的要求, 目前本厂使用的是化学纯的氨水和优质的工业联氨。

氨水可在汽水回路中不断地循环使用, 但由于机组的汽水损失, 凝汽器抽气以及蒸汽发生器排污水净化的除盐树脂的吸收, 氨的损耗较大, 后把排污水除盐床改为铵化运行后, 氨消耗量明显下降, 1994 年共消耗氨水 (25~28%) 29.7t。

联氨在给水中不断与溶解氧发生反应起除氧的作用, 而剩余的联氨将随着给水温度的升高而分解直至完全消失, 故需要不断地往凝结水中加入一定量的联氨以维持除氧效果。1994 年度共消耗联氨 (35%) 6650kg。

· 盐酸和烧碱

用于除盐水生产系统 (SDA) 树脂再生及废液中和的盐酸和烧碱分别是 31% 的食品级盐酸和 50% 离子膜液碱。优质的再生剂为生产高质量的除盐水提供了良好的条件。

在某种确定的再生剂比耗的工况下,酸碱的消耗量与除盐水的产量成正比。1994年,生产除盐水40万t,消耗盐酸(31%)153t,烧碱(50%)151t。

• 次氯酸钠

次氯酸钠用于水处理系统(SDA)和海水循环冷却系统(CRF)的杀菌和消除有机物。

在正常情况下,循环冷却水是利用制氯站电解海水产生的氯来消除海生物的,但在制氯站故障或其它需要的情况下,则直接往循环水中注入次氯酸钠,防止海生物在设备上滋生,保证设备的安全运行。

在水处理系统中,加入次氯酸钠进行杀菌可防止树脂受到有机物的污染,确保系统的安全可靠;此外,还保证了生活用水符合国家的饮用水标准。

1994年,本厂共消耗次氯酸钠(12%)1370t(制氯站生产的除外),其中99%用于循环冷却水系统。

• 三氯化铁

净水剂三氯化铁(GB4482-84)的良好混凝效果使脉冲澄清池得以正常、可靠地运行,为生产除盐水和饮用水提供合格的清水。

根据混凝试验的结果和实际运行的可行性,三氯化铁的加入量一般控制在30~35mg/kg。1994年共消耗无水三氯化铁(粉剂)30t,生产清水85万t。

• 磷酸三钠

作为防腐剂在各种密闭循环冷却(冷冻)水中广泛使用。加入一定量的磷酸三钠可把循环水的pH值提高到11以上,使金属材料得到良好的防腐。

一般地,磷酸三钠是在因排水,泄漏或受其它杂质污染而更换时才有损耗,故一般消耗量比较小,1994年消耗的磷酸三钠($\text{Na}_3\text{PO}_4 \cdot 12\text{H}_2\text{O}$)为3.6t。

从总的情况来看,1994年各种化学试剂的使用基本令人满意:其质量均能满足技术规范的要求;消耗量除个别的如硼酸、氨水、次氯酸钠较大外,其余均属正常、合理范围。相信随着运行经验的不断积累和可靠性的不断提高,将来试剂的消耗量都会是在合理的范围之内。

2.1.4.4 外购电

1. 大亚湾核电站外购电结构

大亚湾核电站尽管通过核电输变电联网系统分别接入香港400kV和广东500kV输电网络,并通过厂用变压器自带发电用厂用电系统,但从保证核安全和厂区工作生活用电两方面,仍需部分外购电作为补充。

大亚湾核电站外购电主要分为两部分:

- (1) 为了保证核反应堆在紧急情况下的电源需要,遵照“纵深防御”的核安全策略,大亚湾核电站从深圳供电局水贝变电站至核电站,建设了一条220kV专用厂外辅助电源供电线路。该电源向核电站的两台32000kVA、220kV/6.6kV变压器供电。这两台变压器在正常情况下为空载带电运行,用电量为变压器损耗和线损。在机组主变检修或外部主电源失去情况下,该变压器立即带上机组厂用电负载,用电量为实际厂用电量。
- (2) 为了保证核电站整个厂区的工作和生活用电,核电站专门建立了10kV厂区分电网,由深圳供电局的鹏城35kV变电站一台3150kVA、35kV/10kV,向厂区10kV移动变压器、环境监测站、培训中心、水厂和员工生活区供电。

以上两部分厂用电均由核电站每月按涉外高需求用电向深圳供电局购买,其电价为实

际用电量电价 (0.89 元/kWh), 基本容量电价 (22~25 元/kVA) 和保证金分摊电价三者之和, 用电量越少, 电价越高, 1994 年下半年平均电价约为 1.33 元/kWh。

2. 大亚湾核电站 1994 年外购电量和电量统计

由于大亚湾核电站于 1994 年 5 月全面投入商业运行, 以前的外购电量计入基建期消耗支出, 故以下外购电量和电费统计自 1994 年 5 月开始。

月份	外购电量 (kWh)	支付电费 (人民币元)	平均电价 (人民币元/kWh)
5	1 611 540	2 009 925.60	1.25
6	1 468 020	1 882 192.80	1.28
7	2 766 130	3 037 510.70	1.10
8	989 070	1 455 927.30	1.47
9	1 226 760	1 667 471.40	1.36
10	998 110	1 463 975.62	1.47
11	774 840	1 277 978.16	1.65
12	688 274	1 198 491.65	1.74
合计	10 522 744	13 993 473.23	1.33

2.1.5 工程及核电站改造项目

2.1.5.1 核电站改造项目的管理

1. 工作规程的建立

1993 年 1 月至 1994 年 4 月 21 日, 生产部管理改造项目仅有 AD/OPS/039 Rev. 0 和 PO/OPS/014 Rev. 0 (与工程部接口规程) 两个规程。由于规程本身的不完整和不明确, 致使对改造项目的管理有困难。

1994 年 4 月 21 日生产部改版了 AD/OPS/039 Rev. 0 为 Rev. 1, 规定了改造项的提出、初步分析、详细设计、安装实施和再鉴定及投运直至修改项的关闭整个过程的原则意见, 同时批准了执行规程 IP/ENG/001。这两个作为试规程, 有效期到 1994 年 10 月底。

1994 年 11 月 23 日生产部正式批准修改项目应遵循的工作规程, 有如下七个:

- AD/ENG/800 改造过程政策
- IP/ENG/810 改造申请与初步设计审查
- IP/ENG/820 改造详细设计实施
- IP/ENG/830 改造项目鉴定和完工
- IP/ENG/850 核安全评估
- IP/ENG/860 设计检验
- IP/ENG/870 图纸更新规程

2. 改造科的组织机构

1994 年 2 月核电站经理正式向总经理部报告, 建议核电站成立改造科, 至少应包括 35 位专业人员, 包括 4 位外籍专家, 来处理生产部内越来越多的修改申请和工程部即将移交的项目, 协调外部技术后援单位和完成一些小的设计修改。建议的机构分机械系统组、电气自控

组和文件更新组，并设立预算工程师的岗位。

1994年5月9日，公司召开部门经理会议指出，总经理部已同意生产部建立核电站设计机构，且这一机构应在6月30日前建立并开始运作，以便接管工程部所有改造项目。会议指出这一机构对确保机组长期稳定运行至关重要。1994年6月1日总经理部会议纪要指出，尽早完成OTS核电站改造设计科组建方案，以便在总经理部批准后实施。

1994年7月1日工程遗留项目转移到生产部之前，改造科共有17位员工。

工程遗留项目转移到生产部后，改造科成员增加到43人，其中工程部转来20人，组成一个完工组和一个调试组，又增加了两位法国EDF顾问和3位韩国专家（一名仪控合同人员和一名电气合同人员，一名机械合同人员）。全科中方员工38人（其中固定员工14人，借聘员工24人）。但预算工程师岗位仍为空缺。

由以上组成可以看出借聘和劳务合同人员占有较大比例。由于他们合同期都比较短，流动性大，对改进工作的开展带来不利影响。

建立一支稳定的、有经验的、对核电站各方面熟悉的技术队伍对核电站改造工作有很重要的意义，尤其在专业配置上要适当。

改造科内有6位从法国和韩国来的顾问，其中4位做责任工程师的工作，两位参与协助管理和承包商的协调工作。这些专家建立起大亚湾核电站和法国、韩国核电站和设计部门直接联系的桥梁。核电站的改进项目可以很快通过他们得到国外经验反馈，对改造工作带来一定好处。

总经理部对核电站投运后的技术支援问题很重视。选择了北京核工业第二研究设计院，作为大亚湾核电站的技术后援单位。

1994年8月17日生产部经理决定，成立工作小组，讨论和检查核电站改造过程的质量控制，准备相应的执行规程，并限定于9月30日前作出决定。工作组分五个工作小组开展工作，第一小组负责组织机构的调查和建议；第二小组负责修改项处理程序和质量控制的调查；第三小组负责培训和授权问题的调查和处理办法；第四小组负责文件状态调查和建议；第五小组负责关闭质保纠正行动单。

工作小组经7周努力工作，调查了各方面情况，并使各相关处熟悉和了解核电站的改造政策、过程和各处相互间的接口以及文件修改工作过程，对纠正行动都作出了反应并逐一进行落实。

为了适应核电站改造工作的需要，对核电站改造项目加强控制和管理，生产部在1994年10月12日决定成立核电站改造委员会，其主要任务是控制核电站改造过程，定期检查改造计划的实施情况；对改造项目在不同阶段作出评估和批准，从核安全、工业安全、成本分析、技术和进度各方面对改造项目作出评估，帮助委员会主席作出决定；更好地协调各处关系，在改造过程中，提高质量和核安全文化素质，作好修改方面的经验反馈分析工作。

3. 生产部内改造申请的评审与实施

1994年生产部内提出的改造申请总共有219项，其中一小部分在工程阶段已处理完。其它项目均经改造科按程序要求作技术评审，有29项批准后，分别在两个机组上实施，有5项正在实施中；有66项正在作初步分析或进入详细设计阶段；有62项经初步分析后取消。

根据运行经验反馈，由生产部提出的最大一个核电站改造项目是增设凝结水精处理装置。通过委托广东电力设计院作可行性研究和方案设计，于1994年6月向国外六家承包商发出询

价书,经评标选定英国 GEC-A、KENICOTT 作为供货商。有三个原因造成英国公司中标:一是 KENICOTT 公司的水处理技术,尤其是再生分离技术,比其它公司的要好,经国内同行专家评议认为该项技术先进,且在国内这种最新分离技术尚未引进;二是它的报价比其它公司要低;三是 GEC-A 公司是大亚湾核电站机组常规岛部分主设计供货商,便于解决诸多接口问题。合同是在 1994 年 10 月 5 日正式签订的,11 月 GEC-A 提供了 1 号机组大修期间必须实施的 CEX 系统接口设计修改方案,并在机组大修期间实施了基本的接口工作。

2.1.5.2 工程遗留项目的管理

工程遗留项目转移到生产部处理的有下列三个方面工作:

1. 工程部设计采购队未关闭的项目

工程部设计采购队未关闭的项目见表 2.1.5.2-1。

表 2.1.5.2-1 设计采购队未关闭的项目

类别	核岛部分	常规岛部分	BOP 部分	总计
DCR	32	19	9	60
CUW	64			64
MR	32	50	24	106
PAC	112	56		168
UES		53		53
总计	240	178	33	451

DCR: 调试过程中发现的设计问题、设备问题、定值问题、文件错误或是安装错误问题,由调试队签发的设计修改申请。

UES: 调试过程中发出的异常事件单,调试队于 1994 年 5 月底停止出 UES。

CUW: 工程部接到生产部发出的 NCR 后,核岛部分向承包商发出的保证期问题单,可以包括设计问题、设备修改问题,部件或设备返修或重新供货问题。常规岛部分的 NCR 转变为 UES 单向承包商发出。

MR: 材料要求:是工程部开出的需要承包商供货的要求或生产部为快速获得供货,而通过工程部作的购货要求。

PAC: 在签发临时验收证书时,向承包商提出的当前存在的一些主要问题,且要求承包商限期解决的。这些问题在 DCR, CUW 等已包括的不再列入该清单中, PAC 分别按机组列出,分设计,施工、调试和文件四个方面的问题。

2. 施工队遗留项目

在设计采购队将 DCR, UES, CUW 发给承包商后,若确为设计问题,法马通将出 DEN,即设计修改通知,涉及设计说明书或整定值的修改则出 SDM DEN 或 SPM。若为常规岛问题,通用电气公司则出 PCN,即核电站修改通知,二者均为设计修改文件。

(1) 若为设备修改,所有的承包商均出 CIN,即设备修改通知。如属于业主责任,则为附加 CIN,即附加设计修改。

(2) 若为材料问题,承包商均会给出相应的 UES 或 CUW 问题编号和材料名称,清单。

对于附加设计，通常由业主委托 FRAMEX 进行设计，其设计文件称为 FED，即现场设计修改。

常规岛和 BOP 部分由山东核电工程公司或东北核电建设公司出 FCR，即现场变更申请。所有 DEN、PCN、CIN、FDE、FCR 均经设计采购队审查，批准后发回承包商进行工作文件准备。

承包商准备好的工作文件交施工队审查，批准后成为 PWN，即 EESR 之后的工作文件。施工队将尚未处理完的 PWN 分三部分列出清单转给生产部。

a. Unit1, 0, 9 部分清单。

b. Unit2 部分清单。

c. 土建遗留工作清单。

安装遗留项目可分为下列五类。

a. 第一类：任何时间都可以执行，对文件无影响。

b. 第二类：任何时间都可以执行，对文件有影响。

c. 第三类：在短期（数天）停堆情况下可以执行的项目。

d. 第四类：运行时执行有风险的项目。

e. 第五类：必须在大修期间执行的项目。

施工队的安装遗留项目见表 2.1.5.2-2。

表 2.1.5.2-2 安装遗留项目表

项 目		Unit 1, 0, 9	Unit 2	总计
核 岛	机械	72	59	131
	电气	91	69	160
常 规 岛	机械	52	32	84
	电气	66	34	100
BOP	机械	10	4	14
	电气	24	3	27
土 建		47	19	66
总 计		362	220	582

3. 调试队遗留项目

由于供货问题或设备正在法国返修或要等待试验条件具备才能完成的调试项目，以及等待项目修改实施后再作再鉴定项目见表 2.1.5.2-3。

工程部遗留的最大改造项目是机组凝汽器改造。由于 GEC-A 设计上的不周，将排汽和疏水管直接与凝汽器相连接，其减温减压器和入口处挡板设计不合理，造成高速蒸汽直接冲刷钛管，使钛管破裂，造成多次停机事故。为解决这一问题，GEC-A 接受业主意见，在凝汽器两侧各加装三个疏水箱。疏水箱与凝汽器之间通过 U 形管相连。这样排汽和疏水就不直接进

入凝汽器而先经疏水箱减温减压。这个改造除加装 6 个疏水箱外,要重新布置和安装 17 个系统的 66 根进入凝汽器的汽管道,移动大小阀门 91 个,大小焊口 840 个,其中 70% 是大口径管,重新安装两个大的操作平台,两个小的操作平台等。GEC-A 承担修改的设计和施工费用,修改后的再鉴定仍由业主承担。

表 2.1.5.2-3 调试队遗留项目表

项目	调试遗留项	修改再鉴定项	总计
Unit 1	77	25	102
Unit 2	82	11	93
总计	159	36	195

工程部遗留项目的处理在改造科内由两个小组来承担。一个小组是完工组,由原工程部设计采购队、施工队共 13 位工程师组成,仍按在工程部阶段的工作程序由设计采购队工程师作设计审查,并与承包商进行协调,在设计审查由生产部批准后,通知承包商出工作文件。原施工队的工程师负责审查施工文件,签署质量计划,现场 QC 监督和完工报告签收等工作。另一小组由原工程部调试队的 4 位工程师组成,负责修改项目再鉴定的组织、实施和协调工作以及调试队遗留项目地实施和协调工作。

改造科利用机组投入商业运行前的小修和 1 号机组发电机抢修等机会,尽可能多地实施或完成改造项目,例如:在发电机抢修期间,改造科的工程师们在 3 月份开始与工程部密切配合逐项审查了一批遗留项目的基础上,于 7 月 9 日整理出要抢修的项目清单,并在极短时间内准备设计、施工及再鉴定试验文件,共计 65 项。通过与承包商及维修处计划组每天开协调会议,根据所给的时间窗口及其它供货条件的综合平衡最终完成了 52 个项目,较好地完成了任务。

4. 文件修改工作

在工程最终安装报告 EESR 或 ECSR (土建) 之后,供应、安装或土建承包商在现场所作的工作要反映到竣工图中去。所有 PWN 工作对文件的影响,承包商仅提供变更单 (CIN, FCR 等),对受变更影响的 SDM (系统手册)、EOMM (设备制造完工报告) 等相关文件的修改并没有系统完整的考虑。

- (1) 工程后期,工程部为了按期向生产部移交各项文件,与各承包商签订协议,限期移交主文件,后续的文件更新工作则由 JVC 自己组织人力完成,承包商的截止更新文件日期为:

FRA/SPIE : 最终 EESR 阶段

GEC-A : 1993 年 7 月 31 日

BOP : 1993 年 8 月 15 日

FRA 和 GEC-A 分别向 JVC 提交了遗留未修改的变更单清单,其内容只限于现场施工文件的更新,而对其它功能性文件,如 SDM、EOMM 等,不负责提供任何资料,对 BOP 部分,EDF 只更新到第三阶段,对此后的 500 项变更单,EDF 仅提供了

70 份变更单所影响到的 SDM 章节对应清单。这样大量的 SDM 和 EOMM 更新工作必须由业主自己承担, 这部分工作在工程部阶段组织苏州热工研究所派员在现场对 662 个项目的变更单所提到的 1689 份文件全部进行了更新, 但对所影响到的功能性文件仅更新了 100 份。生产阶段, 功能性文件是比施工文件更重要的文件。运行处与维修处凭借这些文件对他们的运行文件与维修文件进行更新。这个文件的更新必须投入更多的有专业知识的人力才能加以系统的解决。

生产部于 1994 年 9 月与苏州热工研究所签订合同要求他们派员(10 人)到现场, 完成现场关闭的修改项目的图纸文件的修正更新并负责处理图纸文件中所遗留的问题; 负责 1 号机组大修项目图纸文件的修正更新工作, 另外要求他们收集、整理、编制核电站的电气接线图、逻辑控制图和模拟量图纸。该合同任务正在按预定计划顺利实施。

- (2) 工程建设阶段, FRA, GEC 和 EDF 提供的系统流程图, 图面质量差, 不规范, 不统一, 不少地方模糊不清, 常给运行人员带来很多不便; 加上在调试阶段, 调试队根据现场调试情况, 对某些地方已作了局部修改, 两个机组也有不完全相同的情况, 调试队在承包商提供的流程图版本基础上作了临时更改。核电站改造科自 1994 年初起, 通过与广东核电投资公司四星公司的合同, 要求重制核电站的系统流程图, 由改造科工程师根据承包商提供的最新流程图和调试队的流程图, 作综合性工作。对不一致的地方, 到现场逐一核对后, 再出版成生产部的正式流程图, 图面坐标符号、文字图例作了适当调整, 使其更清晰可读, 然后由四星公司重制出更新的图纸, 经改造科三位工程师多次核对, 随后再修改、校对, 经生产部副经理逐一审核签字。经过一年的努力, 有 789 张流程图正式出版。
- (3) 生产部内部提出的改造项目, 无论是自己设计的项目, 还是由外援单位设计的, 都要求在设计阶段即对相应的功能性文件作好更新的准备工作, 并及时分发给运行处和维修处, 以便及时更新相应的运行规程和维修规程。

2.1.5.3 不符合项管理

1. 概述

在核电站维修运行过程中, 就不符合项管理而言, 我们制定和贯彻了必要的管理措施(程序)。制定和贯彻这些措施的目的是为了:

- (1) 及时发现不符合规定要求的物项;
- (2) 控制不符合规定要求的物项, 防止被误用或误装;
- (3) 必要时查明出现不符合规定要求物项的根本原因;
- (4) 及时采取有效的纠正措施, 以防止不符合规定要求物项重复出现。

在这些措施中, 着重指出, 凡不符合规定要求物项或未按规定要求完成的物项和工作, 必须按照不符合项处理。在不符合项处理中, 首先, 应对该物项作出标识或作实物隔离; 其次, 应及时填写不符合项报告, 便于评估和审查; 第三应将不符合项报告提交主管设计的部门进行审查和作出处理意见等等。涉及不符合项的规定要求计有下列几条:

- (1) 凡不符合设计、采购或合同规范书要求的物项;
- (2) 凡未按已批准图纸、规范书或设计文件要求安装的物项;
- (3) 凡未按原设计工况操作而损坏的物项, 例如在过压力、过电压、过热或其他对物项质量有影响的非设计要求的工况下的损坏的物项;

- (4) 凡因设计不当、用材不当或使用工具不当而损坏的物项；
- (5) 由于上一条同样原因，存在着潜在质量风险的物项，尽管这些物项在正常工况下没有质量问题；
- (6) 丢失的物项；
- (7) 在物项验收检查中，发现不符合采购或设计要求而被“原样使用”或经过修补处理的物项；
- (8) 旁路停工待检点而随后又未作检查的物项。

另外，在这些措施中，还明确指出，对已接受的变更，放弃要求或偏差的说明都必须形成文件，指明不符合要求的物项的“竣工”状态；而对经修理和返工的物项要重新进行检查。

2. 不符合项管理程序

在不符合项管理程序中，上述必要的管理措施是通过制订和有效地贯彻下列程序实现的：

(1) AO/OPS/127《不符合项管理程序》

该程序的主要内容包括：目的，适用范围，各相关部门的职责分工，以及不符合项处理过程中的主要步骤。如不符合项的发现；填写不符合项报告；报告的审查和确认；不符合项的标识或隔离；不符合项报告的工程处理；不符合项工程处理意见的选择和批准；工程处理意见的实施和验证；不符合项报告的关闭等。就职责分工而言，核电站经理除对《不符合项管理程序》的有效贯彻负全面责任外，还负责批准 QSR 不符合项报告的最终处理意见；技术支持处负责不符合项报告的审查和确认，提出和确定不符合项报告的处理意见，组织召开技术协调和跟踪会议，以及建立必要的数据库；维修处着重负责对不符合项报告的处理意见，提出具体建议，对由核电站经理批准的不符合项提出最终处理意见并付诸实施和完成验证过程。

(2) IP/OPS/222《不符合项处理程序》

这是一个从属于 AD/OPS/127 的执行程序，它简要地规定不符合项处理的具体步骤；确定了由谁来填写不符合项报告中各栏目的内容和具体要求；视不符合项报告的分类和重要性，规定了不符合项报告处理的具体进度要求。

(3) IP/OPS/227《现场承包商维修工作中的不符合项处理程序》(试行)

这也是一个从属于 AD/OPS/127 程序的执行程序，它的主要内容包括：对两类不同的现场服务承包商，在不符合项处理中，明确规定了 GNPS 和承包商之间的职责分工；对承包商提供的物项或服务发生不符合项时，由承包商建议的不符合项处理意见，在付诸实施前，需经 GNPS 评估和最后批准；不符合项报告的最终处理意见应由核电站经理或其他的代表签发，并发给有关责任处或承包商执行。

(4) TS/OPS/020《核岛备件制造中的不符合项和偏差项处理》技术规格书

该技术规格书针对下列三个方面规定了广东大亚湾核电站同核岛备件制造承包商在处理不符合项和偏差项中所采用的具体规则：

- a. 由承包商通知 GNPS 管理部门；
- b. GNPS 审查由承包商提出的不符合项和偏差项的解决办法；
- c. 由承包商实施纠正行动。

具体内容包括：不符合项的分类原则和要求建立的档案内容；两类不符合项 (I、E) 的处理原则；偏差项的分类 (C、D1、D2) 原则；各类偏差的处理原则和具体处理步骤。

(5) IP/OPS/224《涉及保证期不符合项的具体处理程序》(试行)

该程序的主要内容有：是否涉及保证期的不符合项的判别原则；涉及保证期的不符合项的具体处理步骤；就不符合项的责任问题，承包商三种可能回答（接受、拒绝和责任待定）；针对上述可能的回答，GNPS 同承包商之间的定期协商，分别处理和跟踪过程。

自 1993 年以来，我们陆续建立和试行了上述五个程序。目前已有三个程序（AD/OPS/127，IP/OPS/22 和 TS/OPS/020）正式生效，另外两个程序（IP/OPS/227 和 IP/OPS/224）仍在继续试行。

3. 不符合项处理现状

在不符合项管理中，由于我们采取了上述五个程序中规定的一系列措施，并在各相关处的共同努力下，比较圆满地完成了 1 号机组和 2 号机组中相关不符合项的处理，保证了两台机组的再鉴定和稳定可靠运行。

1994 年度不符合项处理现状综合于表 2.1.5.3-1 至表 2.1.5.3-4 中，其中表 2.1.5.3-1 是不符合项的等级分类情况；表 2.1.5.3-2 是不符合项处理的进展情况；表 2.1.5.3-3 是涉及保证期（CUW-UES）的不符合项处理进展情况；表 2.1.5.3-4 是 GNPS 相关部门在 1994 年度分别开出的不符合项数量。

表 2.1.5.3-1 不符合项的等级分类

类 别	数量
与质量无关	43
质量安全相关	93
质量相关	250

表 2.1.5.3-2 不符合项处理情况

类 别	数量
有条件释放	30
未关闭	62
已关闭	294

表 2.1.5.3-3 与设备保证期相关的不符合项处理情况

类 别	数量
已关闭	127
未关闭	158

表 2.1.5.3-4 各处/科发出的不符合项

处/科	数量
保健物理处	1
维修处机械科	1
维修处现场服务科	1
技术支持处质量控制科	3
技术服务处	4
技术支持处完工改进科	7
技术支持处经验反馈科	8
维修处电气科	23
运行处	27
维修处准备科	117
维修处仪表科	194

最后应该指出, 1994年在备件制造活动中, 根据 TS/OPS/020 技术规格书, 我们一共处理了 6 个不符合项, 其中 1 个属 Q2, 5 个为 Q3, 并已全部关闭。

2.1.5.4 在役检查

1. 概述

在役检查, 简称 ISI, 是核电站年度换料大修中必不可少的一项工作。核电站许多设备和系统(尤其是核岛部分)的运行工况是高温、高压和高放射性。在这样恶劣工况下运行的设备和系统常常会出现这样或那样的缺陷, 如裂纹、磨损等。这些缺陷将成为核电站的事故隐患。若及时发现, 并采取相应的措施, 这些缺陷将会在高温、高压下迅速扩展, 最终导致严重的核泄漏事故。对核电站实施有效的在役检查目的就在于及时发现设备和系统中存在的各种缺陷, 在泄漏事故发生之前及时采取预防措施, 例如一旦发现蒸汽发生器的某根传热管上出现超标缺陷, 便立即对其实施堵管, 这样既可以有效地防止核事故的发生, 达到保护环境, 保障公众健康和安全的目的, 又可以减少由于核泄漏而引起的非计划性停机, 提高发电效率。

目前国际上普遍采用的在役检查方法有以下 8 种:

- (1) 超声波检测 (UT)
- (2) 涡流检测 (ET)
- (3) 射线检测 (RT)
- (4) 渗透检测 (PT)
- (5) 磁粉检测 (MT)
- (6) 声发射检测 (AE)
- (7) 电视检测 (TV)
- (8) 目视检测 (VT)

这 8 种方法在大亚湾核电站两台机组的役前检查 (PSI) 中都曾用过, 役前检查是在役检查的参照点。

大亚湾核电站 1 号机组首次在役检查 (1994 年 12 月至 1995 年 2 月) 运用了除声发射检测以外的以上全部七种方法, 即超声、涡流、射线、渗透、磁粉、电视和目视检测。这次在役检查分为核岛 (NI) 在役检查和常规岛 (CI) 在役检查两部分, 共检查了 112 台设备和压力容器, 26 个系统, 75 个阀门以及 1493 条管道焊缝。检查后对常规岛冷凝器中发现的 21 根超标缺陷钛管实施了堵管, 其它所有受检部件均未发现超标缺陷。

2. 核岛在役检查

1 号机组核岛在役检查执行的是法国 RSEM 规范, 即法国压水堆核电站核岛机械设备在役检查规范。RSEM 将在役检查分为完全在役检查 (Complete ISI) 和部分在役检查 (Partial ISI)。根据 RSEM 要求, 每台机组在每年换料大修中至少要做部分在役检查。第一次完全在役检查的时间由核电站自行决定, 但一般不超过第一次装料后的 2.5 年, 即在第一次装料后 2.5 年内的任何一次换料大修中进行。两次完全在役检查的间隔不超过 10 年。本次 1 号机组在役检查是一次完全在役检查。

在 RSEM 中, 核岛设备和系统分为核安全 1 级、2 级、3 级和无核级。核岛在役检查的主要对象是核安全 1 级和 2、3 级部件和系统。核 1 级与核 2、3 级部件及系统的分界线为主回路以外的第二个阀门, 即第二个阀门以内为 1 级, 第二个阀门以外为 2、3 级 (包括蒸汽发生

器二次侧和主蒸汽系统)。

1 号机组核岛首次在役检查包括：反应堆压力壳，蒸汽发生器（3 台），稳压器，主泵（3 台）等核安全 1 级设备，以及主回路（RCP）和核辅助系统中核安全 1 级和 2、3 级阀门，管道焊缝及压力容器。所涉及的核辅助系统有：

- a. 余热排出系统（RRA）
- b. 安注系统（RIS）
- c. 化容系统（RCV）
- d. 主蒸汽系统（VVP）
- e. 辅助给水系统（ASG）
- f. 汽机旁路系统（GCT）
- g. 安全壳喷淋系统（EAS）
- h. 硼回收系统（TEP）

(1) 压力壳在役检查：压力壳是核岛的核心部件，压力壳在役检查运用了法国压力壳在役检查的专用设备 MIS 机，检查内容包括压力壳筒体和顶盖两部分。

- a. 顶盖检查包括：
 - (a) 法兰顶部焊缝的超声检测
 - (b) 顶盖内表面的 CCTV 检查
 - (c) 顶盖管座的 CCTV 检查
 - (d) 顶盖吊耳焊缝的渗透检查
- b. 筒体检查包括：
 - (a) 筒体焊缝的超声检测
 - (b) 接管焊缝的超声检测和射线检测
 - (c) 内表面及法兰面的 CCTV 检查
 - (d) 螺栓、螺母的超声和涡流检测

压力壳检查未发现严重缺陷，可以投入下一阶段运行。

根据 RSEM 规定，压力壳的在役检查一般在役前检查（PSI）和完全在役检查（Complete ISI）中进行，也就是说 1 号机组下一次的压力壳在役检查将在 10 年以后，即 2000 年左右进行。

(2) 蒸汽发生器在役检查：蒸汽发生器是核岛的另一关键设备，也是核岛的薄弱环节，本次在役检查中蒸汽发生器检查的内容包括：

- a. 传热管的涡流检查
- b. 一次侧水室的 CCTV 检查
- c. 筒体焊缝及接管焊缝的超声、射线和渗透检测
- d. 人孔螺栓、螺母的超声和目视检查
- e. 二次侧上部筒体内表面的目视检查

其中最主要的是传热管的涡流检查。

大亚湾核电站每台机组有三台 55/19B 型蒸汽发生器，每台蒸汽发生器有 4474 根 Inconel690 传热管，其尺寸为 $\varnothing 19.05 \times 1.09\text{mm}$ ，即传热管壁厚仅 1.09mm。而蒸汽发生器一次侧的运行工况为 300℃ 155 巴，加上流体（水、汽）的流动引起传热管的振动和二次侧管壁沉

积物等因素,导致蒸汽发生器传热管容易形成各种缺陷,如支承板和防振杆处的磨损,胀管区和弯管处的应力腐蚀裂纹,以及管板和支承板上沉积物引起的腐蚀点坑等。这些缺陷很容易在高温、高压下迅速扩展,使仅 1.09mm 厚的传热管管壁很快穿透,引起一回路压力边界失效导致泄漏事故。

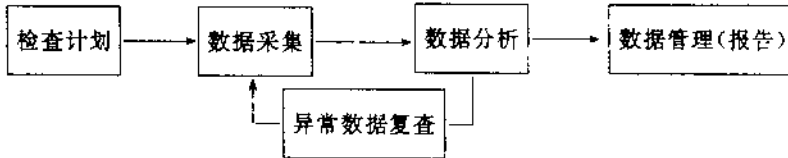
所以根据 RSEM 要求,每年换料大修必须对蒸汽发生器传热管做涡流检查。1 号机组首次蒸汽发生器传热管在役检查的计划见表 2.1.5.4-1。

表 2.1.5.4-1 蒸汽发生器传热管在役检查计划表

	抽样 12.5%	缺陷管复查	边缘二排	总管数
SG1	519	0	306	825
SG2	0	2	306	308
SG3	0	2	306	308
Unit 1				1441

即共检查三台蒸汽发生器的 1441 根传热管。

本次传热管涡流检查采用美国 MIZ-18 远控多频涡流检测系统,工作原理框图如下:



蒸汽发生器传热管检查总是处在核岛大修的关键路径上,检查的进度又主要取决于数据采集的快慢。这次在役检查中发现蒸汽发生器传热管内壁的残余水分大大阻碍了探头的行进速度,检查前将一次侧烘干对提高采集速度大有帮助,这一点值得今后检查时借鉴。

数据分析主要是找出传热管中存在的缺陷,并测出其深度和所在的位置。根据法国同样型号蒸汽发生器的检查经验,最容易出现缺陷的部位是管板上部由于胀管区几何变形引起的裂纹和沉积物导致的腐蚀点坑。所以本次在役检查对这个区域特别予以注意,幸好迄今为止未发现严重缺陷,但今后这个部位仍将是数据分析的重点。

本次检测与前一次检测作比较,未发现缺陷的变化或发展,所以完全可以投入下一阶段运行。

3. 常规岛在役检查

1 号机组第一次在役检查的另一大部分是常规岛在役检查,常规岛在役检查主要是参照英国标准以及我国劳动部和水电部的有关安全法规。根据有关安全法规的要求,大亚湾核电站对两台机组的常规压力容器和设备实行注册登记,并定期检查,1 号机组首次在役检查正是对常规岛的有关设备及压力容器实施这样的定期检查,检查的内容包括:

- 汽轮机 (高压缸和一台低压缸)
- 发电机转子护环
- 低压加热器 7 台 (ABP)
- 除氧器和压缩空气罐 2 台 (ADG)
- 润滑油冷却器 6 台 (ADG, GGR)

- 高压加热器和疏水罐 8 台 (AHP)
- 冷水泵汽机疏水罐两台 (APU)
- 除氧器系统 4 台 (ASG)
- 轴封蒸汽冷凝器 1 台 (CET)
- 蒸汽凝汽器 5 台 (CEX), 共 10887 根钛管的涡流检查
- 压缩空气罐系统 28 台 (GCT, SAR, SAT)
- 发电机密封液位控制和储油箱两台 (GHE)
- 氢气冷却系统 8 台 (GRH)
- 氢气计量系统 3 台 (GRV)
- 汽水分离再热器 12 台 (GSS)
- 稳压罐 1 台 (GES)
- 热水加热器系统 1 台 (SES)
- 稳压气瓶 3 台 (SGE)
- 蒸汽转换器 5 台 (STR)
- 主蒸汽系统两台 (VVP)
- 辅助蒸汽锅炉两台 (XCA) 及其压力容器 7 台

检查的方法有: 超声波、涡流、射线、渗透、磁粉、气压查漏和目视等。

在凝汽器 10887 根钛管的涡流探伤 (占总数的 30%) 中, 共查出 11 根钛管伤深超过管壁厚度的 40%; 查出 10 根钛管涡流探头通不过, 后经闭路电视 (CCTV) 检查, 证实该 10 根钛管 (其中 1 根钛管因修改项目焊接操作不慎, 管壁烧穿, 面积达到 1cm^2 左右) 需进行堵管。因此, 1 号机组 3 台凝汽器第一次大修期间共堵管 21 根。

在进行 1GSS110BA 蒸汽再热器储水罐的接管焊缝超声波检查时, 淮电公司无损检验员探测到焊缝内表面有缺陷信号。因无法接近其内表面进行目视检查, 后经 OTS 和苏州热工所无损探伤员用不同探伤方法 (射线探伤和焊缝外表面打磨处理进行测厚), 证实该处焊缝内表面因坡口而形成的超声反射波, 被误认为是缺陷信号, 从而避免挖补或割管重焊的不必要工作。

1 号机组第一次在役检查经过了两个月紧张而有序的工作现已结束, 在此期间无论是核岛检查还是常规岛检查, 各项任务均在大修计划的日程中保质保量完成, 不仅为下一阶段核电站安全运行打下了基础, 也为今后的在役检查积累了经验和数据。

2.1.6 机组大修

2.1.6.1 大修组织机构

每个燃料循环结束时, 需进行换料大修。换料就是用新燃料组件去替换反应堆中 157 个燃料组件的 $1/3$, 并重新调整堆内新燃料组件与其余 $2/3$ 燃料的布置。同时, 核电站利用这一机会进行必要的维修和试验工作, 以确保机组按设计要求保持良好的安全水平。大修期间还要根据运行经验反馈进行设备改造, 以便进一步改进设备的运作性能, 从而保证机组安全水平得到进一步的提高。

百万千瓦级的机组换料大修, 在我国尚属首次, 因有国内外较多承包商参与, 工作中的接口必然很多; 再加上涉及的工种多, 技术复杂, 难度之大是可想而知的。为了安全、优质、

文明、高效、圆满地完成大修任务，电站建立了高效精干的大修组织机构和强有力的统一指挥系统，以组织、跟踪和协调所有的活动。

1号机组换料大修组织机构如图 2.1.6.1-1 所示，每个管理岗位均由两人出任，即一位中方经理作为一线负责人，另一位法方专家作为助手，以提供必要的管理与技术上的支持。这一组织上的举措出发点是让中方人员全面掌握大修的管理和技术，以实现今后自主大修的构想。

大修管理队伍由大修经理直接领导，所有活动由生产部经理授权。

大修管理队伍包括执行队伍和支持队伍。执行队伍负责实施各项大修工作，主要有三方面：运行与隔离活动、维修与改造活动、试验（包括定期试验和再鉴定试验等）与调试活动。每支执行队伍又包括一支实施队与一支质量控制检查队。支持队伍则为执行队伍提供必要的支持服务，包括 QA、核安全监管、辐射防护与工业安全、工程设计、合同与采购等。

所有管理队伍的经理都将全部时间与精力放到大修工作中，并于 1994 年 9 月份开始，陆续到岗。为创建团队精神，有关各项负责人都在 BA 楼集中办公。大修管理的关键在于有效的协调，因此，设置了所有必要的联络渠道，以迅速传达信息。大修开工前三个月设立了月会、周会制度，大修开工前三天起每天上午 10:45 由大修经理主持召开“大修例会”，通报每日工作进展，未来 72 小时主要活动，协调各部门接口，并对重大的管理和技术问题做出决策。每天下午 2:30 则由大修计划组主持计划协调会，逐一落实《三天滚动计划》的各项工作。大修秘书组每日编辑《大修日报》，向各部门发布大修进展状况及各项信息。

2号机组换料大修将建立类似的组织机构。为培养和锻炼年轻人，各岗位均由本专业的年轻人担任。

2.1.6.2 大修承包商介绍

核电站自己的维修队伍不可能承担全部大修任务，因此每次换料大修都要有一些承包商参与工作，尤其是机组的第一次大修，设备处在保证期内，还需要供货商的参与。

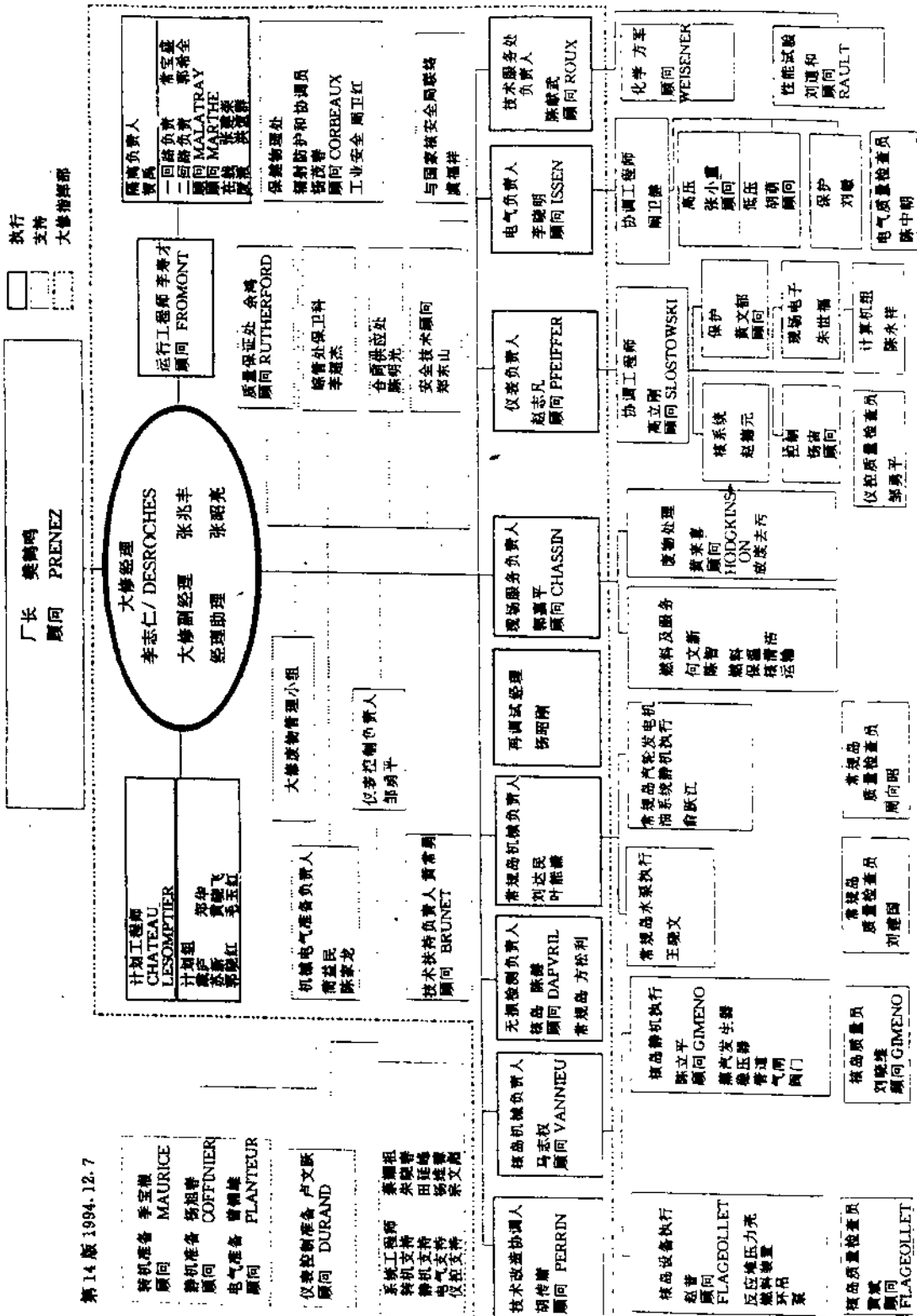
1. 承包商承担的主要工作和技术援助项目

承包商承担的工作：

- FRAMEX 负责承担核岛机械主要维修项目，并负责柴油机转动部件（2号机组柴油机由 GNPJVC 自主承担）
- 核工业二三建设公司提供核岛作业的劳动力
- 淮电检修公司负责常规岛机械设备的维修项目
- 东北电建负责 BOP 机械设备的维修项目
- 中国核动力研究设计院负责核清洁和服务工作，凯利公司作为中国核动力研究设计院的子承包商提供劳动力
- 法国 INTERCONTROLE 负责压力壳在役检查
- 武汉核动力运行研究所负责核岛除压力壳外其它设备在役检查
- 苏州热工研究所负责常规岛的在役检查与无损探伤试验
- 华兴公司负责土建
- 南江公司负责小规模电气作业

承包商提供技术援助：

- FRAMATOME 负责核岛



执行
 支持
 大修指挥部

图 2.1.6.1-1 1号机组换料大修组织机构图

第 14 版 1994.12.7

- GECA 负责常规岛
- 核工业第二研究设计院提供修改项目的支持

2. 1、2号机组首次换料大修主要承包商的情况介绍

FRAMEX 公司是 FRAMATOME 的海外检修公司, 以 FRAMATOME 核服务组织作为技术后盾, 充分利用 FRAMATOME 54 台运行机组的维修经验, 开展国外服务。1993 年 7 月, FRAMEX 与 GNPJVC 签订核岛维修服务合同, 负责两台机组第 1、2 次换料大修的核岛主要机械维修项目:

- 反应堆容器开/扣大盖
- 蒸汽发生器和其它一回路设备维修
- 阀门、泵及其它辅助设备的检查与维修
- 部分系统改造, 包括设计与现场试验
- 其它技术活动对 GNPJVC 的支持

大修工作中, FRAMEX 派出约 100 名技术人员与核工业二三建设公司的 150 人组成工作队开展核岛大修工作。

GECA 是大亚湾核电站常规岛的供货商。在 1、2 号机组首次换料大修中对常规岛在下列范围提供技术支持: 汽轮机、发电机、辅助设备、给水泵、控制仪表、材料采购等。另外, GECA 负责凝汽器疏水扩容箱改造。

深圳准电检修公司 (HNMC), 其上级主管单位是淮南发电总厂 (HGPP)。该厂是全国最大的火力发电基地之一, 所属 300 MW、600 MW 机组分别荣获过国家优质工程银牌奖和国务院颁发的重大技术装备金奖。该厂有 2500 余名检修人员。

1993 年底, HGPP 与 GNPJVC 签订大亚湾核电站常规岛设备维修合同后, 组建深圳准电检修公司 (HNMC) 作为履行合同的具体单位, 承担 1、2 号机组首次换料大修常规岛机械设备的维修项目。

东北核电建设公司 (NEPC), 隶属电力部东北电业管理局第一工程公司。该公司曾在大亚湾核电站安装工程中获得 14 个项目的优质工程证书, 安装过程中与多家国外公司进行了有效的合作。NEPC 按照国际现代化企业管理模式运作, 有完整的工作质量保证体系、质量监督控制体系、工作进度管理和安全文明施工控制体系, 以确保所承担工程的质量、进度和安全。NEPC 在 1、2 号机组首次换料大修中负责电厂配套设施的大修项目和部分电厂改造项目。

核工业二三建设公司成立于 1958 年, 是我国最早建立的大型核工程综合安装企业。该公司承建了我国大部分核工程和核科研设施, 被国家建设部评定为核工程一级安装企业, 被国家核安全局批准为中国唯一具有 1 000MW 压水堆核电站核岛设备安装资格的企业。在 1、2 号机组首次换料大修中, 二三建设公司提供核岛工作人力支持。

INTERCONTROLE 公司是法国一个专门从事无损探伤的公司, 其前身为法国原子能委员会 (CEA) 的无损探伤实验室, 主要工作是制造和改进 CEA 研制的在役检查装置, 如压力壳在役检查机 (MIS 机) 和蒸汽发生器传热管多频涡流探伤设备, 并承包国内外核电站在役检查工作。

在 1 号机组首次换料大修期间, INTERCONTROLE 公司承担反应堆压力容器 MIS 机检查和顶盖、螺栓、螺母检查等工作。

武汉核动力运行研究所 (RINPO) 直属中国核工业总公司, 主要从事核动力运行技术研

究以及核动力装置蒸汽发生器和稳压器的设计与试验工作。1号机组大修工作中，RINPO承包了蒸汽发生器、稳压器和一回路管道等核安全一级设备的在役检查工作，并研制反应堆内部构件水下电视检查装置。2号机组大修工作中，RINPO承包了蒸汽发生器传热管等核安全一级设备的涡流探伤在役检查工作，同时还承担了蒸汽发生器二次侧冲洗前后的内部电视检查工作。

苏州热工研究所是国家电力部批准与认可的锅炉压力容器检验中心，代表广东省电力局对GNPJVC常规岛和辅助设施的压力容器检查规范进行审查。大修期间，该所主要负责常规岛和辅助设施压力容器（包括汽机部件）的金属检查总报告，送广东省电力局审查。

核工业第二研究设计院是核工业系统最大的综合性工程研究设计院，是国家批准的进行工程设计总承包的设计单位。1994年开始，该院作为GNPJVC的技术后援单位，进行核电站设计修改的技术支持和服务，已完成110多项修改的评估报告，进行和完成了23项专项服务或设计任务。

在1、2号机组大修期间，该院技术服务队将与GNPJVC人员密切合作，对紧急改造项目进行技术评价。

中国核动力研究设计院是集研究、设计、试验于一体的综合性科研单位。在大亚湾核电站工程建设期间，输送过大批技术骨干并进行了多项工程的技术支持。在核电站运行期间，该院完成多种反应堆开盖专用工具的研制，并承担法方燃料元件制造技术转让的技术支持和控制区核清洁日常维护工作。在1号机组首次换料大修期间，该院负责现场服务和核清洁工作。

深圳南江电气实业公司是重庆扬子电气工程公司在深圳办的独资企业，承担电气安装与维修工作。大修期间，南江公司主要配合维修处电气科进行核岛照明、配电和再供电工作。

2.1.6.3 大修准备工作

1. 大修准备的三个阶段

1、2号两台机组大修过程、项目和承包商的选择基本相同，两台机组大修前期的准备工作也基本一致。1993年5月左右，开始第一阶段的准备工作，着手研究两台机组大修项目计划，并选择大修承包商。这一阶段主要工作为：

- 编写《10年换料大修大纲》（1号机）、《年度换料大修大纲》（2号机）
- 编写维修和改造项目清单
- 编写准备工作进程计划
- 外部支持合同谈判

1993年10月，进入第二阶段的准备工作，主要是大修的组织和实施准备，这一阶段主要工作为：

- 大修计划组（OPG）成立
- 开发大修计算机管理系统
- 准备大修进展计划、初步确定大修关键路径和次关键路径
- 准备技术文件和改造文件
- 确定资源（人力、技术支持、备品备件、专用工具等）需求
- 开发大修预算系统
- 人员培训与授权

1994年8月，生产部和维修处全面动员，加紧进行各项准备工作。1994年8月30日签

发了《大修组织程序》。9月1日,经生产部经理部授权,大修经理正式启动“1号机组换料大修组织机构”,并建立周会、月会制度,定期跟踪、检查、协调各项工作。1994年11月,1号机组大修组织机构的成员全部在BA楼集中办公,便于协调、管理。大修计划组1、2号机组人员明确分工。在大修经理的领导和组织下,1号机组大修组织机构中的人员将全部精力和时间投入到大修准备工作中去,并开展了大修前的预检修工作,进入1号机组大修准备的第三阶段。1994年12月8日,签发《大修管理程序》。

1994年12月17日,1号机组大修正式开工,各部门在确保2号机组安全运行和1号机组大修顺利进展的前提下,加紧进行2号机组大修准备。

2. 大修准备的主要方面

- (1) 确定大修项目:根据《维修大纲》、运行经验反馈、批准的改进项目及国外经验反馈,以及制造和设计单位提出的修改,确定大修的主要项目。
- (2) 制定计划与进度:1号机组实施《10年换料大修方案》,批准开工日期为1994年12月17日,计划工期为78天,目标工期为72天;2号机组实施《年度大修方案》,批准开工日期为1995年4月4日,计划工期为65天,目标工期为58天。根据确定的大修项目和批准工期,大修计划组编制出“关键路径”和“次关键路径”的活动计划。
- (3) 技术准备:
 - 制订出重大改进项目与重要试验项目的技术措施,编写有关程序,如CEX、CPP改造等
 - 制订在役检查的技术措施与要求
 - 编写质量安全计划
 - 分析运行技术规范的要求以及各专业之间活动的影响及接口,从而预先判断可能对计划产生的障碍
 - 有关技术文件、程序与图纸的准备(参考“文件准备”)
 - 工作指令的准备
- (4) 专用工具的准备:为确保所有的专用工具备齐,成立了两支专门队伍,即GNPJVC-FRAMEX,与GNPJVC-淮南电厂两支队伍,采取有效措施,以租用、直接从FRAMEX、GECA处购买或在征得制造商同意前提下自行制造等方式确保所有备件准时到位。1号机组大修开工前,435件NI专用工具和667件CI专用工具全部准备好,通过鉴定和批准,并办好与承包商的移交工作。
- (5) 备品备件与消耗材料的准备:大修备品备件、消耗材料的准备工作在1993年底以前就着手进行了。在原有追加备件的基础上,根据大修项目,参考系统设备检修规程,整理出大修备件清单。再与仓库一一核对,库中已有的备件逐一挂牌,注明用于大修。库中缺乏的大修备件列入采购计划申请单,并确定大修中必须更换的备品备件为A类,大修中设备解体检查后才能确定是否需要的备品备件定为B类。维修处与合同采购处深入调查,明确现状,考虑从FRAMEX、EDF、中电、GEC-A等多种渠道借用或购买。大修中还启用了UMR紧急采购通道,保证大修进展不因备品备件的供应受到影响。同时,对已订货项目,采用“催货单”进行催货。
- (6) 组织准备:建立组织机构,明确接口关系,制定组织程序。
- (7) 人力准备:随着“大修组织机构”的启动,各有关处、科加紧动员,做好各专业人

力安排。各承包商亦于开工前按时到达现场。大修各部门进行了大力动员，并作有关大修的培训。对承包商着重进行工业安全、核安全、辐射防护和核电站工作过程的培训。

(8) 文件准备：

- 安全工程师按规定在大修开工前两个月向国家核安全局提交《首次换料大修初步报告》和《换料安全分析报告》。
- 建立大修组织的各有关行政管理和组织程序。《大修管理程序》于1994年12月8日签发，《1号机组大修实用导则》于1994年11月签发。
- 大修计划文件的准备：大修计划组（OPG）于大修前制定出清晰的关键路径与次关键路径计划，准备好完整的大修计划、分项的详细计划和各项活动的时间窗口。
- 运行文件的准备：大修开工前准备好所有的运行文件，包括大修运行程序、主隔离和贯穿件试验隔离程序、定期试验文件、在线文件、水位控制文件、废液管理文件和临时特殊装置（TSD）文件等。
- 检修与改造工作文件的准备：共有四类文件，即规程、质量计划和主要质量计划、工作票及修改文件包，其中《大修技术规范书》终版于1994年5月签发；NI、CI和BOP的检修与改造工作计有900份大修程序；质量计划由工作执行单位自行制定。1号机组大修开工前NI的检修与改造工作计有700份工作票，CI和BOP准备了120份工作票，修改文件包约180个。

(9) 质量保证（QA）与质量控制（QC）工作准备：

QA人员大修前对所有工作文件是否符合GNPJVC工作过程要求进行了检查，并设置QA控制点，准备在大修工作中实施QA监督。

QC人员大修前检查了所有的质量计划和主质量计划，并组织了对QC检查员和项目经理的培训、考核和授权。

另外，合同与预算部门进行了大量的工作，确保大修的顺利实施。工业安全与辐射防护部门建立有关组织和程序，分析各项大修活动的过程，采取措施以降低工业安全和核安全风险，并成立了“大修ALARA委员会”，确保“合理可行尽量低”的剂量原则。

2.1.6.4 1号机组大修项目

1. 大修模式

根据运行总则GOR及有关法规、制造厂的建议及其他电厂的经验研究大亚湾核电站两台机组换料大修的最佳模式，把大修计划标准化为三种模式T1，T2，T3，详见表2.1.6.4。

2. 大修主要项目

1号机组大修是按T1模式实行的。

核岛工作属于关键路径，主要的工作内容包括：

- 换料
- 在主回路低水位上实施的阀门工作和蒸汽发生器检查（10年在役检查）
- 反应堆压力壳检查（10年在役检查）
- 修改项及再鉴定
- 柴油发电机LHQ6000小时检修，LHP年检

- 一台主泵机械密封检修
- 蒸汽发生器冲洗及超声波检查
- 全部配电盘的清扫及试验
- 部分核岛贯穿件的密封试验及定期试验

表 2.1.6.4 1号机组大修计划标准化的三种模式

	核 岛	常 规 岛	关 键 路 径	
			核 岛	常 规 岛
T1	换料 压力壳检查 10年在役检查大纲项目 一回路低低水位工作 重要的阀门维修 大的技术改造项目 安全壳压力试验 一回路水压试验	高压缸开盖检查 发电机全面检查 低压缸开盖检查(一个) 10年在役检查大纲项目 大的维修项目 大的技术改造项目	换料 压力壳检查 一回路低低水位工作 安全壳压力试验 一回路水压试验 关键路径	高压缸开盖检查 次关键路径
T2	换料 5年在役检查大纲项目 一回路低低水位工作 重要的阀门维修 大的技术改造项目	高压缸开盖检查 发电机全面检查 低压缸开盖检查(一个) 5年在役检查大纲项目 大的维修项目 大的技术改造项目	换料 低低水位 次关键路径	高压缸开盖检查 关键路径
T3	换料 小的维修活动 小的技术改造项目 年度在役检查大纲项目	一个低压缸开盖检查 小的维修项目 小的技术改造项目	换料 关键路径	低压缸开盖检查 次关键路径

常规岛工程属于次关键路径，主要的工作内容包括：

- 高压汽缸内部检查
- 一个低压缸内部检查
- 三个低压缸的第三级叶片检查
- 加热器和其他热交换器的在役检查
- 汽轮机两个主次阀门和两个调节门检查
- CPP系统和CEX的接口管道改造
- APP列汽机解体，全面检查及在役检查
- APP两列增压泵叶轮更换，加装机械密封
- APA泵的检查
- CEX003PO和MO的解体检查
- CVI一台泵解体检查
- GSS两台泵的检查
- ACO泵的解体检查
- 发电机检查

主要的改进项目：

- 安装冷凝水净化站和冷凝器之间的接口阀门及管道
- 冷凝器泄放扩容箱和相应管道的改造项目

计划项目统计：

- 核岛计划项目：1028 项
- 常规岛计划项目：1116 项
- 核岛试验项目：404 项
- 常规岛试验项目：91 项

3. 计划和进度表

首次换料大修关键路径

- 反应堆压力壳开盖
- 卸料
- 第一次低水位工作
- 反应堆压力壳在役检查
- 第二次低水位工作
- 装料
- 反应堆压力壳关盖
- 机组调试

主要里程碑

- MO：解列
- M1：正常冷停堆
- M2：稳压器人孔门打开
- M3：卸料前反应堆水池满水
- M4：末束核燃料组件运至燃料厂房
- M5：低水位平稳期开始
- M6：低水位平稳期结束
- M9：A/B 系列电源切换
- M10：反应堆压力壳检查开始
- M11：反应堆压力壳检查结束
- M12：RRA 最低水位运行开始
- M13：RRA 最低水位运行结束
- M14：装料开始
- M15：装料结束
- M16：RRA 最低水位运行准备
- M17：RRA 最低水位运行
- M18：稳压器人孔门关闭
- M19：热停堆平稳期开始
- M20：临界
- M21：并网

4. 主要维修项目详细内容

一回路 1 号主泵：

- 第 1、2、3 级轴承密封全面检查

- 泵和马达对中检查
- 检查第 1 级轴承座紧固性
- 检查主法兰螺栓应力
- 检查弹性垫圈和垫圈槽的密封
- 检查吸震装置的完好性
- 检查油路密封性
- 检查水路密封性
- 油取样
- 检查轴承间隙
- 电气检查 6.6kV 马达和接线

一回路在役检查:

- 压力壳体 γ 射线、超声波及电视检查
- 压力壳顶盖超声波、电视及液体渗透检查
- 控制棒驱动机构目视检查
- 蒸汽发生器有关焊缝 γ 射线、超声波及液体渗透检查
- 蒸汽发生器内部覆盖层的电视检查
- 蒸汽发生器 U 形管束涡流探伤
- 稳压器有关焊缝 γ 射线和超声波检查
- 稳压器内部覆盖层的电视检查
- 燃料包壳检查、吸漏试验

高压缸:

- 测量有关间隙和数据
- 检查转子
- 检测监视装置齿轮
- 叶片和转子轮是否有积垢、侵蚀和损伤
- 联轴器、调整垫表面、螺栓孔是否有划痕、毛刺或机械损伤
- 联轴器螺栓和螺母的螺纹是否损伤、是否有划痕和裂痕
- 对叶片和围带进行磁粉探伤
- 检查和清理上、下汽缸
- 法兰面是否被侵蚀或是否有漏汽通路痕迹
- 检查汽缸壳体是否变形
- 检查汽封壳和隔板是否变形

2.1.6.5 2号机组大修项目

1. 大修项目的确定

2号机组首次换料大修按 T3 模式(即年度检查)实施。

2. 大修主要工作项目

(1) 核岛部分

- 打开以及关闭反应堆堆芯,并对上部构件作 TV 检查;
- 1号蒸汽发生器一次侧打开,U形管作涡流检查;

- 核反应堆堆芯换料；
 - 三台蒸汽发生器二次侧冲洗及 ITV 检查；
 - 1 号主泵三年大修，另两台主泵年检；
 - PMC 系统电气盘，装卸料吊车的年检，燃料的吸漏试验；
 - 柴油机的年度检查 (LHP/LHQ)；
 - 核安全相关的几个系统的重要的年检；
 - 几类阀门的大修安排：
 - CRISS 阀：VVP100/103VV 解体检查；
 - ROCKWELL 阀：VVP001VV 内部检查；
 - SEBIM 安全阀年度检查；
 - GCT129/132VV, EAS145VP, RCP001VP, RCV224VP 等重要阀门的全面检查。
 - 带压容器，管道及一部件重要的支架作在役检查。
- (2) 常规岛部分
- 主汽机的年检及探伤：包括高压缸和一个低压缸的内部检查，另两个低压缸转子第三级叶片检查探伤；
 - 发电机与励磁机的全面检查；
 - 冷凝器系统年检，其中 3 号泵作全面检查；
 - APA, APP 系统外部检查；
 - 油系统的大修检查；
 - 汽水分离再热器内设备年检；
 - 常规岛设备的探伤（由淮南公司承担）。
- (3) 改造项目
- 新增 CPP 系统的安装；
 - 冷凝器内增设六个泄放扩容箱。
- (4) BOP 部分
- CRF 主循环泵的全面检查；
 - CTE 系统 5 年大修；
 - CFI 系统年度清洗、检查。

2.2 核电站的安全

2.2.1 核安全

2.2.1.1 核安全重大事件

根据国际原子能机构文件精神，我国国家核安全局制订了重大事件报告准则 (HAF0502 附件一补充件)，于 1992 年初批准实施。大亚湾核电站在执行这一法规的同时，融合了国际原子能机构的另一标准《国际核事件分级制度》(INES)，制定了管理规程《重大事件报告制度——AD/OPS/106》和《事件分级——AD/OPS/046》。

尽管大亚湾核电站 1994 年取得了良好的运行成绩，但仍然发生了一系列与核安全相关的重大事件。

1. 核安全重大事件统计

1994 年度, 大亚湾核电站 1、2 号机组商业运行期间共发生了 29 起与核安全相关的重大事件。根据国际核事件分级表的定义和规定, 其中有 9 起一级事件, 其余均为零级事件, 没有发生任何一级以上的核事件, 如表 2.2.1.1-1 所示。

表 2.2.1.1-1 1994 年大亚湾核电站核安全重大事件统计表

	0 级	1 级	1 级以上	总计 (件)
1 号机组	20	7	0	27
2 号机组	0	2	0	2

与法国电力公司新投运机组相比, 法国核电机组发生的核安全重大事件为 11 件/堆·年, 大亚湾核电站为 14.5 件/堆·年。

在这 29 起重大事件中, 根据国家核安全局颁布的核安全重大事件报告准则, 包括:

- 12 起是与技术规范相关的事件 (准则 1)
- 8 起属于专用安全设施及保护系统动作事件 (准则 4)
- 2 起三废排放相关事件 (准则 7)
- 7 起对核安全有潜在影响的事件 (其它准则)

它们的分布如图 2.2.1.1-1 所示。

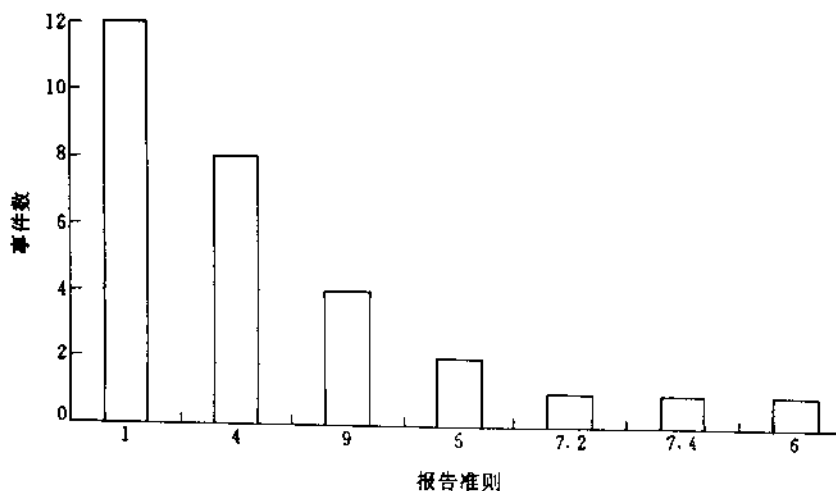


图 2.2.1.1-1 事件性质分布

在这 29 起重大事件中, 包括了 1 号机组发生的 8 起自动停堆事件, 其中:

- 2 起发生在冷停堆状态, 这两起事件没有对机组的运行产生明显的影响。
- 6 起发生在功率运行状态, 它们对机组运行发生了一定的影响。导致这 6 起自动停堆事件的根本原因是:
 - 1 起由于 ATWT 试验引起 (“5.25” 事件) —— 设计缺陷;
 - 5 起由于常规岛问题引起。

值得指出的是，所有的自动停堆事件均发生在 1 号机组，由于及时、妥当有效地进行经验反馈，2 号机组避免了类似事件的发生。

2. 原因分类

根据事件发生的主要特征，我们将事件的根本原因分成两大类：

- 一 技术方面的原因：包括设计缺陷、设备故障、安装质量、备品备件等；
- 一 人为因素：包括准备工作不足，工作人员之间沟通与交流欠缺，不遵守规程，培训不足，核安全意识不够等。

从 1994 年度发生的 29 起重大事件来看，其中有 7 起属于技术方面的原因，22 起属于人因事件，分别占事件总数的 24% 和 76%，如表 2.2.1.1-2 所示。

表 2.2.1.1-2 事件原因分类

原因	技术原因	人因
事件数 (件)	7	22
占百分数 (%)	24%	76%

从表中可以看出，由于人为因素而出现的核安全重大事件占了事件总数相当大的百分比。它们牵涉的范围很广，包括运行处、维修处、安全执照处、技术服务处、技术支持处以及承包商，如表 2.2.1.1-3 及图 2.2.1.1-2 所示。

表 2.2.1.1-3 人因事件分布

单位	事件数 (件)	占人因事件百分数 (%)
OPO	11	50
OPM-MI	4	18
OSL	2	9
OPT	2	9
OTS	1	5
承包商	2	9

注：OPM-MI 为维修处仪表科。

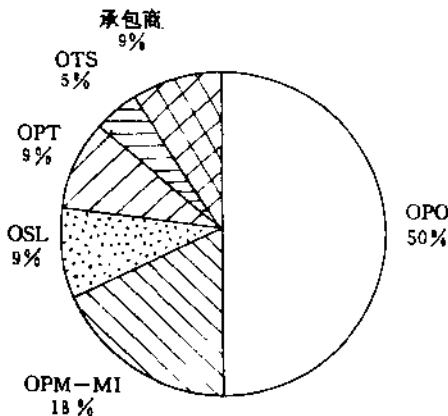


图 2.2.1.1-2 人因事件分布

从以上图表可以看出,人因事件中,OPO及OPM—MI部分占了相当大的比重,分别占到了50%和18%。

3. 安全评价

从前面的统计分析可以看出,人因事件是引发核安全重大事件的主要原因,因此,我们必须加强人因方面的研究,寻求减少人为失误的有效方法,以维持并改善核电站的安全水平。

(1) 必须加强核安全意识的培养

从统计资料可以看出,在发生的29起事件中,违反技术规范的事件12起,占总数的41.4%。这充分说明,我们员工核安全意识尚比较欠缺。因此,我们必须加强对全体员工的职业道德和核安全文化的培养,培育他们严守规程,坚持安全第一的自觉性,减少人为失误的发生。我们必须认识到核安全的中心是人。

(2) 加强经验反馈,改善核安全水平

2号机组与1号机组相比,核安全重大事件明显少得多,仅占事件总数的7%左右。这充分证明对发生在1号机组上的事件的分析和经验反馈是比较令人满意的,避免了同样的事件在2号机组上的重复发生,使2号机组的核安全指标和运行状况均较1号机组有明显的改善和提高。

事实表明,核安全的水平是可以改善和提高的,只要我们加强经验反馈,加强与国外同类核电站的经验交流,加强管理,就能够使大亚湾核电站的核安全水平得到足够的保证。

(3) 潜在风险

尽管1994年发生的29起与核安全相关的重大事件没有产生明显的核安全后果,但是每一起事件的发生均暴露了我们工作中的不足,同时,也给核安全水平的维持带来了潜在的威胁。

2.2.1.2 三道屏障完整性监督

根据纵深防御的设计原理,核电站在放射性裂变产物与人所处的环境之间,设置了三道屏障,力求最大限度地包容放射性物质,尽可能减少放射性物质向周围环境释放。这三道屏障分别是燃料元件包壳、一回路压力边界和安全壳。在核电站的运行过程中,要求最大限度地确保这三道屏障的完整性。

1. 燃料元件包壳

大亚湾核电站反应堆堆芯有四万多根燃料元件,这些燃料元件的包壳就构成了核电站的第一道屏障。

裂变产物有固态的,也有气态的。它们中的绝大部分都容纳在二氧化铀芯块内,只有气态的裂变产物能部分地扩散出芯块,进入芯块和包壳之间的间隙内。燃料元件包壳的工作环境是相当苛刻的,它既要受到强烈的中子辐照,高温高速冷却剂的腐蚀、侵蚀,又要受到热应力和机械应力的作用。因此,第一道屏障的可能缺陷就是包壳的破损。上面的工作条件均可能造成这一破损。包壳一旦破损,裂变产物就将穿过包壳进入一回路冷却剂中。

为了保障第一道屏障的完整性及限制工作人员在电站内所接受的放射性剂量,及时发现燃料元件任何可能的破损,运行技术规范对一回路的放射性水平作出了具体限制,并以此来限制反应堆的运行。这些代表一回路放射性水平的参数包括:

—¹³¹I当量(瞬时值)

- ^{133}I (瞬时值)
- ^{134}I (瞬时值)
- ^{133}Xe (瞬时值)
- 惰性气体总量 (瞬时值)
- ^{131}I 当量平均值

上述瞬时值是在下述运行条件下测出的:

- 反应堆必须在某一功率水平稳定运行至少 48 小时;
 - 机组在正常状态 (一个下泄节流孔板运行)。
- 一 回路放射化学技术规范见图 2.2.1.2-1。

当一回路 ^{131}I 当量瞬时值超过 $0.44 \times 10^{10} \text{Bq/m}^3$ 和惰性气体总量超过 $37 \times 10^{10} \text{Bq/m}^3$ 时,表示一回路燃料元件工作状态在下降,应当加强对一回路放射性水平的监测。

当一回路 ^{131}I 当量瞬时值超过 $1.85 \times 10^{10} \text{Bq/m}^3$ 和惰性气体总量超过 $148 \times 10^{10} \text{Bq/m}^3$ 时,表示一回路燃料元件工作状态严重下降,为限制一回路放射性,必须在短期内停止反应堆运行。

当一回路 ^{131}I 当量值超过 $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/m}^3$ 和惰性气体总量超过 $296 \times 10^{10} \text{Bq/m}^3$ 时,必须立即停止反应堆运行,但允许有 6 小时进行放射性测量以便确认。

正常运行时,大亚湾核电站每周对一回路冷却剂活度进行两次 γ 谱分析,并通过在线仪表对其进行连续监测。

注:这里 ^{131}I 当量与惰性气体总量的计算方法是:

$$^{131}\text{I} \text{ 当量} = ^{131}\text{I} + \frac{^{132}\text{I}}{30} + \frac{^{133}\text{I}}{4} + \frac{^{134}\text{I}}{50} + \frac{^{135}\text{I}}{10}$$

$$\text{惰性气体总量} = ^{85}\text{Kr} + ^{87}\text{Kr} + ^{88}\text{Kr} + ^{133}\text{Xe} + ^{135}\text{Xe} + ^{138}\text{Xe}$$

图 2.2.1.2-2 及图 2.2.1.2-3 给出了 1994 年度 1 号机组一回路 ^{131}I 当量与惰性气体总量的数据及变化趋势。从图中可看出 1 号机组第一道屏障是良好及稳定的,全年测量的结果,远低于技术规范的停堆限值。同时表示一回路燃料元件工作状态并没有下降。

图 2.2.1.2-4 给出了 1994 年度 2 号机组一回路 ^{131}I 当量的数据及变化趋势。从图中可看出数值是稳定的,且低于技术规范的限值。同时可看出 2 号机组的 ^{131}I 当量较 1 号机组为低(1 号机组整年平均在 100MBq/m^3 的水平,而 2 号机组在 10MBq/m^3 的水平)。

(1) 1 号机组一回路放射性水平升高的原因

图 2.2.1.2-5a、5b、5c 给出了 1 号机组在 1993 年 9 月到 1993 年底 ^{131}I 当量及惰性气体总量的变化。

由图可以看出:

1993 年 12 月 2 日以前,一回路的放射性水平非常低。这日期以前的最后一次化学化验结果,即 11 月 22 日的化验结果:

$$\text{惰性气体总量} = 273 \text{MBq/m}^3$$

$$^{133}\text{Xe} = 87 \text{MBq/m}^3$$

$$^{131}\text{I} \text{ 当量} = 30 \text{MBq/m}^3$$

它们远远低于运行技术规范的限值。

1993 年 11 月 28 日机组在 100% 功率运行时,给水泵跳闸引起反应堆自动停堆,

11月29日化学检测表明,一回路放射性有所增加。从1993年12月2日的化验结果可以看出,一回路放射性有显著增加:

惰性气体总量=15683MBq/m³

¹³³Xe=10200MBq/m³

¹³¹I当量=915MBq/m³

从12月份一回路放射性总体化验结果看,在反应堆带功率运行时的放射性水平已大大超过11月份水平。

1994年底换料大修对燃料元件的检查发现,有一根燃料棒有轻微的破损。而这一相关的燃料组件正好在这一循环周期需要更换。

(2) 与法国同类900MW核电站的比较

在法国同类机型中,出现燃料元件破损的例子还是不少的。1991年7月31日,法国布拉叶1号机组(已运行10年左右)大约有4~5个燃料组件中的燃料棒出现了破损,其具体的放射性水平:

1991年7月31日前:

惰性气体总量=12000MBq/m³

¹³¹I当量=350MBq/m³

1991年7月31日后:

惰性气体总量=37700MBq/m³

¹³¹I当量=1560MBq/m³

2. 一回路压力边界

一回路压力边界构成第二道屏障,它将放射性产物包容在一回路冷却剂内,这一压力边界也可能存在泄漏。

正常运行时,有一个指标是通过估算一回路冷却剂的泄漏量来监测一回路边界即第二道屏障的完整性。运行技术规范规定,一回路的泄漏率不得超过如下数值:

- 定量泄漏率小于2300L/h。所谓定量泄漏,指漏点及泄漏量已明确知道的泄漏;
- 非定量泄漏率小于230L/h。非定量泄漏是指漏点或漏量不知道的泄漏;
- 蒸汽发生器传热管泄漏小于44L/h(每一台蒸汽发生器)。

为了保证机组正常运行期间第二道屏障的完整性,大亚湾核电站采取了一系列的监督与监测措施,连续或不定期地对第二道屏障的完整性作出全面的评价。这些措施包括:

- 由运行值班人员每天进行的一回路泄漏估算;
- 放射性监测系统对一回路压力边界的状况进行连续的监测,这些监测点包括:
 - 安全壳大气
 - 设备冷却水系统(RRI)
 - 凝汽器抽气系统(CVI)
 - 蒸汽发生器排污回路(APG)
 - 主蒸汽系统N-16监测(VVP)
- 一回路水压试验;
- 停堆期间的无损探伤,包括:
 - 超声波检查

- 焊缝的液体穿透试验
- 目测
- 在役检查大纲所要求的检查

图 2.2.1.2-6 为 1 号机组 1994 年度的泄漏率曲线,从图中可以看出,泄漏量远低于技术规范的限制。1994 年 7 月份,由于停堆冷却系统的一个调节阀 (RRA013VP) 内漏,导致一回路泄漏率明显上升。为了减少泄漏,核电站采取了有效的措施,对这一阀门进行了修改,增加了引漏管线。当关闭了引漏管线上的阀门之后,一回路泄漏率明显得到了改善。

图 2.2.1.2-7 为 2 号机组 1994 年度的一回路泄漏率曲线,可以看出这一数值基本上是稳定的,且远低于技术规范的限制。

总之,1994 年度,大亚湾核电站 1、2 号机组第二道屏障的完整性满足了技术规范的要求。

3. 安全壳

安全壳即包容一回路的主厂房。它将反应堆、冷却剂系统的主要设备和主管道包容在内。它能阻止放射性产物向环境释放,构成了反应堆与环境之间的最后一道屏障。

技术规范的要求:

- 安全壳在 6kPa (g) 的压力下,总泄漏不能超于 $10\text{m}^3/\text{h}$ 。
- 大亚湾核电站安全壳所承受的压力是根据在 LOCA (即一回路破口导致冷却剂丧失) 事故情况下所达到的峰值压力来设计的。运行技术规范规定 LOCA 峰值压力下,安全壳的泄漏率必须小于总体积的 $0.3\%/24\text{h}$ 。
- 在正常运行时,安全壳压力不能超于 0.11MPa (g),否则要在 24h 内停堆 (0.11MPa 为用于安全分析中的安全壳压力数据)。

基于以上技术规范要求,为保障第三道屏障的完整性,大亚湾核电站制订并执行了下列监测及定期试验计划:

- 对安全壳的温度、压力以及消耗压缩空气的数量 (SAR) 进行连续的监测和跟踪;
- 在安全壳每一个升压过程中,进行一次安全壳的泄漏率测量,确保安全壳的泄漏率小于 $10\text{m}^3/\text{h}$ 。图 2.2.1.2-8 为安全壳相对压力为 3kPa 下的泄漏率曲线;
- 对安全壳进行定期排气。由于安全壳内气动机构对压缩空气的消耗等原因,安全壳压力将连续不断上升,当压力达到 0.1025MPa 时,将发出报警。当压力达到 0.1035MPa 至 0.1080MPa 时,将通过 ETY 对安全壳进行卸压排气;
- 停堆期间对安全壳贯穿件进行密封试验;
- 每 10 年进行一次安全壳打压试验。

考虑到用 ETY 对安全壳进行排气,尽管经过了过滤处理,仍存在把放射性物质排放到大气的可能性,因此,在辐射防护 ALARA 的原则下,ETY 每年排放时间不能超过 80h,图 2.2.1.2-9 及图 2.2.1.2-10 示出了 1、2 号机组 1994 年度安全壳累计排气时间和频率。

1994 年度第三道屏障完整性评价:

- 从图 2.2.1.2-8 可以看出 1 号及 2 号机组安全壳的泄漏,全年均低于技术规范的要求。
- 从图 2.2.1.2-9 及 2.2.1.2-10 可以看出,1994 年安全壳排气的时间均低于技术规范的要求,1 号机组为 69.73h,2 号机组为 38.25h。
- 1 号机组在 6 月及 11 月排气的次数比较频繁,而且排气的时间也比较长。主要的原

因为 SAR 的阀门泄漏, 导致安全壳压力上升速度加快。通过采取维修措施后, 这一现象得到了初步改善。在 1、2 号机组第一次大修期间, 大亚湾核电站对安全壳内 SAR 的阀门将进行全部更换或处理, 以便从根本上解决这一问题。

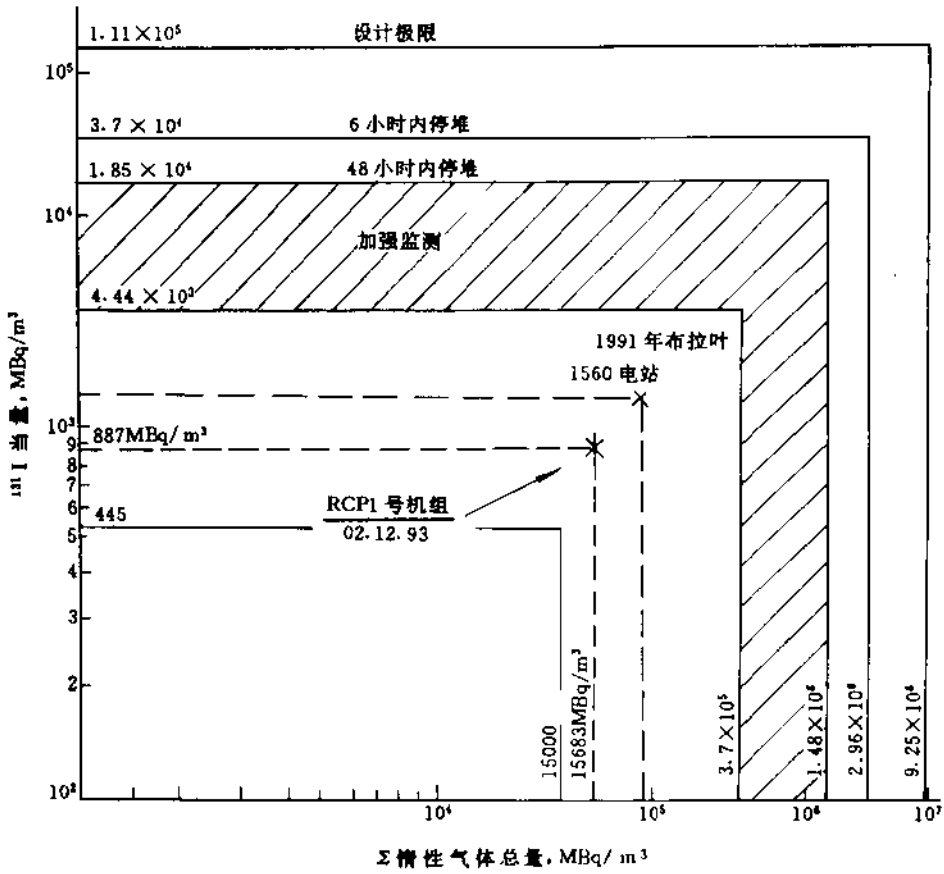


图 2.2.1.2-1 一回路放射化学技术规范

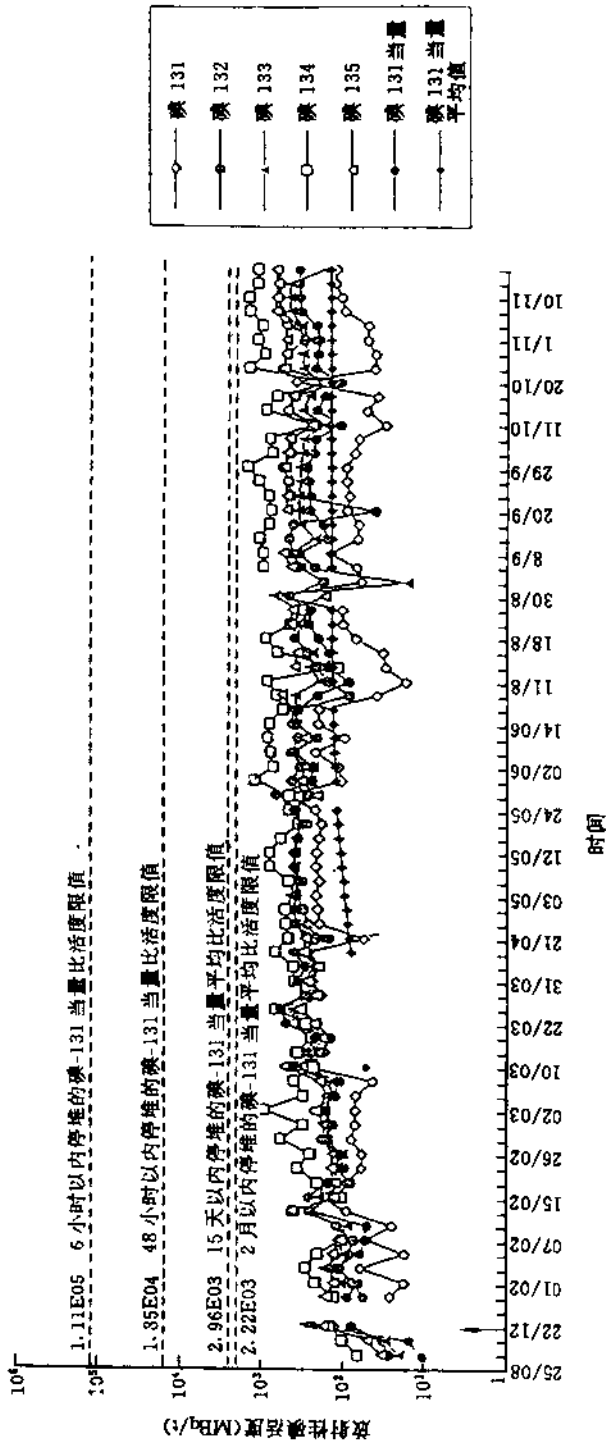


图 2.2.1.2-2 1号机组 1994年一回路碘放射性比活度

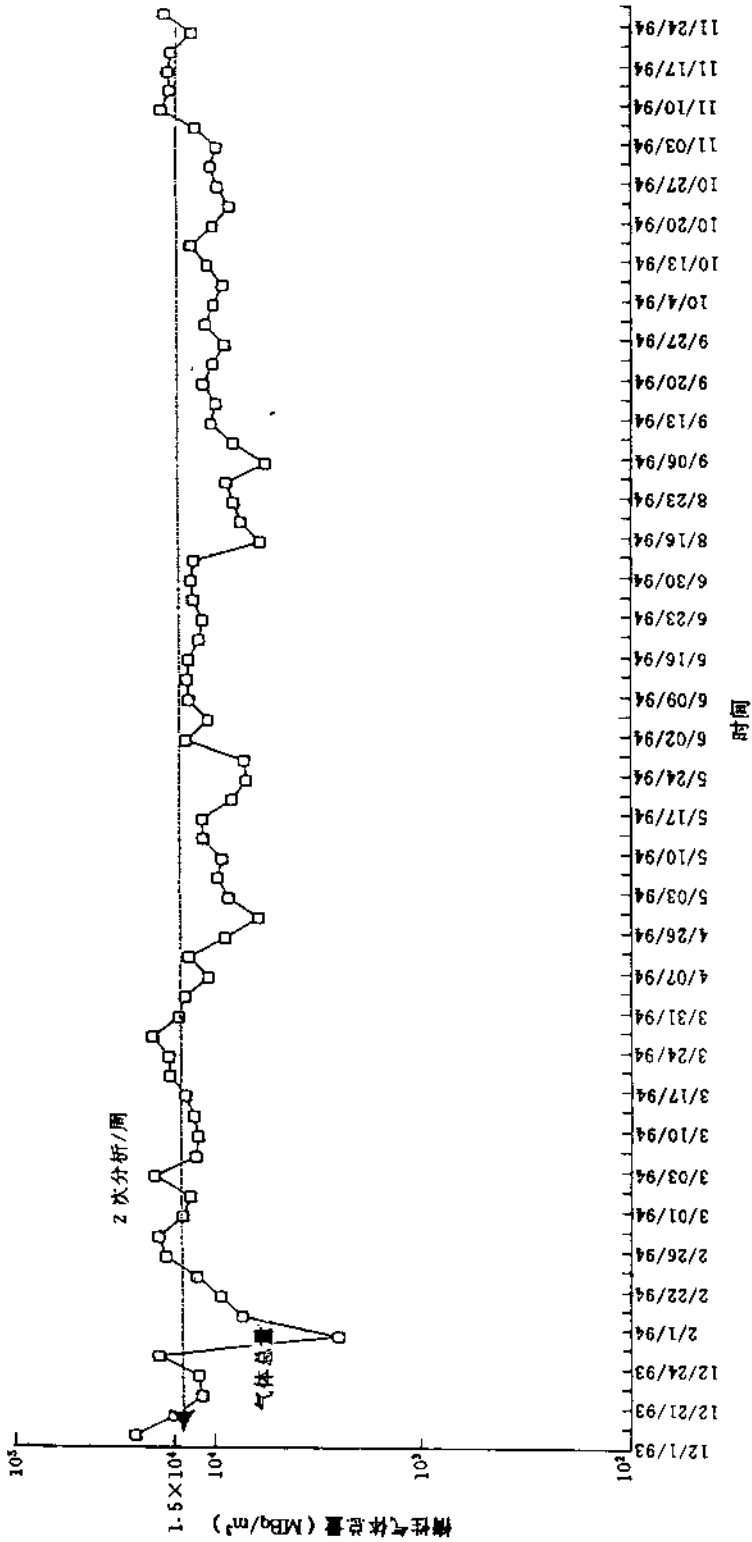


图 2.2.1.2-3 1号机组 1994年一回路惰性气体总量

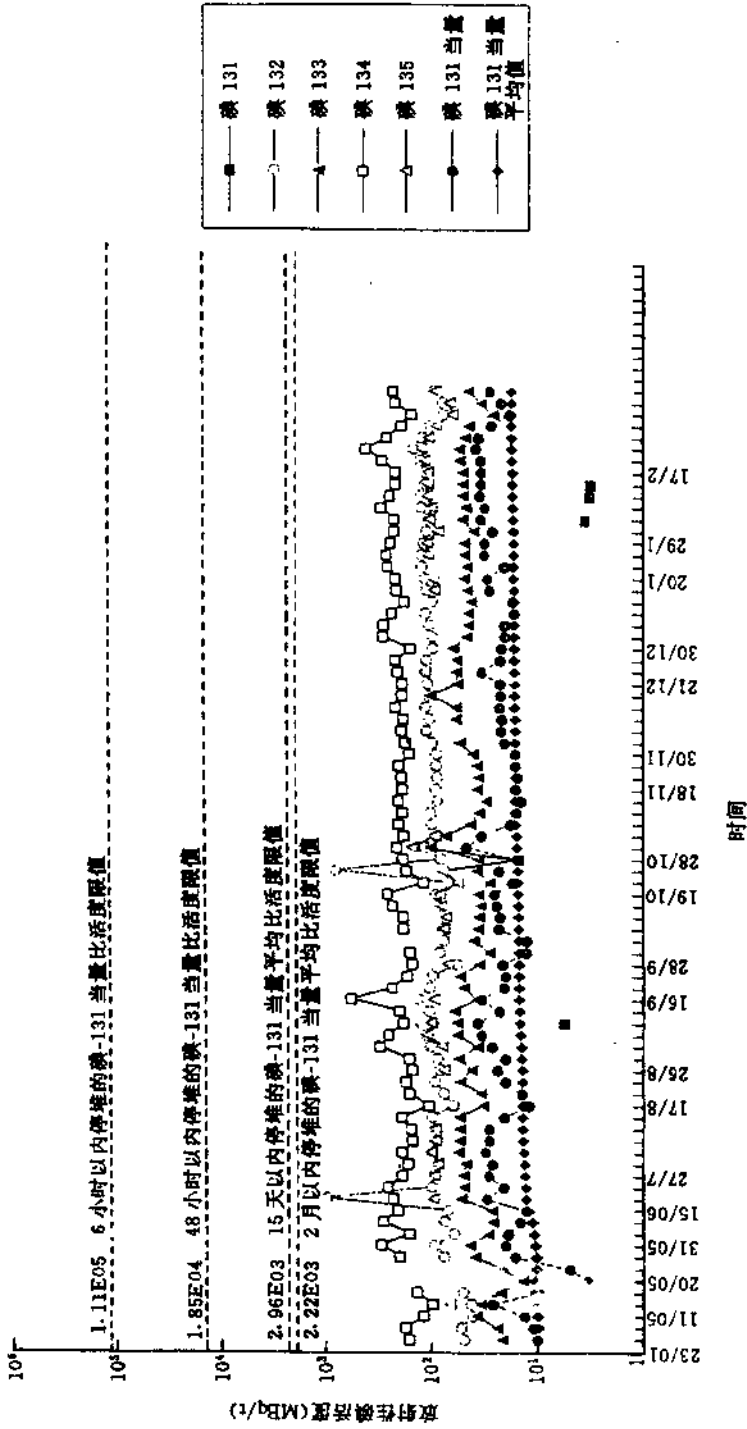


图 2.2.1.2-4 2号机组 1994 年度一回路¹³¹I 当量比活度

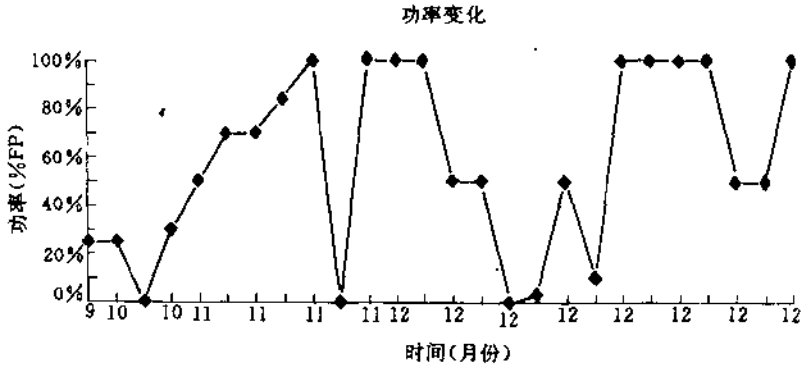


图 2.2.1.2-5a 1号机组 1993年9月至年底功率变化

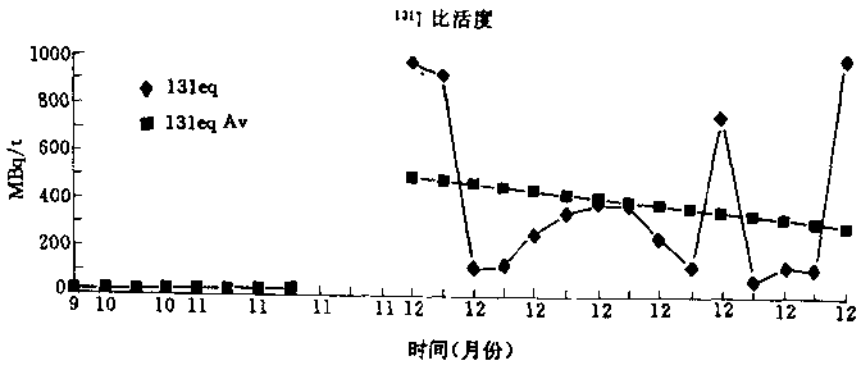


图 2.2.1.2-5b 1号机组 1993年9月至年底¹³¹I当量

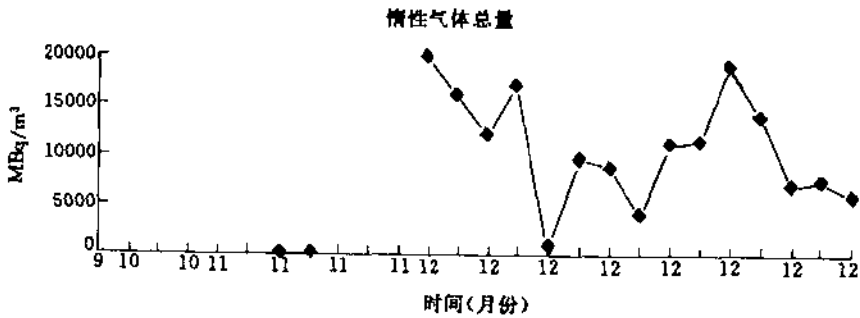


图 2.2.1.2-5c 1号机组 1993年9月至年底惰性气体总量

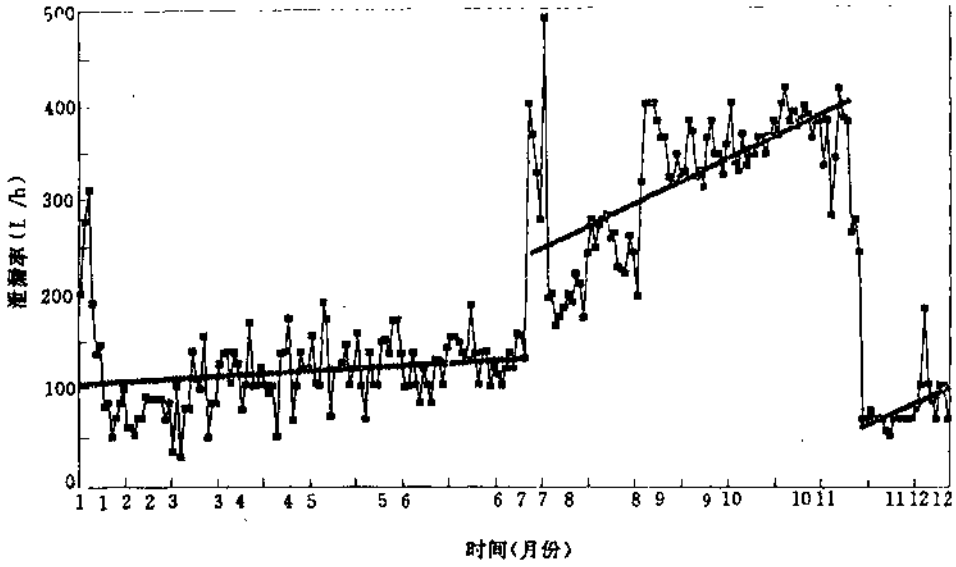


图 2.2.1.2-6 1号机组 1994 年度一回路泄漏率

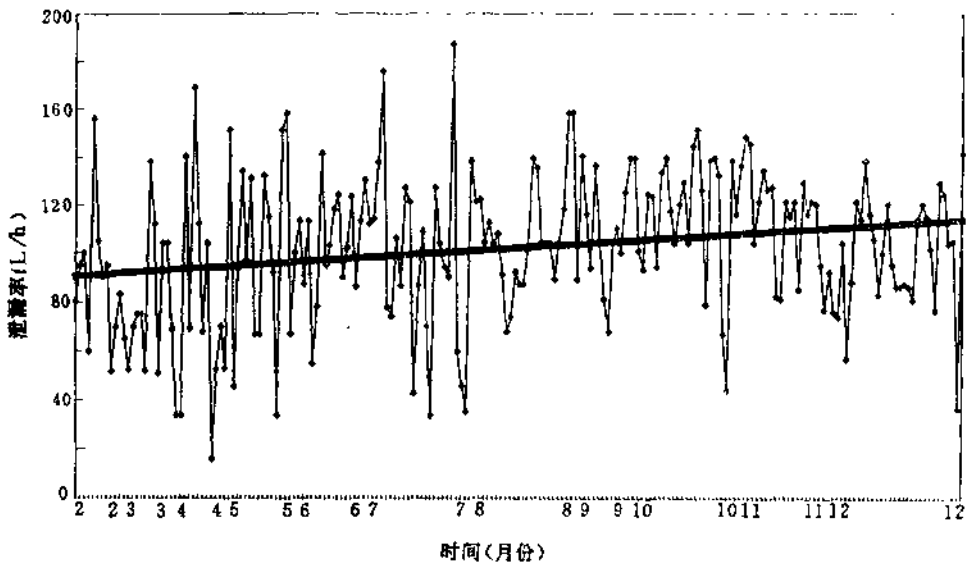


图 2.2.1.2-7 2号机组 1994 年度一回路泄漏率

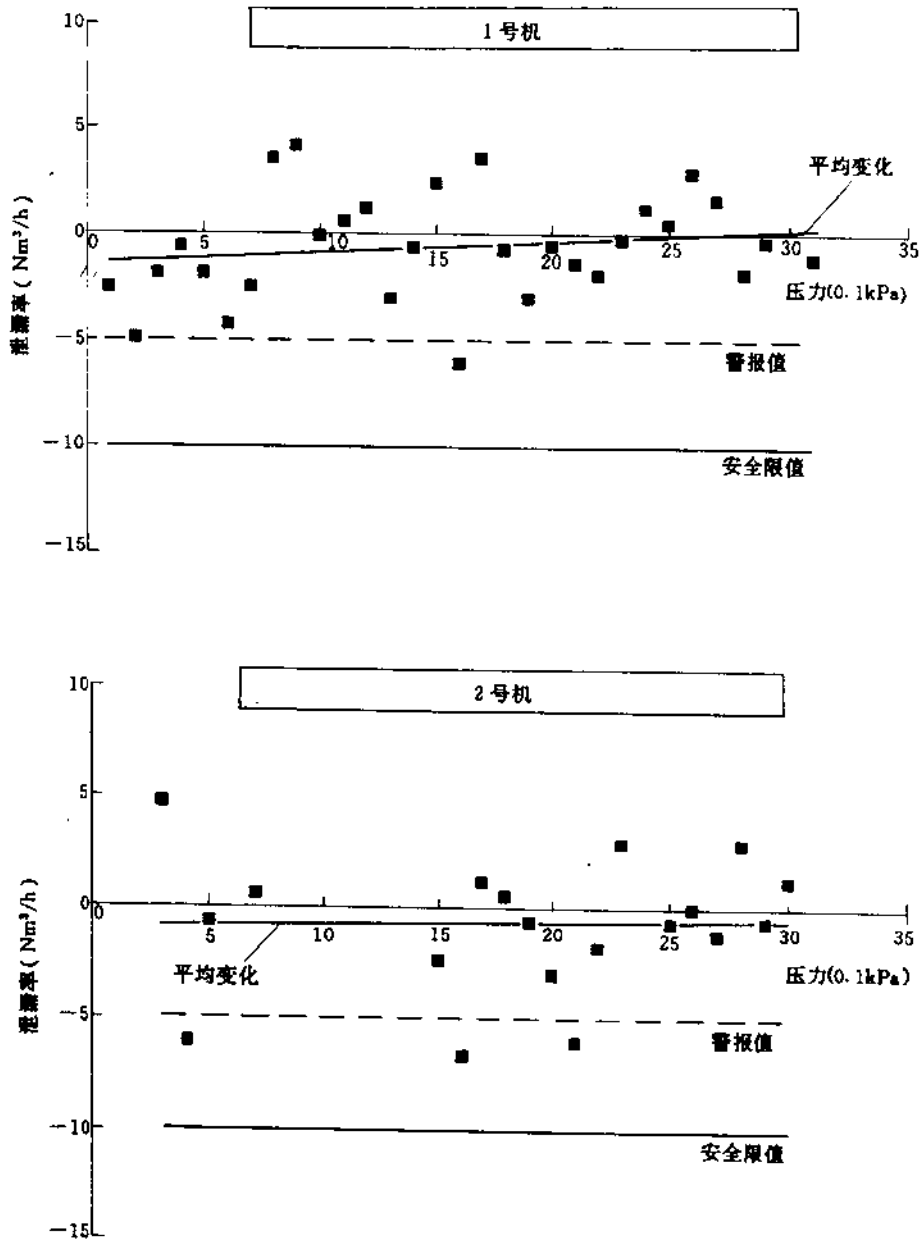


图 2.2.1.2-8 安全壳泄漏率

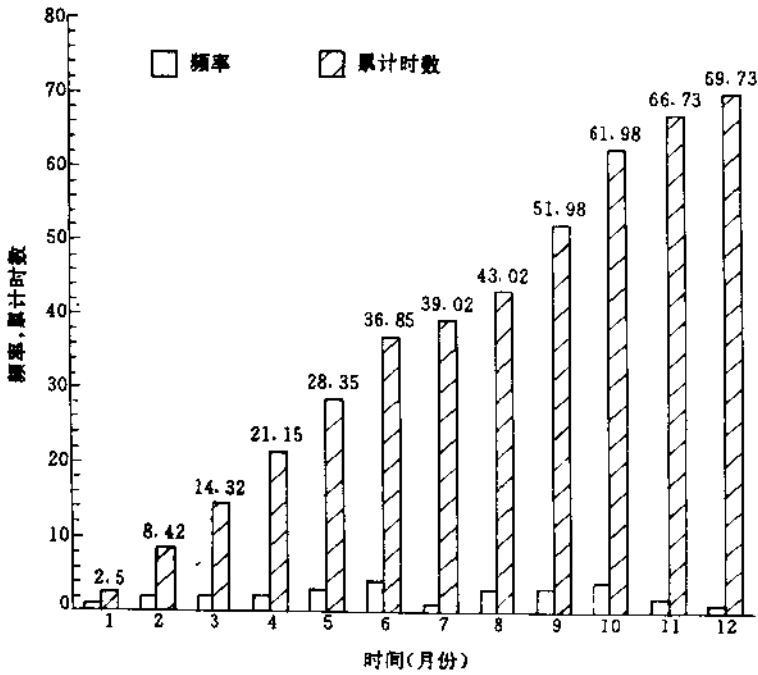


图 2.2.1.2-9 1号机组 1994 年度安全壳累计排气时间

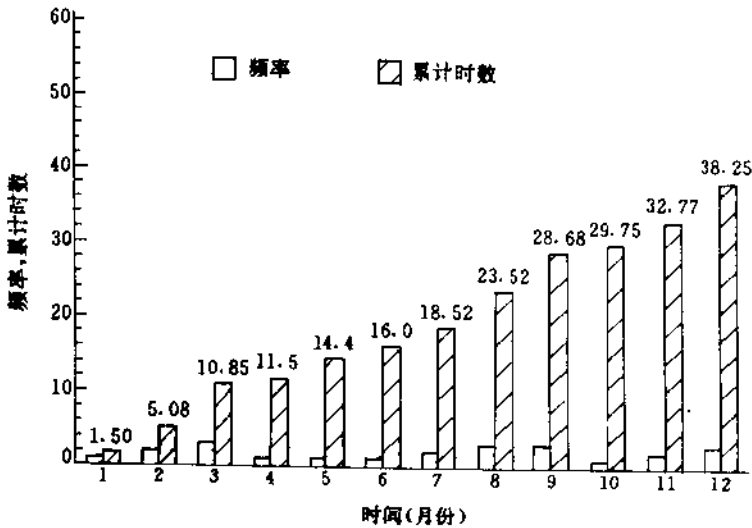


图 2.2.1.2-10 2号机组 1994 年度安全壳累计排气时间

2.2.1.3 安全相关设备可用状态 (Io 跟踪)

安全相关设备的可用性直接关系到电站核安全水平。《技术规范》详细规定了不可用设备的分类,后撤时间及后撤状态,以限制机组安全降级运行,降低事故风险。

不可用设备按性质可分为偶然性不可用和预防性不可用。根据后撤时间不同又分为第一组和第二组不可用。第一组设备直接与三道屏障及反应堆保护相关,后撤时间小于15天。后撤时间不小于15天的设备归于第二组。

在正常运行中,处理设备不可用的原则是尽可能减少不可用的时间。如果在规定的后撤时间内无法完成设备修复工作,则立即将机组后撤至安全状态。

1994年度内,1、2号机组预防性维修造成的不可用主要涉及RRI/SEC热交换器的清洗工作,以及厂辅助电源LGR线路检修活动,其不可用累积时间均未超过《技术规范》的限值:

— RRI/SEC < 500h/a

— LGR < 72h/a, 2号机组第一组偶发性不可用设备按安全功能可分为四个方面:

- 热量导出,如ASG, RRA;
- 反应性控制,如RPN, RIS;
- 安全壳完整性,如EAS;
- 电气方面,如LGR, LHP, LHQ。

1994年度第一组设备不可用性在各安全功能中所占比例见图2.2.1.3-1。

安全相关设备可用性是通过定期试验进行检验的。主控室内的灯光信号,参数指示以及就地巡视能及时提供有关设备可用状态的信息。

从1994年度内大亚湾核电站1、2号机组先后由调试阶段转入商业运行阶段的不可用分布情况分析,一些系统运行不十分稳定,如KRT的测量通道故障,RIS021BA频繁补水,柴油发电机参数不合格等是产生偶然不可用的主要原因。除此之外,大量的预防性维修及技术改造所产生的设备不可用也占了相当的部分。

机组不可用设备的数量反映了机组的安全状态。统计图2.2.1.3-2至2.2.1.3-5分别示出了1994年度1号机组与2号机组的第一、第二组设备不可用性分布。从图中可看出,对两台机组而言,第二组不可用的数量大于第一组不可用,第一组不可用设备的数量也逐月呈递减趋势,表明在找出设备缺陷后,运行的稳定性有了进一步的提高。12月份两台机组的第一组不可用设备数量均为零。

2.2.1.4 定期试验

1. 目的和依据

核电站定期试验为核电站监督大纲实施的主要手段,其目的是通过定期检查来确认安全相关系统和设备能按设计要求连续履行其功能。

核安全法规HAF0300《核电厂运行安全规定》中要求核电厂营运单位必须制定并实施定期维修、试验、检验和检查的大纲。核电厂安全导则HAF0309《核电厂安全运行管理》对核电厂监督大纲的目的、范围及编制提出了要求。核电厂安全导则HAF0308《核电厂重要物项的监督》则明确要求核电厂必须制定监督大纲以验证设计中所确定的并在建造调试中已核实的安全运行措施在整个核电厂寿命期内始终有效。HAF0308对监督大纲的内容和实施细则提出了详细的要求。

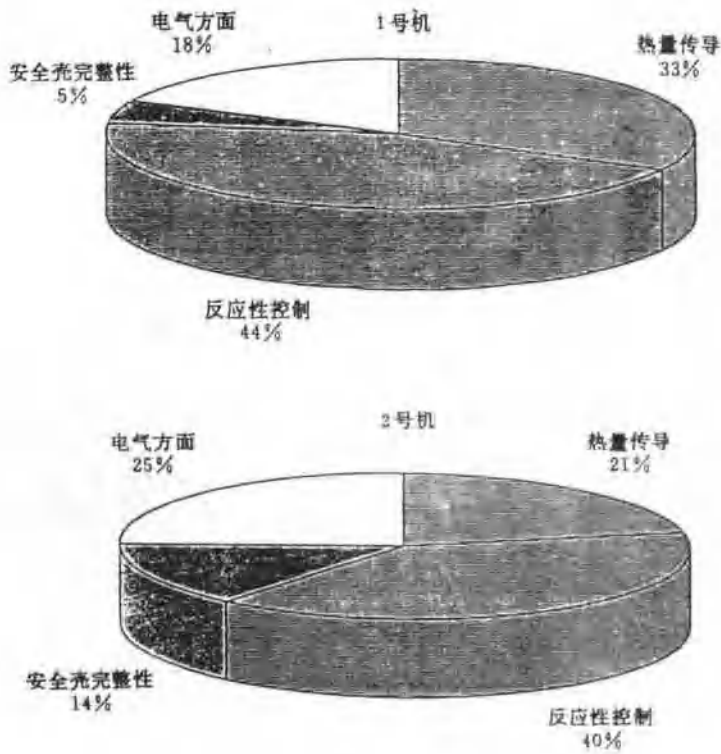


图 2.2.1.3-1 第一组设备不可用性在各安全功能中所占比例

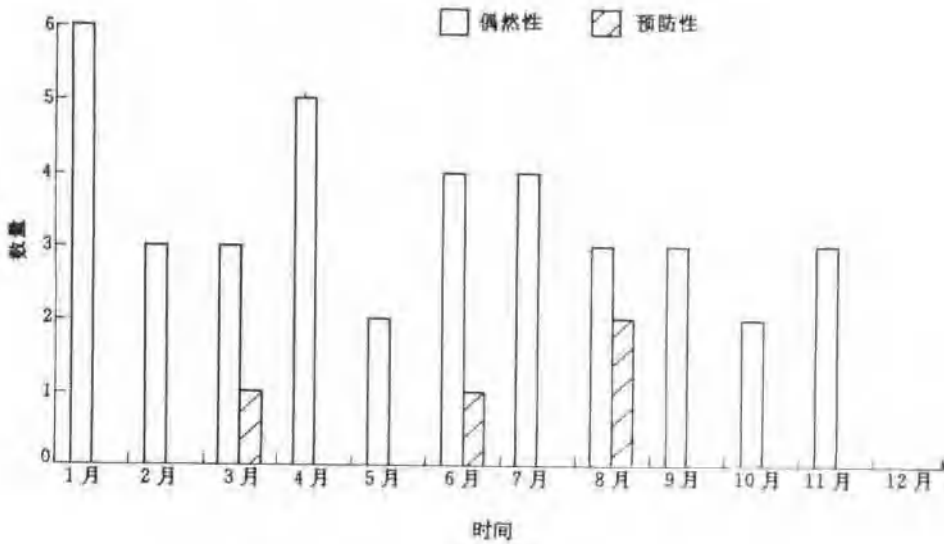


图 2.2.1.3-2 1号机组 1994 年度第一组设备不可用性 (lo) 分布

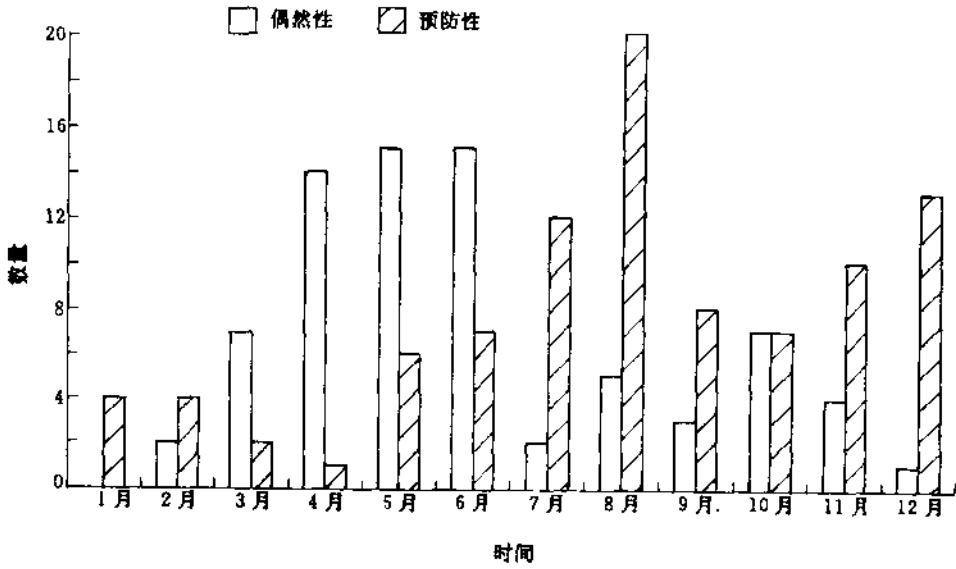


图 2.2.1.3-3 1号机组 1994 年度第二组设备不可用性 (Io) 分布

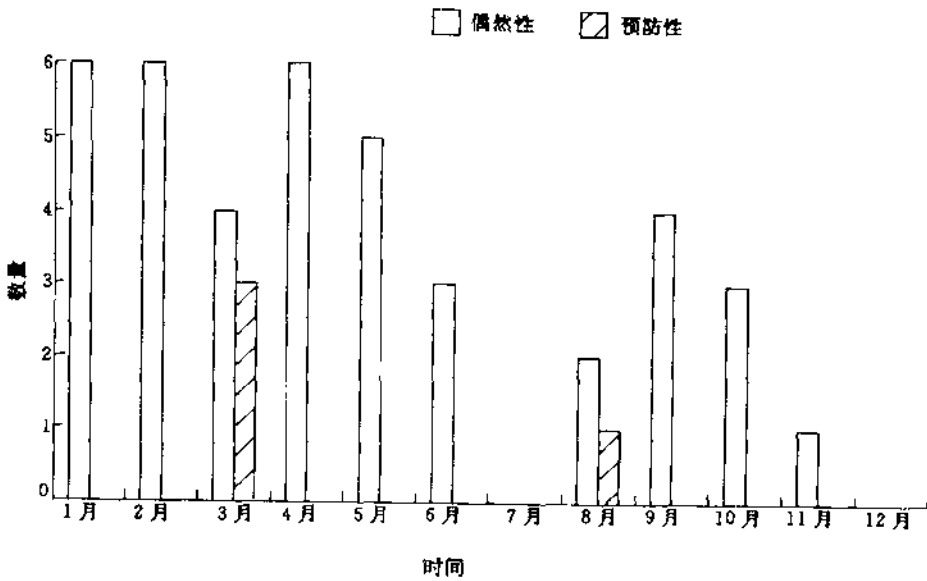


图 2.2.1.3-4 2号机组 1994 年度第一组设备不可用性 (Io) 分布

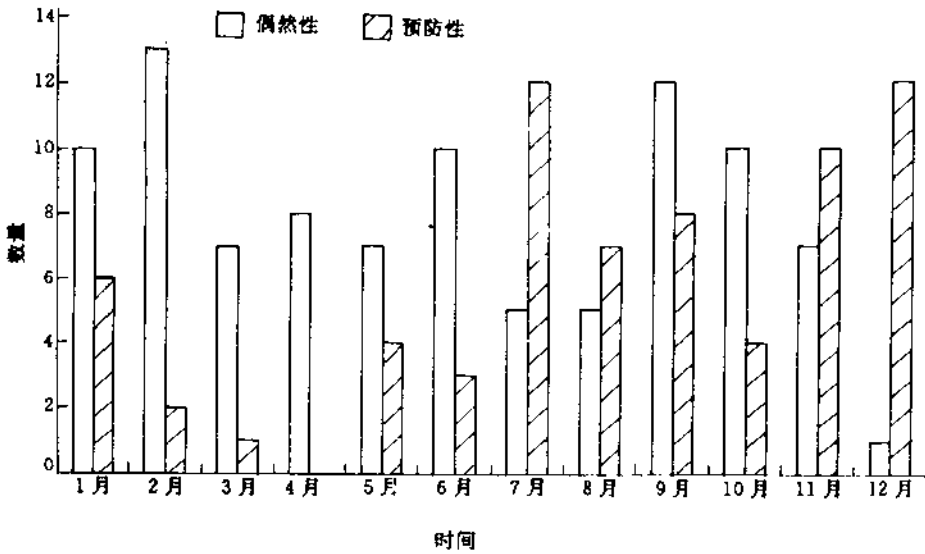


图 2.2.1.3-5 2号机组 1994 年度第二组设备不可用性 (Io) 分布

2. 大亚湾核电站监督大纲

根据核安全法规的要求，大亚湾核电站在吸收法国核电站经验及核设备制造厂家提供的设备监督要求的基础上，编制了大亚湾核电站监督大纲，在送交国家核安全局审评通过后，在第一炉料装料前三个月，即 1993 年 2 月 1 日由核电站厂长签发实施。

大亚湾核电站监督大纲为核电站技术规格书的一个组成部分，其范围包括：

- (1) 核电站参数和系统状态的监测；
- (2) 化学及放射化学取样监督；
- (3) 仪表的校验和标定；
- (4) 核安全相关系统的试验和检查。

监督大纲规定了每一项监督项目的最小频度和安全准则。核电站监督大纲实施方式有监盘记录和定期试验两种方式，而后者是最主要的实施方式。

3. 定期试验的计划与实施

定期试验包括两方面的功能，一是作为监督大纲实施的安全功能；二是确认设备可用性的功能。这两方面的功能包括下列五个方面的试验：

- (1) 设备功能的试验；
- (2) 控制和仪表试验；
- (3) 设备的性能试验；
- (4) 化学和放射化学试验；
- (5) 核电站辐射监测通道试验。

由运行处、维修处仪表科、技术服务处性能科、化学科和环境科以及保健物理处辐射防护科负责上述五个方面定期试验的规程编制、计划和实施。

定期试验规程在核电站调试阶段就开始实施进行验证，在核电站投入商业运行时全面实施。

施运作。定期试验按试验所要求的周期进行计划。为使试验的计划和实施有一定的灵活性，两次试验的时间间隔允许有一个 25% 周期的调整区间，但这个允许调整时间必须在充分论证的情况下作为例外使用。对化学监督的两次取样分析之间的时间间隔则必须严格按照要求的时间去实施。

1994 年大亚湾核电站两台机组分别于 2 月份和 5 月份投入商业运行。核电站各有关功能处、科按质保要求进行了各个项目的定期试验，其中商业运行后 1 号机组（包括 0、9 号机组）运行定期试验共计划实施 1050 项，结果满意 937 项，不满意 113 项；2 号机组运行定期试验共计划实施 622 项，结果满意 545 项，不满意 77 项。对结果不满意的情况，通过纠正性维修或改进，待消缺后重新安排实施定期试验，直到结果满意为止。通过定期试验实施，对安全相关设备的功能进行了验证，及时发现设备的缺陷并予以修复，对发现的重大缺陷如应急柴油机冷却水系统垫片进行了改进，从而确保了核电站的安全水平。

4. 定期试验管理中的重大事件

1994 年在两台机组相继投入商业运行后，发现部分监督大纲要求的定期试验项目未按要求实施，从而造成了三起违反技术规格书的重大事件，均已向国家核安全局报告，情况如下。

(1) 重大事件 SR-94-1-14：部分定期试验没有在规定的期间执行（1994. 6. 10）

在 1 号机组投入商业运行后，通过对定期试验规程与监督大纲一致性检查，发现有 7 个监督项目未按监督大纲要求的试验周期进行，其中六项原因是无相应的定期试验规程，有一项原因是设计上无取样管及无试验所需化学试剂。经过编写相应定期试验规程，加装取样管及紧急采购所需试剂，对所有的项目均按监督大纲要求进行试验，结果满意。

(2) 重大事件 SR-94-1-20：部分 RPR 试验没有在规定的期间执行（1994. 10. 26）

作为重大事件 SR-94-1-14 的纠正行动，对定期试验实施情况作进一步检查，发现有八个 RPR 的试验自两台机组投入商业运行后一直未实施。调查发现事件原因是由于试验性质特殊造成试验项目责任分工不明确，故在 OPO 和 OPM/MI 的定期试验规程中均未包括这些项目。经过讨论协商确定在 OPM 协助下由 OPO 负责这一部分试验，新编了八个定期试验规程并立即于 1994 年 10 月份在两台机组上实施试验，结果满意。

(3) 重大事件 SR-94-2-24：部分仪表定期试验未按周期执行（1994. 7. 22）

在 2 号机组商业运行后，检查发现 2SIP2/3、2RPB 和 2RPN 的试验两次之间的间隔超出 25% 周期的允许调整范围，造成事件的原因有三：一是各处间的相互沟通协调不足造成试验推迟；二是“5. 25”事件后电网对高风险定期试验不接受；三是对定期试验的跟踪控制管理不足。对此采取了相应的纠正行动：一是对互不相容的定期试验作了总体计划，并召开周协调会落实计划；二是对“高风险”定期试验，如为监督大纲要求试验，则采取提前三天通知电网的方式而非等待电网同意，并允许电网在三天期间内调整试验时间；三是开发计算机定期试验管理系统以加强定期试验的实施跟踪。同时对所有可能影响与监督大纲要求一致性的管理上的弱点进行了分析并采取了相应的纠正措施。

5. 定期试验中设备缺陷处理及技术改进

定期试验中发现的设备缺陷将通过工作申请方式启动纠正性维修程序予以修复。对定期

试验中出现的设备缺陷进行跟踪分析,对重大缺陷和重复性缺陷,则通过深入的分析论证,进行技术改进。1994年由于定期试验发现设备重大缺陷而引起的技术改进主要有:

- (1) 应急柴油发电机组冷却水回路垫片更换改进;
- (2) 反应堆保护 SIP III 试验控制屏回路改进;
- (3) RRA013/024/025VP 法兰漏流管线改进;
- (4) CFI 滤网压差高 4 报警信号改进;
- (5) DVC 碘过滤器湿度控制改进。

2.2.1.5 瞬变统计

反应堆一回路承压边界在核电站运行期间会随工况的变化发生一系列的应力变化。这些应力变化会对一回路的管道造成不同程度的疲劳或强度破坏,因此了解这些应力变化的数量与强度,进行分析、归类、统计,是一项与核安全密切相关的工作,这就是瞬变统计。

目前大亚湾核电站所采用的瞬变统计方法是:用 KDO 系统(试验数据采集系统)记录仪记录与一回路相关的压力、温度以及阀门开关状态等信号,分析这些信号的性质、大小,然后与设计值比较、归类。通过对一段时间的瞬变进行统计,了解瞬变消耗及运行质量,从而对反应堆的寿期进行控制。

根据不同工况,瞬变可分为四类:一类为设计工况;二类为一般运行工况及中等概率事件(如升、降负荷);三类为小概率事件(如一回路小破口);四类为极小概率事件(如一回路大破口)。主要瞬变有:反应堆升温降温、升降负荷、甩负荷、停堆、化容系统上充下泄流量变化、余热导出系统投运、安全阀的动作等。大亚湾核电站的设计寿期为 40 年,在寿期内每一种瞬变都规定一定的设计发生次数,即该瞬变的设计值。我们将设计值平均到每年所得数字称之为预期值,而实际发生的次数称之为瞬变消耗。1994 年瞬变统计的结果见图 2.2.1.5-1。

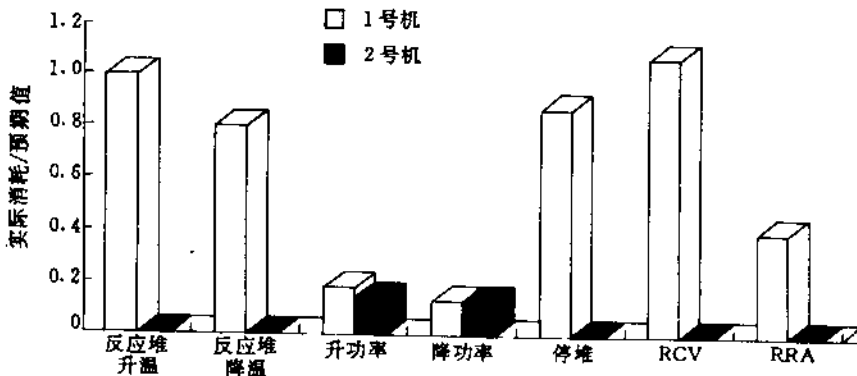


图 2.2.1.5-1 大亚湾核电站自商运以来主要瞬变消耗统计

1号机组自 1994 年 2 月 1 日商运以来瞬变消耗是正常的,但不理想,其中反应堆升温 and 化容系统大幅度温度变化瞬变消耗较大,达到或超过预期值。化容系统与主管道的接管处

温度会由于上充下泄流量的变化而发生较大的变化,其中温度变化超过 $47^{\circ}\text{C}/\text{h}$ (瞬变代码为32.2)的瞬变设计值为300次,1994年发生了7次。另外,由于5次非计划停堆,使得停堆瞬变(瞬变代码为21.1,设计值为230次)消耗亦接近预期值。

2号机组自1994年5月7日商运以来瞬变消耗状况良好,均远小于预期值。2号机组在其第一个燃料循环就有这样的好成绩是非常不错的。

由于商运前所做的大量试验中已积累了一定的瞬变消耗,所以总的瞬变消耗仍然较大,需要在今后的运行中,逐步提高运行质量,节省瞬变消耗。

2.2.1.6 核安全文化

核安全文化是在三里岛和切尔诺贝利事故之后国际核能界提出的关于核安全的概念。它是传统的纵深防御概念的扩充,也是核安全管理思想上的一次重大变革。

国际原子能机构给核安全文化下了这样的定义:核安全文化是存在于单位和个人中的各种特性和态度的总和。它建立一种超出一切之上的观念,这一观念就是核电站安全问题由于它的重要性必须受到应有的重视。

就核安全文化的表现而言,它由两个主要方面组成:第一方面是体制,由单位的政策和管理者的活动所确定;第二方面是每个人的响应,这些人在上述体制下工作,并从中得到好处。单位的政策要靠每个人去执行,每个人的献身精神,安全思想和内在的探索态度是很重要的,却又是无形的。这种无形的精神上的东西可导出有形的表现,有形表现可以成为衡量安全文化作用的指标。

1. 广东大亚湾核电站核安全文化的教育活动

广东大亚湾核电站的干部在1992年3月到6月间,以《核电站安全手册》为基本教材进行核安全文化学习,由核电站的安全技术顾问(法国专家)组织实施。

从1992年6月至1993年6月,对核电站各个管理层次的干部及全体人员进行核安全管理教育,以《电厂质量管理手册》为主要参考教材,同时结合国际经验反馈及事件分析,提高全体员工,尤其是管理层干部的安全文化意识。

1993年6月以后,随着核电站1号机组装料,反应堆达到临界和并网,结合现场实际,对员工进行活的核安全文化教育。在这期间,还进行了技术规范宣讲。

1993年,由运行处负责组织,以生产中发生的实际事件为议题,以经验反馈的方式将专门技能培训与核安全教育相结合对第一线的运行人员进行了核安全文化教育。

核电站的培训中心针对核电站已经发生的事件,把有关经验总结充实到教学中去,对能在模拟机上演示的事件都争取安排演示,强化对主控室操纵员的技能素质训练,增加了复杂情况下模拟机受训的操作演习,调整和增设某些课程,如1993年新开“重大事件报告制度”课、“瞬变统计”课等。

2. 在生产活动中贯彻核安全文化

(1) 核安全指标定量化管理

为了实现核安全,核电站规定了一些安全指标,对它们实行定量化管理,密切注意它们的变化。这些指标分为机组性能指标和核安全指标两大类。机组性能指标参见第2.1.1.5节“机组性能指标”和第4.1节“WANO核电厂十项性能指标”。核安全指标细分为三道屏障完整性监测(第2.2.1.2节),定期试验(第2.2.1.4节),辐射防护合理可行尽量低(ALARA)原则(第2.2.4节)。此外,还对安全相关系

统报警进行跟踪。

(2) 安全指标定期管理

快速响应和报告制度的建立是为了加速经验反馈过程，包括事件报告制度。一旦发现机组运行方面或设备方面有任何异常，目击者或当事人应立即以“24 小时异常事件通报单”、“工作申请单”或“核电站事件通知单”书面或口头向上级报告。各个处按照其职责范围，编制出版日报表、周报和月报，属于有关处职责范围的安全指标在运行中的演化都有详细记载。

(3) 设备不可用跟踪

安全相关系统或者设备不可用跟踪的细节可参考本节“安全相关设备可用状态 (Io 跟踪)”。大亚湾核电站每个季度要将几个专用安全系统 (RIS, ASG, LHP/Q) 不可用的信息报告国际核营运者协会 (WANO)，以便计算不可用率。

(4) 经验反馈和事件原因分析

经验反馈的详细描述见第 2.3.5 节。在核电站运行期间，快速的经验反馈是极为重要的。处在一线的运行处在运行实践中已摸索出下列行之有效的制度：

a. 事件立即响应制度。发生重大事件之后，立即建立事件档案，开展事件调查，收集资料，进行初步研究，然后集中各处有关专业人员进行研究，形成会议纪要和事件报告之后，再对运行人员进行相应的针对性培训。

b. 当事运行值的班后会议制度。涉及重大事件或典型事件时，当值的运行人员必须召开班后会议，做到当日事件当日讲清楚，当日分析清楚，当日提出改进措施，并尽快把经验和教训反馈到其他运行值。

c. 事件会诊制度。对于当值分析不清楚或涉及面广的事件，由运行处召集有关专业人员、安全技术顾问、培训中心教员、法国专家顾问进行充分讨论，必要时安排专项调查。

d. 事件建档和跟踪制度。对于经验或教训有普遍意义的事件或屡次发生的事件，运行处建立了专门档案，跟踪纠正行动的落实情况。

(5) 坚持纵深防御战略

密切关注纵深防御的各个环节：运行活动，维修和监督活动；充分发挥电站整体监督的功能，包括安全工程师的核安全监督，质保处的监查、监督，保健物理处的辐射防护执行，工业安全监视和应急计划准备等；做好接口管理，不使其成为薄弱环节。

3. 体系严密的规程

一座核电站就是一个“人-机-规程”的接口体系。大亚湾核电站行政管理规程指出，“严格遵守技术规范是电站正常运行期间电站核安全的根本保证，也是电站不会发生超出事故研究框架以外的重大事故的保证”。“所有运行人员，特别是安全技术顾问都必须严格遵守技术规范”。

(1) 规程的结构层次

运行质量保证大纲 (OQAP) 要求，凡影响大亚湾核电站安全和可用率的所有活动（包括由承包商完成的活动）必须根据可用的书面规程、指令和图纸进行。根据这一大纲所列 19 类内容的要求，建立了相应的行政管理规程 (AD) 和执行规程

(IP)，从而构成了核电站质量管理手册 (PQOM)。核电站的运行总则 (GOR) 共 10 章，可以认为是核电站运行的“宪法”。上述规程的结构层次如图 2.2.1.6-1 所示。

(2) 规程的编制和批准

任何一个规程的起草、格式、审查、改版和批准、作废和分发都由一个程序作了严格规定，任何人必须执行。

(3) 严格按规程操作

核电站的各级领导，特别是对核安全负责任的领导和安全技术顾问常常提醒，不按规程操作，就不可能是正确的操作。

(4) 特许申请

在十分特殊的情况下，机组必须暂时偏离技术规范的某些要求，才能更好地保持总体的安全水平。此时，核电站必须向国家核安全局提出特许申请，在获得批准之后方能进行所申请的工作（详见 2.2.1.7 节“核电站执照申请”），以保持技术规范和有关规程的严肃性。毫无疑问，特许申请只是一些特殊问题的临时解决方法。

4. 质量保证

质保处对核电站质量安全相关活动安排监查 (AUDIT)，实施监查并评价监查结果。

质保处制订了质保监督 (SURVEILLANCE) 大纲，用来监督与质量安全相关的活动并进行评价。此外，监督还要验证纠正措施的完成情况。详细情况参考第 2.3.4 节“质量保证”。

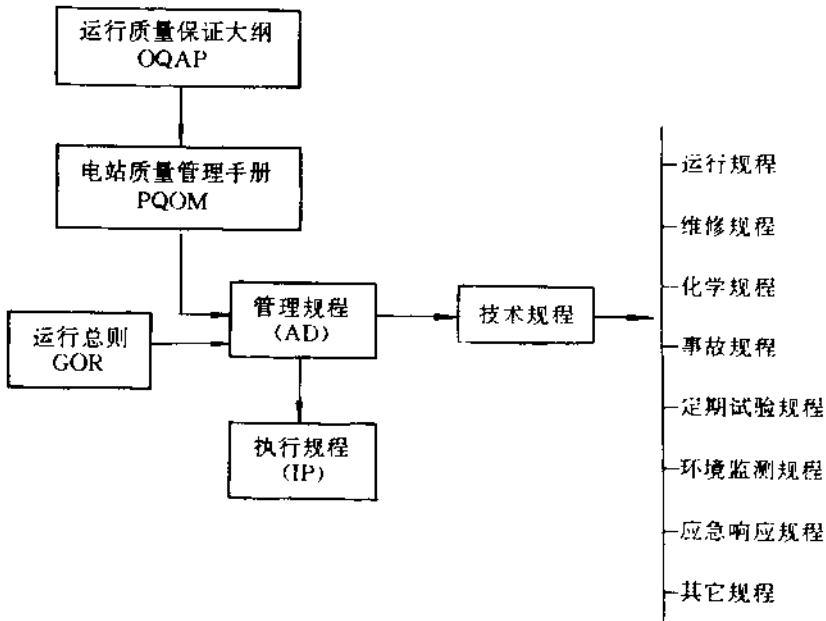


图 2.2.1.6-1 规程的结构层次

2.2.1.7 核电站执照申请

广东大亚湾核电站相继于 1993 年 5 月 24 日和 11 月 22 日获得国家核安全局颁发的 1 号和 2 号机组的首次装料批准书，确认核电站按认可的设计建成，符合核安全法规要求，已达到要求的质量，允许装燃料，开始带核反应的试验和试运行。国家核安全局和环保部门实施核电站运行期间的监督和检查。1994 年内执照申请和重大核安全监督有以下几方面：

1. 运行许可证申请

《核电站运行许可证》批准核电站正式运行，许可核电站在遵守运行许可证规定的条件下长期运行。

按规定，营运单位从核电站首次达到满功率之日起，经 12 个月的试运行，必须向国家核安全局提交运行许可证申请书并附送相应的附件。

广东核电合营有限公司分别于 1994 年 11 月 28 日和 1995 年 3 月 24 日向国家核安全局呈送了两台机组的《运行许可证申请书》及下列附件：

- 修订的最终安全分析报告
- 运行质量保证大纲
- 修订的厂内应急计划
- 调试总结报告
- 机组试运行总结报告

广东核电合营有限公司还组织编制了《核电站环境影响报告书（试运行阶段）》并呈送给国家环境保护局。上述文件正在审评中。

2. 操纵员执照申请

1994 年 9 月，组织实施了第二批操纵员和高级操纵员执照申请考试。核电站考评委员会根据考试成绩、工作能力及表现、培训效果、身体健康状况全面评议了他们是否具备相应执照的资格，报经中核总资审委最终审定后已报送国家核安全局核准待发执照。

1994 年底止，核电站已有 60 人和 39 人分别获得核电站操纵员和高级操纵员执照。

3. 安全重要修改

安全重要修改是指那些影响到颁发许可证件的安全重要构筑物、系统和部件的修改，运行限值和条件的修改以及原先由国家核安全部门批准的程序和其他文件的修改。安全重要修改须报经国家核安全局审查批准后方可实施。1994 年内安全重要修改的申请并在换料大修中实施的主要有：气态流出物分离；一回路水位超声波测量；主控制室增装堆芯物理试验信息终端；集中控制模拟量机柜（KRG）继电器；运行总则第九章若干定期试验项目和准则。

4. 停堆监督

核电站运行期间按计划或因某种原因非计划停堆时间超过两星期以上，停堆报告应送国家核安全局审核，再启动临界须得到批准。1994 年内执行此类报告和批准程序有：1 号机组 1 月份的整治性小修；1 号机组在 7 月份因发电机漏氢抢修；1 号机组首次换料停堆大修（正在实施）。

5. 特许申请

为了有利于核安全，需要偏离技术规范时，向国家核安全局提交特许申请，得到批准后才能实施。这种措施只是一些特殊问题的临时解决办法。

自 1 号机组于 1993 年 5 月 26 日首次装料至 1994 年底止，1 号机组和 2 号机组的特许申请分别为 15 份和 14 份，其中两台机组在商业运行前的特许申请分别为 8 份和 10 份，所有在特许申请中承诺的预防措施和补充安全措施均在特许实施中严格遵守。

6. 核安全监督

国家核安全局和广东地区监督站对核电站安全相关的运行活动及管理实施核安全监督与检查。

现场核安全监督员进行例行的日常监督和巡视,跟踪核电站的运行状态,核实技术规格书的遵守情况,跟踪及监督安全重要设备的维修、修改和试验,参加核电站的安全的重要会议。

广东监督站每周二与核电站举行会议,讨论安全有关的问题和协调监督检查活动。

国家核安全局或广东监督站组织的专项安全检查有:1号机组整治性小修和发电机漏氢抢修完成后再次启动临界;2号机组百分之九十功率控制点释放;实体保卫系统;辐射防护;运行人员培训和实际能力状况;定期试验执行状况。

广东监督站现场监督员执行的专题检查还有:运行规程;应急准备;废物管理;核电站修改管理等。

核电站针对安全检查报告中所列的各项要求,制定相应的纠正措施并付诸实施。

7. 环保监督

广东省环境保护局负责核电站运行期间的放射性流出物排放和环境质量的监督。

核电站每月向省环保局发送流出物排放和核电站周围环境监测的月度报告。

广东省环境辐射研究监测中心按规定范围每月进行气态和液态流出物排放前的取样及分析,核实核电站的排放月报数据,并进行环境质量的监测和评价。

8. 安全报告制度

核电站严格执行核安全和环保法规规定的下列报告要求:

- 运行日报
- 重要活动通告
- 核电站安全运行月度报告
- 流出物排放和环境监测月度报告
- 重大事件 24 小时内口头通告,三天内书面通告。1994 年内按规定要求送交了 77 份重大事件报告,其中 61 个事件发生在两台机组调试期间(商业运行前)。

此外,核电站还按规定或要求,完成专项报告:1号机组整治性小修和发电机漏氢抢修的总结报告;安全重要修改的总结和评价报告。

9. 往来函件

核安全部门与核电站之间的往来函件是核安全部门的管理要求和核电站的承诺以及执行情况的记录和体现。核电站自建造开始到 1994 年底,收到核安全部门的函件共 505 件,对所有函件都认真研究,给予书面答复,制订必要的纠正行动。核电站为执行核安全监督管理要求,向核安全部门提交了共 1664 函件,其中 243 件是 1994 年送交的。

2.2.1.8 国际原子能机构运行前安全评议团活动

国际原子能机构(IAEA)从 1982 年开始组织和实施向成员国提供核电站运行安全评议团活动(OSART)计划,随后又实施向在建核电站提供运行前安全评议团活动(Pre-OSART)计划。国际原子能机构对广东大亚湾核电站在工程建设阶段和投产前生产准备阶段实施了两次运行前安全评议活动。

运行(或运行前)安全评议团活动是国际原子能机构从机构内部和成员国选聘的专家与被评议的核电站相关专业的对口人员进行广泛的技术交流。根据国际原子能机构的一系列文件,汇集评议团专家各方面的经验,对核电站的运行安全状态或建造管理以及质量作出客观的判断,提供有益的改进建议,推广良好的实践经验,帮助成员国提高核电站的运行安全水

平。运行（或运行前）安全评议团活动是通过国际技术交流以促进和改善工作，它并不是安全管理部门的检查或监察，也不是评价核电站的安全水平等级或评议核电站是否已达到必要的安全水平。

运行（或运行前）安全评议活动在核电站工程进度的不同阶段实施，其评议范围和侧重有所不同，由国际原子能机构的专家和被评议的核电站在评议预备会上共同商定。国际原子能机构于1990年底对广东大亚湾核电站在建造安装和调试准备阶段实施的为期三周的运行前安全评议活动主要涉及：工程管理、质量保证、土建工程、核岛机械及安装、常规岛机械及安装、电气及安装、调试启动准备、运行准备及人员培训和资格、辐射防护和应急准备等方面。1993年5月在投产前生产准备阶段实施的安全评议活动主要涉及九个方面：电站管理和组织、人员培训和资格、运行准备、维修准备、技术支持、辐射防护、电站化学、应急计划和准备、运行质量保证。此外，国际原子能机构还在1991年1月对大亚湾核电站实施了为期两周的专项技术交流访问，其内容类似于生产准备阶段的运行前安全评议活动项目。安全评议团按照评议程序审议了评议领域内的核电站文件，与电站进行广泛的技术交流和讨论，现场考察和核实。在安全评议活动结束后，评议团向核电站提交了一份极详细的评议活动报告。该报告除充分肯定核电站建造管理和运行准备工作中的良好实践外，还结合国际核电经验和评议团专家的专长，提出了核电站尚需改进完善或可以考虑改进的许多有益的建议。

广东核电合营有限公司总经理部和核电站经理部十分重视国际原子能机构的安全评议团活动和评议团的建议，要求各有关部门认真研究报告书的各项建议并根据核电站的实际情况制定实施措施和计划。实施生产准备阶段的运行前安全评议团建议的工作始于1993年8月，分如下步骤进行：

1. 核电站安全保健经理负责并指导安全执照处开展实施IAEA建议的跟踪工作。在充分理解各项建议的基础上，对每项建议制定实施跟踪单，指定实施单位和负责人，确定实施日期，随同国际原子能机构的评议报告分发到各有关部门。

2. 核电站经理部和各部门针对各项建议，对照核电站的管理策略、规程、实践逐条研究比较，分三类情况采取相应的响应措施：不完全与大亚湾核电站实践相一致的，要作出说明，或随着运行活动的进展留待今后进一步考虑落实措施；当时暂不具备实施条件或可暂缓一段时间实施的，要分别制定实施计划；重大的或紧迫的建议，要制定详细实施方案，采取纠正行动，立即执行。各部门将上述处理方案和实施效果反映在“实施跟踪单”上。

3. 安全保健经理、安全执照处根据返回的“实施跟踪单”逐条核实各部门对建议的实施进展状况，并对“跟踪单”分类处理：关闭——作出积极响应，纠正行动计划具体，措施有力，实施效果良好；继续跟踪——纠正计划尚需改进，或正在执行，继续跟踪“跟踪单”并返回有关部门充实、修订。

上述跟踪和评价过程在1994年重复执行了两次。

4. 核电站对生产准备阶段的运行前安全评议活动后提出的九个评议领域内的190项建议，到1994年底的实施状况如下：

评议领域	建议项目	完成	尚在实施
核电站管理、组织	15	13	2
人员培训和资格	34	15	19
运行准备	27	22	5

维修准备	12	11	1
技术支持	6	3	3
辐射防护	18	14	4
电厂化学	22	18	4
应急计划和准备	24	18	6
质量保证	32	28	4

5. 1995年内继续跟踪对国际原子能机构建议的落实状况,预期可全部实施。

为进一步提高核电站的运行安全水平和可靠性,按初步商定的计划,国际原子能机构将于1996年下半年再次对大亚湾核电站执行一次运行安全评议团活动。

2.2.2 工业安全

为适应核电站商业运行的需要,1994年通过总结过去几年电站内部核工业安全管理的经验教训,并深入研究国内外工业安全管理的一些先进经验,电站的安全部门对《工业安全政策》做了全面修订,并于8月16日由核电站核安全委员会审查通过。《工业安全政策》是核电站工业安全管理的指导性文件。它包括两个主要指导思想:一是用根据人机工程学所制作的事故模式来确定造成事故的基本因素和核工业安全的管理范畴;二是为全面贯彻“安全第一,预防为主”的工作方针所建立的系统安全管理思想。根据这两个指导思想,并结合大亚湾核电站的实际情况,核电站的工业安全管理的目标和范畴分为六个层次,即:保证工程设计的安全,保证对运行能量、潜能的有效控制,保证作业环境的安全,保证安全设施、设备、工具的安全可靠性,保证人的安全行为和充分的个人保护,保证安全、稳定的社会环境。

修订后的《工业安全政策》的主要内容包括责任、计划、工业安全委员会、事故预防、事故报告和调查、安全文化建设、培训与授权、支持与评审、承包商、指标等方面。其中事故预防包括十五个方面的要求,它们是工作场所分析、厂房管理、作业风险分析、个人健康、工业安全守则、专业安全规程、工作许可证、危险品控制、协调和协作、个人防护、特殊工种及相关的设备和工具、检查与巡检、作业中断、防灾抗灾、新设计和设计更改。

1994年工业安全管理的另一个重要措施就是将风险分析的机制全面纳入了工作组织过程。电站的《工作组织过程导则》是一份指导性文件,对各个阶段中风险分析的责任、方法、要求都作了规定和说明。其中特别强调了工作准备阶段、许可证准备和实施阶段中的作业风险分析,其主要内容包括分析来自系统的风险、工业环境的风险、工具材料的风险;确定相应的安全措施,诸如隔离边界、隔离方式、先决条件、特殊安全措施等等。

1994年电站狠抓了安全培训这样一项基础性工作,其中包括出版管理程序《工业安全培训大纲》,新编工业安全二级培训的教材,培训包括承包商员工在内共1608人次。新编的工业安全二级培训教材包括最新的经验反馈的内容以及安全法规、风险分析、事故预防等各方面的内容。1994年秋季,电站全体员工参加了一年一度的《工业安全守则》的考试。

在经验反馈和安全文化的建设方面,1994年共出版了14期安全通讯和三期安全宣传栏。除了宣传、报道有关安全法规、政策、管理方法、安全技术、对外交流、安全活动等情况之外,还对48个电站内部的安全事件、20个电站外部的安全事件做了系统的分析和报告。1994年10月,电站还派人去香港同中华电力公司的安全管理部门进行了交流活动,并作为观察员

参加了香港大企业安全知识竞赛。

1994年下半年工业安全方面的一项重要工作是为1号、2号机组大修作准备。整个准备活动包括大修安全管理大纲的制定、人员培训、大修工业风险分析、大修的安全监督和支持等等。大修开始后坚持每周的安全协调会，同各承包商安全负责人共同分析一周以来的安全动态、事故隐患；预测下周活动中的主要工业风险，审查、补充、完善必须做的安全措施。在每天的大修协调会上公布安全监督的有关信息。

1994年的安全监督包括两个层次。一是各部门安全协调员、安全员、厂房经理组织的安全检查、安全监督活动；二是由电站工业安全科实施的独立检查和监督。除了日常巡检、重大风险活动的跟踪之外，工业安全科每月对各工业性厂房和主要行政厂房进行细致的定期检查，并对重大缺陷的整改活动进行严密跟踪。此外，核电站安全监督部门还组织了专项安全联合检查，包括雨季前的防洪、防涝、防雷、防台风检查；危险品储存检查；厂房管理检查等等。1994年5月，核电站还配合公司的保险事务顾问、美国M&M公司的工业安全专家对核电站的工业安全状况及管理体制的有效性进行了深入的评估。

1994年电站的工业安全状态是基本上令人满意的，在生产活动中，全年仅发生一起轻伤事故。主要指标均低于目标值：

- 核电站的工业安全事故总数为6次，其中与作业相关的事故为1次，其他5次均为骑自行车受伤的事故。
- 职业事故率为2.16，远小于计划目标4.0，也小于国际核营运者协会(WANO)统计的1994年190个核电站的平均值3.14。
- 工业安全事故严重度为0.09，小于计划目标0.15。

但是，工业安全管理在诸如交通安全、危险品储存、习惯性违章、事故报告、承包商安全管理等方面还需要花大力气予以改善和提高。

附：工业安全指标定义：

$$\text{职业事故率 } F = \frac{\text{事故总数}}{\text{总工作小时数}} \times 10^6$$

$$\text{事故严重度 } G = \frac{\text{损失工作日数}}{\text{总工作小时数}} \times 10^4$$

上述两个指标通常以12个月为单位滚动统计，其中总工作小时数不包括承包商的工作时间，但包括电站临聘、借用人员的工作时间。

2.2.3 消防工作

2.2.3.1 消防系统功能评估

根据电站的《消防政策》，消防系统功能的完好性主要是通过下列各项措施来保证的：

- 巡视与检查，其中包括由运行人员每值按巡检手册进行的运行巡视，由工业安全科人员针对重点部位进行的日常巡视和由工业安全科人员按程序对每一座工业性厂房和主要行政厂房进行的定期检查。
- 定期试验，即由运行部门、仪表控制部门、性能试验部门按相应的大纲和程序对各消防系统进行定期试验。
- 预防性维修，即由维修部门按相应的大纲和程序对消防系统定期进行。

对于巡视、检查、试验中发现问题、缺陷，评估后分别通过纠正性维修活动或设计改造活动给予优先处理。对于日常消防系统计划性或非计划性停运，则是由运行部门和电站工业安全科通过使用“消防系统隔离单”来跟踪、控制。总的说来1994年核电站消防系统的功能是完好的。具体情况如下：

(1) JDT 火警探测系统

主系统运行基本正常，能及时对火灾参数作出响应，但尚存在某些功能缺陷和受环境影响而不稳定的情况。

(2) JPP 消防水生产系统

基本正常，但自动补水装置的可靠性仍需改善。

(3) JPD 厂房消防水分配系统

基本正常，对消防水稳压罐入水口作了改造，使系统的自动稳压功能可用。

(4) JPU 厂区消防水分配系统

正常。

(5) JPI 核岛厂房灭火系统

正常。

(6) JPL 电气厂房灭火系统

正常。

(7) JPH 汽机厂房灭火系统

对系统进行了改进，将汽机厂房配备的消防栓水枪全部由直流花洒两用枪改换成高压全雾化枪，以保证油和电气火灾的扑救。所有喷淋阀改为外部复位，提高了可用性。

(8) JPT 变压器灭火系统

正常。

(9) JPV 柴油发电机灭火系统

对系统进行了改进，将储存中倍泡沫的塑料桶改为不锈钢箱，以提高可靠性。

(10) JPS 灭火器系统

对系统进行了改进，全部更新了现场的灭火器，并按技术规范的要求对新灭火器做了抽样验收。此外将原设计的7kg CO₂灭火器改为2只3kg的CO₂灭火器，以方便使用。

2.2.3.2 消防管理

为适应电站商业运行的需要，1994年电站对《消防政策》这一消防管理的指导性文件做了全面修订。修订过程中参考国内外的法规、标准，并同法国、美国的核电消防专家进行了深入讨论。《消防政策》包括两个基本思想：一是核电消防是核安全的一个重要组成部分；二是为了全面贯彻“预防为主、防消结合”的工作方针所建立的纵深防御的管理思想。根据这两个指导思想，并结合电站的实际情况，大亚湾核电站消防的纵深管理可分为预防、探测、灭火三个主要层次，其中根据不同的功能又可再分三个层次，即一共6个层次。它们分别是：确保对所有可燃物及点火源（运行中的或临时性的）的有效控制，确保防火分区的完整性，确保早期探测、报警、响应的能力，确保固定系统/目击者初期灭火的能力，确保运行值在火灾情况下的有效行动及对机组状态的控制，确保足够的外部支援力量。

修订后的《消防政策》，其主要内容包括责任、计划、防火、探测与报警、灭火、消防培训及授权、外部支持和评审、事件调查、承包商管理等。其中作为消防管理重点的防火部分包括厂房管理、动火证、防火屏障的完整性、可燃物控制、消防系统设备不可用状态的控制、定期试验、维修、检查与巡视、火灾风险分析、作业风险分析、新设计与设计变更的控制等 11 个方面的内容。

1994 年在火灾风险分析和防火措施方面所取得的重大进展包括：完成了核岛、常规岛、辅助厂房（BOP）的火灾风险分析，确定了 145 个核安全相关防火分区的边界，把火灾风险分析和防火措施纳入工作的组织过程，并在工作组织过程中设立了由工业安全科人员控制的关键点。这些关键点是：

- (1) 动火证，用以控制各种动火、加热工艺，易燃液体的使用，碘钨灯等特殊热源的使用。
- (2) 防火屏障开孔许可证，用以控制防火封堵的完整性。
- (3) 物料堆放许可证，用以控制厂房内物料的堆放，控制通道及临时性可燃物。
- (4) 现场危险品贮存许可证，用于控制化学危险品在现场的使用和贮存。
- (5) 消防系统隔离单，用于控制计划性和非计划性消防系统不可用的状态。

1994 年进一步明确火灾探测与报警及其响应的流程。对电话报警和探测系统报警这两种不同情况下，运行人员、保安人员、工业安全人员、医疗人员、消防队启动、主要任务、通讯联络手段、相互协调等做出了原则上的规定。并在工业厂房内的电话旁，火警报警盘，应急电话等部位布置了报警提示牌，报警记录单，火警响应流程图等。

在灭火工作方面，1994 年电站完成了 354 套消防行动卡中文版的编写工作，并已布置在主控室。消防行动卡是针对各个防火区的火灾载荷、系统的功能、对安全的影响、工业危害情况、灭火手段、通道布置及安全设施等情况编写的，供运行人员在火灾情况下使用的一种事故规程。它对及时扑灭火灾，确保机组安全有着十分重要的作用。此外电站的安全部门还完成了灭火作战方案的组成部分“战区平面图”的绘制工作，并对如何建设、管理大亚湾核电站消防队（包括企业队和外部专职队）进行专门研究，向有关部门提出了意见和建议。

1994 年电站狠抓了消防培训这一基础性工作，首先出版了《消防培训、演习大纲》的程序，新编了消防二级、消防三级的培训教材，培训了 500 名电站职工。其中为运行值人员开办的三级消防培训，除了理论和基本技能方面的培训之外，还设置了综合演练，即在消防训练站模拟各种真实的火灾情景，让学员按规程和消防行动卡组织灭火行动。本年度一共组织了 16 次综合演练，两次由消防队参加的消防演习。

1994 年下半年消防方面的一项重要工作是为 1、2 号机组大修的消防安全做准备。首先消防专业人员根据大修的项目及计划编制了《换料大修火灾危险性分析及对策》作为大修消防工作的指导性文件。该文件在可燃物控制、动火作业、消防设备状态控制、防火屏障完整性控制和监督管理五个方面结合大修特点提出了相应的措施和规定。大修开始后，通过每日的大修协调会和每周的安全协调会公布消防方面的信息。

1994 年的消防监督工作分为三个层次：一是由运行人员和各部门的安全协调员、安全员、厂房经理组织的检查和监督活动；二是由电站工业安全科人员实施的独立检查和监督；三是由消防组织或外机构专家进行的消防检查，其中包括 1994 年 3 月法国 EDF 核安全检查机构消防专家和 1994 年 5 月份合营公司保险事务顾问，美国 M&M 公司的消防专家对电站消防的

检查。

总的说来, 1994 年电站的消防安全基本上是令人满意的, 全年未发生火灾事故。但是正如《1994 年电站消防工作年度报告》指出的那样, 无论是在硬件方面还是在软件方面电站的消防工作还需花大力气予以改善和提高。

2.2.4 辐射防护

2.2.4.1 辐射防护工作概况

1994 年广东大亚湾核电站在辐射防护政策实施方面取得了比较满意的效果, 核电站工作人员(包括在核电站工作的承包商人员)集体剂量和个人剂量, 控制区辐射和放射性污染均控制在较好的水平。

1. 完善电站辐射防护组织。在核电站经理统一领导下, 各单位负责人对本单位工作人员的辐射防护直接负责, 保健物理处充分发挥在辐射防护方面实施监督、支持、服务和控制的职能作用。电站先后成立了核电站工业安全和辐射防护委员会以及辐射防护最优化(ALARA)分委员会。

2. 建立大亚湾核电站特色的辐射防护管理思想。大亚湾核电站的辐射防护, 既吸收了法国核电站的先进管理经验, 又结合了中国实际有所发展。在“各人为自己的安全负责, 同时保证自己的活动不影响别人安全”的基础上强调了辐射防护专业人员的管理作用, 大力贯彻辐射防护三原则, 努力实现最优化。

3. 电站全年的集体剂量和个人剂量不仅满足国家标准要求, 而且控制在很低的水平上。全年的集体剂量为 401.822 人·mSv (不包括中子剂量), 个人接受的剂量远低于个人剂量限值(50mSv), 核电站 71.4% 和承包商 62.6% 的员工的个人剂量在 0.1mSv 以下。详细情况见图 2.2.4.1-1 和图 2.2.4.1-2。

4. 全年未发生任何“辐射事故”, 无放射源丢失事故, 无不可控放射性沾污事故和人员超剂量事故。

5. 在 1 号机组小修, 2 号机组小修和 1 号机组大修过程中, 辐射防护工作作为维修活动的重要组成部分, 积极发挥作用, 保证了维修活动的安全完成。

6. 职工的辐射防护意识明显提高, 积累了辐射防护经验, 为全面实施辐射防护最优化打下基础。

7. 辐射防护和监测设备处于较好运行状态。

2.2.4.2 辐射防护工作的主要措施

1994 年, 电站辐射防护工作采取的主要措施有如下四个方面:

1. 促进电站辐射安全文化, 使 ALARA 概念深入人心。

通过各种辐射防护培训、讲座、出版“安全通讯”、ALARA 经验反馈单、成立 ALARA 工作组等, 宣传辐射防护的基本知识、大亚湾核电站辐射防护有关规定和 ALARA 概念, 提高了职工的辐射防护意识。总结 1991 年以来的辐射防护培训工作经验, 结合电站实际, 重新编写了辐射防护一级(RP1)和二级(RP2)培训教材, 约 21 万字。至 1994 年底共完成各类辐射防护培训(及格)2039 人次, 及格率 97% 以上。1994 年 12 月 1 号机组大修前完成 ALARA 培训 381 人次, 组织了多次辐射防护座谈、现场培训以及加强辐射防护管理的协调会。

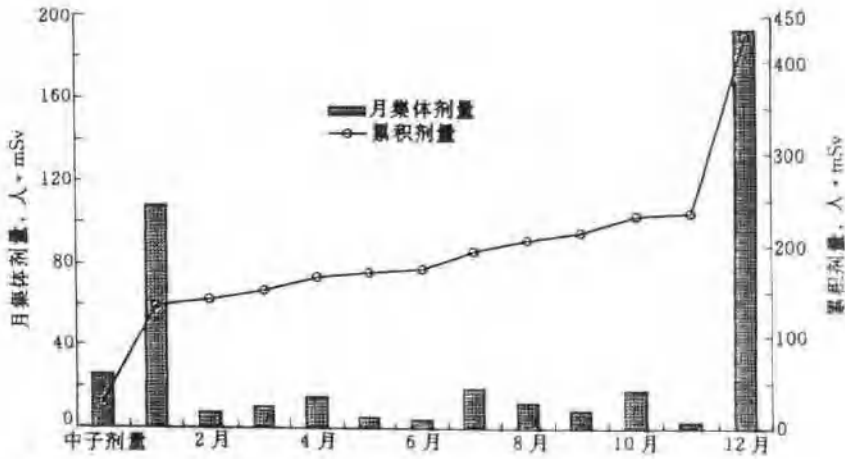


图 2.2.4.1-1 大亚湾核电站 1994 年度集体剂量趋势图

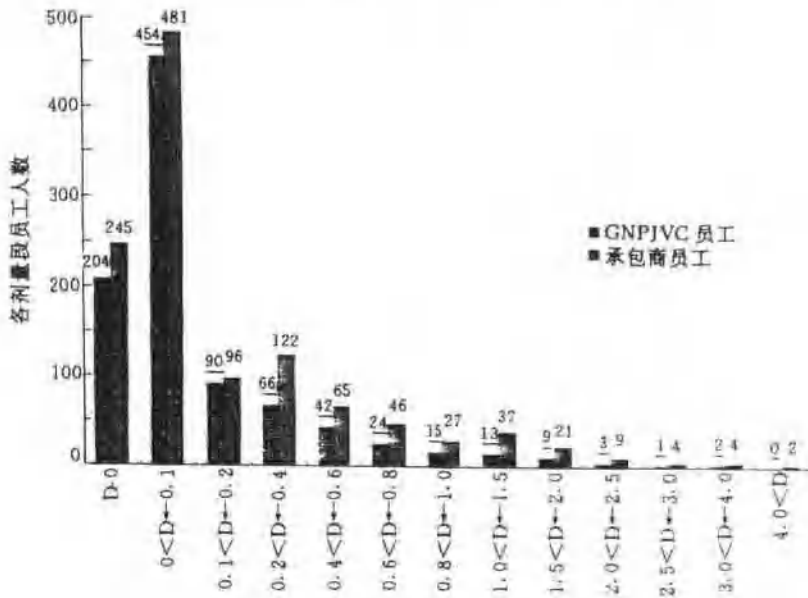


图 2.2.4.1-2 大亚湾核电站员工 1994 年度个人剂量分布

2. 加强辐射防护和辐射监测设备管理, 为实施 ALARA 提供有效的物质手段。

(1) 便携式辐射监测仪表

核电站共拥有近 30 个品种总数近 2000 台(件) 各类便携式辐射监测仪表, 辐射防护科负责这些仪表的管理、维修、定期检查和刻度。1994 年建立了仪表管理数据, 随时掌握仪表信息, 按规定对仪表进行刻度和定期检查, 加强仪表维修。1994 年所有仪表达到了以下指标:

- 故障仪表修复率 (199 台): 80%
- 设备刻度比例: 91%
- 设备可用率: 91%

(2) 控制区出入控制 (KZC) 系统

该系统共包括污染监测仪、中心主机、分拣机等设备 69 台。辐射防护科作为系统运行负责单位, 主要从事运行监护、定期试验、刻度、运行参数和阈值设置等工作。全年共提出了 169 张 KZC 相关工作申请。因设计和质量问题, 本系统故障率较高, 为此, 1994 年共实施了 10 项改造, 改善了系统的运行状态。系统阈值的确定也是一项技术性很强的工作, 1994 年在大量试验和国家有关规定的基础上, 加上科学的假设条件, 确定了系统的阈值。

(3) 厂区辐射监测 (KRT) 系统

辐射防护科负责 KRT 系统 43 个通道的运行监护、定期检查、刻度、阈值设置等工作, 完成了每天的抄表和巡视, 两个月一次定期试验和某些通道的刻度工作, 为改进系统工作状态, 全年共提出 38 张相关工作申请。

(4) 特种防护用品管理

辐射防护科负责制定特种个人防护用品的技术要求, 提出采购申请及进行质量检查。1994 年完成 20 多个品种约 25 万件各种防护用品的采购, 根据工作经验, 设计和增加采购了某些特种防护用品, 满足了电站正常运行特别是年底机组大修的需要。

(5) 放射源管理

辐射防护科负责全厂放射源的归口管理, 制定了严格的规定和放射源入厂、借用、盘点等工作的管理程序。全厂共有 161 个放射源, 分别属于电站有关单位和承包商等多个单位。1994 年未发生任何放射源丢失事故。通过了省公安厅组织的放射源管理检查。

(6) 电站辐射刻度实验室

1994 年 4 月完成了电站辐射刻度实验室的各种调试, 在以后 8 个月的试运行阶段, 自行完成了 1491 台件仪表的刻度, 占全部刻度量度的 87%, 编写了 11 份规章制度和操作规程, 完成了获取刻度实验室国家考核授权的各种试验 1370 次。

1994 年与“核工业总公司个人剂量管理监测中心”的刻度比对获得满意结果, 相对误差在 $-2.2\% \sim 0.8\%$ 之间。

3. 加强个人剂量监测管理。

(1) 电子剂量计

全年利用电子剂量计对电站和承包商约 2760 人进行了个人剂量实时监测。

机组正常运行期间，每天向保健物理处报告监测结果，通过保健物理周报向全厂报告一周剂量监测结果。

机组大修期间，每天向各承包商发放其员工个人剂量监测结果。

(2) 热释光 (TLD) 剂量计

热释光剂量计作为法定剂量计，发放范围仅限电站 A 类辐射工作人员。1994 年根据电站人员分类程序和人员变动，及时调整测量范围。每 3 个月向被监测人员发放本人的个人剂量结果。

为实现剂量监测的质量保证，1994 年与“核工业总公司个人剂量管理监测中心”进行了 6 次双轨比对监测，结果满意。

全年共完成了 9831 次 TLD 剂量计测读工作。

(3) 全身计数器

电站利用全身计数器对工作人员进行定期和特殊内照射监测，全年共完成了 1794 人次的全身计数器检查。由于缺乏有效的控制，生产部约有 17% 的职工未按规定作全身计数器定期例行检查。

4. 发挥辐射防护人员监督、控制、支持、服务功能，现场解决各种实际的辐射防护问题，促进电站辐射防护最优化的实现。

(1) 加强现场巡检，及时发现问题

辐射防护值班人员通过每值的现场巡检，及时发现问题，通过对有关活动的重点跟踪，发挥监督、支持、服务功能。

全年共提出 356 份工作申请，其中与 KRT 有关的 38 份，与 KZC 有关的 169 份，与核清洁有关的 74 份，与设备维修有关的 33 份，其他 42 份。

(2) 辐射工作许可证管理

全年签发了约 424 份辐射工作许可证，其中进入反应堆厂房许可证 296 份、辐射探伤许可证 128 份。辐射防护人员积极参与特殊辐射作业，对功率运行状态下进入反应堆厂房的运行、维修人员进行辐射防护监护和跟踪，加上年初机组调试期间辐射防护人员从事不同功率水平下反应堆厂房的剂量率分布测量工作，1994 年辐射防护人员进入功率运行中的反应堆厂房 100 多人次。

(3) 辐射水平监督检查

除每天日常的辐射监测外，每周、每月对核岛进行全面系统的辐射水平测量。共完成：周辐射水平调查报告 52 份；月辐射水平调查报告 12 份以及各类辐射测量图 440 份。

(4) 辐射防护相关设备的改造

为便于电站辐射防护管理，提高辐射防护有关系统设备的可用性，在 7 个方面对电站的厂房设计和系统提出了 26 项改造方案，其中大部分已经实施。

(5) 完善辐射防护程序

电站共有各类辐射防护程序近 200 份，其中部分程序是 1994 年新编写的，另有部分程序在 1994 年作了改版。

(6) 促进 ALARA 的实施

一 开展 ALARA 专项培训和宣传；

- 成立 5 个 ALARA 专业工作组, 协调机组大修中有关 ALARA 工作;
- 编写“ALARA 工作行动单”, 共 57 份, 约 250 页, 10 万字;
- 加强现场巡视, 对发现问题通过各种途径及时予以解决。

1995 年, 广东大亚湾核电站辐射防护工作将在 1994 年的基础上全面实施辐射防护最优化, 争取更好的成绩, 努力创造核电站辐射防护的先进水平。

2.2.5 医学管理

大亚湾核电站的职业医学管理工作由保健物理处职业医疗中心承担, 一般医疗由广东核电服务总公司下属的医疗中心负责。职业医疗中心负责职业危害因素的调查及其医学预防、医学监督、医学处理、医学随访、医学评价、职业危害的医学教育以及咨询等。根据核电站职业危害的特点, 以职业医学急救管理、异常照射情况下的医学干预及职业医学监督为重点, 把职业医学管理和职工的身心健康及核安全紧密结合起来, 预防为主, 不断提高职工的健康水平, 保证核电站的安全运行。

2.2.5.1 急救管理

1. 物质准备

普通医学急救准备: 医疗中心作为职业医疗中心现场急救的支持单位, 装备有 X 光机, 心电图机, 彩超, 血液、生化、尿自动分析仪, 并配备有手术室、治疗室、观察室; 急诊装备有救护车、呼吸机、洗胃器、除颤器、心电监护仪、吸引器、气管插管、麻醉机等, 为职业损伤的现场急救提供物质基础, 技术保障。

职业医学急救准备: 大亚湾核电站的主要职业危害是电离辐射, 职业医疗中心针对可能发生的意外照射, 建有去污室、观察室、治疗室, 准备有核事故急救药箱、普通急救药箱、抗辐射药品、阻吸收剂、促排剂、去污剂等。

现场急救准备: 在工作现场 21 处装配有淋浴器、洗眼器, 同时配备 4 台手提式移动淋浴器、洗眼器, 以便发生烧伤时及时冲洗。现场配备 17 个急救药箱, 核事故应急药箱、担架等, 尽可能满足异常情况下现场急救的需要。

2. 人员准备

医疗中心目前有医务人员 22 人, 24 小时急诊值班。职业医疗中心 3 名医生, 3 名护士应急待召。

大亚湾核电站急救培训实行三级培训制度。一级培训是针对普通员工进行的, 介绍大亚湾核电站的急救体系, 伤害事故发生后的报告途径, 报告内容, 行动方法, 一般的急救知识; 二级培训是针对现场操纵员、消防队员、保安人员、辐射防护人员进行的, 讲解心肺复苏术和止血、包扎、固定、搬运四大技术, 电离辐射损伤的医学防护, 体表放射性核素污染后的去污, 烧伤的急救, 现场化学烧伤的处理程序, 电击的急救等, 以便在意外情况下, 尽快实施一线急救, 为医务人员抢救争取时间, 创造条件; 三级培训是针对医务人员进行的, 介绍职业损伤急救的特点, 急救的最新进展等, 不断提高医务人员的急救水平, 保障现场工作人员的生命安全。

3. 技术程序准备

为了使职业损伤的急救规范化、合理化、系统化, 职业医疗中心建立了相应的管理和技术程序。主要有《急救政策》、《急救行动卡》、《现场急救器材的管理》、《现场化学烧伤的处

理》、《皮肤放射性核素污染后的去除》、《异常照射情况下的医学处理》等，明确了在各种意外情况下，事故受害者、目击者、主控室操纵员、现场急救队员、值班及工业安全、辐射防护、职业医疗中心、医疗中心人员的职责和行动，调动各方面的力量，积极投入现场急救，争取抢救的成功机会。

4. 职业损伤的急救

1994年大亚湾核电站没有发生职业损伤事故。但是在几次未事先宣布的应急演习中，应急待召的医务人员在10分钟之内全部赶到指定的“事故现场”，最快的仅两分钟。大修期间控制区发生6次手指小外伤，医务人员接到通知后，迅速赶往现场，进行污染监测，立即包扎，并给予预防污染的指导。11起皮肤污染，及时进行了去污，没有发生扩散，去污达本底水平。

2.2.5.2 异常照射情况下的医学干预

异常照射有应急照射（自愿的）和事故照射（非自愿的），针对不同的情况其医学干预措施有医学管理、医学预防、医学处理等不同方法。大亚湾核电站根据实际情况做了相应的规定和准备。

1. 人员准备

职业医疗中心的医师系统地培训了核物理、放射生物、放射毒理学、放射卫生学、辐射剂量学、放射医学临床等，学习了国家有关的法规和标准，就异常照射情况下医学干预的内容和措施，内污染的阻吸收和促排，体表放射性核素污染后的去污等进行了专题讲座，并于1994年1月申请取得中核总安防环保卫生局的授权。

2. 应急照射前的医学干预

医学管理方面根据可能发生的照射情况准备相应的医学对策，同时对自愿参加应急照射的人员进行健康评价，提出医学建议，提供医学防护指导。

医学预防方面针对可能发生的外照射、内污染、外污染等情况分别给予相应的医学预防措施。

- 可能发生大剂量外照射时，预防性使用抗辐射药物，减轻辐射损伤。
- 可能发生内照射时，预防性使用阻吸收药物，减少放射性核素的吸收，降低内照射剂量。
- 可能发生外污染时，预防性使用皮肤保护药物，增加放射性核素污染后的去污率，保护皮肤，减轻去污时可能发生的皮肤损伤。

3. 应急照射和事故照射后的医学干预

(1) 医学管理

- 详细了解事故情况。
- 对伤员进行分类登记，并做出医学处理意见。
- 对伤员及其家属尽快地慎重说明情况，以免引起焦虑和其他影响。
- 对受照人员的正常活动提出一些限制性意见，如男性性腺受到一定的剂量照射以后，应建议几个月内不要生育；妊娠女性受到一定的剂量的照射以后，应提出胎儿有发育异常危险的忠告。
- 受到大于1Gy的照射，没有生命危险的伤员做好转院的准备工作。
- 详细记录异常照射的情况，作为长期医学追踪观察研究的基础，同时满足法律诉

讼的需要。

- 考虑受照人员的聘用问题。
- 考虑事故的医学-法律问题。

(2) 医学处理

a. 外照射的医学处理

- 确定受照者所受照射的剂量大小, 结合物理剂量, 生物剂量测量及临床观察综合分析判断受照剂量, 估价可能出现的后果。
- 详细观察, 记录受照者的临床变化, 特别是血液系统的改变。
- 小剂量受照者对症处理。
- 大剂量受照者, 给予抗辐射治疗, 对症治疗和使用镇静剂, 把病人转送到专门医院。

b. 内照射的医学处理

- 发现有可能内污染后, 立刻调查污染核素的种类, 采集有关生物样品, 如鼻拭和尿样等。
- 去除外污染后, 进行全身计数器测量。
- 估算内污染剂量。
- 阻吸收治疗。
- 促排治疗。

c. 外污染的医学处理

- 测量外污染, 估算皮肤受照剂量。
- 防止污染扩散。
- 及时去污。一般污染在现场去污室进行; 大面积污染或伤口污染在职业医疗中心去污室进行去污和相应的医学处理。
- 皮肤受照剂量过大时, 详细记录皮肤的变化, 进行预防性治疗, 可能发生深Ⅱ度以上皮肤放射性损伤时, 把病人转入专门医院治疗。

1994年大亚湾核电站没有发生过量照射事故。医学干预主要针对控制区发生的小外伤, 从医学管理的角度向患者提出一些预防性指导意见, 大修期间共发生11起放射性皮肤沾污, 需要医务人员处理。按照去污规程, 沾污人员用专用车辆转运出控制区, 到去污室去污, 结果均达本底水平, 全身计数器测量没有发现内污染。

2.2.5.3 健康监督

健康监督的目的主要是保证辐射工作人员的健康状况从开始就业到参加辐射工作以后都能适应于他们的工作; 为事故受照的医学干预和职业病诊断, 劳动能力鉴定, 职业卫生评价, 以及职业危害而引起的法律纠纷提供健康资料。

健康检查每年一次, 一般上半年进行, 下半年重点随访。就业前的健康检查内容有既往史、职业史、家族史、个人史、婚姻史、生育史等调查; 内科、外科、精神神经科、皮肤科、五官科、化验及仪器检查, 同时进行染色体、微核、眼晶体、全身计数器等特殊项目的检查。定期健康检查着重于辐射工作情况调查, 一般普检及医师提出的一些补充检查。辐射工作人员工作适任性评价标准参照国家标准提出的辐射工作人员的基本健康要求和取消从事核电站辐射工作资格的指征进行。评价依据除参照评价标准外, 还需依据个人剂量报告、个人健康

档案及最近一次职业性健康检查结果进行。在作出“不能从事辐射工作”或“脱离辐射工作”的结论时要根据受照情况、工作需要、本人的年龄、技术专长、健康状况等进行综合分析评价。对于从事辐射工作多年并具有技术专长或受过系统专业培训的辐射工作人员，在取消其从事辐射工作的资格时，要仔细地权衡这一决定对社会和个人的影响。对于“暂时能从事辐射工作”的人员，定期随访，严密观察，不因这个结论给患者的健康带来不良后果或给核安全造成影响。

1994年放射性工作人员计划体检795人，实际体检787人，完成计划的98%。对773人进行了辐射工作适任性评价，没有评价的22人中有8人没有参加健康检查，有14人部分检查项目没有完成。723人评价结论是“能从事辐射工作”，5人诊断为色盲或色弱，不宜从事与辨色有关的工作，25人评价结论是“不宜从事辐射工作”或“暂时不宜从事辐射工作”。这些不宜或暂时不宜从事辐射工作的人员中，部分是患有急性病或传染病需要休息治疗，部分是退休后再临聘，长期患有各种慢性疾病，特别是心血管方面的疾病、糖尿病等，不宜从事辐射工作。在健康监督中，还及时对辐射工作人员进行了医学指导。

2.2.6 应急计划

核电站应急计划是核电站在万一发生核事故情况下能及时采取有效的应急响应行动，减轻事故后果的计划。它是“纵深防御”的一个组成部分，是在核事故情况下，保护环境，保障核电站职工及周围公众的健康与安全的重要措施。按目前国际惯例，所有核电站都必须制定应急计划，进行应急准备。我国《核电厂核事故应急管理条例》中规定：“场内核事故应急计划由核电厂事故应急机构制定，经主管部门审查后送国务院安全部门审评并报国务院指定的部门备案。”

广东核电合营有限公司于1989年开始组织人力编写大亚湾核电站《厂内应急计划》。在编写过程中，考虑了法国EDF和国际原子能机构(IAEA)专家的评议意见，经中国核工业总公司评议通过后，于1991年3月7日按规定日期正式报送国家核安全局审评。

在国家核安全局对该《厂内应急计划》严格的审评过程中，广东核电合营有限公司与国家核安全局先后在北京、深圳和大亚湾核电站进行了三次审评对话，解决了国家核安全局提出的两批共129个问题。经过审评和演习以后，广东核电合营有限公司对《厂内应急计划》进行了修改，于1993年5月初向国家核安全局报送了《厂内应急计划》第1版。国家核安全局通过观察广东核电合营有限公司进行的核事故应急综合演习和检查应急准备的设施、设备和文件资料等，肯定了《厂内应急计划》的有效性，于1993年5月24日颁发了大亚湾核电站1号机组装料许可证。通过1号、2号机组近一年的商业运行的经验反馈和由于广东核电合营有限公司和大亚湾核电站组织机构的改变，大亚湾核电站以《核电厂核事故应急管理条例》为依据，于1994年底完成《厂内应急计划》的又一次修改，该应急计划第2版已经电站核安全委员会第136次会议批准，并报国家核安全局审评。

大亚湾核电站《厂内应急计划》共17章、43个附件，其主要章节内容包括：应急组织及其职责；应急状态分级及应急计划区划分；应急设施和设备；应急通讯；通知方法；事故后果预测和评价；应急防护行动及辐射照射控制；应急医疗防护；应急培训、演习和公众教育等。

大亚湾核电站《厂内应急计划》的执行程序从1991年开始编写，在专家审评的基础上修

改定稿。在《厂内应急计划》第1版的基础上,对执行程序又进行了相应的修改,执行程序第1版已于1994年上半年陆续批准生效。目前正着手根据《厂内应急计划》第2版修改相应的执行程序,并编写各应急响应岗位的指令单。

2.2.6.1 应急组织

根据大亚湾核电站运行组织管理现状,大亚湾核电站应急组织由应急指挥部及其下属的七个应急小组组成。整个应急组织分为三个层次:应急指挥部中的公司和电站两级领导为指挥决策层;应急指挥部中的工作人员,加上各应急小组组长和小组内有关专业责任人为助理层;各应急小组的其余人员则为执行层。电站应急指挥负责厂内的应急响应行动;公司应急指挥作为营运单位法人代表负责协调厂外支援力量,与上级、地方、公众的联络。助理层在各自职责范围内向指挥部提出应急响应行动建议和负责应急执行的执行。执行层则具体执行规定的应急任务。

大亚湾核电厂厂内应急组织的基本职责为:

应急指挥部是现场应急指挥的最高权力机构,负有统一协调、组织指挥各应急组织(含支援组织)行动的责任。

运行控制组负责发生事故的机组的运行控制,启动事故规程,尽量减缓事故后果。

技术支持组充当应急指挥部的参谋机构,进行事故状态诊断、预测事故发展和建议缓解事故的技术措施。

应急检修组负责设备、系统损坏的检查、控制与抢修及通讯的畅通。

辐射防护与评价组实施厂内外辐射监测与评价,为应急指挥部提供厂内外防护建议。

后勤支持与现场保卫组负责运输、治安保卫、消防、伤员救护、现场急需物资的后勤供应保障。

JVC 支援组负责厂外交通、后勤支援。

公众信息组负责公众舆论收集、整理,准备新闻发布。

2.2.6.2 应急待命制度

应急响应人员在大亚湾核电站实行待命制度,应急值班人员每周轮换一次,除运行值班人员外每轮值班人数约80余人,保证在厂内任何时刻具有起码的应急响应能力。各应急响应组织成员在厂区内工作或紧靠厂区的生活区处于可待召唤状态,具体将按照每周待命值班表执行。

(1) 应急待命人员在接到应急待命的警报时留在办公室或留在宿舍内待命;作好随时能赶赴应急岗位的各项准备工作。

(2) 应急待命人员在接到应急起动的警报后赶赴应急岗位报到;使用所属应急响应组的起动程序,起动本应急响应组;使用个人的指令单,履行其应急岗位的职责。

2.2.6.3 应急培训

按照《厂内应急计划》要求,广东核电合营有限公司设有关于核事故应急准备的公共教育课程,并编有该课程的教材《核安全规则与应急响应》。要求所有在大亚湾现场工作的人员必须参加此项培训,以期每个员工明确地了解在应急状态下如何按照应急计划及其执行程序的规定去进行应急响应。应急公共基础培训每期3天。截至1994年年底,已培训1487人次。

为了使参加过应急准备公共基础培训的员工在经过相当一段时间后仍能了解核事故应急准备方面的要点和保持足够的应急响应能力,开设了核事故应急准备的复训课程,并编有该

课程的教材《大亚湾核电站核事故应急组织和应急响应》，复训课程计划每年一次，每次半天。1994年大亚湾核电站共有988人参加了复训。

除了公共教育课程和复训外，对参加待命值班的应急响应人员还进行了《厂内应急计划》有关执行程序的专项培训。目的是通过这类专项培训，使应急功能不同的各应急小组成员熟知自己的职责和应急响应工作，以便在核事故一旦发生时，保证整个厂内应急组织能及时启动并有效地开展工作。1994年专项培训258人次。

为配合场外应急组织对核电站周围社会公众进行核事故应急的教育，1994年大亚湾核电站应急工作人员参加了深圳市民防办举行的“三防教育”，编写了专用教材《深圳市核事故应急公众教育教材》，并对葵冲、大鹏和南澳中学教师25人进行了师资培训。到目前为止，已向深圳市，重点是核电站邻近地区，提供教材5000多册。

另外，上门为承包商提供核事故应急培训200余人次；给场外应急支援组织介绍核电站应急计划与应急准备有关知识100余人次；向核电站周围10公里范围内的公众散发印有宣传核事故应急和辐射防护知识的1995年挂历10000余份等。

2.2.6.4 应急演习

根据《厂内应急计划》按一定的频度进行了各种规模的应急演习，演习内容包括应急响应、应急组织启动、通讯联络、医疗救护、消防灭火、厂内场外辐射监测、非应急人员集合、清点和撤离等等。其目的在于检验应急人员的素质，应急组织的响应能力和应急设施及设备的可用性，发现存在的问题并及时进行改进。保证应急计划的有效性和执行程序的可操作性，使应急准备做到常备不懈，达到“召之能来，来之能战”的目的。

大亚湾核电站第一次正式的厂内综合演习于1号机组装料前（1993年2月20日）举行。国家核安全局检查组评价这次应急演习是比较成功的，各项应急响应与行动都基本达到了《厂内应急计划》的要求。国际原子能机构的专家也评价这次应急演习是一次令所有参加者足以自豪的很好的一次演习。

1994年大亚湾核电站全年共举行了12次应急演习，其中9次是在对值班待命（On-call）人员专项培训的基础上进行的启动演习，1次为厂内综合演习，两次为与法国EDF应急中心联合进行的演习。

通过演习提高了大亚湾核电站员工在发生核事故时采取迅速及有效的应变措施的能力，同时也发现了问题和不足，以改进核电站应急响应能力。

2.2.6.5 应急设备的定期检查

大亚湾核电站应急设施、设备、器材、文件和资料在1号机组装料前已全部到位并完成调试。通过综合演习的检验，所有设施和设备等基本上满足应急计划的要求。对各应急中心除日常的检查外，每年定期检查两次，发现问题，及时改进，以确保应急设施的应急功能和随时可用性。定期检查实行自检和专业检查相结合，重点放在检查发现的问题的纠正行动和改进措施。1994年应急准备科建立应急准备后续行动跟踪系统，把在日常检查、定期检查、质保检查和应急演习中发现的问题记录到系统内，落实责任，确定改正期限，并进行跟踪。

2.2.7 电站保卫及核材料实体保卫

2.2.7.1 保卫组织

大亚湾核电站的保卫组织由公安、武警、经警、保安等队伍的多种保卫力量构成，它们

协同工作、相辅相成。

大亚湾公安分局负责对整个核电现场保卫工作的统筹兼顾，并负责对所有刑事案件、交通事故的处理。

直接担负厂区保卫任务的单位是电站保卫科。它隶属于生产部综合管理处，在工作中受大亚湾公安分局的业务指导。电站保卫科科长以下分为两个组：警卫组负责厂区 24 小时的警卫，包括维持保卫系统的运作，电站周界的监视和巡逻等；技术组负责对保卫系统各类设备运行的技术支持，同时也负责进出电站各类型磁卡和证件的制作和管理。

电站厂区及周围要害点由武警守卫和控制，他们是大亚湾核电站保卫组织里的一支重要力量。

此外，一些临时的过渡性岗位的执勤，则由保安员队伍来担任，虽然这个队伍有一定的临时性，但人员经过严格审查和培训，从而保证了队伍的素质和可靠性。

除上述提及的几种常备保卫力量外，在特殊情况下，深圳市公安局、深圳市武警支队可成为电站保卫的外援支持力量。

大亚湾核电站保卫组织结构，是结合实际工作情况而制定的。实践证明，它的运作是有效而可靠的。特别在 1994 年，在电站从工程阶段转入运行阶段的过程中，它出色地完成了一系列重大活动的保卫工作，它的有效性和可靠性再次得到检验。

2.2.7.2 保卫设备

在总体规划时，根据“纵深防御”和“均衡防御”的保卫原则，大亚湾核电站从外到里设立了非监视区 (ZN)，监视区 (ZS)，保护区 (ZP)，加强保护区 (ZR) 四个层次的区域，保卫措施的强度逐层递增。电站的保卫设备，主要分布在监视区 (ZS) 以内各区域的边界和出入口上。根据其位置和功能的不同，所有的设备归属于两大系统，即出入通道控制系统 (KKK) 和周界监视系统 (DSI)。

1. 出入口通道控制系统

出入口通道控制系统 (KKK)，顾名思义，其作用是管理和控制电站各区域的人员进出，管理的主要形式是磁卡。保卫部门根据人员的实际需要制作和发放个人磁卡，从而达到在区域和时间上控制人员在厂区内出入的目的，同时在特殊的情况下，警卫人员可对各种通道实行实时控制，人员进出和设备动作的各种信息均由系统计算机记录在案。整个出入口通道控制系统分为四部分设备：

- (1) 通道控制机构，包括三角闸门、旋转门、气闸门、电磁锁和汽车自动升降杆等。它们是通道控制的直接执行者。
- (2) 计算机控制子系统，包括主机、前置终端、制卡计算机、读卡控制器等。这部分是整个系统的核心，其中主机位于中央警卫楼，由专门的警卫来进行 24 小时的管理和操作；制卡计算机位于电站大门的 UA 楼，用于磁卡的制作和有关信息的管理；读卡控制器则位于各通道上，它们实际上是一种微型计算机，在主机支持下能独立工作，读取磁卡信息和键盘密码信息，然后控制相应的机构开关，并把这些情况送返主机作为文档存储。
- (3) 内部通话系统，包括中央警卫楼的通话总台和各通道点的分台，提供中央与当地的通话功能。
- (4) 通道监视闭路电视，由摄像机、逻辑矩阵控制器、监视器等组成，使警卫能随时监

视各通道的情况。

2. 周界监视系统

周界监视系统 (DSI) 的作用是对电站各区域的边界实行实时的监测和监视, 防止边界的非法入侵。监视和监测的手段是多样的, 以多样化的手段达到提高整体防范可靠性的目的。整个周界监视系统由以下三部分设备组成:

- (1) 周界入侵探测系统: 由微波、红外、机电等多种形式传感器构成的探测系统分布于保护区和加强保护区的所有边界, 任何对这些边界的非法入侵都会被系统所监测, 使电站警卫人员能即时作出反应。
- (2) 周界监视闭路电视系统: 它的构成与 KKK 的闭路电视系统构成相似, 但用于对区域周界的监视, 作为入侵探测系统的补充, 相辅相成地工作。更为重要的是以上两系统的设备是连动工作的, 即一旦有入侵事件, 探测系统向警卫报警的同时, 也自动触发电视系统, 调整摄像机图像并进行录像。
- (3) 照明系统: 为了使夜间的巡逻能正常进行和闭路电视系统设备能正常工作, 专门配备了相应的照明系统。照明系统设计时在照度指标、防破坏供电措施等方面都有特别的要求。

客观上说, 过去两年的工作实践已经使上述保卫系统的可运行性得到了肯定, 但是我们也发现了一些需要逐步改进的地方。考虑到近年来的电子技术日新月异, 目前国际市场上保卫系统技术水平与几年前相比已有了突飞猛进的发展, 我们认为很有必要采纳一些当前先进可靠的技术来改进我们现有系统, 通过取长补短使之日趋完善。所以在 1994 年底我们便提出了保卫系统的改造方案, 目前正在实施之中, 预计 1995 年内可完成。

2.2.7.3 保卫制度

为了使各项保卫工作制度化、正规化, 几年来针对保卫各方面的内容修订了一整套的保卫管理规程。其中《保卫大纲》从宏观上规定了电站保卫工作的要旨,《出入口管理》和《车辆进出管理》将人员和车辆出入控制的措施具体化, 此外还有证件管理、巡逻制度、文件保存等一系列与保卫工作相关的各种程序。

2.2.7.4 核材料的保卫

健全的保卫组织、可靠的保卫设备和完善的保卫制度是做好核材料保卫的基础。大亚湾核电站对核材料和核设施的保卫措施已满足甚至超过了国家核安全局 (NNSA) 和国际原子能机构 (IAEA) 有关法规的要求。在电站正常运行期间, 人员进入反应堆厂房和燃料厂房, 以及放射性物品出入厂区都受到非常严格的控制; 在燃料运输和更换燃料组件期间, 还有更具针对性的特殊保卫措施以保障这些过程的顺利进行。

2.2.7.5 保卫工作实绩

核电站的保卫工作是核安全的一个重要组成部分。电站保卫系统投入运行之后对厂区通道的管理和厂区周界的安全起到了重要作用。KKK 系统使厂区各通道的出入严格有序, 特别是保证了核电站大修期间数千中外员工的正常出入。该系统还能够及时捕捉非法出入事件, 至 1994 年底, 电站保卫科已处理违章行为数十起。在厂区周界保卫方面, 由于 DSI 系统的实用性和可靠性, 至今还没有发生非法入侵事件。

除此之外, 对数次核燃料到场, 1 号和 2 号机组的大修、临时性抢修等事件采取了特殊的保卫措施, 保证了安全生产。并与上级公安部门一起完成了所有中外高级领导人参观访问的

保卫工作。

2.3 核电站管理

2.3.1 人事管理

2.3.1.1 人员配备

随着工程由建设向生产运行的转移,大亚湾核电站的生产队伍得到不断补充和加强。截止到2号机组投入商业运行,大亚湾核电站的岗位编制和人员规模已经相对稳定。目前,电厂职工人数为1075名,其中调入人员807名,聘用员工268名。因为建设核电在我国还处于起步阶段,为了学习世界上先进管理经验和科学技术,大亚湾核电站还从国外聘请了83名核电领域内的专家。各处人员配备列在表2.3.1.1-1。

表 2.3.1.1-1 大亚湾核电站人员配备情况

部门	调入职工人数	聘用职工人数	总数	外籍员工人数
经理室	5	0	5	3
运行处	169	18	187	17
维修处	316	70	386	36
技术服务处	72	14	86	3
技术支持处	59	26	85	11
发电策划处	8	4	12	0
安全执照处	11	2	13	2
培训中心	20	16	36	2
资料中心	16	37	53	0
合同采购处	43	23	66	2
保健物理处	39	4	43	3
管理计算机处	20	9	29	0
质保处	11	9	20	3
综管处	18	36	54	1
合计	807	268	1075	83

聘用员工都属于以合同形式聘用到核电站工作的人员,他们是核电正式员工队伍的必要补充。随着现代企业制度的深化改革,广东大亚湾核电站在人事管理上将逐步走上全员劳动合同制的道路。所有职工都与企业签订劳务合同,全面打破干部与工人之间的界限,取消正式与聘用的说法。在企业与职工双方达成一致的基础上,可以签订不定期,5~8年,3~5年,1~3年四种不同期限的合同。

2.3.1.2 职工学历和职称结构

广东大亚湾核电站目前拥有职工 1075 人。其中大学本科毕业生 471 人，大中专毕业生 399 人，研究生 64 人，博士 2 人，正研级高工 13 人，高工 135 人，中级职称 299 人，初级职称 131 人，员级 57 人。享受政府特殊津贴的人员 9 人。图 2.3.1.2-1 和图 2.3.1.2-2 分别给出了电站职工的学历和职称的结构。

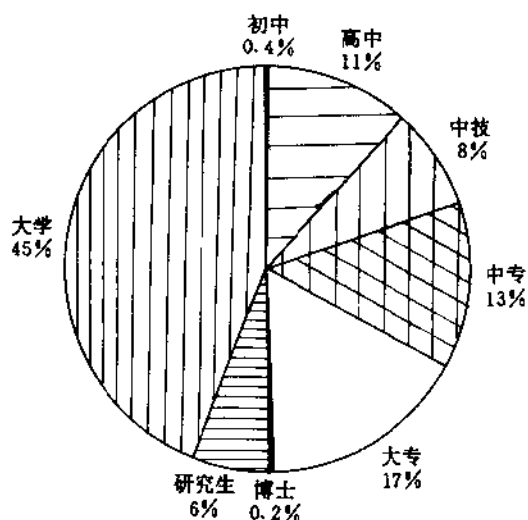


图 2.3.1.2-1 大亚湾核电站职工学历状态图

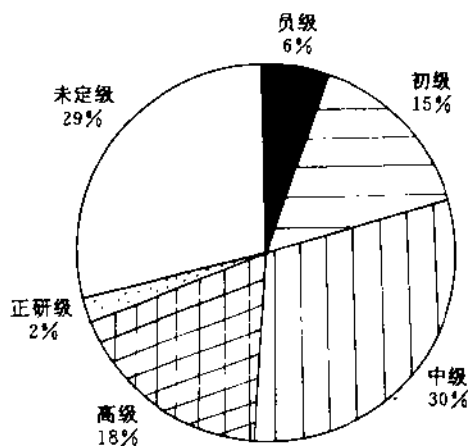


图 2.3.1.2-2 大亚湾核电站职工职称状态图

2.3.1.3 年龄结构

大亚湾核电站是一支年轻的队伍，30 岁以下人员有 433 人，30 岁到 45 岁人员有 468 人，45 岁到 50 岁的人员有 33 人，50 岁以上的人员有 141 人，尤其是运行处和维修处有 80% 是 40 岁以下的人员。图 2.3.1.2-3 中示出了职工的年龄状况。

2.3.1.4 人事流动运作方式

目前，合营公司人事部负责全公司范围的人员招聘、调动与管理，综管处人事科主要是配合公司人事部办理人事流动中的有关手续与申报。

1. 招聘原则

(1) 招聘的员工人数必须符合合营公司董事会批准的大亚湾核电站编制。

(2) 必须制订一份组织机构和一份岗位责任制，以确定每一个岗位所需要的员工人数。并在岗位责任制中提出该岗位的职责范围和任职条件。

(3) 还必须制订一份招聘程序，根据岗位责任制的要求按程序进行招聘。

2. 招聘途径

应聘员工有以下不同来源：

(1) 学校毕业生分配。在工程建设与生产准备阶段，合营公司每年都从全国有关的高等院校中招聘大批优秀的毕业生。到目前为止，通过毕业分配来的职工有 270 人左右。

(2) 有关政府部门的分配及合营各方人员的任命。来自核工业系统的人员有 310 人左右，来自电力系统的人员有 260 人左右。

(3) 社会招聘。为了安置社会待业人员,通过社会招聘方式来电站的职工有 70 人左右。

(4) 其它。包括个人和单位的推荐及公司其他部门转调到核电站的人员,这部分人员约 190 人。

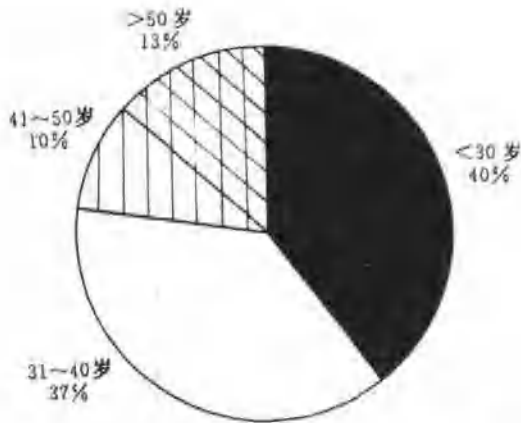


图 2.3.1.2-3 大亚湾核电站职工年龄状态图

3. 受聘人员类别

根据职工的来源和岗位的要求,大亚湾核电站的职工可分为三类:

(1) 编制内的正式职工,指通过公司调入,占岗位编制的职工。随着全员劳动合同制的进行,这部分职工也将由正式固定制转为合同制。目前,正式职工共 807 人。

(2) 编制内的临聘职工,指占长期在编岗位而临时从外单位聘用的职工,根据工作的需要,其合同期可以是半年或一年。目前,有编制内临聘职工 256 人。

(3) 编制外的临聘职工,指不占编制岗位,但因工作需要而临时从外部聘用的职工,其合同期一般较短。这部分职工人数为 12 人。

2.3.2 人员培训及授权

2.3.2.1 培训设施

全厂目前一共拥有下列主要培训设施:

1. 培训中心大楼

培训中心大楼使用面积为 2000m²,是一座集课堂教学、电化教学、模拟机教学、实验室教学等设施为一体的综合大楼。

2. 消防训练设施

该设施能够进行各种核电站易碰到的火灾情况的模拟培训和演习。

3. 培训实验设施及模型

主要有机械、电工电子及控制、化学、辐射防护、语音和计算机等培训实验室。另外,还有多种教学模型,如蒸汽发生器水室、汽机高压缸、控制棒驱动机构、汽水分离再热器等。

4. 基本原理模拟机

该机从法国引进,有关参数按照电站 1 号机组设计,于 1988 年投入使用。主要用于结合

课堂理论教学,对学员进行核电站基本工作原理和物理现象的培训。

5. 全范围模拟机

培训中心全范围模拟机是以本电站1号机组为模拟对象,由法国 THOMSON 公司设计建造,于1992年8月投入运行。该机由模拟控制室、教员控制台、计算机系统、应用软件等组成。该机共模拟了核电站一、二回路中的约95个主、辅系统,其中60个全模拟的系统,24个部分模拟的系统以及11个表示性模拟的系统。除了核电站正常运行、正常停堆、紧急停堆等全过程外,还可模拟核电站运行中可能出现的各类故障和事故,约4000项。这些故障和事故工况,可由教员在控制台随时引入。在模拟培训过程中,教员可以从教控制台观察到300多个参数的变化,同时还可以起动评价系统,记录整个培训情况,以便于对学员进行在线监视和评价。该机还具有“拍照”、打印、重演、冻结、加速、减速等多种功能供教员和学员选用。

2.3.2.2 培训整体过程

从1985年生产部成立到现在,大亚湾核电站整个人员培训和授权工作主要可分为以下三个阶段:

1. 关键岗位人员培训阶段

这一阶段主要是对运行、维护、技术支持、技术服务、辐射防护以及培训等关键岗位人员进行培训,其目的主要是为了在较短的时间内培养一支为将来生产准备和接产的骨干力量。根据各岗位的重要性和培训难度,所有参加培训的人员被分为三级。I级人员主要包括主控室操纵员以上岗位运行人员和其它关键岗位上的主管、工程师及管理干部;II级人员主要包括运行技术员、维修与其它技术部门的主管、班长和技术员;III级人员主要包括运行现场操作员及维修工人等。然后,结合工程进展分别制定了各级人员的招聘和培训计划。

对于I级人员,主要是按照买哪国的设备,到哪国培训的原则,以国外培训为主。为了保证国外培训的顺利进行和培训效果,首先在国内组织了预培训班,培训内容包括外语(前两期为法语,后一期为英语),基础理论和PWR核电站系统与设备。每期培训时间约两年。最后从参加预培训的全部近300人中,选拔出112人,从1989年到1990年先后分三批送往法国EDF接受岗位培训。

I级人员国外培训根据学员将来所担任岗位的不同有不同的培训内容,培训时间分别为6~18个月不等。培训形式主要包括课堂培训、模拟机培训和“影子”培训。II级和III级人员培训主要是委托国内有关院校及科研设计单位代培。如清华大学、原子能研究院和苏州热工所等。先后一共组织培训班8期,每期培训时间在两个月到两年不等。参加培训人数约200人,其中12人还被派往英国GEC接受了为期4个月的常规岛设备维修培训。

2. 全员培训阶段

1991年初,随着工程建设的进展,生产准备逐步进入高峰时期,国外受训人员已全部回国投入现场适应性培训和生产准备各项活动,大批新招聘人员陆续到岗,同时,核电站培训中心正式交付使用,培训的组织机构也进一步完善,整个培训工作进入了一个更加系统化、正规化的全员培训阶段。

这一阶段的培训主要根据核电站每个岗位的《岗位培训导则》(FTG)以及相应的每个人的《个人培训计划》(ITP)进行,使核电站每个工作人员通过培训达到上岗授权的要求。在培训形式上主要采用了课程培训、模拟机培训、现场专门培训和在岗培训。到目前为止,这一阶段一共开设各类培训课程近90门,完成了8000多人·周的课程培训和600多人·周的

模拟机培训。并进行了大量的现场专门培训和在岗培训，以及少量的国外专项培训。

通过上述两个阶段的培训，在1号机组首次装料前，全厂绝大部分人员取得了相应的各类上岗授权。另外，有53名运行人员顺利地通过了中核总组织的操纵员取照考试，取得了国家核安全局颁发的执照，其中，取得SRO执照的28人，RO执照的25人，从而为核电站调试和生产准备的顺利进行，以及后面的全面接产和安全、稳定、满发、高效运行打下了良好的基础。

3. 继续培训阶段

1994年是大亚湾核电站人员培训与授权工作具有里程碑意义的一年。随着电站1、2号机组的相继投产，各类人员上岗培训与授权基本结束，培训工作的重点逐步转移到了各类岗位人员的继续教育和培训。

2.3.2.3 电站培训组织及政策

1. 电站培训委员会

根据核电站商业运行期间总的管理政策，电站培训委员会(PTC)于1994年10月正式成立。培训委员会由电站经理助理负责主持，成员包括有关分管经理及各处处长。其职责主要是制定电站人员培训及授权工作的方针政策；审定培训大纲及培训有关管理程序；协调全厂的培训工作。

在全面总结以往经验的基础上，PTC认真分析了当前及今后一个时期人员培训工作的形势和任务，对电站人员培训政策和授权制度作了重大改进，制定新的授权及取照培训大纲(ATR)，并着手制定和修改了一整套培训工作的管理和执行程序，从而在培训的方针政策、组织管理、培训大纲及工作程序等方面顺利地完成了由上岗预培训向继续培训的过渡，为今后的培训及授权工作打下了良好的基础。

2. 培训政策

根据核电站商业运行期间人员培训及授权工作的特点及任务，新的《培训政策》(AD/TRN/001)于1994年11月正式出版和实施。新的培训政策将电站每个员工的培训分为三大部分：

第一部分：授权及取照培训。这部分培训是属于强制性的培训，它主要针对国家与地方的有关劳动安全法规和执照考试要求，以及电站内部各类工作授权的要求进行。

第二部分：专业技术知识与技能培训。这部分培训主要是针对各岗位的专业技术资格要求进行。

第三部分：职业发展培训。这部分培训是属于提高和拓展员工的工作能力的培训。

以上三部分的培训内容，最后都具体地落实在每个员工的个人培训计划(ITP)中。

图2.3.2.3-1给出了三类培训之间的关系。

2.3.2.4 工作授权制度

所谓授权，它实际上是电站厂长(或其代表)对其下属被授权员工经过合格的培训，并且具有从事有关核安全、工业安全和辐射防护等工作所需的知识的一种正式认可。授权制度规定任何在大亚湾核电站工作的员工都必须经过相应的培训，培训的内容包括基本安全知识和专业技术知识技能。只有当其具备了从事某项工作的资格后，方能上岗从事该项工作。对于某些特殊工种，如反应堆操纵员、起重工、电焊工等等，上岗前还必须取得国家法规及劳动安全部门的有关执照或操作证。另外，凡是从事与核安全、工业安全、辐射防护等直接有

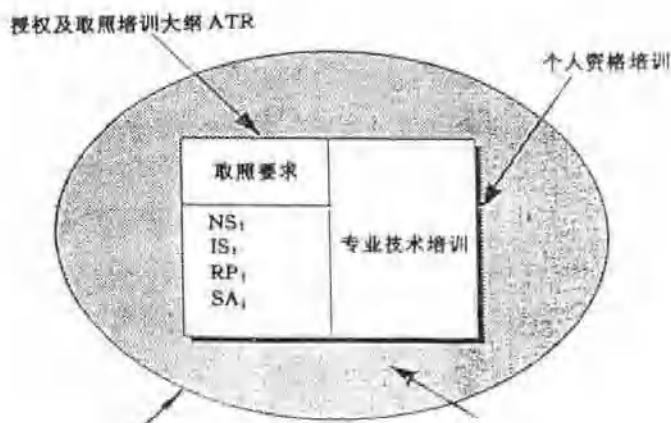


图 2.3.2.3-1 个人培训构成

关工作的人员，上岗前还必须取得相应的工作授权。

大亚湾核电站工作授权共分四种：

1. 核安全授权 (NS)

- (1) NS1: 允许员工单独或在有更高 NS 授权人的监护下根据程序从事核安全有关工作；
- (2) NS2: 允许员工作为工作负责人，带领他人根据程序工作，或编写简单工作程序；
- (3) NS3: 允许员工在其职责或程序规定范围内作出决定和布置工作，或编写和审查程序；
- (4) NS4: 允许员工批准程序和作出指示，并可在非常情况下(如不可预见，现有条例和程序未作规定)作决定和采取行动。

2. 工业安全授权 (IS)

- (1) IS1: 工作人员
- (2) IS2: 工作负责人或以上人员
- (3) IS3: 运行隔离经理

3. 辐射防护授权 (RP)

- (1) RP1: 允许员工独立在控制区内工作
- (2) RP2: 允许员工作为工作负责人，带领他人在控制区内工作

4. 特种工作授权 (SA)

这里的特种工作是指国家所规定的六大类特殊工种，此外，核电站所持有的一些工种，目前只规定了两种授权：

- (1) TS: 试验主管，分三级
- (2) FH: 核燃料操作，分两级

图 2.3.2.4-1 给出了授权及更新授权的整个过程。

2.3.2.5 人员培训及授权情况

1. 课堂培训

- (1) 课堂培训的组织及实施过程

课堂培训的组织及实施过程见图 2.3.2.5-1

(2) 1994 年课堂培训情况

1994 年课堂培训的内容主要是：

a. 新到岗人员的各类预培训课程。这类人员主要包括新分配到岗的大、中专毕业生以及原工程部转入的人员。培训内容主要是这类人员取得上岗授权所必须完成的各类培训课程。如：QA/QC，工业安全、消防、应急响应、GNPS 工作组织过程，辐射防护以及 PWR 核电站系统与运行。

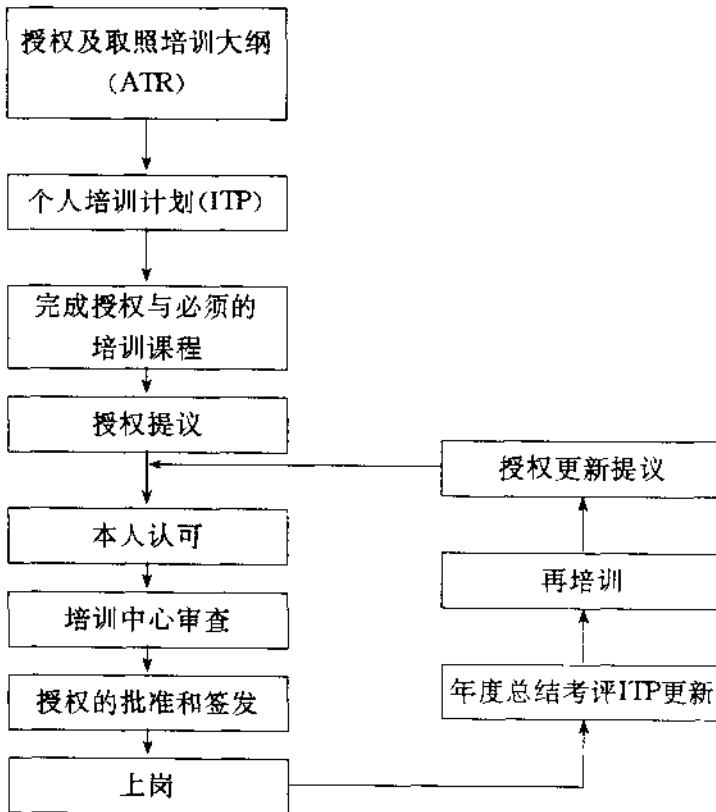


图 2.3.2.4-1 授权申请及批准过程

b. 更新授权所必需的各类再培训课程。如：工业安全再培训，应急响应再培训，QA/QC 再培训，消防再培训，辐射防护再培训等。这类培训在全年培训负荷中占了相当大的比重。

c. 根据运行经验反馈的培训，运行经验的反馈一方面被及时地结合进了已有的培训与再培训课程，另一方面，1994 年还专门开设了一些这方面的培训课程，如：废物管理、维修工作组织过程、事件分析方法等。

d. 1、2 号机组换料大修所进行的培训，如：大修期间的核安全，大修工作项目负责人及质检员培训等。另外，还为各大修承包商所属人员进行了大量入厂所需的基本安全培训，消防培训及辐射防护培训。

2. 全范围模拟机培训

1994 年全范围模拟机培训的内容主要是：

(1) 老操纵员再培训，主要开设课程有超设计基准事故工况运行和全范围模拟机复训。

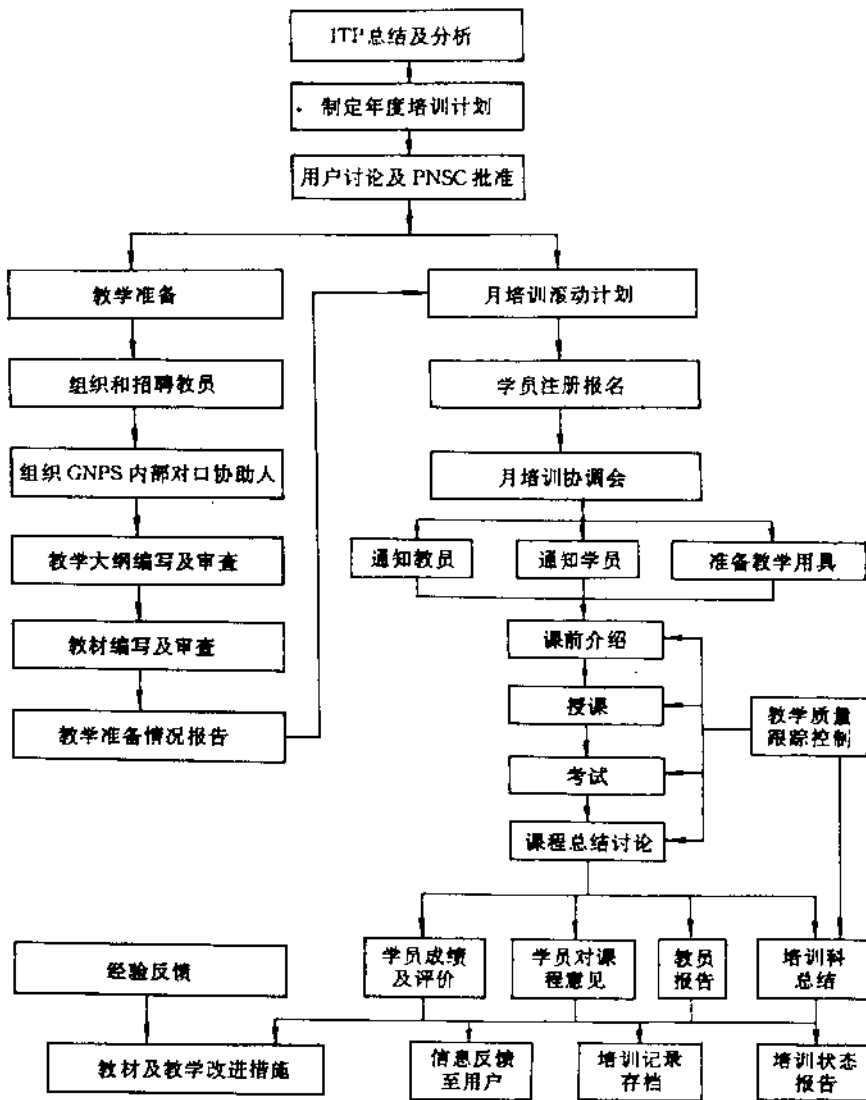


图 2.3.2.5-1 课程培训的组织及实施过程

(2) 18 名新操纵员取照考试前培训，主要开设了全范围模拟机预培训、正常运行、故障工况运行和事故工况运行等课程。

(3) 其它技术岗位人员模拟机培训，主要开设了工程师全范围模拟机培训。

另外，1994 年还根据合同，对全范围模拟机的软、硬件进行了一次根据现场机组调试后数据全面的修改。整个工作历时近一年。主要分数据收集及分析、工厂修改和现场修改及调试验收等三个步骤进行。最后一共进行了 170 余项硬件方面的修改，400 余项软件方面的修改，从而有效地保证了全范围模拟机的仿真度及今后的培训效果。同时也使模拟机的维修人员得到了一次很好的培训和锻炼。他们具备了核电站全范围模拟机维修和修改能力。

3. 在岗培训及专门培训

专门培训是针对某一系统或设备,或者是对某一其它专题所进行的培训,其培训方式是一种课堂讲授和现场实践相结合的方式。在岗培训是一种将所学到的理论知识用于工作实践,从实践中去学习和积累经验的培训。其培训的方式主要是以老带新,一种“影子”培训的方式。

在岗培训和专门培训是大亚湾核电站各类人员专业技术和管理知识与技能培训的一种主要方式。1994年,结合现场各项生产活动,各专业处都进行了大量的这方面的培训。但是由于工作任务繁重,多数培训在管理和质量上都还存在着一些问题,离正规化和规范化的要求还有一定距离。为此,电站培训委员会也作了专门的分析和研究,准备在今后的培训工作中不断加以解决和完善。

4. 运行经验反馈在人员培训中的运用

内外部运行经验反馈是一种非常宝贵的培训教材,主要包括两个部分:

(1) 各专业处的运行经验反馈培训

当一个事件发生后,事件所涉及到的专业处将及时组织对有关人员的培训。培训通过分析事件发生的原因和后果,以及学习正确的预防和处理方法,一方面加深了有关人员在思想上对此类事件的重视,另一方面也提高了他们预防和处理同类事件的能力,从而减少了事件的重复发生。各专业处的运行经验反馈培训,由于其及时性和针对性强,因此效果很好。

(2) 培训中心的运行经验反馈培训

培训中心成立了专门的经验反馈小组并制定了专门的工作程序。小组成员平时负责收集各类经验反馈信息,并及时组织课堂教员或模拟机教员,编写经验反馈培训单,并将其编进相应的培训教材。1994年,培训中心一共编写了这类培训单近30份,分别编入近20门各类模拟机及课堂培训课程。并在当年开设的各类再培训课程的内容设置上充分考虑了运行经验的反馈。

5. 运行人员取照考试

核电站运行人员执照制度是国家核安全部门为了保证核电站运行安全所采取的一项重要措施。HAF500《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》明确规定:只有持《操纵员执照》(RO执照)的人员方能够担任操纵核设施控制系统的工作。只有持《高级操纵员执照》(SRO执照)的人员方能够担任操纵或指导他人操纵核设施控制系统的工作。取得RO和SRO执照的一个重要条件就是必须通过相应的取照考试。

取照考试分笔试、口试和模拟机考试三部分。考试试题的编制和审查由核电站主管部门负责。各项考试的合格标准为百分制的80分及以上。考试通过后,申报国家核安全局,由国家核安全局审查和颁发执照。

到1994年底广东大亚湾核电站先后组织了二批取照考试,统计结果列在表2.3.2.6.1中。

6. 业余培训班和继续教育情况

业余培训和继续教育,是培养核电人才的一条十分重要的路子。广东大亚湾核电站一方面鼓励员工自学和参加社会举办的各种成人教育,在费用和时间上给予大力支持。另一方面还自己组织这方面的培训班。这不但丰富了员工的业余生活,也为核电事业培养了人才。下面是1994年度这方面的办班情况:

表 2.3.2.6-1 取照考试结果统计

考试时间	RO		SRO	
	参加人数	通过人数	参加人数	通过人数
1993.2.1	58	53		
1993.4.14			28	28
1994.9.5	8	7	15	12

(1) 与中南工学院合作, 举办了一个“核电运行”大专函授班。参加该大专班学习人员大多为运行现场技术员, 总人数为 18 名, 该班于 1993 年 7 月开办, 将历时三年。

(2) 业余英语培训班。该班与武汉水利电力大学合办, 分高、中级各两个班, 参加人数 96 名, 历时半年, 最后有近 80 人考试合格, 获得结业证书。

(3) 对外贸易法业余培训班。该班主要通过播放录像进行, 学员均为物资供应及合同管理人员, 参加人数为 32 名, 历时三个月。最后全部通过结业考试。

2.3.3 电站工作委员会

为了加强各个处之间不同专业的横向交流, 在技术上帮助电站厂长做出决策, 广东大亚湾核电站成立了几个电站工作委员会。

2.3.3.1 电站核安全委员会 (PNSC)

1. 电站核安全委员会的组成

电站核安全委员会成立于 1991 年 3 月 29 日。

该委员会由厂长(在第一副厂长和厂长顾问的协助下)主持, 成员包括总工程师、第二副厂长、第三副厂长、厂长第一助理、安全保健经理、质保经理等。OSL 处长和该委员会会议议题有关的处长将参加有关会议。委员会秘书由 OSL 处长兼任。

2. 电站核安全委员会的职能

(1) 所有涉及核安全和质量的问题(如核安全文化、重大事件安全等级等)均由 PNSC 审查。具体地说, 在委员会例会上审查以下议题:

- a. 新的或改版的管理程序或接口程序, 以及至少一名委员会成员要求送审的执行程序;
- b. 功能培训导则(包括授权等级);
- c. 重大事件报告(评审日期必须符合报告颁布的截止日期)以及为防止再次发生此类事件所必须采取的有关措施;
- d. 辐射防护事项, 产生异常照射或严重污染事件的分析以及预防事件再次发生所应采取的措施;
- e. 应急计划演习报告;
- f. 悬而未决的临时指令(TI/OPS/...);
- g. 纠正措施要求(CAR)现状;
- h. 核安全与环保当局要求及生产部答复的评审;
- i. 运行总则(GOR)和最终安全分析报告(FSAR)的变更;

- j. 质量及核安全相关 (QSR) 系统清单;
- k. 正常运行规程清单;
- l. 定期试验大纲;
- m. 放射性释放及厂外环境监测的年度实绩;
- n. 行政监查后行动实绩;
- o. 反应堆主冷却剂系统关键瞬变;
- p. 质量保证的年度监查大纲;
- q. 经验反馈实绩;
- r. 所做决定执行的实绩;
- s. 重大事件后续行动实绩。

(2) 在电站启动及换料大修期间的委员会会议上, 审查下列议题:

- a. 系统状态设置和可用性;
- b. 正在进行作业同时引起 QSR 设备不可用;
- c. 因电站大修工作而引入的临时措施和装置, 包括盲板, 搭接片, 拉出的引线, 改变的定值等;
- d. 主控室 (以及应急停堆盘) 内的异常报警;
- e. 控制室内悬而未决的临时运行指令;
- f. 质量核安全相关 (QSR) 设备变更 (仅限于未解决的问题);
- g. 质量核安全相关 (QSR) 设备定期试验结果; 悬而未决的异常;
- h. 再鉴定结果;
- i. 与技术规范的一致性;
- j. 在役检查实绩与异常;
- k. 文件 (包括流程图) 更新;
- l. 电站大修期间遇到的异常及主要事件;
- m. 核安全管制结果与异常;
- n. 不符合项报告评审 (对电站核安全的后果方面)。

1994 年内, 电站核安全委员会共召开了 42 次会议, 此外, 还召开两次启动安全评价会议。

2.3.3.2 电站培训委员会 (PTC)

1. 电站培训委员会的组成

电站培训委员会于 1994 年 10 月正式成立, 并于当月召开了首次培训委员会会议。其组成如下:

主席: OPS 经理助理

副主席: 电站经理顾问

秘书长: 培训中心主任

成员: 电站安全保健经理、电站 QA 经理、OPS 各处处长及培训中心顾问

2. 电厂培训委员会的职能

- (1) 建立和制定广东大亚湾核电站人员培训的方针和政策;
- (2) 审查培训管理程序;
- (3) 审查全厂人员培训的培训大纲, 并对个人培训大纲提出参考建议;

- (4) 探讨培训活动中出现的问题并提出改进策略；
- (5) 审查广东大亚湾核电站中期及年度培训计划；
- (6) 建立核电站员工的职业发展及晋升机制；
- (7) 对于有关重要事项，给生产部经理提出建议。

自1994年10月电站培训委员会成立以来，截至1994年底，该委员会共召开了四次会议。

2.3.3.3 电站三废管理委员会 (PWC)

1. 组成

三废管理委员会由电站第二副厂长任主席并代表厂长进行决策，厂长助理任副主席。主要成员是运行处处长、顾问和三废系统工程师，维修处处长和顾问，技术服务处处长、顾问和环境科科长，以及保健物理处顾问，委员会的秘书由三废系统工程师担任。

2. 任务

该委员会负责制定放射性废物和工业废物的管理政策，通过三废治理和环境监测达到保护环境的目标。其任务是：

- (1) 确定管理目标，制定三废工作计划并监督其执行；
- (2) 分析管理成绩，组织有效的经验反馈，并协调各处的三废管理活动；
- (3) 推动改造项目和新技术的应用；
- (4) 就重要事项向经理部提出建议。

该委员会于1994年11月正式成立，每月召开一次会议。其前身三废工作委员会于1994年2月在大亚湾核电站1号机组投入商业运行的同时成立，每两周开一次会，着重协调解决机组运行中三废方面遇到的问题，到1994年10月20日三废工作委员会共召开了29次会议。

2.3.3.4 经验反馈委员会 (EFC)

1. 组成

经验反馈委员会 (EFC) 的前身是运行经验协调委员会 (OECC)，成立于1994年3月3日，由相关处负责经验反馈工作的处长或副处长和指定的代表组成，由技术支持处 (OTS) 负责经验反馈工作的副处长任主席，经验反馈科科长任秘书，生产部经理轮流参加该委员会召开的月会。委员会的主要任务是在处与处之间协调事件分析及经验反馈改正行动的实施，推动相关处做好经验反馈工作，并为需要经理部作出决定的事项作好准备。

1994年9月成立了经验反馈工作组，其工作重点找出存在的薄弱环节并提出改正措施，修订生产部的经验反馈政策。1994年12月8日，成立了经验反馈委员会 (EFC)，由安全保健经理任主席，技术支持经理任副主席，EFC成员由相关处负责经验反馈的处长或副处长以及经验反馈工程师组成，OTS经验反馈科担任EFC秘书。

2. 工作任务

经验反馈委员会每月召开一次会议，首先是抓改进完善经验反馈工作，例如：

- (1) 认真总结大亚湾核电站的实践经验，修订了质量管理规程 AD/OPS/012 (第4版) “生产部内经验反馈政策” 和执行规程 IP/OPS/018 (第2版) “经验反馈使用的文件格式”；
- (2) 制定了经验反馈工作指标；
- (3) 制定了事件报告准则；
- (4) 制定了事件分析、改正行动实施的跟踪监督环节；
- (5) 要求相关处制定处级规程来落实、补充完善；

(6) 对于外部事件, 应按制定的外部事件选择准则进行选择、系统地进行补充分析, 制定恰当的预防措施, 并出版外部事件报告 (EEER);

(7) 制定了向外部机构即国际原子能机构 (IAEA)、国际核电营运者协会 (WANO) 及法马通业主集团 (FROG) 报告事件。

2.3.3.5 电站工业安全和辐射防护委员会 (PISRC)

1994年, 在原有的核电站工业安全委员会 (PISC) (成立于1991年10月) 的基础上, 改组筹建大亚湾核电站工业安全和辐射防护委员会 (PISRC)。

PISRC 的任务是指导、监督和推动电站《工业安全政策》和《辐射防护政策》的全面贯彻落实, 以提高电站的安全和人员的健康水平。

PISRC 的主要工作包括:

1. 审查工业安全、辐射防护年度工作计划和各项建议;
2. 监督计划的贯彻执行;
3. 通过联合检查、安全指标和趋势分析的方法评审电站工业安全、辐射防护的状态;
4. 对工业安全、辐射防护相关的重大问题作出决定;
5. 指导各处分会的工业安全及辐射防护管理工作;
6. 改善和提高工业安全及辐射防护管理以及安全文化;
7. 提供有效的沟通渠道, 促进信息交流、宣传、教育。

PISRC 的主席由电站第一副经理担任, 副主席由安全保健经理担任, 各处的安全协调员担任委员会的执行层成员, 保健物理处处长、电站工会主席、工业安全科科长、辐射防护科科长和职业医疗中心主任医师担任委员会的咨询、支持、监督层成员, 保健物理处负责工业安全、辐射防护的副处长担任委员会的秘书。

除各处设立分会外, 为促进电站辐射防护最优化 (ALARA) 的实施, 成立了以安全保健经理为主席, 保健物理处处长任协调员并邀请主要承包商参加的辐射防护最优化 (ALARA) 分委员会。

1994年, 为配合1号机组首次换料大修的准备与实施, ALARA 分委员会召开了三次会议。

1994年, PISRC 处于改组筹建阶段, 未召开过正式会议。其前身核电站工业安全委员会 (PISC) 曾召开过四次会议。

2.3.3.6 电站改造委员会 (PMC)

1. 组成

生产部在1994年10月12日决定成立电站改造委员会, 委员会主席由电站中方第一副厂长担任, 副主席为中方第三副厂长和法方厂长顾问担任, 技术支持处、维修处、运行处、执照申请处、质保处处长和改造科科长为常设成员。秘书由技术支持处改造科兼任。其它各处, 视情况派员参加, 委员会主席代表电站厂长作出决定。

2. 任务

- (1) 监督改进工作计划的执行情况;
- (2) 控制改进过程得以正确实施;
- (3) 评价改进项在不同工作阶段的情况;
- (4) 考虑到实施改进项的益处和对核安全、工业安全、成本、技术和进度等的影响, 为

主席作出决策提供依据；

- (5) 推进各处之间协作，尤其是运行部门和工程支持部门之间的联系；
- (6) 在相关处的配合下，在改进过程中推行质量和核安全文化；
- (7) 做好改进项目的经验反馈工作。

电站改造委员会在 1994 年 11 月 8 日召开第一次会议，1994 年 12 月 17 日召开第二次会议。

2.3.4 质量保证

为验证运行质量保证大纲执行的有效性而建立的生产部质保处主要负责如下六项活动：

1. 建立和实施 QA 监督大纲
2. 建立和实施 QA 监查大纲
3. 审查文件
4. 评价供应商
5. 向经理部门通报质量状况和存在的质量缺陷
6. 对电站员工进行质保培训和复训

OQA 已建立起一套完整的体系，对上述活动进行有计划的安排，实施和缺陷跟踪。

2.3.4.1 QA 活动实施情况

1. QA 监督大纲

QA 监督活动几乎覆盖了电站所有领域。OQA 将电站活动划分成 21 个方面 145 项。根据所划分的方面制订月监督计划和周监督计划。监督的深度和频度依据活动的重要程度、活动本身的频度、活动的质量历史来确定。表 2.3.4.1-1 显示了 1994 年全年监督活动的数量、频度分布及其结果，其中重点的监督领域是维修和运行活动。

(1) 缺陷等级：

SCAR—因发现问题而发出的重大纠正措施要求

CAR—因发现问题而发出的纠正措施要求

UNSAT—因发现问题监督报告结论“不满意”

COTS—因发现问题而对方已立即纠正监督报告结论为“已现场纠正”

SAT—监督报告结论为“满意”

(2) 根本原因分类：

01—程序不充分或程序不存在

07—直接监督

02—没有执行程序的要求

08—联络

03—大纲不充分

09—使用不正确的设备

04—没有执行大纲

10—设计

05—大纲不存在

11—使用不正确的程序

06—人为因素

12—人为误操作

(3) 组织机构代号：

BIN 核工业第二研究设计院 C23 二三建设公司 CBA 宝安 104 队

CCZ 潮州 102 队 CNC 中国核动力研究设计院 CNJ 南江公司

CNE 东北核电建设公司	CWH 105 所	FMX FRAMEX
GEC GEC	HGP 淮南电厂	HMC 华兴公司
SEP 山东核电工程公司	SRA SRA	SZI 苏州热工所

表 2.3.4.1-1 1994 年度不同缺陷等级的监督汇总

活动分类	合计	SCAR	CAR	UNSAT	COTS	SAT
化学	6		1	2		3
环境监测	4					4
标定	54		1	19	2	32
电站保卫	3					3
放射性废物管理	15			7	1	7
辐射防护	24			3	8	13
工程设计	1					1
采购	47		2	13	2	30
行政管理	130			33	5	92
燃料管理	12				1	11
设计改造	98			6	3	89
人员培训	50			13	3	34
维修	456		3	80	48	325
消防和工业安全	36		1	8	3	24
特殊工艺管理	35		1	2	1	31
应急准备	18			8	1	9
执照申请	2					2
运行	159		4	42	12	101
在役检查和试验	16					16
总计:	1166		13	236	90	827

从表 2.3.4.1-1 中可以看出,维修活动和运行活动是 QA 监督的重点,另外对管理活动和设计改造 OQA 也投入了比较多的精力。而对于监督时发现的问题,全部都以不同结论的监督报告记录下来并按要求作了跟踪。

表 2.3.4.1-2 是针对监督过程中所发现的质量问题进行了分析,列出了缺陷原因的分类,从中可以看出质量缺陷所涉及的主要原因是执行程序的要求,其次是程序不完整或没有建立适当的程序。

表 2.3.4.1-2 1994 年度监督结果所涉及的原因分布

活动分类	合计	01	02	03	04	06	07	08	11	12
化学	3		3							
标定	22	5	16							1
放射性废物管理	8	1	7							
辐射防护	11		7			1				3
采购	17	1	16							
行政管理	38	3	30			1	2	1		1
燃料管理	1		1							
设计改造	9		9							
人员培训	16		16							
维修	131	10	107	1		6	1	1	1	4
消防和工业安全	12	2	9							
特殊工艺管理	4	1	3							
应急准备	9	1	5	1	2					
运行	58	2	56							
总计:	339	26	283	2	2	8	3	3	1	9

表 2.3.4.1-3 1994 年度监督在单位的分布

活动分类	合计	BN	C23	CB	CC	CN	CNE	CN1	WF	FM	GE	GH	HM	CC	DM	CM	OP	PA	PE	PH	PM	PO	PD	QA	OS	LO	CO	TS	PS	SP	PSR	SZ1		
化学	6																						2	4										
环境监测	4																				1		5											
标定	54		1							3						1				3	37	8												
电站保卫	3																																	
放射性废物管理	15																					13	2											
辐射防护	24		1			2				4								1			9	7												
工程设计	1																													1				
采购	47		1			1		1		4				5	10							22								3				
行政管理	130	2	3			4	1	2	6	7			3	12	2		4	3	11	4	32	8	11		3	2	9				1			
燃料管理	12																					10	2											
设计改造	98	1	2					4		15	9		1								1	1	3	1				18			42			
人员培训	50		1	2	1	1	2	1	2				1	3	1	1	1	1	1	1	2	7	6		1	1	6	6						
维修	456		4			4	20			62	9	13	22	1		1				1	275	11	4		1	1	6	6			3	20	5	1
消防和工业安全	36		1		1	1	2			2							1				10	6	7	3						1				
特殊工艺管理	35		2							18	2											3				1		7					2	
应急准备	18																				15		1	2										
执照申请	2																											2						
运行	159					3				1											4	22	99	19		11								
在役检查和试验	16									12			1																	2				
总计:	1164	3	16	2	2	16	29	4	20	116	18	19	45	14	1	7	9	12	10	437	139	58	1	18	8	56	1	63	5	3				

从表 2.3.4.1-3 中可以看出, OQA 监督验证活动所涉及的几个主要单位是: 维修处, 运行处和 FRAMEX。

2. QA 监查大纲

OQA 还按照运行质保大纲的要求, 核电站与安全或与质量有关的活动安排质保监查, 并评价监查的结果。运行质量保证大纲范围内的活动必须至少每两年监查一次, 对重要方面则根据 FSAR 的要求每年评价一次。所有这些监查活动都在两年度监查计划中作了安排。表

2.3.4.1-4显示了按电站质量手册的每个章节 1994 年度监查活动的执行情况。

OQA 通过监查来验证是否所有的管理性要求,如国家法规(HAF),FSAR 以及运行质保大纲等都得到满足。OQA 实施监查有两种方式:一种是以单个职能部门(或承包商)的责任范围划分进行监查,以验证大纲在该组织内执行的有效性;一种是以功能范围划分进行监查,以验证大纲在该功能范围内执行的有效性。

表 2.3.4.1-4 1994 年度实施的监查所涉及的 PQOM 章节

PQOM 章节	监 查 编 号																			
	94-01	94-02	94-03	94-04	94-05	94-06	94-07	94-08	94-09	94-10	94-12	94-14	94-15	94-16	94-17	94-20	94-21	94-22	94-23	94-V-01
01 核安全大纲																				×
02 组织机构														×		×	×			×
03 文件管理										×				×		×	×			×
04 运行	×							×							×					×
05 维修						×		×				×	×	×		×				×
06 检查和试验管理	×		×					×						×		×				×
07 放射性废物管理			×																×	
08 采购和材料管理				×	×						×			×		×			×	×
09 招聘和培训									×					×		×	×			
10 工程设计																				
11 异常、事故和不符合		×												×		×	×			
12 质量保证														×		×	×			
13 消防和工业安全																				
14 计算机和数据管理																				
15 现场保卫																				
16 辐射防护														×						×
17 应急准备																				
18 燃料管理																				
19 电网																				
20 调试启动							×													

质保监查结果如表 2.3.4.1-5 所示,1994 年监查活动共发出了一个 SCAR,125 个 CAR 和 170 个观察单。每个监查完成以后,都有书面的监查报告正式分发给被监查部门和生产部经理部。OQA 则对要采取的纠正行动进行严格的跟踪。

3. 供应商资格评审

根据 OQAP 的要求,所有提供与质量或与安全有关物项或服务的供应商都必须经过 QA 资格和技术能力评审以后才能进行采购。所有评审合格的供应商都被列入“合格供应商清单”中。OQA 定期地出版合格的供应商清单供生产部内部使用。

1994 年 OQA 总共评审了 39 家供应商(包括欧洲的 5 个供应商),其中 3 家国内供应商或因为计量管理不合格,或因为所采用之技术标准不符合国标而没有被评审合格。

1994 年 OQA 还审核过 20 多家公司的合同文件,其中主要包括有设计改造服务、蒸汽发生器在役检查服务、土建维修服务、凝水净化器设计安装、蒸汽发生器堵管服务和 BOP 维修服务等等。

4. 培训

1994 年度 OQA 共派出 66 人次参加由培训中心开设的各类培训课程。在此同时,OQA 在培训中心共给电站其他人员进行 QA 培训 30 次(不包括大修准备阶段给承包商人员的 QA 培

训),通过这些活动的实行,一方面有效地提高了OQA人员的技术业务水平,另一方面又为提高全厂人员的质量意识作出了贡献。

5. 文件审查

OQA负责审查所有与质量安全有关的OPS行政管理程序(包括AD,IP,BP和PO),以及按合同要求提交给OPS审查的承包商的QA大纲和管理程序。

1994年度OQA共审查了各种大纲和程序203份,对每一份文件的审查意见都以书面形式传递给了文件编者以便其对文件修改。

6. 缺陷跟踪和解决

当OQA执行日常验证活动,如监督、监查、文件审查时,对所发现的缺陷是按照其对质量或安全影响程度的不同来加以记录和跟踪的。

表2.3.4.1-6和表2.3.4.1-7显示了1994年OQA所发出的《不满意监督报告》,《纠正措施要求》和《重大纠正措施要求》数量,以及到目前为止已跟踪关闭的数量。

表 2.3.4.1-5 1994 年度被监查的单位和系统

监查编号	被监查领域	发出的 SCAR	发出的 CAR	发出的 OBS
94-01	运行隔离		2	12
94-02	设计改造, 不符合项管理	1	6	
94-03	化学和环境监测		2	11
94-04	中国核动力研究设计院		8	4
94-05	采购和仓库管理		15	3
94-06	华兴公司		10	16
94-07	调试启动			5
94-08	定期试验		16	12
94-09	培训		33	22
94-10	文件记录管理		1	12
94-12	凯利公司			1
94-14	核岛维修服务			6
94-15	东北核电建设公司		3	6
94-16	FRAMEX		5	13
94-17	运行隔离		2	4
94-20	淮南电站		4	8
94-21	北京核工业第二研究设计院		8	6
94-22	辐射防护		2	2
94-23	消防		5	17
94-V-01	宜宾燃料厂		3	10
	总计:	1	125	170

跟踪方式和时间根据缺陷的重要性来确定。CAR 必须在一个月内答复且要包括纠正措施计划。对于 SCAR 还要求确定缺陷的程度和广度以及对造成缺陷的根本原因进行分析,以防止缺陷的重复发生。

在纠正措施完成后 30 天内,OQA 要安排验证活动,以便检查缺陷是否已被有效地纠正。

2.3.4.2 质量趋势分析

1. 趋势分析数据来源

趋势分析的数据来源于 OQA 的验证报告。这些报告包括:《重大纠正措施要求》,《纠正措施要求》,《观察意见》,《监督报告》。OQA 建立了一个加权规则,根据报告所记录的缺陷的

重要程度给报告赋予不同的权重以便将来计算缺陷值。另外,也给不同的活动(包括监查,监督两类)赋予不同的权重以便将来计算活动的活动值。

2. 分析方法

以季度为区间,以该季度之前4个季度活动值的平均值除以该季度的活动值,然后乘以该季度的缺陷值而得的缺陷比值作为缺陷趋势图的纵坐标,以季度区间为横坐标,作出缺陷趋势图。横坐标包括有5个季度,图中的水平横线为控制线(即该季度的前4个季度缺陷比值的标准差加上其平均值)。见图2.3.4.2-1的趋势分析图。

图2.3.4.2-2中的纵坐标显示了截至某一个月为止,生产部没有关闭的CAR的数量,横坐标包括有15个月,这15个月对应于图2.3.4.2-1趋势图的5个季度。

趋势分析的关键在于每个季度QA验证活动的安排要保持均衡。在此基础上找出造成趋势上升的根源并在以后的工作中加强监督。

表 2.3.4.1-6 1994 年度“不满意”监督报告的跟踪状态

活动分类	合计	C1	02	03	04	06	07	08	12
报告未关闭									
人员培训	6		6						
标定	2		2						
采购	4		4						
行政管理	5	1	3					1	
设计改造	2		2						
维修	14	2	12						
消防和工业安全	2	1	1						
应急准备	1		1						
运行	7		7						
特殊工艺管理	1		1						
合计:	44	4	39					1	
报告已关闭									
标定	17	4	12						1
放射性废物管理	7	1	6						
辐射防护	3		3						
设计改造	4		4						
采购	9	1	8						
消防和工业安全	6		5					1	
行政管理	28	2	22			1	2		1
化学	2		2						
特殊工艺管理	1		1						
运行	35	2	33						
人员培训	7		7						
维修	66	7	55	1		2		1	
应急准备	7	1	3	1	2				
合计:	192	18	161	2	2	3	2	2	2
总计:	236	22	200	2	2	3	2	3	2

表 2.3.4.1-7 1994 年度 SCAR 和 CAR 的跟踪状态

活动分类	合计	01	02	03	04	05	06	07	08	09	10	12
未关闭												
设计改造	1	1										
运行	2		2									
执照申请	1		1									
放射性废物管理	2		2									
消防和工业安全	1		1									
工程设计	1	1										
人员培训	10	2	5		1	1			1			
采购	2		2									
在役检查和试验	1	1										
行政管理	4	2		2								
合计:	25	7	13	2	1	1			1			
已关闭												
环境监测	2	1	1									
标定	3		2	1								
工程设计	2	1	1									
采购	21	1	15	2	2						1	
化学	1		1									
燃料管理	1						1					
设计改造	9	2	4	1	1					1		
人员培训	24		19		3				2			
维修	13		9	1	2	1						
消防和工业安全	6		5			1						
特殊工艺管理	2	2										
运行	25	2	20		2		1					
行政管理	19	4	10	2	2							1
合计:	128	13	87	7	12	2	1	1	2	1	1	1
总计:	153	20	100	9	13	3	1	1	3	1	1	1

3. 趋势分析

1995 年第一季度趋势的下降表明该季度 QA 发现的问题比率小于上季度。该季度缺陷所涉及的领域主要有: 1) 不符合的管理; 2) 定期试验大纲的执行; 3) 现场保卫。

图 2.3.4.2-2 中未关闭 CAR 的数量持续三个月没有下降, 从 OQA 的记录可以看出 OPS 还有一批长期没有关闭的 CAR。

2.3.4.3 质保大纲有效性的评价

质保大纲执行的有效性的评价应当考虑: 所发现的问题的数量和重要程度, 特别是为预防这种情况再次发生是否及时地采取了纠正措施。下面将对质保大纲每一个章节的执行情况的有效性进行简略的评价。同时, 将提到所发现的重要缺陷以及为此而相应采取的措施。

本评审将按照下列运行质量保证大纲的章节来确定质量保证大纲执行的有效性。

- 1.0 质量保证大纲
- 2.0 组织机构
- 3.0 文件管理和记录
- 4.0 运行管理
- 5.0 维修管理和改造
- 6.0 监督, 检查和试验管理
- 7.0 放射性废物管理
- 8.0 采购和材料管理
- 9.0 培训和资格评定
- 10.0 设计管理
- 11.0 不符合项管理和纠正措施
- 12.0 质量验证的管理, 监查和评价
- 13.0 防火
- 14.0 计算机
- 15.0 现场保安和出入管理
- 16.0 辐射安全
- 17.0 应急管理

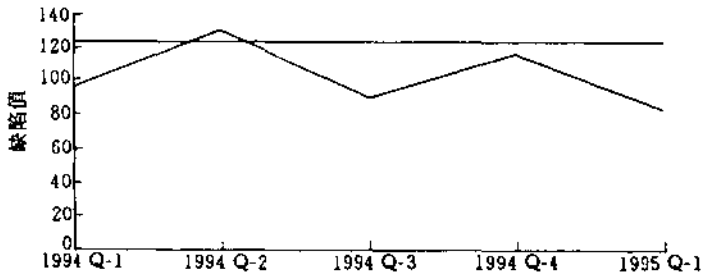


图 2.3.4.2-1 生产部缺陷趋势图

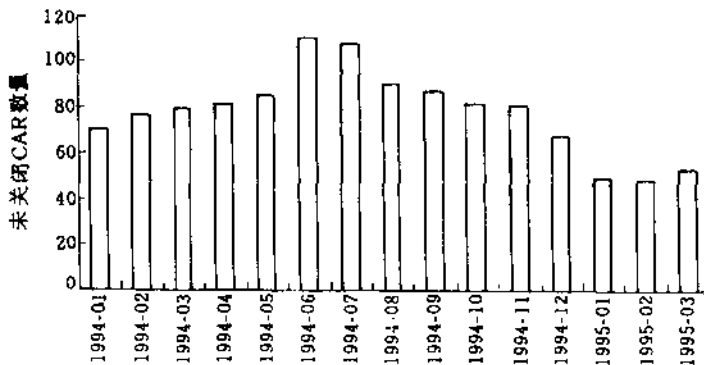


图 2.3.4.2-2 生产部未关闭 CAR

- 质量保证大纲

结论：总的来说，生产部已有效地实施了质量保证大纲的要求。

- 组织机构

结论：“组织机构”方面有了很大改善，基本上可以认为有效地执行了有关的质保要求。

- 文件管理和记录

结论：对文件管理和记录保存的评价表明，除了少数几个不重要的缺陷外，该领域正在有效地执行了有关的质保要求。

- 运行管理

结论：从1号机组第一次装料以来运行活动的管理已有很多改善，如：管理程序的出版和完善，取照操作员培训和考试，事故报告的分析 and 经验反馈，运行人员的培训等。但是，仍然有些需要改进的领域，如：遵守技术规范和周期试验大纲的要求，严格遵守系统设置和隔离许可证制度。

- 维修管理和改造

结论：维修的某些方面仍然需要根据质保大纲的要求加以改善，特别是QC独立检查实施，承包商的管理，预防性维修大纲的执行和维修规程的修改。OQA发现了维修领域内的问题和弱点，但是，电站管理部门正在采取行动来纠正这些问题。

- 监督、检查和试验管理

结论：周期试验大纲中的检查和试验的执行需要改进，测量设备标定管理也需要改进。对此两方面的问题所采取的纠正措施正在拟定和执行。

- 放射性排放

结论：该领域基本上有效地执行了有关的质保要求，但是，从启动以来发生的几例未经批准的排放，问题已在重大事件报告中进行了分析并得到了纠正。

- 采购和材料管理

结论：在采购领域中所存在的质保管理上的重大问题已经解决。但仍存在需要改进的地方，例如物项的分级管理与到货验收。总的来说，质保大纲的要求得到有效的实施。

- 培训和资格评定

结论：培训和授权政策已重新进行了调整，更能适应核电站的需要，新的培训体系已在OPS内部建立，各处的个人培训大纲正在制定，OQA将密切注意它们的执行情况。

- 设计管理

结论：该领域在技术改造管理中存在的重大缺陷已经解决。但在设计验证方面所存在的缺陷将有待于有关方面采取积极的措施加以改进。

- 不符合项管理和纠正措施

结论：总的来说，该领域已得到很大改进，OPS已建立并实施一个不符合项和纠正措施管理体系，但是，在管理上仍存在一些方面需要改进，例如：不符合项的纠正措施的确定与跟踪执行。

- 质量保证验证

结论：OQA已建立并有效地实施了由OQA负责的质保验证体系。此系统的有效实施帮

助发现和解决了生产中所存在的缺陷。最后一次对 OQA 的独立监查结果表明 OQA 已有效地执行 OQAP 中的要求。

- 防火

结论：质保大纲的要求已被有效地实施。在有效监督对在消防设施上所进行的工作方面存在的问题正在解决过程中。

- 现场保卫和出入管理

结论：该领域已有效地实施了质保大纲要求。

- 辐射安全

结论：总的来说，辐射防护领域已有效地实施了质保大纲的要求。

- 应急管理

结论：该领域在实施质保大纲要求上还需进一步的改进。有些改进已取得进展；OPH 已制订了详细的行动计划来改进应急演练中所暴露的问题。OQA 正密切监督这些问题的处理。

- 总的结论

OQA 已经注意到在很多领域里进行的改进，但同时又有一些领域被首次发现存在某些问题。这种情况的出现是不奇怪的，因为电站刚刚经过了从安装到满功率运行和到首次大修的巨大转变。OQA 正尝试集中力量于某些领域，这些领域会对电站的安全运行有重大的影响。

GNPS 已把运行质保大纲里的要求贯彻到它的程序中，并为此而设立了相应的组织来实施。GNPS 也已采用一个培训和授权体系以保证提供有能力的、经过培训合格的人员来从事与安全和质量有关的工作。OQA 虽然发现了不少问题，但与此同时也注意到了很多积极的方面，管理体系正在完善，存在问题的领域正在积极采取纠正措施。

总的来说，GNPS 认真、有效地执行了运行质保大纲中的质量要求。OQA 发出的所有重大缺陷或已经解决或正在解决当中。在当前我们实施运行质保大纲的工作中，缺陷的及时纠正正是头等大事。

2.3.5 经验反馈

2.3.5.1 经验反馈工作概况

大亚湾核电站经验反馈工作的目标如下：

1. 所有发生的事件都及时报告，维持高的透明度；
2. 重要的事件都得到分析研究并确定恰当的改正行动；
3. 所确定的改正行动在批准之后都得到贯彻实施，以避免类似事件重复发生，最终保证安全并不断改进人员表现和电站运行。

大亚湾核电站的经验反馈工作是按照质量管理规程 AD/OPS/012《经验反馈政策》来实施的。该规程规定了运行事件报告、经验反馈分析的原则，职责分工及具体要求，以保证从运行事件总结出的经验教训都落实到改正行动中去，力求改进电站的安全可靠性。该行政管理规程还由相关的执行规程 IP/OPS/018《经验反馈所使用的文件格式》和有关处制订的处级规程来补充完善。经验反馈的处级规程为事件报告、事件分析过程、改正行动的实施和跟踪、定期的总结报告和文件管理等，明确地规定处内的组织机构和职责分工。

1994 年度经验反馈工作概况如表 2.3.5.1-1 所示。

表 2.3.5.1-1 1994 年度大亚湾核电站的经验反馈工作概况

项 目	期 间		
	1994 上半年	1994 下半年	1994 年全年
(1) 所报告的事件 (ES)	142	111	253
a. 与设备相关事件	73	72	145
b. 与人因相关事件	51	26	77
c. 与规程相关事件	18	13	31
(2) 事件分析经验反馈单 (FS)	14	11	25
(3) 商运期间重大事件报告 (SER)	12	17	29
a. 国际核事件分级 (INES) 0 级 SER	8	12	20
b. 国际核事件分级 (INES) 1 级 SER	4	5	9
(4) 内部经验反馈评述 (IEFR)	1	1	2
(5) 外部经验反馈评述 (EEFR)	1	6	7

概括地说，大亚湾核电站的经验反馈工作具有如下几个特点：

(1) 信息的透明度比较高

AD/OPS/012 规程强调：事件探测是经验反馈根本的一步。任何人探测到或目击了一个事件就应该立即在 24 小时内向他的上级报告并且填写一份事件单 (ES)。因此电站的运行、检修和各项活动中发生的几乎所有的事件都按规程的要求作了报告，有关事件信息的透明度比较高。

(2) 事件分析严肃、认真、细致

大亚湾核电站对于运行事件的分析和经验反馈，特别是对一些重要事件，如冷凝器钛管泄漏事件、“5.25”停堆停机事件等的分析是非常严肃和认真的。既认真吸收国外进行事件分析的先进方法和经验，又遵循电力部关于事件分析执行“三不放过”（事件原因不搞清楚不放过，事件责任者和应受到教育者没有受到教育不放过，没有采取防范措施不放过）的原则，既重视从技术又重视从管理两个方面认真总结经验教训。

(3) 领导重视、相关人员广泛参与事件分析

电站的经理们非常重视事件分析和经验反馈，一方面轮流参加运行经验协调委员会 (OECC) 的双周会，全面了解经验反馈情况并指导工作；另一方面抓重点，亲自参与一些重要事件的调查和事件分析会，主持并引导事件分析步步深入直至达到“三不放过”的目的。

事件相关人员，尤其是与事件相关的运行检修人员参与事件调查会、分析会，有利于搞清事件的详细过程，影响事件发展的各种因素，并分析清楚事件的原因。通过参与事件分析受到教育，从事件中吸取经验教训。

(4) 狠抓改正行动的落实

事件分析力求高标准严要求，狠抓改正措施、电站完善化措施的落实，并限期完成，例

如：在总结 1993 年一系列事件分析的经验基础上，为了防止工作过程中，特别是隔离、解除隔离、系统准备 (LINE-UP) 过程中出现差错，由电站安全经理牵头，安全技术顾问、工业安全、经验反馈和质量保证等有关人员积极参与，于 1994 年初制定了《工作过程导则》。从工作申请票的提出直到工作完成后的小结，对整个过程各阶段的要求、安全注意事项、审批及职责权限等都作了明确的规定。这样在工作规程之外又增加了保证安全和质量的实施细节，并由培训中心通过培训课程对有关人员进行培训，该导则经试行证明是有效的。

2.3.5.2 从内部事件总结的经验教训及效益

大亚湾核电站所发生的事件总结经验教训的原则是：

1. 从一个机组所发生的事件中总结的经验教训和改正措施要及时地在另一个机组中实施，避免类似事件重复发生，例如：

- (1) 核岛重要生水系统 (SEC) 泵叶轮汽蚀是在 1 号机组先发现的，在两台机组都采取了用不锈钢制叶轮替换原叶轮的改正措施。
- (2) 安全壳喷淋系统 (EAS) 支管连接焊缝断裂，1 号机组发现后全面检查 1、2 号机组类似接管，凡发现有缺陷的进行了重焊并加了支承，未发现缺陷的也增加了支承。
- (3) 冷凝器钛管泄漏事件，当 1 号机组发现扩散器损坏后，1、2 号机组都作了改进；1 号机组发现导流板缺陷后，1、2 号机组均作了初步改进；但 2 号机组再次发生钛管泄漏说明导流板仍需进一步改进时，1、2 号机组再次作了改进。当综合的二级分析表明冷凝器存在严重设计缺陷，需要增设外部扩容箱时，决定两个机组都按此改进，并按合同保证期条款，由供货商承担责任。
- (4) 在 1 号机组投入商运初期满功率运行情况下，承包商实施一项调试期间决定的小修改，导致停机停堆，为此生产部立即通过修订实施管理规程，并成立专门小组审查工程部提出的所有改进项目等措施来把关。
- (5) “5.25”事件后，发现没有紧急停堆的预期瞬态 (ATWT) 保护机柜与 SACMO 试验装置之间的接口存在严重设计缺陷之后，及时在 1、2 号机组上实施改进。
- (6) 汽机调节系统 (GRE) 上位机故障的根本原因尚未彻底查清和消除，对机组的安全可靠运行是个隐患。运行人员认真总结了 1 号机组的经验教训，从控制模式上采取措施，即一旦发现 GRE 上位机故障，立即将 GRE 微机控制装置手动，G 棒控制系统手动进行控制调节，同时由检修人员排除故障。采取以上措施避免了三次由于 GRE 上位机故障导致 2 号机组停机停堆的风险。当然从长远看必须找出根本原因，彻底解决控制软件及接口存在的问题。
- (7) 汽动给水泵 (APP) 一列泵跳闸后，电动给水泵 (APA) 自启动运行特性差，蒸汽发生器 (SG) 水位下降快。运行人员曾手动降负荷干预，有时成功，有时却导致停堆停机。运行人员认真总结 1 号机组的经验教训，操纵员不干预，SG 水位降至 $L = -0.6\text{m}$ ，不会触发 SG 低低水位停堆保护信号。在运行第一年 2 号机组曾出现 APP-A 列突然跳闸事件五次，第一次手动干预虽然未引起停堆停机，机组功率却从 984MWe 降至 280MWe，其余四次未作手动干预，皆未引起停堆停机，一般情况下机组功率从 984MWe 只降至 760MWe，而且事件持续时间短，积累了成功的经验。
- (8) 安全壳内阀门操作系统压缩空气泄漏有导致强迫停堆停机的严重风险，运行检修人员认真总结 1 号机组安全壳内查漏检漏的经验，运行、检修和辐射防护人员在反应

堆运行情况下进入安全壳查漏检漏，数次避免了强迫停堆检修。

- (9) 当 1 号机组的源量程堆外中子探测器发生故障，查明原因是由于电缆接头松动之后，也对 2 号机组的堆外中子探测器进行检查，避免出现类似事件。
- (10) 对于可能影响机组安全可靠运行的遗留技术问题，经验反馈工程师进行认真总结归纳，整理出 30 项，提供给生产部经理部和相关处，由领导安排专业工程师采取有效措施加以解决，例如在 1 号机组大修期间，对近一半的遗留技术问题都采取了改正措施；类似的改正措施在 2 号机组大修期间也将实施；有的项目 1 号机组大修时条件尚未成熟，没有实施，而在 2 号机组大修时条件已经具备，就先在 2 号机组上实施。

2. 从大亚湾核电站所发生的事件中，尤其是针对那些由于培训不足，未严格执行规程或运行技术规格书等人因事件总结的经验教训与培训课程相结合。主要措施有如下几项：

- (1) 所有事件单、经验反馈单、经验反馈评述和一些密切相关的外部经验资料都由技术支持处 (OTS) 经验反馈科系统地发到培训中心 (OTC)。OTC 内部有一个经验反馈小组，及时地认真分析这些信息，找出与培训相关的部分，将本厂和外厂经验结合到培训课程中去，包括丰富、改进原有的课程或增设新的课程。
- (2) 运行处 (OPO) 认真总结所发生事件的新鲜经验，并结合增强核安全文化素养，通过事件报告、周报形式向运行人员介绍，重大问题则通过专题讲座，对运行值进行经验反馈培训，一般是经验反馈工程师对最近发生的典型事件的经过作一简要描述，对事件的原因、后果、经验教训和应采取的措施作认真分析。然后大家进行讨论，重点是结合实际吸取经验教训。
- (3) 运行处与培训中心相结合，将 1、2 号机组调试期间和投入商业运行之后所发生的重大事件的分析报告的要点汇编成教材，对操纵员进行培训，并作为反应堆操纵员执照考试复习题集的一部分（第六分册），在执照考试的口试部分认真进行考核。
- (4) 1 号机组大修的经验不仅反馈给电站职工，而且还要反馈到大修承包商人员的培训及再培训中去；内容主要包括核安全、工业安全、辐射防护、质量保证和质量控制，经验反馈及工作票的管理等。

采取以上几项措施之后取得了明显的效果：

- a. 运行检修人员普遍关注和重视运行经验反馈，对所发生的重大事件都有比较清晰明了的了解，并注重认真总结事件的经验教训。
- b. 操纵员的工作责任心，安全意识明显提高，核安全文化素养得到加强。
- c. 运行人员的操作技能与技巧，包括对异常事件的应变能力得到提高。
- d. 人因事件，如误操作、未按运行规程操作、未严格执行运行技术规格书的事件逐步减少，机组安全可靠运行的程度得到提高。
- e. 由于 1 号机组和外厂的经验反馈的利用，就第一燃料周期运行业绩而言，2 号机组明显地比 1 号机组优越，与法国的参考电站——格拉芙林 6 号机组相比也毫不逊色，见表 2.3.5.2-1。

表 2.3.5.2-1 第一燃料周期机组运行业绩比较 (1994 年)

机 组	投入商运日期	功率运行下停机停堆次数	最长连续运行天数
大亚湾 1 号机组	1994 年 2 月 1 日	10	50
大亚湾 2 号机组	1994 年 5 月 7 日	3	239
格拉美林 6 号机组	1985 年 10 月 25 日	12	57

2.3.5.3 从外部事件总结的经验教训及效益

为了将大亚湾核电站运行管理水平提高到世界一流水平,认真学习国外的先进运行检修经验是很有必要和大有好处的。但是外部经验的信息资料数量多、范围广,而经验反馈科的人力有限,因此 AD/OPS/012 规程规定:“世界上核电站发生的事件的经验都应该用来改善电站的性能。外部经验反馈既选择发生在大亚湾核电站(GNPS)之外(包括中国及外国)而其经验又对 GNPS 有益处的事件进行分析研究……确定恰当的预防措施,由经验反馈委员会(EFC)审查后,由 EFC 指定的处及时地实施预防措施,以防止类似事件在 GNPS 内发生”。大亚湾核电站利用外部经验的方式主要有以下几种。

1. 利用外部经验来解决大亚湾核电站的实际问题

当大亚湾核电站某个重要的内部事件发生后,经验反馈工程师立即从国际核营运者协会(WANO)及法国电力公司(EDF)数据库中查找同类型核电站发生过的类似事件,看在原因分析及改进措施方面有哪些可借鉴之处。力求在事件处理方案的决策过程和事件处理过程中,及时提供所需的外部经验信息。事实说明这样做符合电站的实际,获得了明显效益。例如:

(1) SEC 泵叶轮汽蚀问题,从 EDF 和南非的运行经验了解到,用不锈钢叶轮代替铝青铜制的叶轮有成功的运行经验;而韩国的经验表明,在泵上部加设排气管对缓解汽蚀有效果。这些经验有很好的参考价值,先后被电站采纳。

(2) 在 1 号机组发电机漏氢事件的深入调查过程中,当场捕获到电磁虫,经鉴定为某种工具钢碎片。根据 EDF 提供的运行经验表明: GOLFECH2 号发电机也有过类似事件,通过比较,拿出有力的证据,使供货商正式承认该事件是制造期间的疏忽和缺陷造成的。

另一方面,核电站在发电机抢修过程中严格实行人员进出控制、清洁度控制和质量控制。这样做保证了这次抢修的圆满成功,而且还要把这次事件和抢修的经验教训推广到今后的检修和大修中去。

(3) 1994 年 8 月 30 日在发现堆外中间量程中子探测器(1RPNO13MA)指示故障,检修人员一面继续查找故障原因,一面作好更换探测器的各项准备之时,经验反馈科从 EDF 数据库中查找到有关中子探测器的事件 400 多次,着重研究有关电离室指示故障的 40 次事件,总结出多数是由于供电电源本身故障、熔断器烧毁或电缆接头接触不良引起的,需要更换电离室的 14 次事件中,电离室寿命短的为 3 至 5 年,多数为 7 至 10 年,不出故障的寿命更长。以上外部经验指导了故障查找工作,使抢修提前圆满完成。

(4) 2 号主发电机出现主轴密封油少量泄漏之后,经验反馈工程师认真调查了外国的经验,编写了一期外部经验评述(EEFROTS010),详细介绍了有关原因分析和改正措施的外部经验,供运行和维修人员参考。

(5) 当 GNPS 从 EDF 的运行经验、法马通业主集团 (FROG) 的重大事件报告、法国驻北京大使馆的《核能通讯》及 WANO 等渠道了解到同类型核电站出现的带普遍性的问题时, 立即组织现场检查, 搞清是否存在类似问题。这是有效运用外部经验, 避免发生类似事件的好方法。

(6) 经验反馈工程师总结了关于停堆期间反应堆冷却剂系统 (RCP) 半环路低水位运行的外部经验, 帮助论证了增设超声波水位探测装置的必要性, 并编制了相应的培训教材。

(7) 在 1 号机组大修期间出版了四期外部事件报告 (EEROTS95001-004), 其中三期介绍 EDF 的经验, 如安全壳喷淋系统 (EAS) 及安全注入系统 (RIS) 管道的排气; RIS 节流孔板变形等。经验反馈工程师与检修人员一起在现场检查, 并由 OPO 修订有关规程。其中一期有关控制棒落棒时间超差的 EER 认为针对性强, 获得了普遍重视。

(8) 对于大修中出现的技术问题, 及时地查找并提供其它核电站的经验, 帮助解决问题, 并利用 WANO 网络征询国外经验。

2. 利用其它核电站的经验的方式

围绕利用其它核电站的经验来解决大亚湾核电站的实际问题这个主题, 除了由经验反馈工程师针对所发生的重要事件及时查找、分析提供相关的其它核电站的经验信息之外, 还有以下几种方式:

(1) 将所收集到的其它核电站的经验资料经过筛选鉴定之后, 分发给对口专业的处或科, 以求发挥电站广大工程技术人员的作用, 更好地利用外部经验。

(2) 当各处科的专业人员, 为了解决存在的各种问题, 需要参阅相关的其它核电站的经验资料时, 通过填写“其它核电站的经验资料检索申请表”以查找或通过咨询获得相关信息资料。

(3) 对于一些与核电站的安全和可用率关系密切的比较长远的课题, 则通过分析、归纳整理、汇编出版《其它核电站的经验评述》供领导和相关人员参考。

(4) 为了更好地利用其它核电站的经验, 在 1994 年间开展了多项对外交流活动, 包括 WANO, IAEA (国际原子能机构) 及相关厂之间的运行技术经验交流。大亚湾核电站还特别重视与秦山核电站之间的运行检修经验交流, 1994 年度已按两厂间的协议举办了两届运行经验交流会, 并达到了预期的目的。

(5) 对于世界范围内核电界共同关注的一些涉及核安全、提高可用率的课题, 则在公司领导的指导下, 通过参加国际合作研究项目进行研究开发, 例如我公司参加的法马通业主集团 (FROG) 的合作研究项目有如下几项:

- a. 防止一回路的硼意外稀释;
- b. 最终冷源丧失;
- c. 由于蒸汽发生器水位引起的紧急停堆事件;
- d. 由于定期试验引起的停堆停机事件;
- e. 缩短停堆换料大修期间的措施;
- f. 提高机组可用率的措施;
- g. 过剩备品备件的互助;
- h. 运行技术规格书的修订等。

2.3.6 备品备件的采购及管理

大亚湾核电站全套设备从国外引进,其中核岛设备由法国法马通公司供货,常规岛设备从英国 GEC 公司引进,辅助设备也绝大部分从英、法、日、美等国家配套引进。由于 900MW 机组的核电站在我国尚属首例,设备又全是在国外制造,因此要维护好机组的正常运行,并且满足日常维修,特别是停堆换料大修,配件的供应是一个十分尖锐的问题。这么容量的机组,如因设备故障要停堆抢修,而所需的备件又一时供不上,需从欧洲原厂家订货,以最快一个星期内空运到货来计算的话,电站因此就要损失一千多万美元。正因考虑到上面因素,大亚湾核电站根据国外两台机组备件的储存经验并结合本国的实际情况,制定了一套备件采购和管理办法。现就设备的采购和管理作一介绍。

2.3.6.1 备件库存背景

在工程建设期的设备供应合同中已考虑了电站的首批备件库存,当初订购了供两年生产用的备品备件约 2 万项。从 1992 年起,为了配合商运以后的正常运行和维护,根据调试阶段设备维护的经验,电站又提出了 1.8 万多项补充备件,并按制造周期,陆续在 1993 年和 1994 年初到货。1994 年上半年在做 1 号机组大修准备时,为确保关键路径备件的需要,大修组对照各检修规程的备件清单,还提出了近 8 千项追加备件。截至 1994 年底,仓库共到货 4 万多项,其中除了专用设备和备品备件消耗材料外,还包括一些战略性备件。

由于电站刚投入商运一年多,对两台机组配备 4 万多项生产用物资是多还是少,现在一时还不能作出结论,但必须考虑下面几个影响大亚湾核电站物资储备的主要因素:

1. 商运之初经验不足,计划不周

如前面讲过,两台机组刚投入商运,设备性能尚不稳定,难免会发生意外事故需停堆抢修。如 1 号机组停堆作整治性小修,1 号机组发电机漏氢事件,前后都停了一个月左右,这样的非计划停机抢修增大了配件供应量。再加大亚湾核电站在国内是个孤立核电站,从战略上来说希望能储备足够的备件量,以供应急维修的需要,这亦影响到物资储备的正常计划。

2. 物资采购间隔期长

出于核安全和质保的需要,绝大部分备件都从国外原厂家订购,有些设备只有大亚湾机组才使用。一般来讲,核岛 QSR1、QSR2 及 QR1 级的设备订购期都要在 6 个月以上,常规岛部分一般也需要 3 个月以上。

3. 备件供应条件不利

在尚未走国产化道路之前,暂时只能依靠国外原生产厂家。与核安全有关的备件需要厂家有原设计资料及非常严密的质保制度。目前只有法马通公司能提供 Q1 与 Q2 级的备件。

4. 供货距离远,手续繁杂

欧洲来货需要经香港中转,中间还需办理海关申报手续。某些虽已在原地经过去污清洗,但仍略带放射性的工器具,还需申报特殊的放射性物品进、出口手续。

2.3.6.2 备品采购、管理模式

在库存物资消耗量尚未正式与生产发展需要配套之前,目前的备件管理模式是:由维修、技术部门(用户)根据需要制定出计划,经审批后送采购部门,经采购订货后送交仓库储存。

用户以处为单位根据日常维护、机组大修以及系统改造等项目,制定出备件采购计划并对资金预算进行立项,经投资控制和财务部门核准后,连同采购申请送交采购部门按下列程

序工作：

1. 技术审查

采购部门的技术组首先利用 ESP 管理软件（设备和备品备件管理系统）给申请的备件和材料进行 8 位数编码，并检查其规格、型号、系统、图纸号、原制造厂家、质量等级等主要技术参数是否符合要求，根据用户的需要修改最高/最低库存量。如发现用户提出的技术规范与资料档案有出入，则与用户商量澄清后，最后把修改的数据输入 ESP 系统。

这里要提及的是，早在 1991 年起，为了便于设备和备件的管理，电站专门组织力量根据厂商提供的设备运行维修手册（EOMM）和设备最终制造报告（EOMR）以及装箱清单等资料，对已有的设备和备件进行了编码，并将所有上述技术规范输入 ESP 系统，成为备件管理最基本的一个数据库，并具备查询、打印等功能。在建立这个软件的基础上，同时又开发了其它的仓库管理、采购订单管理等软件，其中设备的主要技术参数，如编码、规格、型号、制造厂家、图纸、文件、质量要求等都由 ESP 的数据库提供。

2. 编制采购计划

由采购计划工程师根据备件的属性、产地、质量等级、要求到货日期等制定出采购计划，分给各采购工程师，并在采购订单管理系统中输入采购员的名字、申请单编号、数量等。其它的到货预计日期、订购价格等待订单发出后再输入。该软件的大部分技术参数也由 ESP 提供。

3. 制定采购文件

采购工程师根据申请单的要求，对厂家进行询价，经筛选后挑选价格合理、供货期短、质量符合要求的供货商。为保证质量，所有的供货商必须是在原供货厂家或在经过质保部门资格审查列入《合格的承包商》名单中挑选。此资格审查由质保部门每两年更新一次。

若询价结果超出原来的预算额度，则需办理追加预算并经财务、审计等部门批准。然后制定采购文件，发出订单。采购订单必须根据质量等级要求供货商提供相应的质保文件，发票上必须注明电站的物资编码，以便验收入库。

4. 催货、运输、报关

订单发出后，由负责运输的工程师根据交货日期在两周前向厂家进行催货。

由于大部分备件都由厂家在欧洲交货，中间需经欧洲的承运商和香港承运商两道转手。为保持运输的连贯性并能及时跟踪，这些承运商在收到货物后每天给我们一个报告，以便了解每批货在何时已到达何地，同时也可做好必要的报关手续准备。

在接到货运通知时，通知申请人及仓库做好接货准备。

5. 入库验收

除了在设备、备件制造期间做必要的 QA/QC 检查外，入库验收是保证所定设备和备件是否满足订货要求的最主要的一环。

只有在满足了下列条件的情况下，货物才会被认为是合格的：

- (1) 到货数量与订单相一致；
- (2) 质量检查无异常，质量等级或特殊设备还需进行专门的试验或特殊检查；
- (3) QSR、QR 设备都有厂家质保文件和质量证书，NSR 有合格证书；
- (4) 发票上有物资 8 位数编码（否则无法输入电脑、上架）。

每批货物验收后都有一份完整的《验收报告》。开箱后，对凡是没有质量文件的物资开出

《不符合项报告》；对那些数量不符，以及质量有问题或损坏的物资，开出《差异报告》。这些报告将通过合约手段向厂家索赔。

6. 仓库管理

货物经验收后，输入仓库管理计算机系统，便于各用户知道到货日期、数量、标签号、储存区域、储存寿期、质保文件等。每次发货都有完整的电脑记录，这些数据与用户的终端连接，用户只能查询，但不能修改。物资的保养、维护、盘点计划都由 WMS 系统每周打出一份清单，仓库管理人员根据该计划制定下周工作方案。

2.3.6.3 备件采购申请方式

1. 手工采购申请 (MRO 或 PAF)

手工采购申请即非计算机自动采购申请，也就是前面讲的由用户根据需要提出采购申请，经过审批、技术规范澄清，一直到询价、订货、入库等活动过程。

手工采购申请的范围是：

(1) 某物项属需库存物资，有 8 位编码，又属首次提出采购申请或为应付系统改造所需的非正常生产需要的特殊物资，即 MRO。

(2) 或非库存物资，无需编码，无需设置最大/最小库存量，属一次性采购的物资或非生产用的敏感物资，如电脑、复印机、办公家具等，即 PAF。

对于 MRO 物资的申请，也将考虑用户在 ESP 系统上提出，以减少手抄错误及送到采购部门后的重复输入。

2. 自动采购申请 (CRO)

由于设备和物资已通过 WMS 和 ESP 系统实行了计算机管理化，制定出最高/最低库存量，因此，无论用户是否提出申请，只要计算机根据仓库储存数据查询到某备件的库存量已等于或低于最小库存量时，便会自动打印出来。其自动采购申请的数据除了数量上已达到下限外，还考虑了该物项最近两年的领用频率、领用量、最近三次的订货周期及平均价格等。

自动采购申请单一般每周在大机上打印一次，经技术小组审查后送交计划工程师进行采购。技术小组可能会根据最近使用的频率或技术参数作些调整，并重新输入 ESP 库。

3. 紧急采购申请 (UMR)

尽管根据用户的计划和申请已制定了采购计划并发出订单，由于制作周期长或某些设备订不到货，甚至用户原先没考虑到订购，往往会有一些意外急需的备件。为能及时供应这些急用品，我们与法国法马通公司、英国通用电气公司以及国内的一些定点物资供销公司签订了紧急采购协议。协议要求在我方发出加急订单后，对方以最快的速度联系货源，催促厂家交货。如市场上一时短缺，或有些特殊设备制造周期长，协议还规定由对方负责与当地同类电站供调，以保证大亚湾核机组的正常运行。此外我们还与法国电力公司、南非核电厂、韩国电力公司等签订了类似的协议，作为在紧急情况下的一种后援手段。

实践证明，以 1 号机组大修为例，核岛所需备件中通过 UMR 发订单的有 70 多份，大部分都能通过各种途径按时到货。从欧洲采购的最快，从发申请单到货运到工地仅七天时间，基本满足了机组抢修需要。

2.3.6.4 利用计算机网络，提高管理水平

目前已在主机上开发的物资管理系统有：

— ESP 备品备件管理系统

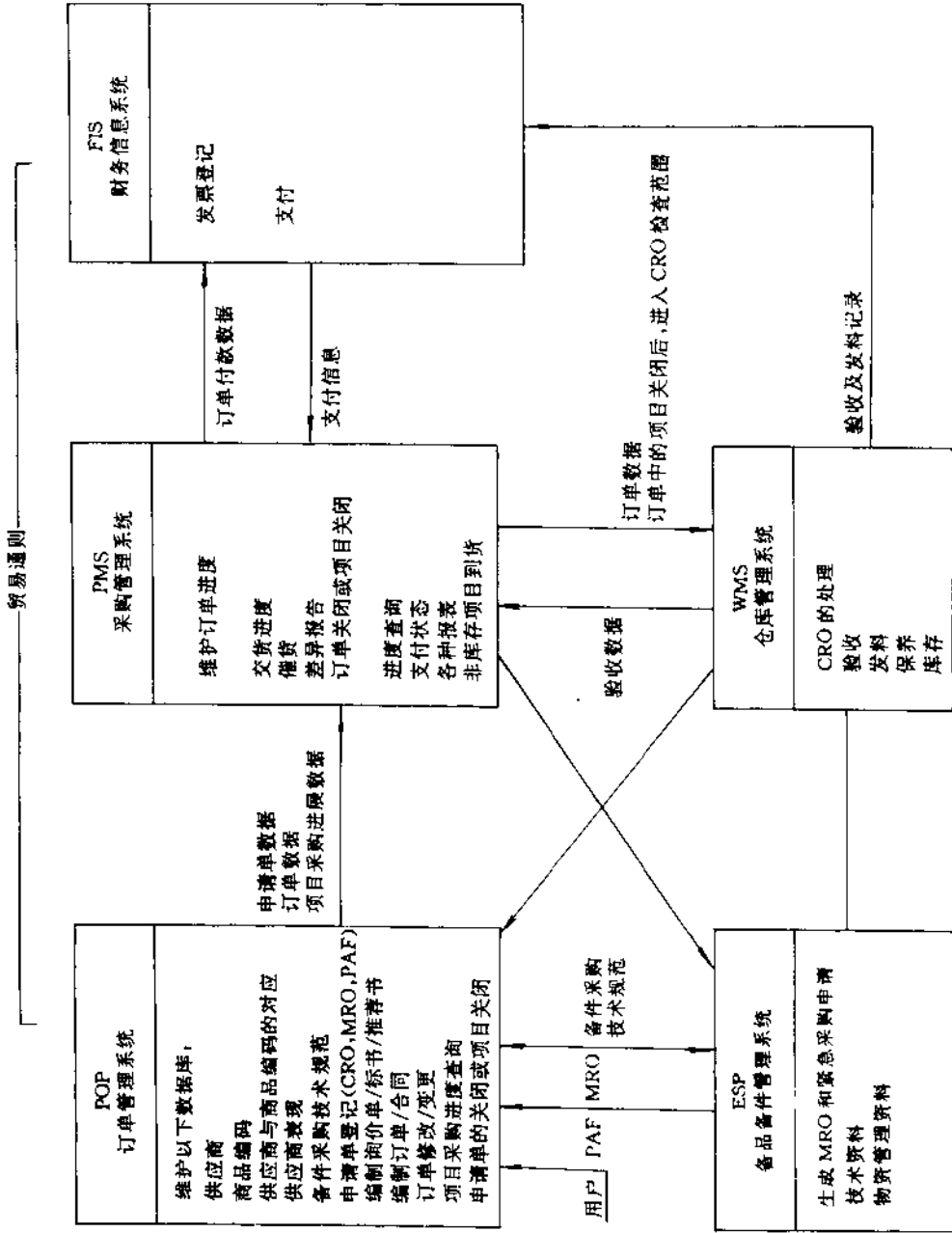


图 2.3.6.4-1 计算机物资管理系统

- WMS 仓库管理系统
- PMS 采购管理系统

另外在财务管理系统上有预算、支付、库存核算等与物资管理有关的部分，这些系统信息可供技术、采购、仓库等部分共享。在 ESP 系统上一旦输入物资的编码、尺寸、型号、性能、数量、制造厂名称、质量等级、图纸号和文件号等参数，各用户就可选择自己所需的数据进行查询（参见图 2.3.6.4-1）。

WMS 主要用于仓库管理，包括库存量、接收量、发放量、货物验收情况等。该系统可供用户跟踪库存的情况，用户在提出采购申请（MRO 或 UMR）前首先要查看该备件是否还有库存。

PMS 系统可提供采购信息，如项目资料、供应商、预计交货日期、价格、实际到货日期等。

目前正在微机开发的还有 POP 订单管理系统，它有助于采购员查询供应商信息及供货范围，能编制询价单、推荐书和订单。资料在采购员制单时，直接转入系统，不用重输，实行采购过程的自动化管理。一旦 POP 系统完善，数据共享的范围就更广。从 POP 系统中可提出采购申请单数据、订单数据、询价数据及 ESP 系统中备件采购的技术规范数据来完成 PMS 的采购管理系统；可根据 WMS 和 ESP 系统的库存量及备件技术说明，来产生 CRO、MRO 采购申请；又可从 PMS 系统中订单应付款数据来支持财务支付系统（FIS），以及从 ESP 和 WMS 系统中提供备件的技术数据和库存情况供维修部门做工作申请单（WRS 系统）……。

此外，还准备向用户推广领料电脑化（SMR），使用户在领料时通过终端输入物资编码、数量后，由计算机打出申请单。在输入时由电脑检查所输数据的正确性，是否还有库存，物资存放的位置、区域，并由计算机算出物项“先进先出”发放程序。此系统可加快用户、仓库、财务之间的数据传递，避免仓库发料后的重复输入，减少错误率，提高数据正确性。

2.3.6.5 今后的几点设想

1. 加强物资的分类管理

物资的分类管理也称 ABC 管理。根据大亚湾核电站物资管理的具体情况，将对占用储备资金量大，品种少而又重要，特别是与核有关的 A 类物资，作为战略性备件来考虑，制定出一个政策，在订购和库存储备方面实行重点控制或采取与国外有关厂签订协议的方式实行备件共享。对资金占用量少，容易采购，尤其已是市场化、国产化的 C 类物资，合理制定出最高、最低库存量加以控制。对于中间状态的 B 类物资，则不断根据设备维修经验反馈，调整好库存量，制定好采购计划。

目前入库的 4 万多项物资中，单价大于 2 万美元以上的占 0.8%，小于 1000 美元的占 93.5%。控制、掌握好两头的物资采购和库存管理，是今后的工作重点。根据 1 号机组大修期间物资流量统计，各类物资消耗占总库存量的 11%。待两台机组检修完正常运行以后，将进行经验反馈，进一步分析物资流量变化，调整好库存量。

2. 加快备件通用化，国产化

随着我国核电事业的滚动发展，尤其是广东地区将在今后十年中以每年一台机组的速度发展，备件国产化已成为越来越重要的课题。日本从 70 年代起就走自力更生的道路，短短十年内可以基本摆脱产品进口；韩国的备件国产化程度也以每年 5%~10% 的趋势上升，目前除主设备外，国产化程度已达 60% 左右。我国的机组走国产化道路，必须先从备品备件开始。目

前电站已开始组织力量研究这一课题，尽管遇到了很多困难（如核安全等级、工艺、材料等），但此项工作加速开展，势在必行。现在准备对一些通用辅机（BOP）的备品备件，如阀门、密封垫片、循环水设备、“O”形圈等先制定出技术规范书，包括型号、材质、质量等级、图纸等。经过资格审查选择一些质量过硬，信誉好的国家重点企业和定点生产厂作为国产备件试点，可从辅助系统的某个设备开始，逐步扩大。

3. 加强培训，提高物资管理和采购人员的素质

企业的物资管理是企业的重要组成部分。现代化的物资管理技术需要采购、物资管理人员掌握好质量管理、价格工程、信息工程等基本知识。大亚湾核发电机组对核安全的要求很高，除了电站有专门的质保部门对采购活动进行监查外，采购人员本身要求有较强的质保意识，不断提高业务水平。要与各供货厂家建立密切联系和信息反馈，掌握国际市场动态。要培养一支熟悉机组性能，熟悉备件管理，思想素质好，业务能力强的队伍，结合大亚湾的实际需要，开拓出一条备件逐步国产化的道路。

2.3.7 备件国产化进程

逐步实现备件国产化是广东大亚湾核电站物资供应和技术管理的一项具有战略意义的长期而艰巨的工作。我们早在1992年已开始着手这项工作的研究。投入商业运行一年来，备件国产化工作主要在以下几方面取得一些进展：

1. 初步建立了备件国产化国内技术支持网络

(1) 备件国产化国内技术支持网络是根据下述三个原则建立的

- a. 管理接口相对集中
- b. 专业类别相对集中
- c. 供货区域相对集中

(2) 备件国产化国内技术支持网络成员均为国内知名的、有较高专业生产技术和企业管理水平的厂家或企业集团。现有的技术支持网络成员均已通过了符合广东大亚湾核电站质量保证大纲和有关质量保证程序所规定的供应商资格审核。

(3) 备件国产化国内技术支持网络成员主要工作是运用其自身拥有的专业水平和技术实力，为广东大亚湾核电站提供备件国产化所要求的各种技术支持与服务，包括：

- a. 备件技术资料的收集与整理
- b. 根据国内现有设计、制造和管理水平状况（包括引进技术状况）对广东大亚湾核电站的设备与备件进行国产化评估与分析，并最终提出国产化分析报告
- c. 协助编制备件国内采购技术规格书
- d. 备件的测绘与设计
- e. 提供符合广东大亚湾核电站技术要求的备件产品

(4) 由于广东大亚湾核电站是一座全而引进国外先进设备与管理模式的核电站，备件国产化国内技术支持网络成员在实施备件供货前，能主动有效地参与供货前的大量技术准备工作，必将大大加深广东大亚湾核电站与国内潜在备件供应商之间的沟通理解与适应，从而为未来备件的国产化打下坚实的技术和接口管理基础。

2. 收集和整理备件原始技术资料，汇编成与原供货技术条件相一致的技术数据清单

(1) 备件国产化国内技术支持网络成员中先后有45人次参加了此项工作，共计131人/

月，他们是：

- a. 沈阳水泵厂（离心泵类）
- b. 中国通用石化工程公司（通用辅机类）
- c. 上海自动化仪表公司（自控仪表类）
- d. 上海电器科学研究所（电机及低压电器类）

(2) 技术资料整理工作共涉及 8 万余台设备，收集各种数据近 200 万条，其中

- a. 通用辅机类 16 种，包括：

阀门，阀门电动装置，阀门气动装置，通风过滤器，加热器，加湿器，空调器，风机，碘吸附器，油过滤器，计量泵，离心泵，机械密封，压缩机，冷水机组，气体贮存。

- b. 自控仪表类 7 种，包括：

主控室记录仪，变送器，热电偶，热电阻，二位式开关，压力表，调节阀。

- c. 电气类 21 种，包括：

电机，低压电器（151 组配电屏）涉及继电器 7 种，开关 6 种，熔断器，接触器，按钮，信号灯，软起动器，变阻器，电阻器。

3. 备件国产化评估与分析

(1) 在基本技术资料整理完成后，结合国内现有设计制造水平和引进国外技术状况，对广东大亚湾核电站备件进行国产化评估与分析，并将对备件的评估分析结果分为下述 A、B、C、D 四类：

A 类：国内已引进相同型号的产品生产技术，该引进产品与广东大亚湾核电站现有备件的型号、性能参数、接口尺寸、产品设计、制造标准规范完全一致，此类产品可立即实施国产化。

B 类：国内已引进同类产品的生产技术，该引进产品与广东大亚湾核电站现有备件的性能参数，产品设计，制造标准规范完全相同，仅在接口尺寸略有不同，可稍加改进后实施国产化。

C 类：国内有引进类似产品及生产技术，该引进产品与广东大亚湾核电站现有备件的设计制造标准规范相同，但在性能参数接口尺寸需做较大设计修改后，方可国产化。

D 类：目前国内尚无产品可以替代。

(2) 在备件国产化进程中的现阶段，我们仅对上述四类中的 A 类备件组织实施国产化的工作。

4. 编制技术规范书

(1) 用于备件国产化的采购技术规范书的编制基于下述三个原则：

- a. 遵守供货所采用的 RCC-P, RCC-M, RCC-E 规范, BS, AFNO, ISO 标准。
- b. 尽可能采用国家已发布的与原供货规范等效的国内标准。提高可操作性。
- c. 根据核电站目前实际运行的需要分期分批编制完成。

(2) 现已完成编制的技术规范共 19 份

- a. 导则类：

《机械设备（或零部件）采购技术条件制定导则》

《电气仪表类设备（或零部件）采购技术条件制定导则》

- b. 通用规范类：

《抗震 I 级机械设备抗震鉴定试验规范》

《IE 级电气设备抗震鉴定试验规范》

《涂漆通用规范》

c. 采购技术规范类:

在上述导则及通用规范基础上分别编制了

《SEC 泵叶轮制造技术规范书》

《核岛阀门采购技术规范书》 (共七份)

《机械密封采购技术规范书》

《O 形橡胶密封圈采购技术规范书》

《主控室记录仪采购技术规范书》

《压力变送器采购技术规范书》

(3) 为进一步理解原供货技术规范书的编制原则及方法, 现共收集原供货设备技术规范 2408 份, 已筛选出 252 份进行重点分析。

5. 备件国产化的初步实施

在前述一系列技术准备工作的基础上, 现已完成少量备件的国产化试点工作。

(1) 实施对象

- a. 现场急需的备件
- b. 技术要求与难度具有典型性的备件
- c. 经济效益显著的备件

(2) 实施基本条件

- a. 有关备件的技术规范及其它必要技术文件准备较完整、充分。
- b. 国内供应商的技术能力与管理体系获得认可。

(3) 实施成果

- a. 已完成备件国产化总金额近 200 万元人民币。主要包括: SEC 泵叶轮、机械密封、仪表指示灯、主控室记录仪、压力表等。
- b. SEC 泵叶轮实施简介

SEC 泵属核岛供货范围内设备。它的等级为 RCCP-3 级、RCCM 3 级、地震 IA 级、质保 Q1 级。

因原设计中存在的问题致使叶轮产生严重汽蚀损坏。为此, 沈阳水泵厂, 作为备件国产化国内技术支持网络成员, 做了大量技术支持工作, 如: 汽蚀原因分析、叶轮测绘、设计计算、材料选择论证等。在泵的运行参数 (流量、转速、扬程)、叶轮几何尺寸不允许改变的条件下, 沈泵最终建议采用不锈钢材料 (ICr18Ni12Mo2Ti) 代替原供货的铝青铜材料的方案改善叶轮的抗汽蚀能力。这个建议得到广东大亚湾电站的采纳。

SEC 泵叶轮的原质保等级为 Q1 级。作为 SEC 泵叶轮的国内供应商, 沈阳水泵厂严格按照广东大亚湾核电站质保 Q1 级备件的供货要求, 除提供高质量的备件外, 还提供了业主所需全部文件, 包括: 质保大纲、工作程序、交付进度计划、技术规范书、质量计划、制造完工报告、制造图纸等。他们的工作不仅得到技术部门, 也得到质保、供应合同、资料管理部门的好评。

沈阳水泵厂提供 SEC 泵叶轮备件价格仅为国外供货 1/2 左右。

(4) 实施意义

- a. 有较好的经济效益 (国内供货备件价格一般为国外供货价格的 1/4 至 1/2)。
- b. 验证已经编制的备件采购技术规格书及其它技术文件的合理性和可操作性。
- c. 找出广东大亚湾核电站备件国产化内部工作程序中的缺陷与不足, 从而改善此项工作的内部协调与控制能力。
- d. 找出广东大亚湾核电站与备件国产化国内技术支持网络成员接口管理中的缺陷与不足, 从而改善此项工作中的外部协调与控制能力。

2.3.8 合同及现场承包商管理

核电站作为一个凝聚现代高新技术的企业, 其专业涉及面相当广泛, 不仅涉及到常规的机械、电子、热工、化学等领域, 还包括核物理等特殊专业。核电站的营运单位只有通过跨行业、跨部门的各类后援单位的技术支持与协作才能保障核电站的安全、稳定运行。

在获得外部支持与协作的过程中, 合同作为合作双方既统一又矛盾的利益的集中体现而占有极其重要的地位。合同是缔约双方经济利益的直接反映, 也是衡量工作执行状况的根本尺度。因此, 管理好合同与合同的执行者——承包商具有十分重要的意义。

2.3.8.1 合同管理体系

1. 体系介绍

生产部合同供应处的功能进行合同管理、设备材料和服务的采购、计划和预算等方面的工作, 并设置相应的职能科。

合同科负责制订合同管理策略以适应核电站工作的需要, 协调各技术处进行设备、材料、物项和服务合同的准备、谈判和及时签订最有利的完整的合同协议, 进行合同管理, 执行合同条款, 解决可能产生的商务事宜, 以确保核电站经济、安全和可靠运行。

除合同科外, 计划科、采购科、物资管理科也分别承担着合同管理各有关方面的工作。此外, 其他有关的处、部如技术支持处、维修处、发电规划处、运行质量保证处、财务部和审计部等也在合同管理中起着一定的作用。

2. 采购程序

(1) 责任与分工

商务部门即合同供应处合同科负责起草合同总条款、发询价函、邀请招标及组织商务谈判、签订合同以及发出各类订单。合同科必须与用户、财务、审计及公司其他有关部门保持最密切的联系与合作。

用户是提出各项服务申请的技术处、科。用户负责提供关于商品、工程或服务的准确要求, 并负责准备与服务有关的, 同时又符合其他处需要的技术要求和文件, 保证所提出的技术要求与相应的质量保证文件及其他技术条件和要求有机地结合在一起。

运行质量保证处负责对潜在的承包商作出资格评审, 准备并审查合同文件中的质量保证内容。

(2) 合同管理的基本规程

合同从酝酿到签署及合同执行的过程中, 通常按下列规程实施:

当某项采购活动被确认为是必需的, 用户应当首先填写采购申请单并获得相应部门的审查批准;

商务部门在收到申请单后即着手招标或询价；

在收到潜在承包商的标书或报价后，商务部门与用户会同其他有关部门，从技术和价格两方面进行研究评审；

经过评审并选定承包商后，与承包商进行谈判并签订合同；

合同签署后，商务部门和用户分别负责合同中商务和技术部分的日常管理；

合同及合同执行过程中所产生的文件、记录等应交资料中心归档。

(3) 承包商管理

承包商的管理主要从技术及商务两个方面进行。

技术协调部门负责对承包商的技术及工作管理，主要包括：

- a. 发布和修订业主与承包商之间的接口程序；
- b. 准备各类会议和起草会议纪要；
- c. 跟踪各项工作的实施；
- d. 协调承包商与各有关使用部门的关系。

商务部门负责商务及行政事务的管理，主要包括：

- a. 支付及索赔；
- b. 对合同工作的商务监督；
- c. 生活设施及场地的提供及管理；
- d. 工作设施及场地的提供及管理。

2.3.8.2 合同管理内容

1. 运行期间合同管理特点

(1) 合同涉及面广

工程建设阶段，合同工作主要围绕着核岛、常规岛供货及安装的几个大合同展开，条理性较强，工作比较明确。进入商业运行阶段以后，随着各个系统的相继投入，各种各样的维修与更新和相应的辅助与配套服务随之而来，而其中大部分工作是以合同方式外包给承包商。这样一来，合同的涉及范围大大地扩展了。从目前所签订的合同来看，大到核岛、常规岛大修合同，小至机加工车间工具的维修检定，各类形式的合同纷繁复杂。

合同的种类多、涉及面广导致合同管理工作量大大增加。由过去一个组几个人共同管理一项合同演变成一个人同时分管多个合同的局面。甚至某些合同管理人员须同时独立负责几十乃至上百项合同。

(2) 时间观念强

效益是企业的生命，是企业生存发展的保障。核电站也不例外，因此在结束工程建设转入商业运行之后，一切工作均应围绕着“安全、稳定、经济、多发”这个中心进行。合同工作也必须服务于上述目的。旷日持久的谈判或许能最终圆满地实现预定的目标，但由于工作无法实施而造成的发电量损失将会使谈判成果化为乌有，或者得不偿失。

因此，增强时间观念、引入成本优化标准，从而在合同工作中表现出更大的主动性和灵活性是运行阶段有别于安装建设阶段的另一个显著特征。

(3) 不可预见性强

在运行期间，对设备及系统的检查与维修是重要的工作，而检修工作存在着极大的不可预见性，以阀门为例，核岛部分有数千个阀门，经过一段时间的运行之后，均存在泄漏的可

能性,但在检查前无法确定需要维修的阀门数量。

因此在合同谈判阶段无法预计这一部分工作量,这种不确定性造成合同开口多、合同外工作量大,给合同管理带来一定困难。故只能在检查发现之后以合同外工作的形式委托给承包商。

2. 合同项目及内容概要

1994 年度合同供应处共对外签署合同 201 项,总计金额折合约七亿人民币。上述合同可以大致分为四类,即与大修有关的合同、技术支持合同、技术服务合同、设备及材料供应合同。

(1) 与大修有关的合同

这一类合同主要与 1、2 号机组首次大修有关,主要大修合同见表 2.3.8.2-1。

表 2.3.8.2-1 两台机组首次大修主要合同

序号	合同号	合同内容	承包商
1	GNP-OPS-93006-C	核岛大修 (1 号、2 号机组)	FRAMEX
2	GNP-OPS-93031-C	常规岛大修 (1 号、2 号机组)	HNMC
3	GNP-OPS-93030-C	BOP 大修 (1 号、2 号机组)	NEPC
4	GNP-OPS-93039-C	NI 服务	二三建设公司
5	GNP-OPS-93026-C	土建维修	华兴公司
6	GNP-OPS-93050-C	1 号、2 号机在役检查	RINPO
7	GNPS-B70037	CI 大修技术支持	GECA
8	GNPS-70111	气闸检修技术支持 (1 号、2 号机组)	SGCI
9	GNPS-B70093	蒸汽发生器冲洗技术支持	SRA-SAVAC
10	GNPS-B70039	核清洁及服务	NPIC
11	GNPS-B70057	通用技术服务	SECMI
12	GNPS-B70070	冷凝器改造	GECA
13	GNPS-B70091	应急柴油机检修 (1 号、2 号机组)	武昌造船厂

a. 核岛大修合同

核岛大修合同的主承包商为法马通出口公司 (简称 FRAMEX), 主要工作范围包括 1 号机组、2 号机组核岛部分的首次大修, 与核岛有关的技术改造项目以及工程遗留项目的实施, 大修备件的委托采购, 运行后援等工作。

b. 常规岛大修合同

常规岛大修合同的主承包商为深圳淮南电力检修公司 (简称 HNMC), 主要工作范围包括 1 号机组、2 号机组常规岛部分的首次大修, 运行期间的日常维修等工作。

c. BOP 大修合同

BOP 大修合同的主承包商为深圳东北核电建设公司 (简称 NEPC), 主要工作范围包括 1 号机组、2 号机组电站辅助设施 (简称 BOP) 的首次大修, 运行期间的日常维修以及技术改造项目的实施等工作。

d. 核岛服务合同

核岛服务合同主承包商为中核总二三建设公司 (深圳)。主要工作范围包括为 1 号机组、2 号机组核岛部分的首次大修、日常维修、技术改造及工程遗留项目提供人力支持, 配合业主或核岛主承包商 FRAMEX 进行工作。

e. 在役检查合同

在役检查合同的主承包商为武汉核动力运行研究所。主要工作范围包括对1号机组、2号机组一回路压力边界的完整性实施无损检查,如主蒸汽管道的射线、超声检查,蒸汽发生器传热管涡流检查等。

上述与大修有关的合同构成了1994年度合同工作的主体。

(2) 技术支持合同

大亚湾核电站作为我国第一个从国外引进的大型商用核电站,引入和借鉴核电发达国家先进的运行经验和管理方法是十分必要的。

目前已分别与法国、美国、韩国以及南非的有关公司签订了技术支持合同。其中主要的合同有下列两个:

a. 运行支持合同

运行支持合同是与法国电力公司(简称EDF)签订的专家支持合同。1994年度共有78人次来华,参与到生产部各个岗位的活动,提供技术咨询,担任各部门顾问。

b. 技术支持及服务合同

由于韩国在引进核电技术并逐步实现国产化方面具有独到的经验,大亚湾核电站与韩国电力株式会社签订了有关技术支持及服务合同。1994年度共有13人次来华,累计人工达115人月。其技术岗位主要侧重于更新改造技术支持与咨询。

(3) 技术服务合同

技术服务合同主要是指委托国内外各类科研机构、专业公司所承担的各类技术开发、技术服务等工作。

1994年度主要技术服务合同见表2.3.8.2-2。

表 2.3.8.2-2 1994 年度主要技术服务合同

序号	合同号	合同内容	承包商
1	GNP-OPS-93009-C	技术支持合同	核工业第一研究设计院
2	GNP-OPS-93010-C	蒸汽发生器管板检查	核动力运行研究所
3	GNP-OPS-93011-C	IBM大机维修	IBM中国公司
4	GNP-OPS-93034-C	高效过滤器及碘吸附器同期性试验合同	太原第七研究所
5	GNP-OPS-93037-C	增设凝结水处理装置	广东电力勘测设计院
6	GNP-OPS-93045-C	反应堆压力壳检修专用工具研制	中国核动力设计研究院
7	GNP-OPS-93051-C	香港至大亚湾陆路运输合同	JET-SPEED公司
8	GNP-OPS-93053-C	劳务合同	凯利公司
9	GNP-OPS-93060-C	放射性工作人员体检	苏医附二院
10	GNP-OPS-93064-C	技术服务协议	广东电力勘测设计院
11	GNP-OPS-93057-C	大亚湾核电站技术汇编出版	原子能出版社
12	GNPS-B70031	海运协议	SWIRE海运公司
13	GNPS-B70033	SG一次侧人孔密封塞研制合同	核动力运行研究所
14	GNPS-B70034	FSAR翻译出版	原子能出版社
15	GNPS-B70036	大坑水库超设计水位运行的大坝安全性	武汉水电大学勘测设计院
16	GNPS-B70038	环境影响报告书编写服务合同	苏州热工所
17	GNPS-B70040	试制泵用机械密封合同	沈阳水泵厂
18	GNPS-B70041	压力容器锅炉技术服务	苏州热工所
19	GNPS-B70045	厂房制冷机组维修保养合同	开利公司
20	GNPS-B70050	常规岛运行特性计算分析软件合同	上海发电设备所

(续)

序号	合同号	合同内容	承包商
21	GNPS-B70053	蒸汽发生器堵管服务合同	中国核动力设计研究院
22	GNPS-B70058	竣工文件完善后技术服务	苏州热工所
23	GNPS-B70059	XCA 系统辅助锅炉技术改造供货合同	苏州热工所
24	GNPS-B70063	超声服务协议	南非 AEC 公司
25	GNPS-B70064	技术服务协议	江苏工程技术翻译院
26	GNPS-B70072	SDA 系统三氯化铁储存系统改造	中船总 719 所
27	GNPS-B70077	资料翻译服务协议	中船总 714 所
28	GNPS-B70080	综合情报调研服务合同	核科技情报所
29	GNPS-B70090	租用小交换机中继线协议	深圳市邮局龙岗分局
30	GNPS-B70097	打捞灯标合同	广州打捞局
31	GNPS-B70099	无损探伤服务合同	香港安捷材料试验有限公司
32	GNPS-B70100	厂区入口改建设计合同	深圳园林设计装饰工程公司
33	GNPS-B70101	代管理 220kV 线路	深圳市供电局
34	GNPS-B70045	制冷机维修	深圳开利服务公司

(4) 设备及材料供应合同

设备及材料供应主要由合同供应处采购科负责，通常以订单的形式执行。此外，合同科在某些情况下也对外签订供应合同。

1994 年度主要的供应合同见表 2.3.8.2-3。

表 2.3.8.2-3 1994 年度主要供应合同

序号	合同号	合同内容	承包商
1	GNPS-B70042	蒸汽发生器堵管机采购	德国 ABB 公司
2	GNPS-B70061	阻尼器试验台采购	美国 WYLE 实验室
3	GNPS-B70095	驱动机构抓具加工及供货	中国原子能院反应堆所
4	GNPS-B70106	燃料组件合同	宜宾核燃料元件厂

以上仅对 1994 年主要合同内容作了概括的介绍，此外还有近百个小合同在执行之中，有近 70 个合同已经完成。

2.3.8.3 经验与教训

1. 合同管理经验总结

1994 年是从工程建设转入商业运行后的第一年，各项工作包括合同工作都存在一个过渡阶段，在摸索中前进。

针对运行期间合同管理上的新特点，合同管理部门采取了一些相应的措施，总的来说是成功的。

(1) 针对合同数量大，管理人员相对不足的情况，采取相对固定人员负责某一特定承包商的办法，即当多个项目由同一承包商完成时，由同一管理人员负责所有这些项目。实践证明，上述方法对于提高效率是行之有效的。一方面，这可以减少内部接口，使条理更加清晰，减少管理中的混乱；另一方面，由于合作时间较长，易于与对方建立起良好的信任关系，从而在谈判过程中能够较快地进入实质性谈判，加快工作进程；此外也便于保持合同价格的一致性和连续性。

另外,对内容相同或相似合同工作尽量由专人负责,采取相对集中的管理办法,如文件翻译合同,这样做有利于提高工作效率,有利于解决合同种类多、数量大的问题。

(2)对于维修工作时间紧、工作多的情况,采取商务工作与技术工作同步进行的办法,尽量保证工作能按计划开展。

由于维修工作在大多数情况下都是细微、琐碎的工作,其单项费用也较少,每一项都在开始前确定价格是不现实的。在严格控制人力、工时的前提下,一揽子解决商务问题是较为妥善的办法,这样可以在宏观上对价格进行较好的控制。

(3)对于合同外的工作,通过使用“工作申请通知书”的办法,制订相应的程序和规定,以确保每一项工作指令的发出均得到各相应授权人的批准,从而避免了不合理的合同外工作,保证了业主的利益。

2. 几点教训

在取得经验的同时,也应该对工作中的不足和教训予以重视。

(1) 严格采购程序

采购程序是合同管理活动的根本依据,不执行程序就必然给工作带来许多不必要的麻烦。采购活动中应特别强调以下两点:

- a. 合同签订之前须对承包商作出充分的资格审核。
- b. 任何合同工作都必须通过正常而完备的审批立项程序。

要做到这两点,就应加强对合同知识及采购活动有关程序的了解,避免工作中的盲目性。

(2) 加强工作量的控制

决定价格的两个基本要素是工作量以及合同单价。在单价确定之后,工作量便是价格的决定性要素。工作量越大,所需投入的费用也就越大。

由于维修工作所具有的某些不可预见性,许多合同均会存在按工作量实测计价的合同外工作。在这种情况下,工作量的审核与计算是一项重要的工作,必须高度重视工作量的审核,以避免合同执行过程中追加大量费用,使业主陷入被动局面。

(3) 加强统计工作

合同管理部门的主要责任是费用控制(COST CONTROL),费用控制除了采购活动中的控制以外,数据的统计工作也是费用控制的一个重要方面。完整而清晰的统计结果有助于公司决策层掌握资金投入情况,在投资控制及财务部门的协助下从宏观上把握公司发展的进程。

加强统计工作,完善统计程序,积累各种基本数据,无疑对今后的核电事业发展具有重要意义。目前这方面的工作还有待进一步提高。作好统计工作还应强调一点,就是要充分发挥电子计算机的作用。今后应逐步建立起预算控制、财务和合同管理部门之间的计算机网络系统,实现数据共享,这将极大地推动合同采购及管理工作的的发展,从而迈上一个新的台阶。

2.3.9 管理计算机的应用

2.3.9.1 管理计算机应用的回顾和现状

大亚湾核电站计算机中心,1988年中安装调试IBM-P22中型计算机,于同年8月投入运行,除安装初期因主机板故障停机半天,修复后正常运行外,至今已无故障运行达6年之久,提供每天24小时,每周7天的连续服务。到目前为止总信息量共达309GB。由于大型机的管理规范、保密性强,自1988年投入运行以来,从未发生数据差错和丢失现象。

现在大亚湾核电站计算机中心,拥有两台主机(IBM-4381-T92E和IBM-4381-R14),总内存容量为96MB、总外存容量(磁盘加光盘)共400GB,磁带机、磁带库、通讯控制器、绘图仪、行式打印机、激光打印机等。运行的系统软件为MVS/ESA、JES-3、DFSMS、DB2、CSP等共42个系统。

计算机应用从工程建设初期引进三个应用软件:工程进度管理(SCHEMAN)、工程文件管理(DOCOSY)和计算机辅助培训(CAT),发展到目前包括财务、人事、劳资、物品仓库、大修计划、定期试验、工具管理、文件档案管理、反应堆堆芯数据处理、放射性物质排放、采购、信函、保险索赔等在内的24个系统共203个程序。其中绝大部分软件由计算机中心自行开发。中央处理器(CPU)的平均利用率也由最初单CPU(2.8百万次/秒)的不到10%,增长到目前双CPU(6百万次/秒)的60%左右,CPU利用率的增加,超过了十倍以上,可以说计算机的应用已经深入到公司的各个管理领域和部门。

应用软件也已经从当初各个独立的系统,逐渐形成了综合的联合系统。例如:当初财务系统只包括了财务有关的信息,仓库和备品备件等也是独立的,采购系统也只处理与采购有关的事宜,但随着公司计算机应用的逐步扩大和成熟,原来各自独立的系统已经不能满足信息管理的需要,所以根据公司生产实际,利用大型计算机数据共享和集中管理的优势,已经初步建立了不同领域的综合信息管理系统。例如:维修、备品备件、仓库、采购和财务已经形成一体,根据维修计划进行某设备维修时,计算机综合信息管理系统可提供所需的备品备件的信息和库存情况。备品备件库存多了会积压资金,库存少了会影响维修工作的进行。为了加强备品备件的管理,在计算机采购管理系统软件中设置有CRO(计算机要求定单),它可根据备品备件库存量的下限和采购周期,由计算机自动发出采购申请,从而实现最佳库存量的控制和采购计算机化。新的备品备件到货入库后,除进入备品备件仓库管理系统外,同时还自动和财务系统联接,形成全盘计算机化处理。

财务系统共包括了总账、应付账、采购、工程成本预算、通用数据库支持、应收、固定资产、库存会计、生产预算、损益账、更新改造预算、合同发票等,全部实现只输入原始单据,其它如入账、过账、年终结算、多种外币转移、支付结账、各种财务报表打印,全盘计算机化。

劳资软件对公司员工的基本工资、津贴、奖金、扣减、工薪税、考勤、银行支付、劳务费管理、员工保险、年假等的管理全部实现了计算机化自动处理。此软件的特点是可以根据人事管理软件岗位调配,确定岗位后,计算机自动处理属于该岗位的一切有关工资事宜,不用人为干预。另外根据我公司工资变化多的特点,此软件可动态修改变化项,而软件不用修改,这大大地提高了此软件的使用和运行效率。此系统输出的工资单以软盘形式交中国银行,自动转到职工存款账号上,广东核电投资公司的水、电、房、煤气等费用以软盘形式自动进入该系统。落实到每个职工进行款项扣除。

工作票管理系统、大修管理系统和定期试验管理系统为大修、日常维护和定期试验等工作提供准备、调度和监控的功能,每周、月均为生产部运行、维护和检修相关部门提供工作计划和有关报表,为核电站的检修和运行工作提供了现代化管理工具。

文件管理系统已经综合了过去工程部工程文件管理系统、生产部文件管理和档案管理系统,解决了文件共享的问题,并解决了过去从法国进口的工程文件管理系统不能在线查询等问题,初步形成了统一的文件管理系统。现正在着手准备实现图书借还计算机化。

反应堆堆芯数据处理软件,对堆芯测量数据进行处理,进行功率分布计算、堆芯燃耗计算、临界硼浓度计算和更新运行数据。在反应堆开堆升功率的每个功率台阶,都要进行计算并打印中子通量分布图,反应堆投入正常运行后,每月计算一次,对监视反应堆的正常运行起到了保驾的作用。

总之,目前公司的计算机应用已经有了一个较好的开端,初步形成了全公司集中管理信息系统,计算机应用已成为全公司现代化管理中不可缺少的手段。

2.3.9.2 目前计算机中心开展的重点工作

1. 随着两台发电机组全面投入商业运行,公司的管理也要适应商业运行的需要,更上一个台阶,特别是要进一步提高管理效率,快速收集、传送信息,准确地做出分析和判断,正确而有效地做出决策,更显得十分重要和迫切。根据总经理部的指示,目前正在着手建立以公司现有管理计算机系统为基础的管理信息、生产信息和办公自动化为一体的综合信息管理系统。此系统包括大型机、小型机和微机网络三个平台,互相连网,形成一个系统规模优化的结构。

系统功能包括电站生产数据的实时显示、统计图形、报表显示、运行趋势分析、应急信息、工业安全、辐射防护、环境数据的处理及汇总、大修状态、财务工作汇总、劳资人事汇总、WANO 报表、公司简介、公关屏幕等等,以及办公自动化。其中还包括对现场计算机监控系统的功能改进及汉化。

此项工作已经开始,第一期系统功能调研报告已经完成初稿,预计 1995 年底实现办公无纸化和投入部分功能,1996 年中完成。

2. C. B. A 计算机隔离系统的改造与汉化

原系统从法国引进属法文版,后经改造为英文版,因设备处理能力和性能原因一直未能汉化。该系统 1989 年投入运行至今已有 5 年多的时间,设备老化,处理能力不能满足 OPO 和 OPM 日益增加的需要,双机实际上不能互为热备用,应用软件数据以文件方式存放,很难维修和改进。如在原有基础上进行扩大内、外存容量改造和增加终端等,再加上一年的维修费总计约需 20 万美元,但改造后仍不能汉化和解决处理能力等方面的根本问题,同时此老机型的备件很难找到。经研究分析后决定,剖析 C. B. A 系统的原始程序思想,参考大亚湾核电站的运行经验,在功能更强的新机型上自行开发汉化 C. B. A 系统。

此项工作已经开始近三个多月,该系统共有 24 个模块,现已完成第一、二两期前八个模块的剖析工作,第三期四个模块剖析工作正在进行当中,预计 1995 年 11 月底全部完成。1995 年底开始程序设计和编程,1996 年中陆续投入使用。

3. 现有应用系统的维护和运行

由于现有应用软件在开发过程中,不管是用户还是程序人员都缺乏足够的实际经验,原有各自独立的系统随着信息管理工作实际的需要,正在或已经联接成统一的集成系统。加上用户新的需求不断提出,所有这些都使目前投产使用的应用软件的功能增加,系统集成和维护的工作非常繁重。在一般的情况下,应用程序人员分成两批:一批负责应用软件的开发;一批负责投产应用软件的维护。但由于计算机中心人员紧缺,每个应用程序员既做新的系统开发,又做老系统的维护。这不管是从时间上和工作承担能力上都造成了一定的难度。

4. 微机的技术支持和服务

全公司属于计算机中心管理的微机共有 360 多台,技术支持、服务、用户培训、病毒防治、微机管理等工作也十分繁重。

为保健物理处开发的,大亚湾核电站个人剂量管理微机系统(IDOSE)投入使用后,得到了国家核安全局很高的评价“已建立并使用了外照射个人剂量监测及管理的计算机系统,使对 GNPS 人员外照射个人剂量监测管理工作达到了国际通用水平”。

随着微机的老化和老型号微机的维修费用昂贵等问题的出现,从 1994 年开始,减少王安机的维修数量,用节省下来的钱更换新型微机,此指导思想得到了公司领导的支持和鼓励。1995 年全部停止王安机承包维修,两年共节省投资 7.2 万美元,现已用节省的部分费用,采购高性能的微机,更换秘书部的老王安机,更换下来的老王安机用作自己维修的备件。

此指导思想也同样用于 CBA 系统的改造当中。

5. 为集团公司、合营公司总部和二核的计算机需求提供技术支持和服务

协助集团公司办公厅规划其计算机应用并采购、安装微机。为合营公司总部计算机的应用及配置,提供综合布线方案,还为二核绘制了二级工程进度图数 10 张。

2.3.10 文件、档案与资料管理

在大亚湾核电站工程建设及商业运行的过程中,一个全功能的文件和档案资料系统已经建立起来,这个系统所提供的全面的文件、档案资料服务,保证了大亚湾核电站的生产准备,投产的顺利进行,并且全面经受了 1994 年全年商业运行的考验。实践证明,该系统的工作是准确有效的,这个依靠中国工程技术人员自己力量建立起来的我国第一个大型商用核电站的文件、档案、资料系统也是成功的。

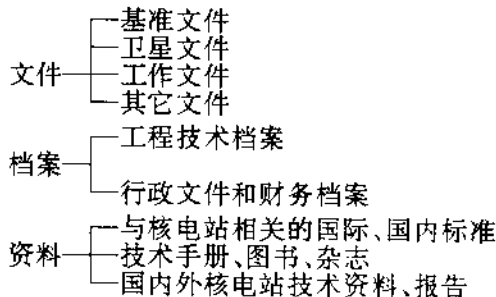
2.3.10.1 文件、档案、资料系统的管理体系和模式

1. 文件、档案、资料体系

根据核电站的工作特点,我们把在核电站营运活动中产生和直接使用的文件材料定义为“文件”。而将那些已不再直接使用但仍具有凭证和查考价值的文件材料定义为“档案”,把那些通过各种途径收集到的在核电站营运活动中作参考用的文件材料等定义为“资料”。有时候,上述定义的文件和档案又统称为“文件”,以区别于产生于大亚湾核电站之外的“资料”。

(1) 文件、档案、资料结构类别

文件、档案、资料的总体类别划分如下:



大亚湾核电站的文件、档案、资料体系的结构概况如图 2.3.10.1-1 所示。

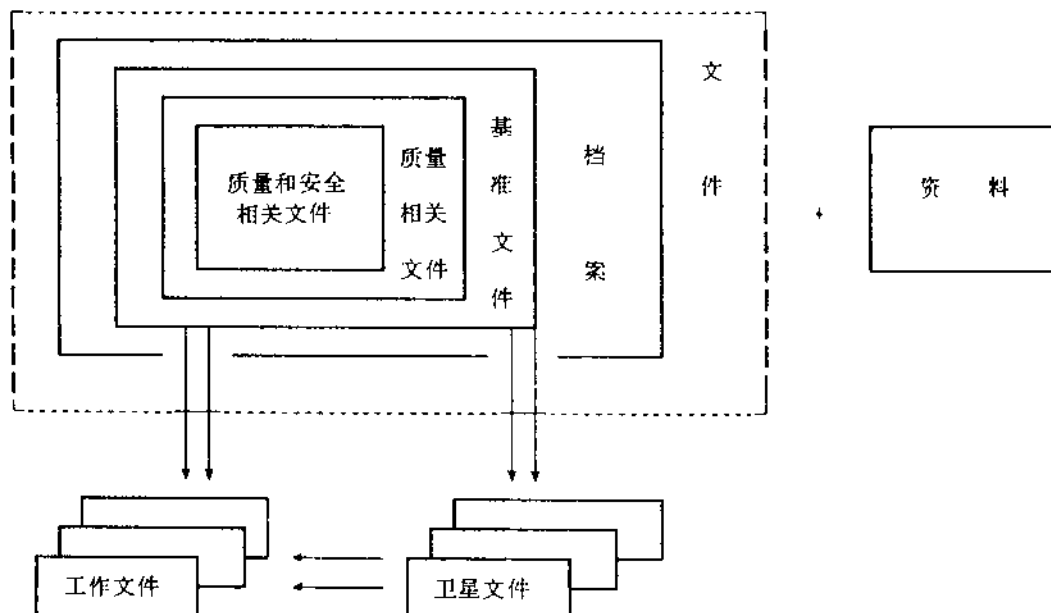


图 2.3.10.1-1 大亚湾核电站的文件、档案和资料体系

(2) 基准文件 (Reference Documents)

基准文件是在大亚湾核电站营运活动中使用的或在大亚湾核电站营运活动中产生作为质量记录的文件的原件 (Original Documents) 或主件 (Master Documents)。

基准文件必须包括全部与核安全、质量相关文件, 以及全部与质量相关文件, 也包括全部与营运活动相关的质量记录。

基准文件的基本特性是与大亚湾核电站营运活动相关的全部文件的原件或主件。因此, 基准文件的接收、标引、分发、立卷保存、更新和取消等, 均在严格的规程管理之下, 从而确保在核电站营运活动中使用的或产生的文件的正确性和适用性。

(3) 卫星文件 (Satellite Documents)

为了便于核电站日常的营运活动, 在各工作场所设立了卫星文件库。在卫星文件库存放的部分基准文件的复制件称为卫星文件。

(4) 工作文件 (Work Documents)

工作文件是为某项营运活动而专门产生的文件复制件, 工作文件仅在产生之日保证有效。

工作文件可以从基准文件复制产生, 或者从卫星文件复制产生。为了保证工作文件的有效性, 工作文件均应盖有工作文件章。

(5) 其它文件 (Other Documents)

其它文件是指在大亚湾核电站营运活动中产生和使用的除基准文件外的文件。其中一部分, 按档案法规的规定需要归档成为档案, 主要是各类行政管理文件, 如文书、财务文件等。

其余部分, 由于文件的性质决定, 不需归档, 如处级以下的往来备忘录, 一般行政通知等。

(6) 档案 (Archives)

档案是在与其相关的活动完成后,集中保管的具有凭证和查考价值的文件材料。大亚湾核电站各项营运活动的档案是广东核电合营公司档案全宗的主要组成部分,是大亚湾核电站营运活动的历史记录。

大亚湾核电站档案对基准文件库起补充和后备作用,档案的管理按照中华人民共和国《档案法》及有关规定进行。

(7) 资料 (Information)

资料是指电站各部门或个人为大亚湾核电站营运各项工作和活动作参考而收存的各种文件资料,故又称参考资料。它通常通过订购、交换、复制等途径获得,资料管理的基本方式与国内一些图书馆相同。

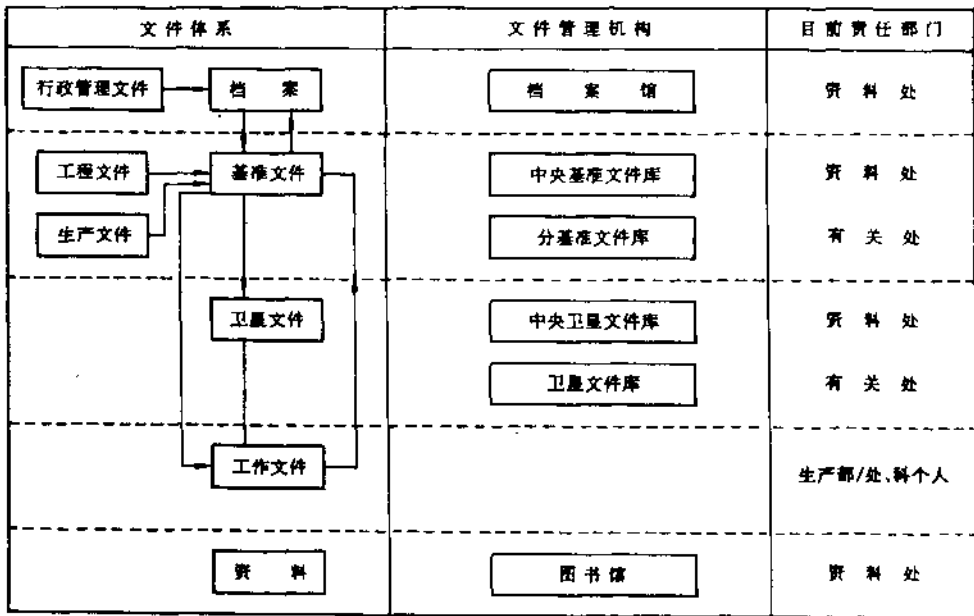


图 2.3.10.1-2 大亚湾核电站文件、档案和资料管理模式

2. 文件、档案、资料管理模式

大亚湾核电站文件、档案、资料体系模式如图 2.3.10.1-2 所示。

为了有效地对整个文件、档案、资料体系的管理,大亚湾核电站共设立了文件库、馆 35 个,它们是:

- a. 中央基准文件库 1 个
- b. 分基准文件库 3 个
- c. 中央卫星文件库 1 个
- d. 卫星文件库 22 个
- e. 档案馆 (含档案库) 6 个
- f. 图书、资料馆 1 个

g. 缩微片库 1 个

其中,中央基准文件库,中央卫星文件库,档案馆,图书馆,缩微片库由资料处直接管理。3 个分基准库和卫星文件库由各有关处负责管理,资料处进行监督和指导,对其管理现状实施定期检查,其基本构架见图 2.3.10.1-3。

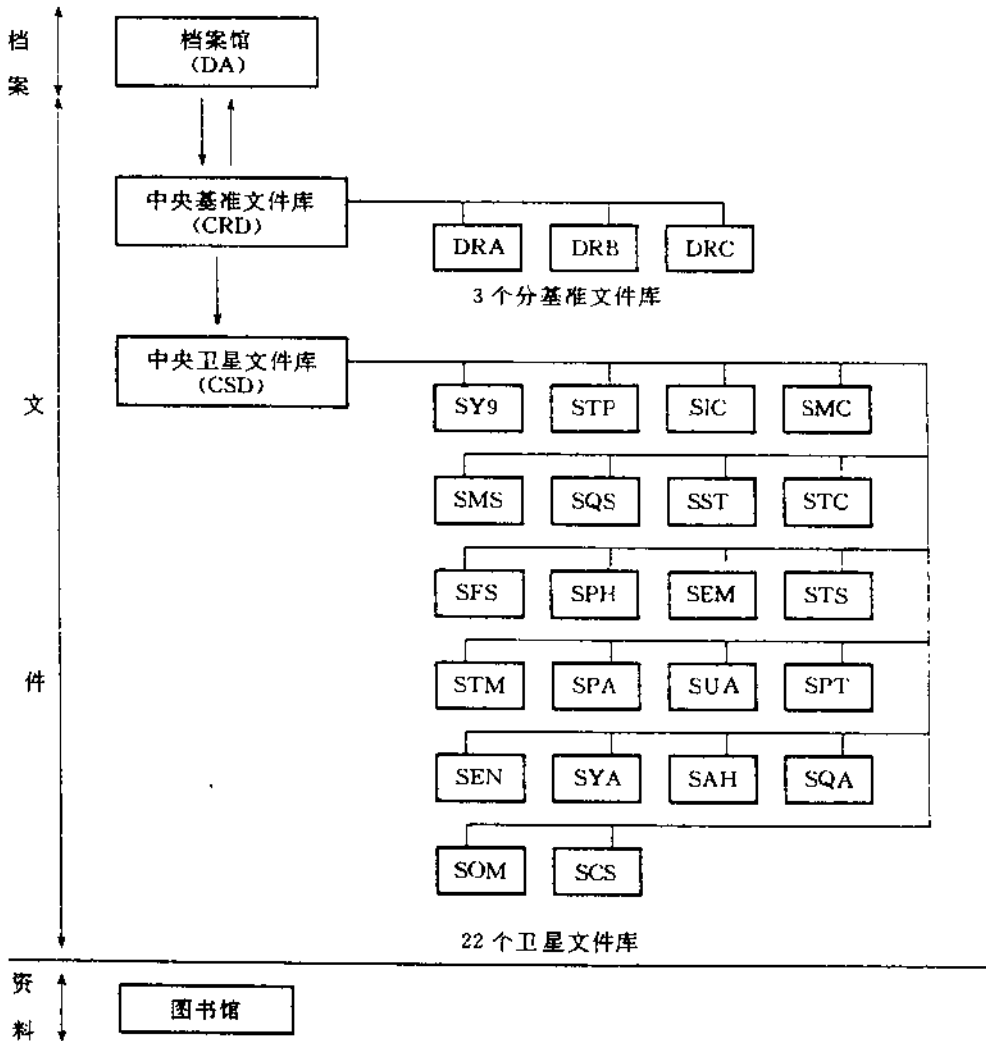


图 2.3.10.1-3 大亚湾核电站文件、档案、资料体系中的管理组织

2.3.10.2. 资料处完成的主要工作量

1. 1994 年完成的主要工作量

- (1) 接管了工程调试验收移交的全部文件 (TOB, TOTO, TOM, BHO 文件) 1765 份
- (2) 完成 96000 份主文件的整理和制作
- (3) 全年新接收处理各类文件 99978 份
 - 其中: 函件 14784 份

规程	4682 份
记录	18261 份
其它技术文件	62 251 份
(4) 缩微片接收	100 000 张
自制	38100 张
(5) 组卷形成档案	10980 盒
(6) 收集、购买、接收的样本、标准、期刊、手册、图书	15726 册
(7) 借阅服务	22429 人次, 1869 人次/月
	(其中文件服务 13901 人次, 档案 1435 人次, 图书资料 7093 人次)
(8) 复印制作分发文件、资料	2927170 页 (A4-A3), 图纸 38100m
(9) 完成翻译出版	5898.13 万字 (累计 14442.65 万字)
(10) 对电站文件资料管理人员进行在岗培训	99 人次。

2. 1994 年底文件档案资料库存情况 (不含各卫星库)

中央基准文件库文件	161922 份
底图	45000 张
档案 (纸品库)	21892 盒
X 光片库	9m ³
岩芯库	3 间
图书、资料库	22232 册 (份)
缩微片	36 万张

注: 以上数字均不含复份。

2.3.11 电站后勤保障

1994 年, 大亚湾核电站中外员工高峰期达 1500 人之多 (包括公司总部员工)。聘用员工的方式分为三种: 长期聘用, 短期聘用, 临时聘用。此外还有十多家单位以合约形式为电站提供各种技术和后勤保障方面的支持和服务。由于大亚湾核电站是一个远离城市的中外合资企业, 在各方面有不同于其他企业的管理模式, 随之也就形成了其独特的后勤保障体系和运作形式。

1. 交通运输

由于电站员工在工作期间都生活居住在厂区, 长期聘用员工在深圳市内有住房, 两地相距约 70 公里。在周一和周末电站以合同方式租用核电服务公司、华兴公司、国际展览中心、西丽湖度假村等企业的车辆运送员工往返深圳与电站。平时, 电站租用上述部分企业的车辆保证每日三个班次往返电站和深圳, 为电站员工生活和工作提供了较为方便的交通服务。每逢周日和节假日, 电站也以合同形式租用车辆为在深圳市内没有住房的临聘员工提供每日两个对开班次的深圳与电站之间的班车服务。电站轮值倒班的员工由核电服务公司车队以合同形式提供每周十几个班次深圳与工地之间的班车服务。

由于电站生活区与工作区相距约 1 公里多, 在上下班时, 也以合同形式租用华兴公司车队提供员工上下班的现场交通服务。在每日的工作时间内, 由核电服务公司车队提供现场各行政办公楼之间的巡回班车服务。

此外，在大亚湾工作的外国专家除部分配备自驾车外，其余所需的交通服务，均由核电服务公司专家村车队负责提供。

为了确保电站生产运行、维修和行政后勤保障方面的交通运输，电站拥有规模较大的车队，拥有近 200 辆各种用途的机动车辆，除部分配备给外籍专家和少量中方员工外，大部分作为电站自用。根据用途，车辆管理分为五类：（1）公司总部有深圳和工地两个车班，主要负责公司总部各部门所需用车并 24 小时值班。（2）生产部分行政和生产用两个车班，行政用车班负责电站采购用车、接待用车和工地运行倒班车以及所有生产部各处所需用车和应急值班用车并 24 小时值班。（3）生产用车拥有各类特种车辆，负责生产运行、维修活动中的各类特殊运输和作业并 24 小时值班。（4）电站根据有关合同的承诺，为在大亚湾提供短期劳务活动的承包商提供少部分车辆，以方便他们的生活和工作。（5）电站还为公安保卫，环境监测，医疗消防，饮食服务等部门配备了专用特种车辆。

通过上述各种措施，确保了电站安全生产对交通运输的需求。

2. 餐厅服务

由于大亚湾核电站的一千多位员工平时均在现场工作和生活，确保电站员工饮食的高质量并为其提供优质服务是一项很重要的后勤保障工作。为此，电站在现场共设有 4 个餐厅，其中 SA 餐厅和北区餐厅两个为大型员工餐厅，另两个为客餐厅。核电服务公司以合同形式承包了四个餐厅的所有服务项目，电站配备专门人员管理和协调。餐厅所有的服务设施和用品由电站提供，服务公司配备 115 名工作人员在餐厅从事各类服务。两个大型职工餐厅提供电站所有员工一日三餐的饮食服务，并根据合同要求提供每餐不少于规定数量的主副食花色品种，供就餐员工选择。两个大餐厅与北楼客餐厅还负责公司来宾的宴请和工作餐服务，招待所餐厅负责来宾的日常供餐服务。此外，SA 餐厅还负责生产运行倒班人员每日五餐的配餐服务，由电站派专人负责送到现场。在电站大修和事故抢修期间，电站还派专人将饭菜送到不能离开工作岗位的员工手中。为了确保餐厅服务的高标准，公司还设有膳食委员会，不定期地征求员工的意见，督促餐厅改善服务，提高供餐质量，确保各项费用的合理使用。

3. 员工住宿

大亚湾核电站的住宿区分为两大部分，公司长期聘用的员工在深圳市内分配有住房，公司以合同形式委托广东核电投资公司下属的房产管理公司负责日常的管理和维修。公司为每位员工在现场提供单身宿舍，所有家具及整套卧具均由公司配备，并为每个房间提供电视机。公司的现场住宿包括专家村由秘书部管理。宿舍的水、电、家具、电视机，土建维修均以合同形式由核电服务公司下属的维修中心负责日常维修，并确保紧急维修服务工作 24 小时随叫随到。

电站专家村为外籍专家提供了一流的住房并为其配备了全套的家用电器和日常生活设施，并由核电服务公司下属的专家村服务公司负责日常的各项维修服务。

4. 行政办公设施、公用设施和设备管理

电站行政用办公楼、公用设施和设备的管理范围很广，包括办公楼、餐厅、公关接待中心、培训中心、档案馆、俱乐部、招待所、专家村等公用设施以及这些设施的配电、中央空调、消防监测、供水系统等。以上设施和设备以及相应配套系统的正常运行和日常维修均以合同形式承包给核电服务公司。为了保证上述设施、设备和系统的正常使用，电站方面配备了专门的管理人员负责技术方面的管理，备品备件的使用审查，督促承包方按照合同要求尽

职尽责地保证上述设施和设备按照技术规范运行和维修。在多年的运行和维修过程中，通过不断发现缺陷和总结经验，对许多系统进行了技术改造，从而不断地完善了各系统的使用功能，提高了各系统的可用率。

5. 电站行政办公用品、劳保用品、消耗品和固定资产以及办公家具的管理

电站每年要使用大量的办公用品和消耗品，还要有计划地购置和补充一些行政用固定资产和办公家具。为了有效地管理行政用资产和物品，电站设有专门的行政仓库，由仓库工作人员负责各类用品的采购立项，入库验收，发放登记，使用跟踪和定期盘存等工作。为了保证其行政用品的合理采购、贮存和发放使用，电站制定了相应的管理政策和制度，做到合理地编制预算和严格采购立项审批。对行政物资进行归口管理，并对现有物资进行合理的使用调配，杜绝浪费和不必要的采购贮存，从而既满足了各部门的需求，又为公司节约了开支。

6. 电站清洁卫生

大亚湾核电站清洁卫生服务分别由核电服务公司和一些小施工队以合同形式承包。核电服务公司负责厂内生活区和行政办公楼的清洁卫生服务。厂区内的道路、临时办公区、临时施工区、工业厂房、车间等由小施工队负责。根据制定的服务项目和规范，电站指定专人与承包商管理人员密切合作，经常检查督促，使这项服务达到了较高的水平。

7. 行政接待

大亚湾核电站每年都有大批的来宾到电站参观，进行技术交流，洽谈业务，还有许多领导来电站指导检查工作。为了向社会和公众推广和平利用核能发电知识，宣传核安全文化，交流核能领域内的最新科学技术，运行经验，电站设有专门的公关部门和接待归口管理部门，负责相关接待工作，努力争取在国内外树立大亚湾核电站的完美企业形象。

2.3.12 电站工作与生活环境

2.3.12.1 核电站基层党组织

·大亚湾核电站生产部基层党组织初建于1985年。党员6人，成立生产部党支部，支部书记周展麟。

·1988年8月，生产部党员增至57人。经上级党组织广东核电党委批准，选举产生了中共广东核电生产部总支委员会。下设三个党支部和两个驻欧洲临时党支部。总支书记周展麟，副书记朱启辉，委员胡孝礼、刘德强、朱明星。

·1991年5月，生产部党员增至114人。经广东核电党委研究，同意生产部总支的组成补充至七人。总支书记刘德强，副书记朱启辉，委员胡孝礼、于长海、林贵清、朱明星、徐颖。

总支下设七个党支部，支部书记胡孝礼、王嘉仁、陈献武、于长海、徐颖、沈光耀、奚芝苓。

·1992年4月，生产部党员增至180人左右。经广东核电党委研究决定，成立中共广东核电生产部临时党委和纪委。临时党委由七人组成。书记陈水根，副书记黄世强、严柏敏、委员钱锦辉、刘德强、胡孝礼、于长海。

• 1993年3月，广东核电党委和纪委研究、同意增补樊鹤鸣、曹宪志为生产部党委委员，并任命樊鹤鸣为生产部党委副书记，协助书记抓党委全面工作。

• 1994年，生产部党委下设一个党总支，17个党支部。党员230人。

• 1994年，生产部各级党组织在广东核电党委领导下，以“十四大”精神为动力，围绕核电站生产中心任务开展工作。除组织广大员工完成累计发电107.87亿千瓦时，超额完成全年发电任务7.67%外，在思想政治工作，党的思想、组织建设，职工队伍建设等方面，亦取得较好成绩。通过组织学习《邓小平文选》第三卷等材料，坚定了员工走有中国特色社会主义道路的信心，增强了建设核电的责任感和事业心。通过探索和深化核安全文化、企业文化建设，提高了员工的核安全文化素养。联系党员和员工的实际，开展积极的政治思想工作，增强了员工对企业的向心力和凝聚力。健全党组织生活。积极做好组织发展工作，1994年生产部有14名同志入党，6名同志转正。通过民主评议党员并结合“七·一”评选活动，评选出优秀党员18人，优秀党务工作者16人，先进党组织四个。生产部党组织认真抓了党风和廉政建设。加强了对工会、共青团的领导，发挥了党组织的核心战斗堡垒作用。

中国共产党广东核电生产部委员会（1994年）

书 记：樊鹤鸣

副书记：黄世强

委 员：钱锦辉，刘德强，胡孝礼，于长海

中国共产党广东核电生产部纪律检查委员会（1994年）

书 记：刘德强

副书记：徐 颖

委 员：林贵清，朱明星，郭嘉平

中国共产党广东核电生产部总支、支部委员会（1994年）

总支，支部	书 记
运行处支部	姚镜泉
维修处总支	于长海
维修处技术准备科支部	简益民
维修处机械科支部	马志权
维修处电气科支部	郑役军
维修处仪表科支部	张连文
维修处现场服务科支部	郭嘉平
维修处通讯科支部	宋源家
技术服务处支部	陈献武
安全执照处与发电规划处支部	濮继龙
保健物理处支部	陈德淦
技术支持处支部	沈 抗
资料处支部	徐 颖
培训中心支部	沈光耀
综管处支部	朱明星
质保处支部	马惠嵩
物资供应处支部	奚芝苓
管理计算机处支部	赵迎春

2.3.12.2 核电站基层工会

大亚湾核电站生产部第一届、第二届工会分别于1986年、1989年选举产生。工会主席朱启辉。

大亚湾核电站生产部第三届工会于1992年9月选举产生。

广东核电生产部工会在生产部党委和核电工会的领导和帮助下，围绕核电站生产中心任务，努力开展工会工作，认真履行工会组织的四项基本职能，参与核电站重大问题的研究和决策，发挥工会组织参与和维护作用。工会积极开展社会主义劳动竞赛活动。在职工中积极开展思想政治工作，组织十四届三中、四中全会和工会十二大精神的学习，组织《劳动法》学习。关心职工生活，对于职工中出现的各种实际困难和思想问题，各级工会干部及时了解，及时反映，协助解决。工会还加强了女工工作，协助开展计划生育工作。生产部工会为努力建设一支思想素质高，纪律严，业务水平高的职工队伍发挥了积极作用。

广东核电生产部第三届工会

主 席：胡孝礼

副主席：李友德

委 员：俞志嘉，费道熊，徐秀芳，王道纯
唐炳生，朱明星，邢晓星

2.3.12.3 核电站基层团组织

大亚湾核电站生产部第一届团委 1993 年 9 月由生产部第一次团代会选举产生。

1994 年,生产部团委在生产部党委和广东核电团委的领导下,配合生产中心任务,紧密围绕服务团员青年的宗旨,开展了一系列富有创意的活动。在组织工作方面,形成了组织委员、团支部指导员工作联系制度,及时做好团员青年的政治思想工作。配合公司团委举办团干培训班。在宣传工作方面,配合公司团委编辑出版《大亚湾》团刊。进行了《核电青年演讲文集》的编辑和出版准备。在文体工作方面,组织了排球赛、乒乓球赛、中英文打字比赛、团委杯足球赛、小型趣味运动会。还开展了“希望工程对口扶持”活动,生产部各团支部共负责 20 名失学少年六年的学费。为有效配合生产任务的完成,团委于 1994 年初开展了“争创青年生产明星”的活动。经过一年的努力,各支部踊跃推荐候选人近 40 名。最终评选出十大“青年生产明星”和 22 名争创活动积极分子。通过各级团组织的工作,使团员和青年在核电站工作中发挥了生力军和突击队的作用。

广东核电生产部第一届团委

书 记: 陈龙军

副书记: 徐光明

委 员: 王越巍, 巴蕉, 宋涛

2.3.12.4 文娱体育活动

1. 2 号机组投产庆典演出

大亚湾核电站 2 号机组于 1994 年 5 月 7 日正式投产。广东核电合营公司为此举行了盛大的庆典活动。合营公司董事长王全国和总经理管云龙在庆典会上讲话。核电三公司联合组织了庆典文艺演出。生产部工会组织演出了组歌《核电颂歌》。

著名歌唱家杨洪基,关牧村,谢莉斯,王洁实也同台演唱了歌颂大亚湾核电站建设成就的歌曲。

中央电视台摄制组在 2 号机组投产庆典期间来大亚湾核电站拍摄了音乐电视片《核电组歌》。

2. 第五届中港“友谊杯”比赛

中港“友谊杯”比赛是广东核电公司合营双方广东核电与香港中电之间的体育友谊交流。第一届“友谊杯”比赛始于 1990 年,每年举行一届。

前四届比赛均在大亚湾进行。

1994 年 11 月 10 日至 1994 年 11 月 11 日的第五届“友谊杯”比赛共包括足球,篮球,乒乓球,网球,桥牌,象棋六个项目。广东核电站有 70 多人参赛(其中,生产部选手 55 人)。全部比赛在香港进行。

3. 《核电颂歌》在深圳演出

为隆重庆祝中华人民共和国成立四十五周年,1994 年 9 月 28 日,广东核电公司作为主办单位之一,第一次参加深圳市企业管理协会在深圳市体育馆组织的国庆文艺晚会。

广东核电以生产部为主,演出主题为《核电颂歌》的文艺节目。演出人员 130 多人,同时还派出啦啦队 200 人。演出效果良好。

4. 业余文体活动

大亚湾核电站远离市区 60 公里, 员工除周末回深圳与家人团聚外, 一般在厂区工作和生活。核电站领导和各级组织对员工的业余文体活动非常重视。

至 1994 年底, 已投入使用的设施有足球场, 排球场, 篮球场, 网球场, 俱乐部, 乒乓球室, 桌球室, 图书阅览室。

目前, 在大亚湾核电站已组织了排球协会, 桌球协会, 桥牌协会, 集邮协会, 钓鱼协会。核电站为每个正式员工的宿舍配备了彩色电视机, 订了报纸。

核电站每周为员工放映电影三场, 举办舞会三场。

各基层单位、工会、共青团还为员工组织卡拉 OK 晚会、烧烤、郊游等活动。

大亚湾核电站建有两个海水碧绿的海滨泳场。工余时间, 中外员工投身海滨, 享受阳光, 享受沙滩, 如鱼嬉水, 锻炼体魄。更有一些老、中、青员工, 不论春夏秋冬, 不管下雨刮风, 每天坚持海泳, 将秀丽的海滨点缀得生机盎然。

2.3.12.5 厂区美化、绿化

核电是安全、清洁的能源。为在厂区营造一个良好的工作和生活环境, 大亚湾核电站高度重视美化、绿化工作。经长期规划, 分阶段施工, 已将厂区建设成为清洁整齐、舒适、优美的环境。至 1994 年底, 绿化面积达 259278m²。

第三章 大事记

3.1 1994年1号机组运行大事记

1月

- 1月1日 开始调试后的整治性小修。
1月22日 3时38分,反应堆重新达临界。
1月25日 13时50分,汽轮发电机组自动并网成功。
1月26日 14时40分,机组达到满功率($P_n=100\%$, $P_e=984\text{MWe}$),整治性小修结束。

2月

- 2月1日 0时00分,宣布机组正式投入商业运行。
2月7日 0时00分,开始春节期间低负荷运行($P_e=500\text{MWe}\sim 760\text{MWe}$),计划2月21日机组恢复满功率运行。
2月12日 10时00分,发现蒸汽发生器(SG)内 Na^+ 含量上升较快(CEX, Na^+ 含量 $20\mu\text{g}/\text{kg}$, APG Na^+ 含量 $20\sim 40\mu\text{g}/\text{kg}$),经常规检查和氦气检漏,发现冷凝器一根已堵的管子和一根新管有泄漏,堵管后水质合格。
2月15日 3时20分,发电机氢气(H_2)温度高,汽轮发电机组与电网解列,反应堆功率维持 $P_n=16\%$ 功率水平。
2月21日 15时21分,APP“A”列主给水泵跳闸,触发SG2低-低水位保护动作,导致反应堆自动停堆。
2月22日 0时43分,机组恢复满功率运行。

3月

机组全月保持安全、稳定运行,因检修、定期试验和应电网要求共降功率6次。

4 月

- 4 月 8 日 1 时 30 分,发现冷凝器(CEX) C2 侧钛管泄漏,机组快速降负荷到 $P_n=60\%$, $P_e=560\text{MWe}$,处理冷凝器钛管泄漏。
- 4 月 12 日 5 时 30 分,发现冷凝器 C2 侧钛管破裂,冷凝器 Na^+ 和电导率突然迅速上升,快速减负荷,6 时 06 分机组被迫与电网解列,随后手动插棒,反应堆达次临界,进行二回路冷凝器检修工作,工作一直到 4 月 14 日结束,随后进行二回路冲洗;4 月 17 日 20 时机组并网。
- 4 月 17 日 21 时 50 分,机组并网升负荷过程中,当机组功率达 $P_n=18\%$, $P_e=95\text{MWe}$ 时,因 ARE 给水调节系统故障,引起 SG1 高-高水位+P7 保护动作,导致反应堆自动停堆。
- 4 月 18 日 10 时 25 分,当机组稳定在 $P_n=40\%$ 、 $P_e=330\text{MWe}$ 功率水平运行时,因二回路的水质超标,手动停机,反应堆过渡到次临界,进行二回路的冲洗工作;18 时 23 分机组并网,带 $P_n=49.6\%$, $P_e=400\text{MWe}$ 负荷运行。
- 4 月 20 日 13 时机组恢复满功率运行。

5 月

- 5 月 25 日 22 时 00 分,试验人员进行 SIPIV(ATWT)定期试验时触发 ATWT 保护动作,导致反应堆自动停堆,汽轮发电机组跳闸。在一号机组与电网解列 47 秒后,因电网频率下降至 48.7Hz,引起二号机组负荷从 $P_e=984\text{MWe}$ 降到 $P_e=895\text{MWe}$,机组从 5 月 25 日 22 时 00 分发生强迫停机停堆事件,到 5 月 26 日 9 时 00 分重新达到满功率,历时 11 个小时。
- 5 月 29 日 4 时 00 分,为验证 5 月 25 日进行 SIPIV(ATWT)定期试验时引发反应堆自动停堆的原因,机组降负荷到 $P_n=28.3\%$, $P_e=180\text{MWe}$ 进行 SIPV(ATWT)试验;13 时 40 分机组重新升至满功率运行。

6 月

- 6 月 1 日 12 时 30 分,机组降负荷到 $P_n=50\%$, $P_e=500\text{MWe}$ 功率水平,执行 PTRGL.004 (控制棒效率刻度)试验,13 时 30 分机组重新升至满功率运行。
- 6 月 19 日 3 时 20 分,为处理 RPB 的 X 逻辑电源模块故障,机组减负荷到 $P_n=78\%$, $P_e=700\text{MWe}$ 进行 540AR 中的 UE 模块更换;6 时 20 分机组重新升至满功率运行。

7 月

- 7 月 2 日 5 时 30 分,因发电机制造过程中在发电机端部留下的磁性铁块引起线棒穿孔,导致发电机氢气(H_2)泄漏,机组被迫与电网解列,进行发电机更换线棒检修。

8月

- 8月6日 21时30分,发电机漏氢(H₂)检修完毕,反应堆重新达临界。
- 8月8日 22时42分,机组负荷升至 Pn=100%,Pe=984MWe 运行,至此发电机漏氢(H₂)抢修结束。
- 8月9日 1时55分,机组降负荷至 Pn=78.5%,Pe=760MWe 运行,处理 APA 泵前置泵制造缺陷(更换前置泵叶轮),直至8月11日6时15分机组重新升至满功率运行。
- 8月29日 17时07分,APP“B”列泵三个进汽阀(APP 203/205/208VV)突然关闭,APP“B”列泵跳闸,APA泵未自启动,SG低-低水位保护动作导致反应堆自动停堆。事后检查是GEM80主给水泵启动软件缺陷(也就是启动过程中累计三次泵轴振动即关闭三个进汽阀),跳泵后没有跳泵信号发出。后修改GEM80主给水泵启动软件,去掉启动过程中累计三次泵轴振动关闭进汽阀门的功能。

9月

- 9月1日 10时00分,GEM80主给水泵启动软件修改完毕,20时15分反应堆达临界。
- 9月2日 12时40分,机组负荷升到 Pn=100%,Pe=965MWe 运行。
- 9月9日 23时00分,处理 APA 泵增压泵盘根漏水,机组降负荷到 Pn=78.5%,Pe=760MWe 功率水平运行,处理完毕后于9月19日6时18分机组升负荷到 Pn=100%,Pe=984MWe 运行。
- 9月19日 15时26分,汽轮发电机组突然自动甩负荷,机组由 Pe=984MWe 甩到 Pe=830MWe 左右,随后立即(间隔时间约1.2秒)自动恢复到满功率。事件期间R棒下插2步(并有RGL001/004AA报警);后R棒卡住未继续下插,GCT第1/2组开启,允许灯亮GRF001AA报警。事件的起因是KRG205AR瞬间失电(320毫秒),引起“A”列出现汽轮发电机跳闸(C8)信号。

10月

- 10月17日 11时50分,为检修APP226VL泄漏,停运APP“B”列泵,机组降负荷运行(Pn=78%,Pe=760MWe),21时00分检修结束,10月18日5时15分机组升到满功率运行。
- 10月27日 15时58分,决定停机、停堆,对安全壳内仪用压缩空气分配系统(SAR)泄漏进行检修(因泄漏率达40Nm³/h),维修工作一直延续到10月31日,6时22分机组重新并网。
- 10月30日 6时00分,机组在启动并网过程中(Pn=18%,Pe=50MWe),SG2高-高水位+P7保护动作导致反应堆自动停堆。

11 月

- 11 月 13 日 11 时 00 分, 处理 APP125VL 泄漏停运 APP“A”列泵, 机组降负荷到 $P_n=78\%$, $P_e=760\text{MWe}$, 17 时 50 分 APP125VL 检修完毕, 20 时 00 分机组负荷升到满功率运行。

12 月

- 12 月 3 日 10 时 20 分, 由于 KRG205AR 瞬间失电(600 毫秒), 出现 GRH 氢气温度高, 引发汽轮发电机组跳闸(C8)信号“A/B”列同时出现, 随后因 ADG 低-低水位, 使 APP“A/B”列两台泵跳闸, 触发 SG2 低-低水位保护, 导致反应堆自动停堆。
- 12 月 12 日 21 时 30 分, 机组恢复满功率运行。
- 12 月 17 日 00 时 00 分, 机组按计划手动停机停堆, 进入首次换料大修。

3.2 1994 年 2 号机组运行大事记

1 月

- 1 月 21 日 19 时 12 分, 反应堆首次达临界。

2 月

- 2 月 7 日 17 时 17 分, 机组首次自动并网成功。
- 2 月 16 日 20 时 11 分, 机组升功率至 $P_n=15\%$ 进行试验。
- 2 月 17 日 18 时 20 分, 机组升功率至 $P_n=30\%$ 进行试验。
- 2 月 24 日 23 时 00 分, 机组升功率至 $P_n=50\%$ 进行试验。

3 月

- 3 月 18 日 10 时 30 分, 机组升功率至 $P_n=75\%$, $P_e=679\text{MWe}$ 进行试验。
- 3 月 24 日 0 时 10 分, 机组升功率至 $P_n=87\%$, $P_e=838\text{MWe}$ 进行试验。
- 3 月 25 日 16 时 50 分, 机组升功率至 $P_n=97\%$, $P_e=922\text{MWe}$ 进行试验。
- 3 月 25 日 19 时 15 分, 机组首次达满功率, 开始 700 小时示范运行和性能试验。

4 月

- 4 月 23 日 12 时 00 分, 机组完成调试期间最后一个试验 TP RRC53(手动停堆), 调试结束。
- 4 月 23 日 14 时 00 分, 开始机组调试后的完工性小修和进行汽轮发电机组动平衡试验。

5 月

- 5月4日 15时40分,反应堆重新达临界。
- 5月6日 6时30分,机组升至满功率,标志着完工性小修结束。
- 5月7日 0时00分,宣布正式投入商业运行。
- 5月14日 12时09分,APP“A”列泵推力轴承磨损高-高引起跳泵,APA泵自启动随即手动降负荷(试图降到 $P_e=570\text{MWe}$),由于惯性的原因负荷自动下降到 $P_e=280\text{MWe}$ 左右,此时GCT第1,2,3组阀全部动作,随后将蒸汽发生器(SG)水位稳定后,机组负荷升至 $P_e=760\text{MWe}$,等待给水泵推力轴承磨损保护模块故障的处理。

6 月

应电网要求,机组降负荷运行14次。

- 6月16日 9时47分,机组稳定在 $P_n=100\%$, $P_e=984\text{MWe}$ 功率水平运行,在执行PT RPN14(修改运行图的预报警值)试验时,将P3值置零造成运行图左上限右移产生C21信号,汽轮发电机甩负荷到 $P_e=820\text{MWe}$ 。从C21信号出现到C21信号消失历时3分40秒。
- 6月19日 23时30分,应电网要求,机组开始以 $5\text{MWe}/\text{min}$ 速率降负荷,此时发现二回路汽轮发电机功率下降很快,且负荷整定值也下降,但上位机上显示的实际负荷值不变($P_e=983\text{MWe}$),G棒不动,一回路温度上升,R棒自动下插。操纵员试图命令停止降负荷(HOL),但无法阻止汽轮发电机负荷自动下降,后改为升负荷(并提高速率 $10\text{MWe}/\text{min}$)也无效果,最后改为手动控制方式,使得机组负荷稳定在 $P_e=650\text{MWe}$ 。此期间,G棒改为手动下插。
- 6月20日 1时15分,为查找汽轮发电机上位机故障,将机组负荷降至 $P_e=500\text{MWe}$ 。复位上位机后,上位机控制器能正常工作,而上位机故障原因有待进一步查证。
- 6月30日 18时42分,APP“A”列泵突然跳闸,APA泵自启动,APA泵速上升,流量升至 $G=4000\text{t}/\text{h}$ 后又下降至 $1000\text{t}/\text{h}$,操纵员迅速手动提高ARE410CR(ΔP 定值),3台SG水位继续下降(最低SG2水位达 -0.75m)后手动降发电机功率到 $P_e=900\text{MWe}$,APA泵流量亦回升至 $4000\text{t}/\text{h}$,SG水位开始回升,迅速稳定机组在 $P_e=760\text{MWe}$ 功率水平运行;事后分析,跳泵原因可能是AGR调节系统的油压波动引起。

7 月

- 7月1日 10时26分,重复出现APP“A”列泵又突然跳闸,APA泵自启动,同样流量先上升到 $4000\text{t}/\text{h}$ 后下降至 $1000\text{t}/\text{h}$,操纵员迅速手动调ARE410RC定值,使 ΔP 达最大值(到100%),同时手动调节APA001RC,手动增速等,蒸汽发生器(SG)水

位恢复正常值(0.0m)时,再投 ARE410RC 自动。与 6 月 30 日不同点:处理过程中只降机组负荷,蒸汽发生器(SG)水位最低达 -0.45m ,随后与电网联系,机组负荷稳定在 $P_e=760\text{MWe}$ 。事后查明:AGR157VH 电磁阀线圈断开,使得油路断开,调节系统油压降低导致 APP“A”列泵三个主汽阀关闭,APP“A”列泵跳闸,幸好故障电磁阀线圈断在阀体外,将接头焊接后可重新使用。

7 月 13 日 0 时 46 分,APP“A”列泵异常跳闸,APA 泵自启动,这次操纵员未进行干预,2 号蒸汽发生器(SG2)最低水位达 $L=-0.6\text{m}$,事后查证:确认为 AGR155VH 跳闸线圈电阻太高(约 5 兆欧),为确保 2 号机组正常运行,决定将 AGR155VH 用机械固定在开启状态。

7 月 14 日 0 时 45 分,机组降负荷到 $P_e=760\text{MWe}$,更换 AGR155/157VH 电磁阀,随后,对更换过的 AGR155/157VH 进行再鉴定试验,6 时 10 分机组负荷重新升到 $P_e=984\text{MWe}$ 。

8 月

8 月 14 日 实现连续安全运行 100 天。

8 月 21 日 11 时 00 分,机组执行 ATWT 定期试验,开始以 $5\text{MWe}/\text{min}$ 的速率降负荷,11 时 50 分启动 APA 泵→12 时 05 分停运 APP“B”列泵→14 时 00 分机组负荷降至 $P_n=25\%$, $P_e=180\text{MWe}$ 时出现转子振动,且偏心率高,并接近“手动停机值”→14 时 20 分又将机组负荷回升到 $P_e=350\text{MWe}$,此后根据机组的实际情况(主要是考虑给水泵低流量的风险)将负荷升至 $P_e=500\text{MWe}$,由仪表科执行 PT 2ARE174,用闭锁 ATWT 功能的方式执行临时修改,修改结束后再按 PT 2ARE174 进行了 ATWT 功能试验。

9 月

9 月 1 日 15 时 00 分,应 OPM 要求启动 CEX002PO 检查泵汽蚀问题,当启动 CEX002PO 后,出现 CEX001PO/CEX002PO 两台泵多次来回启/停(按逻辑图间隔 40 秒),此时 ADG 水位由 $L=2.45\text{m}$ 降至 2.2m (停给水泵的阈值为 1.35m),机组负荷速降至 $P_e=700\text{MWe}$,将 CEX001PO 出口压力低保护退出,维持 CEX001/003PO 运行,经处理后以 $10\text{MWe}/\text{min}$ 速率升负荷,17 时 20 分机组负荷达 $P_e=984\text{MWe}$ 。事发后仪表科人员下现场检查,发现 CEX001PO 泵进/出口压差开关(CEX006PS)冲坏,而 CEX002PO 泵进/出口压差开关(CEX007PS)早就坏了,因为 CEX001/002/003PO 逻辑保护是通过泵进/出口压差低来互为备用,事故发生后出现 CEX001/002PO 两台泵多次来回启/停现象。

9 月 15 日 至 10 月 24 日,应电网要求降功率运行 7 次。

11 月

11 月 1 日 11 时 30 分,执行 PT 2RGL004 试验,按试验规程要求:设定机组目标负荷 $P_e=$

500MWe, 并以 30MWe/min 的速率降负荷, 当机组目标负荷降至 $Pe=934\text{MWe}$ 时, 出现汽轮发电机负荷在上位机的显示值未变, G 棒也未下插, 实际汽轮发电机以 3000MWe/min 速率快速降负荷, GCT 阀门打开, SG 上的安全阀 VVP100/105/112VV 动作。操纵员先将汽轮发电机调节器置于“HOLD”状态, 试图稳定负荷, 但机组实际负荷继续下降, 随即将 MICROGOVERNOR 置于手动方式, 并将 G 棒置于手动, 随后手动下插 G 棒, 最后汽轮发电机功率稳定在 $Pe=20\text{MWe}$ 。然后利用下位机手动升汽轮发电机负荷至 $Pe=500\text{MWe}$, 等待 GRE 上位机故障排除。18 时 30 分 GRE 上位机故障消除, 机组开始升负荷, 20 时 30 分机组功率升至 $Pn=100\%$, $Pe=984\text{MWe}$ 。

11 月 10 日 4 时 00 分, 按计划机组降负荷至 $Pe=760\text{MWe}$ 功率水平, 延长机组换料大修开始时间。

11 月 21 日 0 时 00 分, 机组连续安全运行 198 天。

12 月

12 月 26 日 15 时 41 分, 当时机组稳定在 $Pn=78\%$, $Pe=760\text{MWe}$ 功率水平运行时, 需清洗 CGR002FI 过滤器。因未对过滤器排气, 空气的存在造成瞬间油压低-低, 导致 CRF002PO 跳闸, 冷凝器真空下降至 13kPa, 操纵员快速手动降负荷到 $Pe=340\text{MWe}$ 后, 真空恢复到 8kPa, 随后升负荷至 $Pe=500\text{MWe}$ →17 时 17 分重新启动 CRF002PO, 并升负荷→18 时 20 分机组负荷升至 $Pe=760\text{MWe}$ 水平稳定运行。

12 月 31 日 实现连续安全运行 239 天。

3.3 1994 年管理大事记

1 月

1 月 1 日 1 号机组按计划开始为期一个月的整治性小修。小修的目的是解决机组在调试期间发现的问题和故障, 确保机组以良好的状态投入商业运行。

1 月 6 日 广东省电力工业总公司(GGPC)15 名高层管理人员访问大亚湾核电站现场。访问期间, 与总经理部及生产部有关人员讨论了调度关系、通讯、发电计划、机组技术规范 and 行业管理等方面的问题。

1 月 21 日 19 时 12 分, 2 号机组首次达到临界状态。

1 月 22 日 公司召开执委会, 审议并批准了 1 号机组投入商业运行的申请报告。

1 月 26 日 1 号机组反应堆功率提升到 100% 满功率, 标志着整治性小修顺利结束。

2 月

- 2 月 1 日 大亚湾核电站 1 号机组完成全部准备工作, 获得中核总公司董事会批准后, 投入商业运行。
- 2 月 5 日 李鹏总理在深圳市迎宾馆举行招待会, 接见参与大亚湾核电站建设的主要单位负责人, 庆祝大亚湾核电站 1 号机组投产, 并发表了重要讲话。
- 2 月 6 日 李鹏总理、邹家华副总理、丁关根和谢非同志, 以及中央有关部委和广东省、深圳市领导, 各参建单位主要领导, 粤港知名人士和英、法驻华大使等, 来大亚湾核电站现场参加 1 号机组投产庆典大会。
- 2 月 7 日 2 号机组首次实现与广东、香港电网并网。
广东省朱森林省长在省人大期间接受记者采访中, 宣布将在大亚湾核电站邻近的岭澳建设二核。

3 月

- 3 月 2 日 大亚湾核电站与秦山核电厂签订姐妹电厂协议。
- 3 月 2 日 在监督、验证所有有关性能试验合格并确认设备基本不影响安全运行后, 大亚湾核电站分别向法马通和 GEC-A 公司签发了核岛和常规岛供应合同临时合格证书。
- 和 3 日
- 3 月 25 日 大亚湾核电站 2 号机组在完成各功率台阶试验后, 首次达到满功率。
- 3 月 27 日 大亚湾核电站姐妹电厂——法国格拉芙林电厂的领导来大亚湾核电站现场交流介绍经验、考察电厂运行情况和研讨未来工作。
- 至 30 日

4 月

- 4 月 12 日 大亚湾核电站 1 号机组发生冷凝器钛管泄漏事件, 各有关方面密切配合, 停堆抢修后于 4 月 20 日重新提升到满功率。
- 4 月 14 日 邹家华副总理主持会议, 国家计委、电力部、国家核安全局、国家环保局、中国核工业总公司和广东省有关负责同志参加, 听取和评审了大亚湾核电站 2 号机组投入商业运行的准备工作情况, 对机组投产后的安全、有效运行提出了进一步的保障措施和要求。
- 4 月 23 日 大亚湾核电站 2 号机组完成全部性能试验, 开始为期 10 天的调试后短期维护性小修。
- 4 月 25 日 公司召开执委会。审查批准 2 号机组投入商业运行的申请报告; 审查批准 2 号机组投产后于 5 月 10 日在现场召开 2 号机组投产及大亚湾核电站建成的庆祝大会; 审查批准 7 月中旬在北京举办大亚湾核电站工程建设全部完成的招待会。
- 4 月 28 日 广东核电合营公司与韩国高合集团、韩国重工、韩国核能研究院签订友好合作谅解备忘录。

5月

- 5月6日 大亚湾核电站2号机组调试后短期维护性小修结束。
- 5月7日 大亚湾核电站2号机组完成投产的全部准备工作，获得中核总公司董事会的批准后，投入商业运行。
- 5月10日 公司主持并邀请在现场的各参建单位的领导和代表参加，在现场举办了2号机组投产和大亚湾核电站工程建设全部完成的庆祝会和招待会。
- 5月25日 大亚湾核电站1号机组，在做反应堆给水流量保护定期试验时，因接入专用测试装置而引起保护误动作导致停堆停机，紧接着又碰上广西送广东线路振荡，造成香港、澳门和广东省部分地区停止供电20~30分钟。

6月

- 6月2日 在现场举办了大亚湾核电站和秦山核电厂首届“核电站运行经验交流会”。
- 至9日
- 6月9日 应韩国电力公司的邀请，曾云龙总经理率团赴韩国考察访问韩国电力工业体系。
- 至18日

7月

- 7月1日 大亚湾核电站1号机组发现汽轮发电机漏氢超标，7月2日凌晨被迫停堆停机检查、抢修，经过抽转子修复泄漏部位后，8月上旬机组恢复满功率运行。
- 7月8日 原生产部经理维拉先生结束合同回国，EDF派德盖先生担任生产部经理。
- 7月16日 在北京国际新闻中心召开了大亚湾核电站全面建成投产新闻发布会。新闻发布会由中国记协主持，共有120多名电视台和报刊记者参加，其中包括20多名外国新闻社记者和20多名香港记者。会上，对1号机组漏氢超标以及发展核电站的意义等各种问题作了正面回答。
- 7月18日 在北京人民大会堂召开了大亚湾核电站全面建成投产招待会。李鹏总理、邹家华副总理以及国务院有关部委、广东省和各大承包商领导参加了招待会。招待会之前，李鹏总理接见了参与领导、协调、监督管理和支持大亚湾核电站建设的各部门领导、法英政府代表、主要承包商代表以及参与和关注大亚湾核电站建设的有关人士，发表了重要讲话。

8月

- 8月2日 深圳市人大常委会主任李海东率团访问大亚湾核电站，听取有关电站周围五公里范围内发展限制立法的意见。
- 8月4日 配合中国核工业总公司完成了大亚湾核电站“5.25”事件分析会。

至 5 日

- 8 月 8 日 大亚湾核电站 1 号机组在完成发电机漏氢抢修处理后重新达到满功率。
- 8 月 10 日 大亚湾核电站 1 号机组首次换料用的燃料组件安全运抵现场。8 月 13 日,圆满完成了燃料组件的接收、验收和存放工作。
- 8 月 11 日 在广州举行了大亚湾核电站全面建成投产招待会,广东省政府有关领导和有关单位的代表以及曾参与、配合和支持过大亚湾核电站建设的老领导、老同志出席了招待会。
- 8 月 14 日 大亚湾核电站 2 号机组自投入商业运行后已安全稳定连续运行 100 天。

9 月

- 9 月 5 日 举行了第二批反应堆操纵员和高级操纵员的执照考试,期间中国核工业总公司
- 至 10 日 和国家核安全局均派员临场监考,考试综合成绩良好。
- 9 月 13 日 生产部举办了一期经理学习班,通过分析日常活动中的具体事例,明确生产部
- 至 14 日 管理政策、管理方法以及指挥系统。
- 9 月 26 日 公司董事会召开第 33 次会议。会议批准了王全国董事长的辞呈,批准了管云龙先生从 1994 年 10 月 1 日起接任董事长的职务,批准了濮继龙先生为生产部第三副经理。

10 月

- 10 月 3 日 生产部领导去 IAEA 总部维也纳参加 IAEA/NEA 年会。
- 至 7 日
- 10 月 20 日 生产部举办了第一期处长研讨会,学习和讨论《生产部管理政策》和《生产部领导
- 至 21 日 班子运作》两份指导性文件。

11 月

- 10 月 31 日 以生产部经理助理为首的 10 人代表团参加在秦山核电厂举行的第二届核电站
- 至 11 月 5 日 运行经验交流会。
- 11 月 5 日 从俄罗斯 TENEX 公司进口的浓缩铀运抵宜宾核燃料元件厂。
- 11 月 11 日 生产部举办了第二期处长研讨会,学习和讨论《生产部管理政策》和《生产部领导
- 至 12 日 班子运作》。
- 11 月 21 日 大亚湾核电站 2 号机组自投入商业运行后已安全稳定连续运行 200 天。生产部认真总结经验和研究采取保障措施,向连续 240 天以至争取整个燃料循环期间不停堆不停机安全高负荷运行而努力。
- 11 月 30 日 香港亚洲电视台到现场参观访问,并制作新闻报道。

12月

- 12月3日 法国核安全局局长 A. C. LACOSTE 先生来大亚湾核电站参观访问。
- 12月5日 周海涌第一副总经理率团赴美国纽约领取《世界电力》杂志 1994 年电站大奖。
- 至 19 日
- 12月16日 深圳市有关单位与我公司联合举办了深圳市中外工程、技术人员联谊会。深圳市委副秘书长李子彬同志,中国广东核电集团管云龙董事长到会并发表了重要讲话。
- 12月17日 大亚湾核电站 1 号机组按计划停堆,进行首次换料大修,计划 78 天完成。
- 12月19日 召开了大亚湾核电站核安全咨询委员会第四届委员会成立会(每两年换届一次),并向委员会通报了大亚湾核电站的生产状况。
- 12月21日 世界核电营运者协会(WANO)主席卡尔先生,在日本和伦敦中心理事的陪同下,来大亚湾核电站进行友好访问并与公司领导进行了会谈。
- 12月22日 广东核电合营公司正式从深圳技工学校接受了公司新总部的房产,并签订了有关新总部设计委托合同及有关总部建设方案的规划。
- 12月28日 公司召开第 34 次董事会,决定管云龙董事长不再兼任公司总经理,由周展麟先生接任总经理,高胜玉先生接任公司第二副总经理,此任命从 1995 年 1 月 1 日起生效。

第四章 统计指标

4.1 WANO 核电站 10 项性能指标

大亚湾核电站的 WANO 核电站 10 项性能指标见表 4.1-1。

表 4.1-1 WANO 核电站 10 项性能指标统计

序号	WANO 性能指标	广东大亚湾核电站				WANO PWR 统计数字		
		商运起至 1994 年底		1994 年		平均值	统计期间	统计机组数
		1 号机组	2 号机组	1 号机组	2 号机组			
1	机组容量因子 %	77.9	99.4	72.7	78.9	76.6	7/1991 --6/1994	226
2	非计划容量损失因子 %	17.2	0.5	15.7	2.4	6.7	7/1991 --6/1994	232
3	每 7000 小时临界运行中非计划停堆次数	5.39	0	5.2	5.51	1.2	7/1993 --6/1994	228
4	安全系统性能:—高压安注系统	0.0073	0.0047	0.0076	0.0036	0.005	7/1991 --6/1994	200
	—辅助给水系统	0.0389	0.0022	0.04	0.0018	0.008	7/1991 --6/1994	201
	—应急交流供电系统	0.0009	0.0083	0.002	0.0006	0.011	7/1991 --6/1994	155 (电厂)
5	热性能 %	100	100	100	100	98.4	7/1993 --6/1994	156
6	燃料可靠性 Bq/g	96.2	0	98.15	0	120	1994 年 二季度	220
7	化学指标			0.535	0.46	0.31	7/1993 --6/1994	129
8	集体辐射剂量当量 man·Sv			0.2	0.2	2.00	7/1991 --6/1994	224
9	低放固体废物的体积 m ³			46.8	46.8	104	7/1991 --6/1994	208
10	工业安全丧失时间事故率			1.08	1.08	0.93	7/1993 --6/1994	190 (电厂)

WANO 核电站 10 项性能指标定义

1. 核电站机组容量因子

其定义是在一给定的时间间隔内,核电站机组实际提供的净发电量与该期间的额定电能产额之比,通常用百分比表示。这项指标反映出核电厂为最大限度地生产电能的管理成效,是综合表征核电厂运行与检修质量的指标。

2. 非计划容量损失因子

其定义是在一给定的时间间隔内,核电站机组由于停堆、停机或因本厂管理控制能力内的非计划降负荷而损失的能量,与该期间的额定电能产额之比,通常也用百分比表示。这项指标反映了核电站在维护其系统设备使之安全可靠地发电方面的能力和成效。

3. 每 7000 小时临界运行中非计划停堆次数

其定义是每 7000 小时临界运行中,由于反应堆保护系统逻辑动作而引起的非计划自动停堆次数。鉴于大多数核电厂一年内临界运行的时间大约为 7000 小时,这项指标可提供一年内非计划停堆的典型次数。这项指标标志着核电厂通过减少那些可能导致非计划自动停堆的热工水力瞬态、反应性瞬态来改善安全性能方面的成就。

4. 安全系统性能

根据安全系统在避免堆芯损坏和防止事件扩大成全厂停电方面的重要性,压水堆核电站选定下列三个安全系统来计算此项性能指标:

- ① 高压安注系统;
- ② 辅助给水系统;
- ③ 应急交流供电系统。

安全系统性能指标对于三个系统分别进行计算。对于上述的前两个系统其定义为在某一给定的时间间隔内,由于任何一种原因造成该系统的任一部件不可用累计小时数,与该时间间隔内要求该系统可用的小时数乘以该系统的系列数之比。但是对于应急交流供电系统,只统计某一系统不能供电的不可用小时数,而不统计部件的不可用小时数。这项指标反映核电厂内对异常事件和事故作出反应的重要安全系统的完好程度以及核电厂在降低安全系统部件不可用率方面运行检修工作的成效。

5. 热性能

其定义为按完工状况修改过的设计总热比,与调整过的实际总热比的比值;实际总热比的调整是相对额定功率和额定循环冷却水入口温度进行的。而总热比的定义是,在某一给定时间间隔内反应堆堆芯释放的总热能与发电机生产的总电能之比。该性能指标反映核电厂在注重热效率和电厂配套系统设备维修方面的成效,如果能以接近热性能的设计值运行,则显示这方面的业绩优良。

6. 燃料可靠性

燃料可靠性是从反应堆冷却剂中含有的裂变产物的比活度来推断的,对不同的堆型,计算方法也不同。对于压水堆,这项指标定义为:反应堆在某一功率水平上稳定运行至少三天(功率变化不大于 $\pm 5\%$),反应堆冷却剂中所含的碘-131 的比活度(用 Bq/g 或 MBq/m³ 表示)。该比活度测量值要对元件表面沾污的溅附铀的贡献进行修正,并归一到一个公共的净化因子(2×10^5)上,以便相互比较。功率水平一般应大于 85%,否则应取当月的最高稳态功率。

这项指标提供了对燃料组件完整性的一种相对简单的度量,用来监督燃料组件的完整性、可靠性,促使人们高度重视维护燃料组件的完整性。

7. 化学指标

化学指标把选择出来的几种杂质的浓度与这些杂质的限值相比,将这些比值求和并进行归一化处理。这些杂质的限值即国际核电界公认的实际可达值。对于不同堆型核电厂所选定的杂质品种也不同,对采用再循环蒸汽发生器的压水堆核电厂,选定以下三个参数计算化学指标:

- ①蒸汽发生器排污水阳离子电导率;
- ②蒸汽发生器排污水钠离子浓度;
- ③凝结水泵出口处凝结水溶解氧的浓度。

化学指标可以用作评估核电厂化学计划之成效的一个管理工具。经验表明,当杂质浓度高于该项指标采用的限值水平上运行时,将招致蒸汽发生器明显的腐蚀损坏;但是尚未明确规定出某些杂质浓度水平,低于这些水平则可以避免腐蚀损坏。因此核电厂应该在实际可达的最低杂质浓度水平下运行。

8. 集体辐照剂量当量

其定义是在某一时间间隔内,核电厂所有现场人员(包括承包商人员及参观人员)受到的全部外照射全身剂量,该剂量应该用一次剂量计,如热释光剂量计(TLD)或胶片盒的测量值,只有当这一类比较准确的测量值短缺的期间或情况下,才包括利用直读式剂量笔的测量值。

这项指标是用来比较各核电厂在减少从业人员辐照剂量方面的辐射防护计划的成效。

9. 低放固体废物的体积

其定义是在某一给定的时间间隔内,核电厂内业已经过加工处理成供最终处置(埋葬或永久储存)形式的低放固体废物的体积。低放固体废物是指核电厂运行检修所产生的、除乏燃料及乏燃料处理的副产品之外的所有放射性废物。

减少低放固体废物的体积可减少加工处理、运输和储存的需求,并将改善公众对于核电厂给环境造成什么样影响的理解。

10. 工业安全丧失时间事故率

其定义为对应 100 万人时数,导致业主派赴核电厂长期工作的从业人员离开工作或被限制作轻微工作一天以上(不包括事故当天),甚至发生死亡的事故次数。合同商的工作人员不包括在内。该项指标定义明确,客观地反映了核电厂在改善长期从业人员工业安全性能方面的成效。

4.2 综合经济指标统计

大亚湾核电站 1994 年的综合经济指标的统计列于表 4.2-1 中。

表 4.2-1 综合经济指标

指标名称	单位	数量	备注
发电量	百万千瓦时	12265.10	其中包括调试发电 9.5176 亿千瓦时
厂供电量	百万千瓦时	11628.22	其中包括调试发电 8.4361 亿千瓦时
出口电量	百万千瓦时	7809.14	其中包括调试出口电量 6.1870 亿千瓦时
内销电量	百万千瓦时	3848.34	其中包括调试内销电量 2.7211 亿千瓦时
总产值(现行价)	万元	558344.00	
工业增加值	万元	246475.00	以年末汇率折算
总销售收入	万元	525549.00	
出口创汇额	万美元	41858.00	
职工年平均人数	人	1632.00	
劳动生产率	元/人	3421223.00	
人均利税总额	元/人	547230.00	
本年固定资产投资	万元	1024.00	只计更新改造部分
本年实现利润	万元	89308.00	
本年上缴税金	万元	0.00	1994 年免税
发电标准煤耗	万吨	44.815	
供电标准煤耗	万吨	44.156	
发电厂用电率	%	5.19	调试期厂用电率 11.36%, 商运期 4.67%

4.3 能量指标统计

大亚湾核电站 1994 年能量指标统计示于表 4.3-1。

表 4.3-1 能量指标统计

指 标		单位	一号机组	二号机组		
功率	机组连续净功率	PCN	MW	944	944	
	机组连续毛功率	PCB	MW	984	984	
	反应堆热功率	PPRIM	MW	2895	2895	
能 量	毛发电量	Eb	MWh	6218291	6046805	
	辅助设备消耗能量总和	X	MWh	319362	294022	
	统计期间的净电能	En	MWh	5887009	5741212	
	运行期间的净电能	Enm	MWh	5948367	5773511	
	反应堆产生的热能	Eth	MWh	18384912	18099315	
	从燃料获得的能量	Eec	EFPd	264.6	260.5	
	堆芯平均燃耗	IRRAD	MWd/t	10645	10444	
	净可用能量	Ed	MWh	6014069	6163575	
	净不可用能量	Ei	MWh	2255707	1652745	
	计划的净不可用能量	Eip	MWh	954703	1463232	
	非计划的净不可用能量	Eif	MWh	1300668	189513	
	常 用 比 率	机组能力因子	Kd	%	72.7	78.9
机组能力损失因子		Ki	%	27.3	21.1	
计划的能力损失因子		Kip	%	11.5	18.7	
非计划的能力损失因子		Kinp	%	15.7	2.4	
负荷因子		Ks	%	72.1	74.2	
净可用能量的利用率		Ku	%	97.9	93.1	
机组时间利用率		Kh	%	74.6	84.6	
反应堆时间利用率		Kh1	%	76.8	92.2	
辅助设备消耗因子		Kax	%	5.1	4.9	
运行期间辅助设备消耗因子		Kam	%	4.1	4.3	
时 间		机组理论小时数	H	h	8760	8280
		机组在全可用情况下的运行时间	Hmt	h	5651.9	5988.6
	机组在部分可用情况下的运行时间	Hmr	h	886.3	1017.8	
	机组总的运行时间	Hm	h	6538.2	7006.4	
	机组在全可用和部分可用情况下的停运时间	Hd	h	0	0	
	计划的全部不可用下的停运时间	Hip	h	949.9	1115.1	
	非计划的全部不可用下的停运时间	Hif	h	1271.9	158.3	
	机组在全部不可用下的总停运时间	Hi	h	2221.8	1273.4	
	反应堆临界小时数	Hc	h	6729	7618.5	
	反应堆在可用状况下的停运小时数	Ha	h	1719	640.5	
	运 行 状 态	由于内部事故机组与电网自动解列的总次数	Sii		5	4
		机组与电网解列的总次数	St		14	24
汽轮发电机起动次数		Dtu		17	26	
汽轮发电机跳闸但反应堆仍运行的次数		Atu		7	13	
反应堆临界次数		Div		14	20	
机组并网时反应堆紧急停堆次数		Aup		5	8	
反应堆非计划自动紧急停堆次数		Aui		5	6	
冷停堆次数		Aft		3	1	
中间停堆次数		Ait		5	2	
热停堆次数		Act		13	19	
安注次数		Is		0	0	

第五章 专题报告

广东大亚湾核电站调试启动总结

虞福祥

大亚湾核电站是严格按照“安全第一、质量第一”的总方针进行设计、建造和安装的。核电站在投入运行以前，对设备、系统以及整个机组进行调试运转，以验证其性能是否符合设计要求和有关安全准则。在广东核电合营有限公司总经理部的关注和工程部的直接领导下，调试队具体组织、管理，有关部门积极参与和配合，使大亚湾核电站两台机组的调试启动工作在较短的期限内高质量地顺利完成。

一、核电站调试启动目的

核电站经历了设计、土建施工、设备安装等重要阶段，投入运行前的调试启动是对这些活动的质量的一次全面检查，验证机组性能是否符合设计规范要求 and 核安全要求。调试试验包括各种构筑物、系统和部件的所有试验。调试启动的目标和任务是：

- 证明核电站能在所有运行工况下安全运行；
- 验证各部件的施工和现场安装符合设计要求；
- 确保构筑物、系统和部件的性能符合设计要求和安全要求；
- 使电站运行人员熟悉设备，并且核查运行规程、定期试验规程和某些异常工况规程，以确信它们都是合适的。

广东核电合营有限公司采取了一系列严密的组织管理措施，建立了专职的调试队，各有关单位通力协作和支持，建立了一套完整有效的管理手段：管理规程、调试大纲和试验规程、质量保证体系、核安全要求等，从而保证了调试启动工作的顺利完成。

二、调试启动活动组织机构

核电站的调试工作对整个工程的进度和质量，电站投产日期，安全运行都有重要的影响。为组织好核电站的调试启动工作，必须建立一个强有力的、组织完善而严密、配备合格人

员、按书面制定的规程运作的调试队伍。

调试队的组织机构如图 1 所示。

调试队对核电站调试试验活动起主导和组织作用，其主要职责是：

- 协调和管理整个调试活动的技术和组织工作；
- 制定完善的调试启动手册；
- 按大亚湾核电站的实际设计，修订和完善所有的调试大纲和调试试验规程；
- 在施工队的支持配合下，制订试验活动进度计划，必要时作适当调整；
- 组织和实施调试启动所有试验；
- 分析试验结果，必要时采取纠正措施（如进行补充试验或处理试验不符合项）。

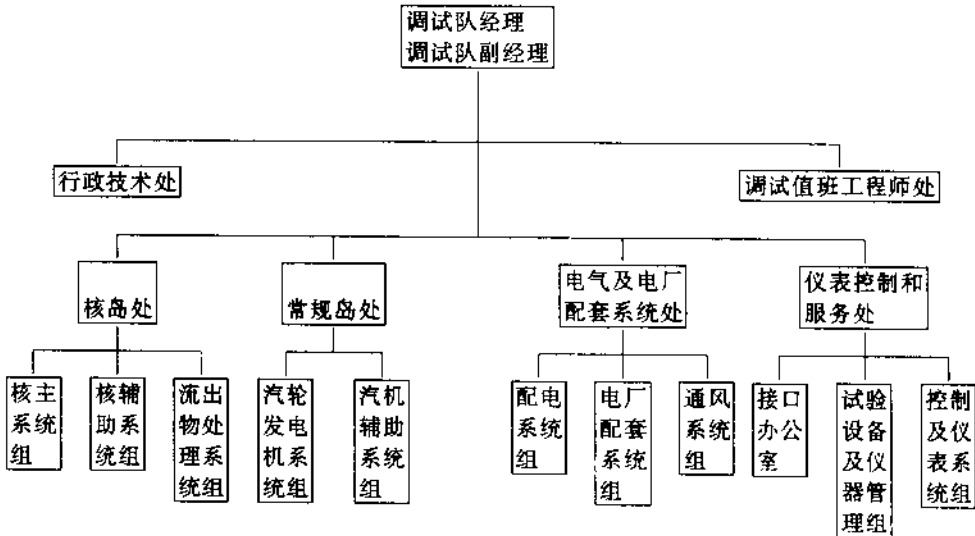


图 1 调试队的组织机构

调试工作始于从安装承包商手中接收安装合格的系统和设备，经过调试合格后，再移交给生产部。电站调试过程中，安装、调试和移交工作交叉进行，与调试队共同参与调试工作的部门还有：生产部的运行处、维修处和技术服务处，工程部的施工队、设计采购控制队，质保部，安装承包单位和设备供应单位等。

生产部是参与调试工作的一个重要部门，调试期间生产部负责的主要活动有：调试合格后对移交的设备和系统进行监督和维修，运行操作，周期试验，验证规程，配合调试活动所需的运行操作和其他技术服务。

调试活动相关的国内外各部门，承包商，供货商都在程序规定的职责范围内配合调试队协同工作。

三、调试文件

1. 调试文件准备

大亚湾核电站调试大纲是参照法国电力公司和法马通公司为法国同类核电站制定的标准调试大纲，根据大亚湾核电站的特点，并吸取了以往调试和运行经验制订的。核电站主要调

试文件类别有：

- 900MW 核电站标准调试大纲；
- 单系统调试大纲(约 250 个)；
- 假想(伪)系统调试大纲(11 个)；
- 总体试验规程，单系统调试规程和性能试验规程(1200 个)；
- 调试期间执行的周期试验规程(153 个)；
- 运行规程和某些应急运行规程验证和生效；
- 调试启动手册。

2. 调试文件审评

调试大纲是首次装料申请书的一个附件，需经国家核安全局审评后实施。国家核安全局对两台机组的标准调试大纲和安全相关系统的调试大纲的审评始于 1991 年年中，举行了三次专题审评会议，共提出 368 个审评问题和 107 张工作单。核电站对审评问题给予充分重视，提交了书面答复，并根据审评意见，对调试文件进行了必要的修订和补充。调试文件的审评还涉及：

- 安全准则书；
- 试验顺序程序；
- 启动总程序；
- 安全重要准则清单；
- 调试网络程序；
- 安全相关试验清单；
- 系统设计手册(参考文件)。

经过审评，国家核安全局认定：广东核电合营有限公司有一套完整的调试文件体系和管理办法；调试文件的编制和管理都按程序进行，符合质量保证的要求；调试文件与规程综合起来从内容上满足 HAF0304 对调试大纲的要求；文件的内容和规定的试验项目保证核电站所有构筑物、系统和部件以及运行规程、周期试验规程都得到试验和验证，可以周密地计划和实施调试活动，使得核电站的调试以安全、有效并有章可循的方式进行。

四、调试活动的管理和控制

1. 调试启动手册

核电站调试队制定了一系列有关调试活动的管理规程，汇编在调试启动手册中。调试启动手册规程指导和管理核电站调试期间的所有活动。此外，还准备了与调试活动相关的接口协调规程。

调试管理程序可分为：

- 一般管理程序(11 个)；
- 调试工作管理规程(21 个)；
- 调试队组织管理规程(24 个)；
- 临时管理程序和其它有关文件(23 个)；
- 接口协调规程(9 个)。

2. 调试活动协调和控制

调试队统一组织管理和协调全部调试活动,包括进度、各种活动的申请和许可,日常工作,各类移交工作,以及综合试车时主控制室的操作协调。调试的协调工作由两个组织执行。

—调试启动执行组,由调试队经理负责,并由调试队和施工队,生产部,安装和供货单位代表参加,全面协调启动活动,安排和监督逐日调试工作和进度,或适当的调整。

—现场调试启动委员会,该委员会在冷态功能试验开始前建立,成员组成:工程部经理或代表,技术经理,调试队经理,生产部经理或代表,生产部安全保健经理,国家核安全局现场代表,供货单位代表。

现场调试启动委员会的作用是:

—检验前阶段完成的各种试验结果,核查试验报告,处理重大事项。

—核查开始下一阶段试验所需的条件均已满足,决定下一阶段的调试内容。

—整个试验期间,选定重大活动所需的规程。

现场调试启动委员会根据调试进程,针对关键调试重大活动召集的会议有:冷态功能试验,安全壳试验,热态功能试验,装料,临界前热态功能试验,首次临界,主要功率提升阶段:10%、50%、90%、100%等。

3. 调试活动的接口管理

调试,即从安装承包商接收安装合格的设备、系统后,经调试试验,确认其符合设计要求的性能,移交给生产部临时运行,待机组性能试验考核后正式移交生产部投入商业运行。接口繁多、移交多次,调试过程中设备和系统从安装完成到投入运行的责任转移按表1方式控制。

调试活动的接口管理包括设备、系统移交(如表1所示),隔离(TOB),临时运行移交(TOTO),维修移交(TOM),各类许可:工作许可(隔离许可,干预许可),试验许可,流体传输许可,排他性许可,主隔离和子隔离许可,其他许可等。

4. 核安全监管

国家核安全局对调试的监督除审评调试大纲等文件外,还对整个调试活动进行日常监督和巡视,跟踪和监督调试进度及重大试验活动,参加调试协调会议,督促调试活动与安全系统相关的意外事件(UES)的处置(试验结果,安全准则,超越程序范围,设备的损伤等)。

国家核安全局对调试活动设置五个控制点:核燃料首次到达现场,首次装料,临界前热态功能试验,首次临界,90%额定功率。国家核安全局代表参加现场调试委员会针对控制点召开的会议,听取调试工作进展情况报告,确认试验结果满意,下阶段试验条件具备,批准释放控制点,允许核电站进行下一阶段试验。

另外,国家核安全局还组织与调试有关的专题检查,核实控制点释放的必要条件。

5. 调试活动的质量保证

核电站的调试活动与设计、建造、土建施工和安装过程一样,建立质量保证体系,严格执行质量保证大纲。质量保证措施有:

—制定完善的调试活动管理规程、调试大纲和试验规程,这些规程均经过审核、批准后实施,并在实践中严格执行、修订完善,重要调试文件还经过国家核安全局审评;

—调试人员由中外方专家、技术人员结合组成,制定岗位职责和资格要求,接受规定的培训和授权;

表 1 安装完成到调试以及从调试到系统及设备投运的责任转移

部门 状态	安装承包商	广东核电合营有限公司		
		施工队	调试队	生产部
安装状态	<ul style="list-style-type: none"> -禁止对系统送电 -负责安装范围内的所有工作安全 -结束 	质量控制监督及检查		
安装结束报告签署				
隔离移交状态 (TOB)	消除保留意见项	质量控制监督及检查	<ul style="list-style-type: none"> -进行无风险的空白试验 (电压 $\leq 48V$), 禁止送电, 了解潜在风险 -向生产部申请隔离移交 -协调清除保留意见项 	<ul style="list-style-type: none"> -担负隔离系统的责任 -使用边界设备, 定义边界, 对区域进行隔离
隔离移交签署				
调试启动状态	完成所有遗留工作或未完成工作	质量控制监督及检查	系统设备处于: <ul style="list-style-type: none"> -试验许可: 由试验负责人负责试验区域 -工作许可: 经调试队同意后, 由指定工作负责人负责工作区域 -隔离状态: 禁止任何活动 (如试验及工作) 	<ul style="list-style-type: none"> -保障隔离边界设备 -实施、签发试验许可 -在调试队要求下, 提供监督系统运行及系统日常维修、保养等服务 -进行工作区域的安全隔离并签发工作许可
临时运行移交状态 (TOTO)	消除保留意见项		<ul style="list-style-type: none"> -将设备调试至能永久运行状态 (转入其它部分的调试) -向生产部申请临时运行移交 -协调清除保留意见 	实施临时移交边界
临时运行移交签署				
临时运行状态	完成所有遗留工作或未完成工作	质量控制监督及检查	<ul style="list-style-type: none"> -其它部分试验仍然处于试验许可范围 -工作处于工作许可范围 -协调试验程序 -逐步扩展临时运行区域, 最终到整体试验区域 -主持运行启动组会议 -检查运行, 调试工作, 检修的协调一致性 -承担调试启动的总体责任 	<ul style="list-style-type: none"> -运行处负责运行和监督系统 (使用运行规程) -周期试验 -运行规程生效 -实施试验或工作许可 -执行整体试验操作 -维修 -在装料后, 承担核安全责任

- 测试设备均经过国家法定计量部门或国外计量部门检定认可,许多调试数据的记录自动进行以避免人为读数的差错;
- 调试操作活动由两个以上人员在场进行,确保操作和记录的准确性;
- 试验报告和结果必须经严密的审核,核实和批准,异常的试验结果按程序规定审核和处理;
- 现场调试启动委员会对重要调试阶段进行审议和控制;
- 合营公司质保部门独立执行质量保证监督、调试活动的监察。

五、调试阶段

核电机组的调试活动包括一系列的试验,从部件或系统安装完成后的首次试验运转到完成功率提升试验和性能保证试验结束。

机组的整个调试活动分为两类:

- 运行前试验,包括在建造以及建造相关的检查和核查完成后应进行但在装料前要完成的那些试验;
- 初始启动试验,包括装料期间和装料之后规定的性能试验活动,直到满功率试验。

机组的试验工作在下列三个主要阶段内完成:初步试验,系统联合调试,装料后直到满功率的调试;

- 初步试验:单项调试,主要验证系统和设备联合试验前的主要性能能否满足设计规范要求的要求,如部件的调整和初始试验,系统充入流体的试验,部件或系统初次供电等;
- 系统联合调试:核蒸汽供应系统功能试验,模拟从换料停堆到热停堆(不带燃料)的所有核蒸汽供应系统的运行工况,二回路的性能试验,并做好装料准备工作,由四个子阶段组成:

(1)冷态功能试验,分为三个子过程:

- * 核蒸汽供给系统整体冲洗试验。
- * 冷态打压试验,一回路需能经受设计压力的 1.33 倍的压力,即 22.8MPa(g)。
- * 冷态压力壳开盖功能试验,验证一回路系统的安全准则。

(2)热态功能试验准备,完成所有安装收尾工作,役前检查项目,并包括安全壳强度及密封性能试验。

(3)热态功能试验,证明已具备装料条件。

(4)装料前准备,做好装料必需的工作。

- 初始启动试验,包括装料,临界前试验,首次临界,堆芯物理试验,低功率试验,功率提升直到满功率及性能保证试验结束。

六、核电站调试状况

广东大亚湾核电站拥有两台 900MW 级核电机组,1号机组的建造、安装、调试先于2号机组,核电站的布局及设施类别划分为核岛、常规岛和电站配套设施三大部分,在调试队的统一组织管理下,调试队的三个调试执行处负责三大部分的调试实施工作。

核电站配套设施(BOP), 1号机组和2号机组的核岛、常规岛的调试完工日期分列如下:

1. 核电站配套设施调试完成日期

除盐水系统	1990年6月
220kV 开关站带电	1990年8月
循环水泵站充水	1991年5月
空压站完工	1991年6月
制氧站完工	1991年7月
400kV 开关站带电	1991年7月
辅助锅炉	1991年9月
液氮存贮	1991年11月
400kV 开关站倒送电	1991年11月21日
现场保安系统可用	1993年5月

2. 常规岛系统调试完成日期

常规岛汽轮发电机组属原型机组, 为及早暴露可能存在的问题, 以便及时采取措施, 调试时先用调试锅炉的蒸汽进行试冲转运行。常规岛部分主要系统和关键试验的完工日期如下:

	1号机组	2号机组
润滑油系统	1991年10月	1992年11月24日
发电机密封试验	1991年11月	1992年12月6日
发电机充氩	1991年12月8日	1992年12月8日
盘车	1991年12月	1992年12月18日
冷凝器抽真空	1991年12月10日	1992年12月19日
首次冲转(汽轮发电机)	1992年1月	1992年12月29日
二次冲转(给水泵)	1992年9月	1993年2月

3. 核岛系统调试完成日期

核岛部分一回路和关键试验项目的完工日期:

	1号机组	2号机组
三台蒸汽发生器水压试验	1991年12月	1992年3月
核回路冲洗	1992年9月18日	1993年3月27日
冷试	1992年11月6日	1993年5月8日
燃料元件抵达现场*	1992年11月12日	1993年6月28日
开盖冷试	1992年12月30日	1993年6月25日
安全壳密封及强度试验	1993年1月31日	1993年8月1日
热试	1993年4月9日	1993年10月10日
装料*	1993年6月1日	1993年11月26日
临界前冷热试*	1993年7月3日	1993年1月20日
临界*	1993年7月28日	1993年1月21日
10%功率	1993年8月29日	1994年1月30日
联网	1993年8月31日	1994年2月7日
50%功率	1993年10月30日	1994年2月23日

90%功率*	1993年11月25日	1994年3月22日
100%功率	1993年11月27日	1994年3月25日
商业运行	1994年2月1日	1994年5月7日

* 为国家核安全局设置的五个控制点。

4. 核电站调试总体进度

大亚湾核电站两台机组从一回路冲洗、调试至商业运行的整个调试活动在相对短的时间内完成,1号机组为16.5个月,2号机组为13.5个月。两台机组各调试阶段的进程见图2。

5. 核电站调试结果

在“安全第一,质量第一”的政策方针指导下,通过严密的组织、计划和管理,大亚湾核电站两台机组的调试工作在较短的时间内顺利完成,进行了规定的所有试验,验证了机组的性能达到设计规范要求,符合核安全准则。调试试验的主要项目的性能试验结果见表2。

表2 大亚湾核电站主要调试项目的性能试验结果

项目名称	合同规定值		试验结果		
			1号机组	2号机组	
冷态水压试验	试验压力 22.8MPa	允许泄 漏总量 230L/h	确定泄 漏量	34.6L/h	42.7L/h
			未确定泄漏 量50L/h	25.8L/h	26.9L/h
安全壳密封试验	试验压力:0.52MPa(绝对) 整体泄漏:<0.16%/d		0.021%/d	0.003%/d	
核岛额定热功率输出	2905MW _t ±1%		2886MW _t	2884.6MW _t	
蒸汽湿度	<0.25%		0.09%	0.11%	
核岛厂用电	<27480kW-1%		23161.27kW	22708.51kW	
汽轮发电机组热耗 (海水温度为23℃)	<10629kJ/kWh		10534.77kJ/kWh	参照1号机	
发电机额定输出功率 (海水温度为33℃)	>928.8MWe		967.76MWe	参照1号机	
汽机振动	1 [#] -7 [#] 轴承	<25μm	22.5μm	18μm	
	8 [#] 轴承	<30μm	18.5μm	25μm	
	9 [#] -12 [#] 轴承	<35μm	17.5μm	27.8μm	
	9 [#] /10 [#] 轴向振动	<70μm	13.5μm	58μm	
发电机定子绕组温升	<77℃		43.1℃	40.8℃	
发电机定子绕组外伸 端端部振动	<125+25μm		68.59μm	83.74μm	

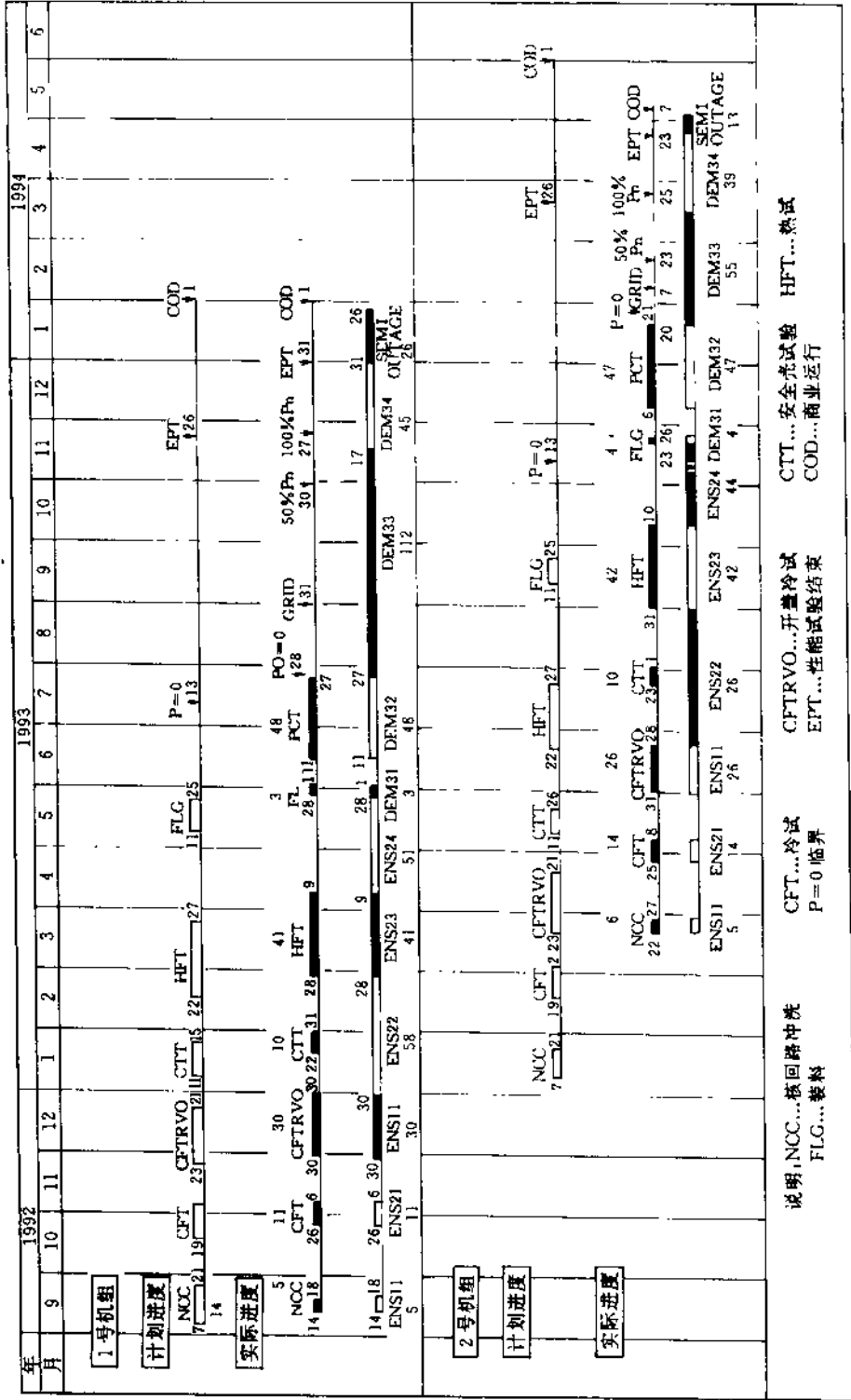


图2 大亚湾核电站调试启动进度

6. 核电站调试过程发生的主要事件

核电站两台机组的调试过程中,出现了某些未测事件,根据事件性质和原因,都给予了妥善处理。

(1) 1号机组发生的事件

- 冷凝器内因支承架设计不当,扩散器在旁通冲洗时在高压大流速流体冲刷下被冲走,打坏支承架压断5根冷凝器钛管。
- 堆芯通量测量导管支架设计不当,箱型支架未开排气孔,安全壳打压试验使其变形,由新设计制造的新支架更换。
- 汽水分离再热器汽侧密封垫选材不当,拧紧螺栓力矩不合适,致使密封垫损伤。
- 冷凝器蒸汽导向器方向及安装高度不恰当,高速蒸汽将钛管管壁吹薄,1根钛管破裂,55根表面擦伤,以致漏入海水。
- 设备冷却水系统(RRI)循环泵振动,采取增装辅助支架和泵入口前端增装稳流器的办法解决。
- 安全系统管道振动,全面核查了所有专用安全设施的管道,对某些自由管道增装了必要的支承。
- 核岛应急生水系统泵(SEC)的叶轮气蚀,全部叶轮都用不锈钢叶轮替换,加强运行监督。
- 主蒸汽隔离阀(VVP)试验时,快关时间大于设计定值,制造厂商在现场调整试验,关闭时间符合设计要求。

(2) 2号机组发生的事件

- 发生了与1号机组相似的事件有:堆芯通量测量导管支架在安全壳打压试验时变形,SEC泵叶轮气蚀,设备冷却水系统(RRI)循环泵振动,主蒸汽隔离阀(VVP)不满足快关时间准则的要求。
- 辅助给水汽动泵(ASG)轴承温度偏高,根据法国N4型电站同类型泵出厂试验结果,改变定值,采用法国1300MW电站的辅助给水泵的定值。修改管道孔板直径,改善给水流量对水箱水位的敏感性。
- 管道预制质量问题,在辅助给水系统主管道内有金属沉积物。
- 低功率运行中,汽轮发电机组振动异常,经过动平衡调整试验消除了异常振动。
- 汽机旁路系统(GCTa)的131VV阀门泄漏,经检修消除。

(3) 调试期间发生的重大事件

核电站调试期间,1号机组发生重大事件64起,其中27起停堆事件(6起是在停堆工况下发生停堆讯号),2号机组发生重大事件28起,其中9起停堆事件,逐月发生的重大事件次数见表3。发生事件的主要原因有设备故障、设计不当、调试和运行人员缺乏适当的沟通和协调,规程缺陷等。核电站按核安全法规要求,及时向核安全部门报告,编写了重大事件报告,分析了事件发生的背景、原因、影响、应吸取的经验教训和采取的纠正行动。

表 3 调试期间重大事件分布

年 月	1号机组	2号机组
1993年4月	2	
6月	6	
7月	6	
8月	8	
9月	15	
10月	10	
11月	9	2
12月	6	3
1994年1月	2	4
2月	投入商业运行(2月1日)	4
3月		6
4月		8
5月		1 投入商业运行(5月7日)
累 计	64	28

按国际原子能机构制定的国际核事件定级准则, 1号机组的 64 起事件中, 75% 的事件定为零级, 25% 的事件定为一級事件; 2号机组的 28 起事件中, 93% 的事件定为零级, 7% 的事件定为一級事件。

1号机组整治性小修总结

张昭亮

一、整治性小修的目的

由于法马通公司原设计的 RIC 堆芯测量系统导向管支架没有压力平衡孔,在作安全壳压力密封试验时,支架外侧施加的空气压力导致支架变形;LHP 柴油发电机组在 1 号机组调试期间起动次数频繁,等效运行小时数已达到 6000h,根据 EOMM(设备运行维修手册)规定,需进行解体大修;另外也因为调试工期延长至 16 个半月,三台蒸汽发生器在调试瞬变过程后二次侧管板结垢等原因,总经理部决定在调试基本结束即在完成 100%功率下的紧急停堆试验后,利用一个月的时间进行整治性小修,消除调试后存在的设备隐患,确保 1 号机组在 1994 年 2 月 1 日正式投入商业运行后能够长期安全稳定地满功率经济运行。小修的目的主要是完成下列三项工作:

1. 更换 RIC 堆芯温度测量系统变形的导向支架;
2. LHP 柴油发电机组 6000h 运行后的解体大修;
3. 三台蒸汽发生器二次侧管板冲洗和电视检查。

同时也利用这次整治性小修的机会实施调试期间工程部尚未完成的一些重要的改造项目和遗留工作,试验和再鉴定项目,以及核岛和常规岛必要的预防性和纠正性维修活动。

二、组织机构

这次整治性小修正处于工程调试结尾和生产部全面接产阶段,根据责任分工,小修中凡属工程改造项目的遗留项目,以及相应的再鉴定试验项目,由工程部负责实施,而凡属预防性和纠正性维修项目,定期试验项目则由生产部负责实施,因此总经理部决定由生产部牵头,成立一个由工程部和生产部共同参与的整治性小修指挥部。小修指挥部在工程部和生产部经理的授权下,全面负责确定整治性小修的项目,制定和修改小修进度计划,协调各项活动之间的接口,监督现场工作的实施,确保高质量、安全、按期完成小修工作。另外,工程部和生产部还分别指派了一名副经理负责协调两部间的接口,保证了整治性小修工作顺利进行。

1 号机组整治性小修是生产部成立以来第一次负责的重大检修活动。为了更好地学习和掌握法国核电站大修组织和管理的经验,充分培养和锻炼中方人员组织和管理大修的能力,以便实现将来由中方人员独立完成大修的构想,在整治性小修的组织机构中,每一个管理岗位均

由两人担任,即安排一位中方人员作为负责人,另一位法国专家作为顾问,提供必要的管理上和技术上支持。

三、整治性小修计划

1. 关键路径

(1)计划的关键路径为:

- 解列至正常冷停堆;
- RIC 变形导向管支架更换;
- 三台蒸汽发生器二次侧冲洗;
- 一回路加热至热停堆状态;
- 反应堆达临界;
- 发电机并网。

(2)实际的关键路径为:

- 解列至正常冷停堆;
- LHP 柴油发电机组 6000h 后大修;
- GEV 主变检修;
- 一回路加热至热停堆状态;
- 在热停堆状态下测量 RIC 新导向管支架;
- 反应堆达临界;
- 汽轮发电机组平衡试验;
- 发电机并网。

小修关键路径修改的原因是由于 RIC 变形导向管支架更换和三台蒸汽发生器二次侧冲洗工作比原计划提前完成,使 LHP 柴油发电机组 6000h 后的大修工作变为小修的关键路径活动。另外,在小修项目中又增加了 GEV 主变停电检修;在热停堆状态下 RIC 新导向管支架的测量和汽轮发电机组平衡试验等关键路径上的活动。

2. 小修进度和工期

1号机组在1993年12月31日完成100%功率下的紧急停堆试验后,发电机与电网解列,正式转入整治性小修。小修进度如下:

(1)发电机与电网解列:	1993.12.31	14:00
(2)正常冷停堆阶段开始:	1994.1.1	20:00
(3)正常冷停堆阶段结束:	1994.1.17	21:00
(4)热停堆阶段开始:	1994.1.19	12:00
(5)反应堆达临界:	1994.1.22	3:30
(6)汽轮发电机组首次冲转:	1994.1.22	8:00
(7)汽轮机平衡试验开始:	1994.1.22	8:00
(8)汽轮机平衡试验结束:	1994.1.25	2:00
(9)发电机并网:	1994.1.25	14:00
(10)达到100%功率:	1994.1.26	14:20

(11)LHP 柴油发电机组 6000h 后大修:	1994.1.1	11:00 至 1994.1.11	15:00
(12)RIC 变形导向管支架更换:	1994.1.6	7:00 至 1994.1.15	
(13)1 号蒸汽发生器二次侧冲洗:	1994.1.2	17:00 至 1994.1.8	
2 号蒸汽发生器二次侧冲洗:	1994.1.4	19:00 至 1994.1.10	15:00
3 号蒸汽发生器二次侧冲洗:	1994.1.9	13:00 至 1994.1.16	
(14) GEV 主变停电检修:	1994.1.11	18:00 至 1994.1.17	21:00

由此可见,如果参照法国 EDF 核电站统计大修工期的方法:即以发电机与电网解列为大修开始日期到发电机并网为大修结束日期,这次整治性小修的工期为 25 天。如果考虑以机组达到 100%功率为小修结束日期,则小修工期应为 26 天。总而言之,小修实际工期比计划工期缩短了 4~5 天。

四、小修执行情况

1. 工作项目统计

(1)核岛工作项目共 237 项

其中:由工程部负责完成的改造项目和遗留工作 97 项(计划性项目 92 项,占 95%;非计划性项目 5 项,占 5%)。

由生产部负责完成的预防性和纠正性维修活动 140 项(计划性项目 55 项,占 40%;非计划性项目 84 项,占 60%)。

(2)常规岛和 BOP 工作项目共 310 项

其中:由工程部负责完成的改造项目和遗留工作 110 项。

由生产部负责完成的预防性和纠正性维修活动 200 项(计划性项目 98 项,占 49%;非计划性项目 102 项,占 51%)。

(3) OPO 执行的定期试验 44 项。

(4)工程部调试进行的再鉴定试验项目 37 项。

(5) OPT 进行的功能再鉴定试验项目 18 项。

以上统计数字表明,在整治性小修短短的 26 天工期内,小修队成功地组织实施了共计 646 项改造和工程遗留项目、再鉴定试验和定期试验项目以及预防性维修和纠正性维修活动,且小修中增加的非计划性项目占很高的比例;主要的工程部改造项目和工程遗留项目以及小修前生产部提出的大量需在投产前消除设备缺陷的项目均已完成,整治性小修圆满地达到了预期的目的。

2. 核岛机械主要工作

(1)RIC 堆芯测量系统导向管支架更换

更换新设计的导向管支架工作由 FRAMEX 公司负责实施,该项工作于 1994 年 1 月 2 日开始至 1994 年 1 月 15 日结束。支架更换后分别在冷停堆状态下(0.1MPa,60℃)和热停堆状态下(15.5MPa,291℃)稳定 48h 后进行了两次再鉴定检查和测量,结果令人满意。

(2)LHP 柴油发电机组运行 6000h 后大修

6000h 后解体大修的项目和内容是根据 EOMM(设备运行维修手册)的建议,同时也参考了法马通公司的意见而制定的。该项工作由法国柴油机供货商 SACM 公司承担,陕西光平柴

油机厂提供劳力支持。解体大修后,在静荷载下进行汽缸磨合试验,并用内窥镜对各汽缸内表面进行检查,又在满功率状态进行了功能再鉴定。功能再鉴定表明 LHP 柴油发电机组的大修质量良好,满足 EOMM 的检修标准。

(3) 三台蒸汽发生器二次侧冲洗和电视检查

1号蒸汽发生器:该蒸汽发生器的二次侧冲洗从1994年1月3日到1994年1月6日结束。从二次侧管板中共清除积垢和杂质4475g,管板清洁度经电视检查符合标准要求。化学分析表明杂质中的铁含量为0.95%。

2号蒸汽发生器:该蒸汽发生器的二次侧冲洗从1994年1月4日到1994年1月7日完成。从管板中共清除积垢和杂质5063g,管板清洁度经电视检查符合标准要求。化学分析表明杂质中的铁含量为4.8%。

3号蒸汽发生器:该蒸汽发生器的二次侧第一次冲洗从1994年1月10日到1994年1月13日完成。但由于管板部分区域仍有积垢,清洁度未达到标准,因此对管板部分区域进行了第二次冲洗。第二次冲洗于1994年1月15日完成。电视检查管板清洁度符合标准要求。

两次从管板中共清除积垢和杂质4430g(第一次3561g,第二次869g),化学分析表明杂质中的铁含量为2.8%。

(4) 更换断裂的 1RRI 020VN 旁通管线管嘴

在1RRI 020VN旁通管线(1RRI544, 3/4"管线)上发现泄漏,经检查确认是由于旁路管支架倒落后,管道振动增大,造成管嘴焊缝处疲劳断裂。小修中更换了断裂的1RRI 020VN旁通管线管嘴,并重新安装和紧固管道支架,管嘴更换后对两个新焊缝进行了射线检查,并对管线上另一个管嘴焊缝也作了液体渗透检查,均未再发现问题。同时按照GNPS的要求,FRAMEX对RX厂房内其他类似的支架,特别是RRA系统和RRI系统管线上的支架都进行了目视检查,没有进一步发现松动现象。

(5) 0m 和 8m 气闸门的改造和检修

由于0m和8m气闸门在操作过程中经常发生连锁系统不能整定,条状断路器调整失灵,转矩限制器调整失控,整体运动机构调整失控,甚至驱动马达轴损坏等故障,影响气闸门的正常操作。根据生产部要求,小修中由制造厂家对两个气闸门的原设计作了一些必要的修改,并实施了相应的纠正性检修工作,更换了损坏的零部件,消除了设备缺陷。

a. 主要的设计修改有:

在离合器上加装了联轴节以避免再发生不同心现象造成驱动马达轴弯曲变形。

- 在离合器上加装垫片以保持离合器固定部件和移动部件之间所要求的调整值不变。
- 修改了转矩限制器。

b. 修理工作:

- 更换两根驱动马达轴
- 调整内外门的连锁装置
- 调整两个条状断路器
- 整套运动机构的检查,调整和润滑
- 调整转矩限制器
- 电气回路检查

3. 常规岛机械主要工作

(1) 汽轮发电机组振动检查

1号汽轮发电机组在预调试阶段(由临时锅炉供汽)和低负荷运行期间的振动水平是非常好的,振动值范围随着调试负荷的增加虽也有所增加,但尚在振动标准范围内。1993年11月28日机组达到满功率后,在满功率运行情况下跳闸,甩负荷至零,其后机组振动水平明显增大(仍在监控设备报警值内),并且振动最严重的部位集中在3号低压转子后轴承(8号轴承)和发电机前轴承(9号轴承)处,因此GEC要求小修中增加机组振动检查项目。

a. GEC汽轮机和发电机设计部建议对下述设备进行重点检查:

- 发电机氢密封瓦和油档;
- 5~12号轴承和相应的轴承座油档;
- 3号低压转子和发电机转子联轴器的同心度;
- 1, 2, 3号低压转子的轴封。

b. 发现的主要问题:

- 1号低压缸后轴封、2号低压缸前轴封和3号低压缸后轴封回弹型轴封齿型块的梳齿上有轻微磨擦的痕迹,转子轴上相应部位也有较明显磨光处;
- 5号轴承座后油档(靠近9号轴承处)有轻度磨损;
- 发电机前侧氢密封瓦油档上有磨擦痕迹;
- 发电机前侧氢密封瓦间隙大于设计值。除此以外,其它部件未发现异常,间隙及定位尺寸正确,并且和安装时的记录数据相符。

c. 原因分析及处理

GEC专家认为1号低压缸后轴封,2号低压缸前轴封和3号低压缸后轴封的轻度磨擦并非属于不正常现象,并证明制造间隙接近最佳值,而且这种轻度的磨擦不会对汽轮机的振动性能产生影响。因此只需将轴封间隙较小部位的轴封齿人工锉低0.15~0.20mm,以增大径向间隙。

5号轴承座后油档的轻度磨损同样不属于不正常现象,因为固定的铜油档如果安装间隙过小,在瞬息动态变化的情况下,很容易磨损齿头。这种轻度磨擦同样不会对机组的振动产生任何影响,而且轻微磨损的5号轴承座后油档间隙仍在设计值内。纠正的措施是将油档齿锉尖以恢复“刀口”型,无须调整油档间隙。

发电机前侧氢密封瓦油档属于回弹型,在油环境中运行,油档与转子的轻微接触不必要消除,这种接触可能会持续一段较长的时间,因此这一缺陷需加强监视。

当进一步将小修解体的记录数据与安装的各项记录数据相比较时,发现小修解体所测得的发电机氢密封瓦间隙和油档间隙与安装时的记录数据相差较大,特别是发电机前侧密封瓦间隙已超过设计值。数据表明发电机定子机座相对于转子发生了位移。由于没有现存的数据来确定发电机定子机座位置与基础之间的关系,只能采用一种不很精确但有一定指导性的方法,即比较解体时和安装时密封瓦间隙和油档间隙数据来确定。因为5号轴承座自动向上位移的可能性极小,故分析认为发电机前侧基础相对下沉了0.5mm,从而引起发电机定子机座相对发电机转子下降,造成密封瓦磨损。因此在发电机东西两侧的前三个机座支脚处各加装了一个垫片以抬高发电机定子机座(前第一支脚0.5mm;第二支脚0.25mm;第三支脚0.12mm),更换了发电机前侧氢密封瓦,调整密封瓦间隙使之符合设计值,并详细测量和记录了发电机定子机座调整前后各项数据。

发电机后端也认为有可能和前端一样出现下沉。因为发电机后轴承(10号轴承)位于发电机后端罩内,即使发电机定子机座下沉,转子也会随着下沉,这样不会影响氢密封瓦的间隙变化,造成氢密封瓦磨损,实际的解体测量数据也证明了这一点。但如果发电机后部高度降低,却会影响到发电机转子与励磁机转子的对中,以及造成励磁机前轴承负荷增大。将原安装记录时副励磁机气隙的记录数据和检查数据对比,确认发电机后部高度很有可能已经发生了变化。要证实这一点则必须要拆开发电机和励磁机的联轴器,检查对中,调整发电机后部高度时还要涉及重新检查和调整发电机支脚点的负荷分配,而这两项工作的实施又相当费时,在小修的后期已没有时间完成。鉴于励磁机前端轴承(11号轴承)的状况很好,检查中没有发现磨损痕迹和任何异常情况,在调试运行中也没有任何异常情况记录,因此GEC专家认为这次小修不采取进一步纠正措施也不会影响机组的正常运行,但建议在今后有机会时一定要调整发电机后端高度,重新检查发电机与励磁机转子对中以及调整发电机支脚的负荷分配(注:这几项工作均在1994年7月1号机组发电机漏氢事故抢修中完成)。

从最终消除机组振动的情况来看,引起机组振动增大的根本原因可以认为仍然是汽轮发电机组轴系机械不平衡所造成的。因为应GEC的要求在反复作了五次汽机高速动平衡试验,并调整了转子的平衡重块后,机组振动才恢复了正常。

(2) 给水泵增压泵叶轮检查

APP A列给水泵增压泵(1APP102PO)在调试中清扫给水泵入口滤网时发现一块叶轮金属材料脱落,分析叶轮损坏的原因是由于增压泵叶轮的振频率接近共振频率,造成材料疲劳损坏。因此更换的新叶轮备品的直径车小了8mm以改变叶轮的振动特性。小修中将三台给水泵增压泵(APP两台汽动给水泵和APA一台电动给水泵)解体抽出转子检查叶轮状况:APP A列增压泵在调试中已更换新叶轮,检查无异常,重新复装;APP B列增压泵(未更换叶轮)检查无异常,重新复装,并更换轴密封材料;APA增压泵由于轴上的键卡住叶轮抽不出,所以车掉叶轮,并更换叶轮备品。

(3) 2号冷凝水泵解体检查

2号冷凝水泵(1CEX002PO)在1993年12月15日因过流跳闸,21H重新起动数分钟后又跳闸,拆开泵与电动机联轴节后,试着用手动盘转泵的转子,由于泵被卡死已盘转不动,决定将该泵解体检查。在吊出泵体的过程中,发现在该泵的第二级和第三级叶轮连接法兰处有9只螺栓断裂,另外1只已丢失。在剩余的10只螺栓中,只有6只是拧紧的,而O形垫圈已被挤压出。解体又发现第三级叶轮的磨擦环与泵壳上的口环已完全卡死,该级叶轮无法从轴上取下,为了保存叶轮和泵壳完好只得切断泵轴取下叶轮。第三级泵壳上的螺丝孔也严重损坏,因此将螺纹直径从M20扩大到M22。该泵在短期内已无法修复,为了不影响机组小修的启动,才决定把2号机组的3号冷凝水泵(2CEX003PO)拆卸并装到1号机组上来。

与此同时,还将两台机组其余的四台冷凝水泵都吊出地坑检查泵联接法兰螺栓的紧固情况,结果发现在四台凝结水泵的联接法兰上,都有一些螺栓已不同程度松动,个别螺栓已经断裂,因此更换了断裂的螺栓,并在每一个法兰螺栓上都加装了防松垫圈,锁住螺母以防再次松动。

(4) 碎石过滤器检修

小修前六台凝汽器循环水碎石过滤器(CRF501—506FI)已全不可用,即不能自动也不能手动方式运行。从1994年1月12日到1月22日,维修处在德国TAPROGGE厂家代表的支

持下对六台碎石过滤器进行了全面解体检查。检查发现六台碎石过滤器均存在不同程度的缺陷,其中:501FI的转子笼已从轴上脱落;504FI的驱动马达与减速齿轮箱的轴对中偏差较大,因此正常运行中不仅噪音很大,而且由于阻力增大,超过转矩限定值而跳闸;506FI蜗轮已损坏,且轴密封管、过滤器内的齿轮箱和轴承箱三处的O形圈均已损坏,泄漏指示器软管也已经断裂。检修中更换了所有损坏的部件,调整驱动马达对中,重新紧固转子固定螺栓,加装防松锁片并用特殊胶水粘合。因为六台碎石过滤器蜗轮箱的驱动转矩的原限定值过低,根据供应商的要求也从60Nm调高至160Nm。检修后A列的三台碎石过滤器501、503和505FI运行情况良好,但B列502和504FI两台碎石过滤器有一块模板损坏,由于缺少备品不能更换,因此只能投入自动方式运行。而506FI的转子由循环水带着转动,并从白色软管漏出海水。这几个问题均作为遗留问题有待TAPROGGE厂家进一步解决。

(5)GSS 108/110/112VL 阀门解体检查

应常规岛设备供应商GEC的要求,小修中对汽水分离再热器系统的GSS 108/110/112VL三只阀门进行了解体检查,以核实这些阀门是否由于水锤的作用已造成损坏,经验查未发现异常。

4. 电气主要工作

(1)RRM 002ZV 电动机电缆头更换

RRM 002ZV风机合闸启动后立即跳闸,现场检查发现电动机一相电缆头断裂。从断面上看除仅有1mm²左右是新的断裂痕迹外,其余都是旧的断裂痕迹,因此推断属于安装质量问题。小修中除更换该电动机断裂的电缆头外,还对其它三台风机的电动机各相电缆头作了类似的检查,没有发现异常现象。

(2)GEV 主变检修

运行中发现GEV主变压器B、C相有载调压开关(OLTC)适配板密封垫漏油,小修中更换了密封垫片。但进一步检查发现有载调压开关适配板温度超高,初步分析是由于GEC设计问题,长期以来存在涡流损耗大,引起适配板过热(满功率运行,高温天气时,局部温度超过120℃),致使密封垫老化(甚至碳化)而失去弹性,当负荷变化较大时,适配板就严重漏油。已签发NCR,要求GEC提出彻底解决主变漏油的方案。同时检查出在C相绝缘子上有放电痕迹,应GEC的要求更换了C相绝缘子;并检查了其余6个输出端的绝缘子,没有发现放电现象。

(3)LAB 蓄电池组更换

在对1LAB蓄电池组进行定期放电试验时,发现3个蓄电池充电电压及电解液比重均无法达到标准,不能满足正常运行的要求,小修中进行了更换。

5. 仪表、控制主要工作

(1)APA 电动给水泵转速控制系统扰动问题的解决

当电动给水泵通过转速控制调节器进行手动/自动控制方式切换时发生扰动,其现象是:通过辅助转速控制调节器自动控制方式提高或降低转速后,再切换至自动控制方式,压力级泵降至最低转速3950r/min。因此小修中修改了主调节器和设定参数(PLC):

修改前 $P=80, I=5, D=5;$

修改后 $p=80, I=100, d=5.$

修改主调节器和设定参数后,利用辅助调节器手动控制方式增加或降低泵的转速后再切

换到自动控制方式,泵的转速仍存在一定的扰动,但扰动幅度较小是可以接受的,在利用主调节器手动控制输出值时,泵的转速就会立即稳定下来。但是进行手动/自动控制方式切换时,主调节器和辅助调节器的手控输出值之间偏差过大,出现较强烈的扰动。经过与德国专家和GEC代表深入讨论后,双方达成了共识,认为电动给水泵手动/自动控制切换时所出现的扰动是由于制造厂设计方面的缺陷所致,建议作设计修改,包括在转速控制系统中增加一个隔离放大器和一个模拟输入单元,并在PLC软件中增加一条相应程序。

(2)KCO 继电器更换

小修中更换了1000余个KCO继电器,没有出现任何问题。

五、小修后的遗留问题

1. LHP 柴油机进口水温低

由于柴油机冷却水系统三通阀LHP 708VN内漏,在冷却水管中形成一热虹吸管,虹吸作用使水不断流过冷却器造成冷却过度,导致LHP柴油机进口水温过低。当环境温度较低时,这种现象更为明显。因为泄漏量不大,尚未影响柴油机的正常启动,且小修中又缺少该阀门备件,因此没有进行解体检修。

2. RCV 002 泵对轮法兰漏油

因缺少对轮法兰密封面O形密封圈,小修中只是将法兰拆开,清理密封面,并涂上密封粘胶剂后重新组装。该泵在投运后仍发现对轮结合面轻微漏油,需待下次换料大修处理。

3. RRA 013VP 阀门法兰漏泄

RRA 013VP阀门两侧上下游法兰结合面O形密封圈泄漏,经一泄漏管排至RPE系统。当RRA系统压力升至2.5MPa时,泄漏量为70L/h。当RRA系统压力降至0.3MPa时,泄漏量降到40L/h。因泄漏量较小对核安全级别未产生影响,同时也考虑到反应堆在热停堆状态,若实施隔离和排放RRA系统,其操作存在一定的风险,所以决定推迟到下次换料大修处理。

4. RCP 002MO 主泵电机轻微漏油

在热停堆状态检查核岛转动机械设备时,机械科发现2号主泵电机周围有油迹,之后会同转动机械准备组,工程部以及法马通代表一起作了现场调查,确认该电机上部法兰漏油。但泄漏量很轻微,计数估算该泵连续运行半年的漏油量约为10~5L,可以监视运行。因此小修中仅清理了泵体及地面油污,并加油至正常油位,没有作进一步的检修。为了确保该主泵可安全运行至下一换料大修周期,维修处签发了一份临时运行指令:在反应堆停堆和条件许可的情况下,检修人员都应进入核岛厂房监视电机泄漏的发展情况,并补充加油。

5. SEN 005/006VC 阀门泄漏 (NCR 194 0003)

常规岛辅助冷却水系统SEN005/006VC阀门内漏,解体检查发现阀芯和阀座均已严重腐蚀损坏,但由于缺少阀门备件,只好将损坏的部件又重新装回,留待下次大修更换。在同一系统上的SEN 007/008VC阀也怀疑有可能存在同样的缺陷。

6. GSS 110ZZ 入孔门法兰变形 (NCR 194 0026)

A列汽水分离再热器(GSS 110ZZ)的内部椭圆形人孔门法兰由于设计过薄,经安装焊接后产生严重变形。小修中采用了临时处理方法,即加工一形状相同的法兰焊接在原椭圆形人孔门法兰上,进一步的处理需待下次换料大修。

7. GSS 112/127VL 阀门支架断裂 (NCR 194 0024)

汽水分离再热器系统 GSS 112/127VL 两阀门支架断裂。因缺少备件只作了临时修理加固,维持到下次大修更换。

六、放射性废物管理

1. 放射性固体废物管理

小修期间由服务科在反应堆厂房 20m、8m 标高,气闸门外 11.5m、0m 标高和核辅助厂房 0m N234 廊道分别设置了五个放射性固体废物收集点。所有的放射性固体废物由工作负责人搬运至收集点,再由现场服务人员统一收集运送到核辅助厂房 0m 的 N234 廊道主收集点以检查和测量固体废物的放射性和污染程度,分类装袋密封,并贴上标签,最后运送至固体废物厂房处理。

小修共收集了约 20m³ 的放射性固体废物,按 4 种类型分别压缩装入 36 个金属桶,其中:

可压缩的	16 桶
不可压缩的	10 桶
过滤器芯子	4 桶
树脂	6 桶

考虑到在小修中控制区内的项目有限,与换料大修相比要少得多,因此产生 20m³ 的放射性固体废物相对来说是比较多了。

2. 放射性液体和气体废物管理

有关小修期间的放射性液体和气体废物排放情况,可参见生产部技术服务处 1994 年 1 月份的排放月报表(Liquid Discharge Monthly Report; Gas Release Monthly Report),本报告不再赘述。需要说明的是在 1 号机组小修的同时,2 号机组也正在调试运行,因此月统计表中的液体废物排放数值也包括了来自 2 号机组的部分,但报告的分析结果主要来自 1 号机组。从当月的统计表中可以明显看出排放的所有放射性液体废物和气体废物浓度都远远低于控制标准。

七、核安全评审

1. 两起重大事件

(1)1994 年 1 月 17 日,在进行 RPR 继电回路拆除 3 号蒸汽发生器低水位的临时短接线时,该蒸汽发生器低水位信号动作,导致反应堆停堆(SR/OPS/94-01-01)。这次事件没有危及核安全。

(2)1994 年 1 月 20 日,由于 RRI 020VN 旁通管支架倒落,旁通管振动增大导致管嘴焊口处疲劳断裂(SR/OPS/94-01-02)。国家核安全局和 GNP 均认为此事件已危及核安全。

2. 重大问题

(1)1994 年 1 月 8 日,维修处人员错误地在没有被隔离的 RCV 系统 001 号泵上工作(应该是 RCV003 泵,事前他们曾提出两台泵同时隔离维修的申请,但运行工程师只同意 003 号泵隔离检修),造成两台 RCV 泵不可用,所幸 RCV 系统 002 泵可用,没有危及核安全。

(2)在 1994 年 1 月 8 日和 10 日两天,OQA 在检查中发现反应堆厂房内工作人数不足 20

人时,气闸门的内外两扇门均是打开的,这不符合国家核安全局批准的特许申请要求(GNPS承诺只有在反应堆厂房内工作人数超过20人时,气闸门的两扇门才可同时打开,否则必须关闭其中一扇门)。

(3)1994年1月9日,2号主泵上部轻微漏油,由于泄漏量很少,不影响该泵的正常运行,推迟到下次换料大修处理。

(4)1994年1月10日,由于山东电建公司员工检修继电器时误操作,导致GEW 350/351JA跳开,造成主电源失电1.5h,供电由400kV转到200kV,又因为LHP柴油机不可用,LHQ紧急启动投入运行。

(5)1994年1月15日,当运行操作人员欲对RCV 002BA水箱补水时,发现没有流量,检查发现REA 154VB阀处于关闭位置,由于PTR001BA水箱补水操作后1REA 003泵管线没有恢复,而另一台1REA004泵也没有连接到RCV系统上,造成硼功能失灵。

(6)1994年1月20日,主控室LHP 402AA柴油机预热水温低信号报警,后在就地安装了一临时加热装置以保持水温。

(7)1RRA013VP阀门在冷停堆情况下泄漏量为300L/h,当达到RRA情况时,泄漏量降低到70L/h。

3. 特殊许可证的申请

小修开始前,按照技术规范要求向国家核安全局提交了三份特许申请,国家核安全局批准了这三份特许申请。

(1)在小修正常冷停堆工况时,特许申请打开气闸门以便在反应堆厂房内进行必要的工作(GJS-862-LIE/OPS/PCK,17-12-93)。GNPS承诺当反应堆厂房内的工作人员人数不足20人时,将关闭气闸门的一扇门。

(2)在小修正常冷停堆工况时,特许申请打开ISED 200VD,1JPI70VE,1SAT 052/053VA和1APG 004/005/006VL等阀门以便进行蒸汽发生器的冲洗工作(GJS-863-LIC/OPS,17-12-93)。同时GNPS承诺一旦工作结束将尽快关闭上述所有阀门和其他安全壳手动隔离阀。

(3)小修期间特许申请连接砂堆过滤器(GJS-876-LIC-OPS/PCK,31-12-93)。GNPS承诺在进行砂堆过滤器连接工作时,在安全壳贯穿件406上安装一盲板法兰,工作完毕后对贯穿件进行气体密封性试验,并承诺只有在国家核安全局同意后才可投入砂堆过滤器的使用。

4. 小修重新启动安全评审会和与国家核安全局的会议

遵照生产部有关大修重新启动安全评审会的程序要求(IP/OPS/184),在小修重新启动阶段反应堆重要的状态改变前,分别召开了三次有两部经理、小修经理、生产部各有关处、工程部调试队、核安全技术顾问以及承包商代表参加的小修重新启动安全评审会,其中两次是与国家核安全局一起召开的。

会上主要审查了小修中与核安全有关的设备的改造项目、工程遗留项目和重要的维修项目的执行情况,存在的主要技术问题;审查了运行技术规范GOR所规定的定期试验、质量再鉴定试验的完成情况;并根据运行技术规范GOR的要求审查系统和设备的可用情况等。

(1)1994年1月13日,在反应堆离开正常冷停堆前召开了一次电厂内部小修安全评审会。

(2)1994年1月15日,根据国家核安全局的要求,在一回路温度达到 120°C ,压力达到 2.5MPa 状态前,与国家核安全局召开了第一次小修再启动安全评审会。

(3)1994年1月19日,在机组达临界前与国家核安全局举行了第二次小修再启动安全评审会,会后GNPS向国家核安全局递交了一份书面的临界申请报告(GJS-882-LIC 20-01-94)。

八、工业安全和辐射防护评价

1. 工业安全评价

(1)人身轻伤事故1起

1994年1月20日,维修处服务科一名工人在使用剪板机时不慎将手指切伤。

(2)未遂事故2起

a. 1994年1月14日,两名东北电建工人在维修处机械科工作人员的监护下在CFI的2号拦污栅上工作,而当时该拦污栅正处于自动控制方式,可随时起动。

b. 1994年1月8日,维修处工作人员将1RCV 001号泵误认为是1RCV 003号泵,而在未被隔离的1RCV 001PO泵上工作,幸好未发生事故。

2. 辐射防护评价

(1)电厂辐射水平

a. 辐射水平指数

核电站的辐射水平可用辐射水平指数来表示,该指数是根据热停堆后12h在RCP和RCV系统的某些特定地点的剂量率测量结果计算出来的。在这次小修中,按照RCP系统几个主要地点的剂量率测量结果(三个环路的平均值)计算出的辐射水平指数为 $138.4\mu\text{Sv/h}$ 。因为1号机组投入调试运行时间很短,所以辐射水平是很低的,辐射水平指数比法国核电站在运行几年后进行换料大修时的结果(约为 $400\sim 600\mu\text{Sv/h}$)小得多。

b. 主要工作场所的剂量率

在维修工作期间主要工作场所的剂量率为:

PCP001VP	$6\mu\text{Sv/h}$
PCV050VP	$120\mu\text{Sv/h}$
RCP212VP	$150\mu\text{Sv/h}$
RIC	$200\sim 400\mu\text{Sv/h}$
蒸汽发生器	$24\sim 28\mu\text{Sv/h}$

(2)辐射防护

a. 集体剂量统计

在小修期间人员进入控制区共6132人次。集体剂量是 $95.75\text{人}\cdot\text{mSv}$,其中GNPS员工为 $16.66\text{人}\cdot\text{mSv}$,占集体剂量的17.4%;承包商人员为 $79.09\text{人}\cdot\text{mSv}$,占集体剂量的82.6%。从1月6日至1月12日,FRAMEX在更换RIC堆芯温度测量系统变形的导向管支架这段时间员工接受的剂量较高,另外二三公司员工协助FRAMEX进行RIC工作现场的准备,因此在1月6日开工的第一天所接受的剂量也较高。

b. 辐射防护成就

由于在小修前对维修处所有涉及现场辐射防护和废物管理的主管和工人进行了必要的辐射防护方面的专门培训和授权,小修中保健物理处又指派了6人专门负责现场巡视,重点跟踪和监督在剂量率较高的现场工作,并给予咨询和技术支持,所以总的来说,这次小修的辐射防护水平较好:

- 没有人员受到事故照射
GNPS 员工最大个人剂量为(维修处): $385\mu\text{Sv}$
承包商员工最大个人剂量为(RIC 工作人员): $8857\mu\text{Sv}$
- 没有发现体内污染
- 没有发现人员皮肤受到污染,但手套和鞋子受到了污染;发现有一人用过的工具受到了污染。

大亚湾核电站2号机组 首炉料安全稳定运行239天

黄世强

大亚湾核电站2号机组自1994年5月7日零时投入商业运行到1994年12月31日连续不停机高负荷运行239天,累计发电量为52.2239亿千瓦时,设备可用率为99.4%,负荷因子为92.5%,显示了2号机组良好的性能,以及运行和管理的成功,产生了很好的经济效益。

一、信心和风险

大亚湾核电站是按国际水平和标准建设和运行的,我们对运行好这样的核电站是充满信心的。但由于1986年原苏联发生了切尔诺贝利事故,因此在核电站建设和调试期间,核电站事故问题成为大亚湾核电站周围地区(包括香港)公众关注的焦点。社会舆论给我们造成了一定的心理压力,怀疑我们是否具备管理好现代化企业的能力。在调试阶段,当1号机组的设备故障时,常把2号机组的相同设备拆下来装到1号机组上,因此在2号机组投入运行之前,令人担心2号机组的性能会不会和1号机组同样好。2号机组是在这种充满信心和面对风险的情况下投入运行的。

二、坚持核安全文化和中方人员的成长

大亚湾核电站重要岗位上的中方人员有较高的学历,在国内外受过培训,这是好基础。而真正的实际工作能力的提高在于参加安装、调试和试运行。特别是商业运行以后,通过对几次重大故障的处理、日常设备维修、性能监督和运行操作,提高了第一线人员对事故的应变能力和正常运行能力,使他们迅速成长和成熟起来。这在很大程度上要归功于坚持不懈地推广核安全文化,提高人员素质,建立良好的工作作风。具体表现在:

1. 确保安全第一的承诺,高标准,严要求

a. 建立国际一流的管理。核电站在管理层中的中方人员都受过培训,到国外学习或考察过,学习过国外的先进管理经验。核电站聘用了70多名外籍专家在不同岗位上担任电厂经理、顾问、专家等职务,这些专家与中方管理人员一起,建立起一个高效的电站管理机构,形成了强有力的生产指挥系统,对电站实施科学的现代化的管理。

b. 工作指标的建立、考评。工作指标包括电站性能指标和核安全指标。电站性能指标是指

电站的可用率、计划外停堆次数或辐射照射量,它们是电站安全程度的一种衡量。这些指标都有严格的记录,由技术服务处跟踪整理,每日以书面形式向核电站领导和有关处报告。安全指标包括三道屏障完整性监测,安全相关系统跟踪,定期试验,合理可行尽量低(ALARA)原则,对它们进行定期定量监测,保证核电站的安全不降级。

2. 不断强化经验反馈系统

a. 对核电站出现的各种事件,关键在于找出根源,加以纠正,避免当事人或有关人员产生思想包袱。

对于重大核事故,一般来说,最终总是发现导致这类事故的原因在于人因错误。不论任何重大事故,发生前总是有各种先兆,善于抓住各种先兆就能杜绝重大事故。鼓励人们报告这些先兆,关键不仅在于对核安全的责任感,还在于建立一个良好的报告环境。重大核事故,不会仅是单个人因错误导致的,而是一系列人因错误叠加的结果,即纵深防御失效的结果。如果在先兆,即第一个人因错误出现时,即使这个人因错误并无立即的、直接的后果,都能被报告出来而引起足够的重视,那么就不会出现超越设计准则的重大核事故。

鼓励有关人员报告任何一点细微的人因错误,这种作风的建立是极其困难的。人们总希望保持一定的压力去提高对安全的警觉,但这种压力如果变成对犯错误者本身的指责,结果将导致难以发现和报告一些人因错误,特别是一些本身并无立即的、直接后果的人因错误将会被湮没。为此需要耐心培育、扶持这种作风,避免任何粗暴的批评去破坏这种一开始还很脆弱的作风,以形成一种认真负责的比较宽松的环境。

同时,对于故意隐瞒人因失误或弄虚作假的人员,必须给予严厉的批评乃至处分。

b. 完善事件报告系统,特别是24小时事件报告系统,并且扩大到未遂事件报告。有了透明的、乐于报告的气氛,就有可能建立有效的一级、二级经验反馈体系,做到重大事件分析不过夜,强调信息的及时性。

c. 善于利用他人的,特别是同类型机组的经验,包括外国经验。

d. 开展推广国际推行的分析方法,强调事件根本原因的科学分析,即用一种框图的形式去分析导致事件的直接原因,可能的影响因素及根本原因。并从核安全文化角度分析纵深防御的多道防线同时失效的原因,从执行和管理的不同层次去总结。

e. 运行百日无误操作竞赛,旨在调动各运行值积极性,增强集体荣誉感。人们在比较中去体验自我价值,用集体的努力去杜绝可能的个人错误。

f. 防重于治,鼓励员工主动去找问题、找差距,作风险分析。

3. 一切管理活动为了中心任务

核电站的中心任务是长期安全地、经济地、稳定地发电,满足用户用电需求。在管理活动中,必须:

a. 理顺生产关系;维修为运行服务,管理为生产服务。强调对生产事件的响应速度。

b. 明确执行线、支持线、监督线之间的分工协作关系:执行线是决策线,承担相应责任;支持线为执行线提供专家技术支持,帮助决策;而监督线则从安全质量方面进行独立监督和控制。

c. 管理下现场,摆脱文山会海,快速跟踪现场生产事件,尽快作出管理上的响应。坚持重大运行事件班后分析会;重大设备抢修和设备启动后,尽快开会总结分析;定期组织和推广现场联合检查,鼓励各专业自查,以发现生产组织上的薄弱环节。

d. 保持队伍的朝气,使干部年轻化,使执照考试定期化,并适时将有经验生产人员向管理岗位输送。

4. 坚持纵深防御的战略,做好接口管理

a. 关注纵深防御的各个环节,包括

对运行活动:自动设备的完好性,定值的管理;运行人员监盘、巡视、操作、记录、文件的质量;值长、安全技术顾问的责任心和管理、监督意识;生产待命值班(on call)系统的正确运转。

对维修和监督活动:每项工作都要事先做好准备,作风险分析,定出质量计划,然后开始执行,在执行中进行监督,其中包括自查、互查和停工持检点,工作完成之后要进行验证(再鉴定),最后写出工作总结和对文件进行更新,形成一个完整的过程。

b. 发挥电站整体监督控制环节的功能:安全技术顾问负责电站核安全监管,质量保证处负责电站质量有关活动的监督和控制(监督、监查和跟踪),保健物理处负责辐射防护、工业安全和应急计划准备等。

c. 关注接口的脱节:强调在指定项目协调人之前,当值的运行人员是当然的生产活动协调人,要求值长主动跟踪生产活动的进展,在机组启停和事故处理时,生产待命值班人员必须到主控室持命。

5. 关注系统和设备的薄弱环节

使生产人员清楚了解所有薄弱环节,列成清单;强调技术支持处应定期更新工程遗留问题状态清单;强调一线处要分析设备,特别是与安全相关设备遗留的工作票、许可票、改造申请单对运行的潜在风险;反复提醒导致风险或重复错误的操作。在问题没根本解决前,找出临时解决最佳措施,经常提醒以控制事件重复和扩大。

由于管理工作的加强、人员的成长和1号机组的经验教训可供借鉴,2号机组的运行比较顺利。这主要表现在下列几方面:

(1) 精心操作避免停堆停机事件发生

严格遵照运行规程操作,确保了机组安全运行。在239天里,机组升降负荷44次(其中计划降负荷运行34次,设备异常降负荷10次),平均每5.43天就有一次机组负荷变化的操作。由于运行人员精心操作,避免了停机停堆事件的发生。

(2) 高度的责任感和事业心

a. 运行人员仔细分析了辐射照射的危险,在不停堆情况下进入核岛查找压缩空气泄漏的位置并采取措施,防止了因空气泄漏使安全壳频繁超压,从而避免了停堆。

b. 现场技术员认真巡视,多次发现AGR系统(主给水泵汽机润滑油及调节油系统)漏油并及时处理,避免了APP泵(汽动主给水泵)跳闸。例如,9月14日凌晨4时10分,现场技术员巡视发现2AGR203VH(2号机组AGR系统油阀门)油管接头泄漏严重,便立即通知操纵员切换泵,并进行现场隔离,避免了由于AGR油箱低油位导致2APP“B”列(2号机组汽动主给水泵B列)泵跳闸事故。

(3) 操作技能与技巧不断提高

a. 在239天里,2号机组有5次APP“A”列泵异常跳闸,处理结果一次比一次好。最后一次跳闸是7月13日,处理结果是蒸汽发生器水位只下降到 $L = -0.61\text{m}$,机组负荷稳定在 Pe

=984MWe 功率水平上。

b. GRE(汽机调节系统)上位机发生过三次故障,由于操纵员及时发现,处理得当,避免了停机停堆事件的发生。

c. 12月26日维修处在清洗切换2CGR002FI(循环水泵润滑系统)过滤器时,未对过滤器排气,因空气的存在造成瞬间油压低-低,CRF(循环水系统)002PO泵跳闸,冷凝器真空下降到13kPa,由于操纵员严密监盘,发现异常信号后快速手动降负荷到340MW,在真空恢复到8kPa后,升负荷至500MW重新启动CRF002PO,升负荷至760MW稳定运行,避免了停堆停机。

d. 在频繁的降负荷运行中,开始时曾出现过2次 ΔI (轴向功率差)控制超出运行区,运行处组织专题讲座,展开讨论,使运行各值对 ΔI 的控制水平大大提高。

(4) 运行工作质量不断提高

运行处运行工作质量主要体现在现场巡视的到位率和态度,运行日志的记录,值与值之间及运行处与兄弟处之间的信息沟通,经验反馈,运行及隔离活动和设备不可用的跟踪等。这些工作的质量与运行初期相比,都有不同程度的改进和提高。

三、中外人员的良好合作

到1994年12月31日,核电站有外籍专家:法国EDF62人,美国(Becthel)4人,南非(Keobec)6人,韩国(Kepco)7人,还有香港人员5人。

这些专家按职位高低和专业分工,承担不同的任务。厂级领导层负责电站核安全管理,质量保证和运营管理,确保核电站的正常运行和生产,同时有责任将中方副职人员在一定时期内培养成为有现代化管理水平的人才。在主控室、运行处任处长顾问和运行值顾问的专家则要对中方正运行值长提供技术支持和经验反馈,在重要生产活动中参与策划但不负责行政指挥行动。在维修试验方面的专家,在处长领导下与中方人员共同完成日常维修和年度大修的策划,在执行与验收上,这些专家与中方人员实际上是共事关系。分布在其他各科、组的外籍员工则提供技术支持,参与现场工作,完成具体的工作任务,为中方伙伴进行培训和示范。

这些外籍专家除了本人直接在大亚湾核电站服务外,还可以从他们所在国(地区)的公司取得后方支持,为大亚湾核电站提供有用的经验和信息,这对于处理出现的各种问题是很有帮助的。

中外人员合作的气氛是良好的,真诚的,互相信任的,对保证大亚湾核电站,特别是2号机组的安全稳定运行起到了重要的作用,同时也促进了大亚湾核电站运行管理自主化。

四、1号机组设备故障的经验教训对2号机组的作用

广东核电合营公司总经理部多次指示要把1号机组的经验教训用到2号机组上。生产部从经验反馈的角度认真做好这一工作。把从1号机所发生的事件中总结出来的经验教训和改进措施及时地在2号机组上实施,避免了类似事件重复发生,这样的例子主要有:

· 在1号机组首先发现SEC(重要厂用水系统)泵的叶轮气蚀,决定用不锈钢制叶轮代替原来的铝青铜制叶轮,2号机组也做了同样的更换。

- 连接 1EAS184VB 阀门(1EAS—1 号机组安全壳喷淋系统)的 EAS 支管连接焊缝撕裂,在 1 号机组上发现这个缺陷后全面检查了 1 号和 2 号机组类似的接管,凡发现焊缝有缺陷的都进行重焊并加支承,未发现缺陷的也加支承。

- 1 号机组凝汽器钛管泄漏事件发生后,检查发现是扩散器损坏所致,这样 1、2 号机组都做了改进。随后 1 号机组凝汽器又发现导流板有缺陷。两台机组又都做了初步改进。后来在 2 号机组上再次发现钛管泄漏,说明导流板仍有缺陷,两个机组又再次做了改进。对这一事件做了综合的二级分析,表明凝汽器设计存在着严重缺陷,决定进行改进,在两个机组的凝汽器上增设外部扩容箱。

- 1994 年 5 月 25 日,1 号机组在做 ATWT(未能紧急停堆的预期暂态)试验时引起紧急停堆,发现在 ATWT 机柜与 SACMO 试验装置之间的接口设计存在严重缺陷,及时在 1、2 号机组上进行改进。

- 2 号机上总共约有 10000 个继电器,它们的电压值都低于工作电压。这些继电器全都更换掉,避免了像在 1 号机组上发生的那些事件。

- 1994 年 8 月 29 日,由于软件问题,1 号机组的 ARP 系统“B”列跳闸,引起了紧急停堆。改正了 GEM-80 软件,避免了 2 号机组 APP 系统“A”列和“B”在满功率下跳闸,从而避免了紧急停堆。

2 号机组的运行实践表明,由于吸取了 1 号机组的经验反馈,从设备故障这方面看,2 号机组的运行情况比 1 号机组好。

五、运行人员从 1 号机组的操作实践中吸取经验教训

运行人员从 1 号机组的操作实践中吸取经验教训,使 2 号机组的运行操作获益匪浅。运行处采用事故报告,周报的形式向运行人员介绍事件或事故情况,有时开展专题讲座,通过讲解和讨论解决或部分解决运行中共同存在的问题,澄清模糊认识,达到避免或减少同类事件在 2 号机组上发生的目的。

发生在 1 号机组上的给 2 号机组提供经验教训的事件的典型例子如下:

- 1994 年 5 月 25 日,由于在 ATWT 机柜和 SACMO 试验装置之间的接口存在设计上的问题,使在 1 号机组上的 ATWT 试验引起紧急停堆。

因此,1994 年 8 月 21 日 11 时,在 2 号机组上做 ATWT 试验,当机组降负荷至 $P_n=25\%$ FP, $P_e=180\text{MWe}$ 时,汽机转子出现振动,偏心度大,已接近手动停机值,此时立即提升负荷,最后机组稳定在 $P_e=500\text{MWe}$ 水平上,用闭锁 ATWT 功能的方式执行临时修改,进行试验,获得成功。

- 1 号机组多次发生蒸汽发生器高-高水位+P7 引起停堆事件,为此,专门制定低功率台阶切换操作指令,值内推广,并在实践中运用和完善,将经验反馈到 2 号机组上,避免了类似事件的发生。

- 1 号机组提升反应堆功率时来不及闭锁 P6 引起停堆事件的教训也为 2 号机组所吸取。

- 在 1 号机组上执行 PT1CFI007 定期试验时,引起 1CRF002PO 泵跳闸事件反馈到 2 号机组上。

六、抓住事件—经验反馈—培训—操作链条

对于运行事件，特别是对于那些由于培训不足、未严格执行规程或运行技术规范等人因事件，通过分析把总结出来的经验教训编到培训课程中去。具体做法如下：

- 技术支持处把全部的事件单、经验反馈单、经验反馈述评和一些密切相关的国外经验反馈资料发到培训中心。培训中心分析这些信息，将相关部分编到培训课程中去，丰富、改进原有的课程或者根据需要增设新的课程。

- 运行处把针对所发生的事件总结出来的新鲜经验与增强核安全文化素养结合起来，每周都对运行值进行经验反馈培训。通常由经验反馈工程师对最近发生的事件的原因、后果、经验教训和应采取的措施作简要介绍，然后进行讨论，重点是要每个人结合实际吸取经验教训。

- 运行处与培训中心合作，将 1、2 号机组调试阶段和商业运行以后所发生的重大事件的分析报告的要点汇编成教材对操纵员进行培训，并作为反应堆操纵员执照考试复习题集的一部分，在执照考试时作为口试材料，指导日后的操作实践。

采取了上述做法之后，运行检修人员普遍提高了关注和重视运行事件经验反馈的自觉性。

七、借鉴国外经验

大亚湾核电站发生某一事件之后，经验反馈工程师即从 WANO 和 EDF 数据库中查找同类型核电站是否发生过类似的事件。若有，看其原因分析和改正措施有无可借鉴之处。若数据库没有现成的信息可供参考，即通过 WANO 网络查询有关的信息。这样做，可为事件处理方案的确定提供有用的信息，使决定更符合实际、更有效益。这样例子有：

- SEC 泵叶轮气蚀问题，从 EDF 和南非 ESKOM 的运行经验了解到，用不锈钢 (URANUS) 制叶轮代替铝青铜制叶轮，运行结果表明是成功的。而按韩国的经验，在泵壳上部加设排气管有缓解气蚀的作用。经分析认为这些经验有很好的参考价值，都被采纳并付之实施。

- 在对 1 号机组发电机的漏氢事件做深入调查之后，证实有一个磁性碎片像钻头打孔，也像小虫蛀孔，从绝缘层外表面直到定子线棒铜导体形成一个电磁虫孔，铜导体壁被局部贯穿导致氢气往定子线圈冷却水系统泄漏。该碎片的尖端穿入铜导体壁且被卡住，这就是当场捕获的电磁虫，经鉴定为某种工具钢碎片。此时制造商代表解释，该碎片不是在制造期间埋伏下的，而是后来偶然掉进去的。因为如果是制造期间埋伏下的，该碎片会静止地镶嵌在适配的材料中，不会产生运动。后来 EDF 提供了一个信息，法国 GOLFECH 核电站 2 号机组发电机在并网发电三个月后，在机组满功率运行时，由于主发电机接地保护动作而与电网解列停机，检查发现 W 相的一根线棒有一直径约 3mm 的孔，此孔是由夹杂在定子线棒的绝缘层与压紧板之间的一个金属颗粒引起的，而且证实该金属颗粒是在制造期间镶嵌在绝缘层表面的。根据这一有力的证据，经多次讨论，供货商不得不承认，漏氢事件是由制造期间的疏忽和缺陷造成的，责任在供货商制造厂。

• 1994年8月30日发现1号机组堆外中间量程中子探测器(1RPN013MA)指示故障,检修人员一面查找故障原因,一面准备更换探测器。此时,从EDF数据库中查到有关中子探测器的事件400多起,其中有关电离室指示故障的有40起,多数是由于电源故障、熔断器烧毁或电缆接头接触不良引起的。需要更换电离室的事件14起,被更换的电离室寿命短的为3至5年,多数为7至10年,不出故障的寿命更长。经验反馈工程师在8月31日的决策会上报告了上述信息,建议进一步查找故障原因,必须在确实证明电离室本身故障之后才更换电离室。就在当天夜里,抢修人员进入堆井,将电离室拉至检修位置,在检查最后一块接线板时,发现补偿电压电缆接头松动导致补偿电压丧失,造成指示故障,是这一事件的真正原因。检修人员圆满地提前完成抢修任务。

此外,对IAEA运行前安全评价组(Pre-OSART)检查所发现的问题,生产部也逐一进行跟踪,落实解决方案。

2号机组投入商业运行第一年即取得连续运行239天的成绩,在世界上是领先的,为大亚湾核电站获1994年国际电站大奖奠定了坚实基础。但也不能否认,机组目前仍存在一些潜在风险,如机组安全运行风险分析还做得不够好,存在与核安全相关的设备遗留问题,以及如过期工作许可票,申请票,以及工程遗留问题等。今后必须继续坚持核安全文化,健全生产指挥系统,建立高效的报告—分析—对策—实施—反馈系统,创造更优异的运行成绩。

SEC 泵叶轮汽蚀分析与对策

朱文彬

一、核岛重要生水系统简介

核岛重要生水系统(SEC)是与核安全相关的一个重要的核辅助系统,它把设备冷却水系统(RRI)传输的热量输送到海水中去,起到核岛最终热阱的作用。泵叶轮发生汽蚀,会导致泵不可用。这是核安全相关的重大事件。技术规范规定:若该系统有泵不可用,机组要从功率运行状态后撤到双相中间停堆状态。一台泵不可用,后撤时间为一个月,两个系列各有1台泵不可用,后撤时间为7天;如果1个系列中的两台泵皆不可用,则后撤时间仅为24小时。

SEC系统为开式循环,流动介质为海水。每台机组中,SEC系统为2个(100%容量的)系列多重设计,每个系列由2台100%容量的SEC泵并联从海水过滤系统(CFI)吸入海水,经SEC管道、水生物捕集器及两台并联的RRI/SEC热交换器,将海水排入SEC集水坑,由排水管排往排水渠。SEC泵的主要设计参数及正常运行工况规定如下:

额定流量: $Q_n=3400\text{m}^3/\text{h}$	额定扬程: $H_n=25.5\text{m}$ 水柱
额定转速: $N_n=1000\text{r}/\text{min}$	额定供电频率: $f_n=50\text{Hz}$
叶轮材料:铝青铜	设计寿命:40年

1. 单列一台泵运行,适用于机组正常运行工况:

$0.9Q_n \leq Q \leq 1.2Q_n$, SEC泵在此工况下,允许长时间连续运行。

2. 单列两台泵同时运行,适用于机组启动及冷停堆工况: $0.5Q_n \leq Q \leq 0.9Q_n$

在该运行工况时,两台泵总流量额定值为 $4500\text{m}^3/\text{h}$,额定扬程为35m水柱。该运行工况每年预计出现两次,每次最大连续运行时间50小时,40年内最大的累计运行时间为4000小时。

二、叶轮汽蚀的发现及后果

1993年4月,1号机组SEC系统的2号泵(1SEC002PO)在解体检修时,发现叶轮叶片有严重损伤。叶片进口边从根部到顶部宽约20mm范围有严重磨蚀,其中三个叶片出现约为 $20 \times 10\text{mm}$ 孔洞,泵叶轮不能再用。其后对1号机SEC系统的其它三台泵作解体检查,发现都有不同程度的损伤,而3号泵的叶轮因损伤严重,需要修复,只得用2号机4号泵代用一段时间。经中外专家在现场调查和研究分析,一致认为,SEC泵叶轮损伤是由于汽蚀引起的,后来2号机SEC泵叶轮也发现类似于1号机的现象,在运行大约2000小时之后,叶轮即出现严重的汽蚀损伤。大亚湾核电站所经历的SEC泵叶轮汽蚀情况参见表1。

表 1 大亚湾核电站所经历过的 SEC 泵叶轮汽蚀情况及用不锈钢叶轮更换时间

机组	泵号	运行小时数	汽蚀情况	更换不锈钢叶轮时间
1	1SEC002PO	2337	严重损坏,用备件更换	1994年9月9日
1	1SEC001PO	1987	汽蚀明显,但可继续使用	1994年9月15日
1	1SEC003PO	2000	汽蚀严重,用2SEC004PO替代	1993年12月17日
1	1SEC004PO	1708	有汽蚀痕迹,但可继续使用	1993年12月17日
2	2SEC003PO	1475	大面积汽蚀,且出1个孔洞,用不锈钢叶轮更换	1993年11月2日
2	2SEC004PO	1800	明显汽蚀,用不锈钢叶轮更换	1993年11月6日
2	2SEC001PO	2500	汽蚀严重,用不锈钢叶轮更换	1994年7月7日
2	2SEC002PO	2600	汽蚀严重,用不锈钢叶轮更换	1994年9月27日

三、叶轮汽蚀的原因分析

综合国内外专家现场调查考察及研究分析,SEC泵叶轮汽蚀产生的机理是:由法国阿尔斯通集团 BERGERON 工厂设计制造的 SEC 泵是立式离心泵,额定转速为 1000r/min,属于高速泵,在叶轮吸入流体时,由于流速高,叶根背侧负压面上的压力急剧下降,当该处压力小于饱和蒸汽压力时,就会不断析出气泡,这些气泡随水流流向高压区,当到达压力大于饱和蒸汽压力的区域时,气泡破裂形成瞬间局部水锤作用而损坏叶片材料,此现象称为叶轮的汽蚀。

国内外专家,除供货商和制造厂外,比较一致地认为 SEC 泵叶轮汽蚀的主要原因是:

1. 设计制造及安装方面

——从 SEC 泵的特性曲线中的净正吸入压头(NPSH)与流量(Q)关系曲线可以看出,在 $1.0Q_n$ 至 $1.2Q_n$ 运行范围以内,陡度很大;泵制造厂给定的有效汽蚀余量 $NPSH_a = 11.5m$;当 $Q = 1.2Q_n$ 时,临界汽蚀余量 $NPSH_r = 12m$;而现场实际安装条件最小的 $NPSH_a = 12.5m$;可见 SEC 泵的有效汽蚀余量小。研究表明,初生汽蚀早在临界汽蚀之前就会发生,在大流量情况下,该泵必定是在有汽蚀的条件下运行的。

——在系统设计及安装方面,由于:

- 泵上游 $\phi 700$ 的入口管与 $\phi 1200$ 的集水管之间的 T 形接头无过渡斜角,而且离泵体仅 3m;
- SEC 泵为立式泵,其下面的蝶形隔离阀与泵入口间的连接角度不恰当,而且离泵距离太近;
- 泵的入口侧与泵壳成锐角(35°),而叶轮内部流道窄。

这些因素的综合引起吸入流的扰动,使吸水条件恶化,在低流量(如: $Q = 0.6Q_n$)运行情况下,在叶轮流道的吸入侧附近可能引起回流,流量愈低,回流愈加重;回流通过相互作用将加速泵的汽蚀。

——按原设计,叶轮材料为铝青铜,是较便宜的软质材料,大亚湾核电站的运行经验表明,SEC 泵在运行约 2000 小时之后,叶轮普遍产生汽蚀磨损,不仅叶片而且叶轮的其它部

分也受严重侵蚀;而设计寿命应为 40 年,证明设计选材不当,未能满足合同要求,而供货商却解释说,在泵的设计阶段按法国的 RCCM 规范,海水环境制造叶轮的材料只有铝青铜;当 RCCM 修改之后才允许采用不锈钢。但是有了运行经验反馈之后,法马通和 EDF 都没有告知广东核电合营有限公司,因此未能及时作必要的改进。

2. 泵的运行方面

- SEC 系统最常见的工况是单列一台泵运行,而要求的正常流量范围非常狭窄($0.9Q_n \leq Q \leq 1.2Q_n$);对泵运行状态进行监督的唯一手段是就地压力监测,要求泵的出口压力 $P_{da} > 0.2\text{MPa}$;当出口压力 $P_{da} < 0.17\text{MPa}$ 时,主控室出现报警。没有流量调节控制手段,使 SEC 系统运行较困难。1 号机组 SEC 泵叶轮汽蚀在调试阶段即发现,在调试的某一段时间内,泵运行超出流量限值是完全可能的。
- 在调试及试运行阶段,由于循环水处理系统(CTE)的可用率低,SEC 系统内贝类及海生物孳生,使流动阻力增大,在某些期间内泵可能处于低流量下运行,虽然系统内有 RRI/SEC 热交换器压差 $\Delta P_{RF} \leq 0.25\text{MPa}$,海生物捕集器压差 $\Delta P_{FI} \leq 0.015\text{MPa}$ 的监测,这些也可以间接监视 SEC 泵的运行工况,但没有直接对泵的小流量运行即出口压力高进行监督。只是在汽蚀事件之后,供货商才提出正常运行时,泵的出口压力应保持为 $P_{da} \leq 0.28\text{MPa}$,在主控室显示并记录。

3. 有关汽蚀原因的小结

综上所述,SEC 泵叶轮汽蚀的原因明显地是设计缺陷,包括:有效汽蚀余量小,入口隔离阀位置布置欠佳,叶轮选材不当等;汽蚀与泵的运行密切相关,但 SEC 泵所要求的正常流量范围狭窄,对大流量、小流量的运行监测手段不足,又没有调节控制流量的手段,造成了 SEC 系统的运行困难。

四、对策

1. 查清泵叶轮损坏的原因

如上所述,事件发生后,合营公司邀请 EDF、香港中华电力公司、供货商和设备制造厂以及国内多位专家,到现场调查分析研究得出的一致结论是:叶轮因汽蚀损坏,泵制造厂把 1 个损坏的叶轮运回法国工厂去研究和修复。

2. 充分利用外部经验反馈

事件发生后,广泛调查、咨询了国外类似核电站的运行经验,得知同一泵制造厂 BERGERON 的南非分厂为南非 KOEBERG 核电厂供货的 8 台 SEC 泵叶轮都严重损坏;1985 年由承包商提供不锈钢叶轮更换。由法马通供货的韩国 ULCHIN 核电厂的 SEC 泵叶轮也经历了同样的汽蚀损伤。法国 EDF 的 BLAYAIS 核电厂的 SEC 泵于 1986 年经历过泵叶轮磨损,改用不锈钢叶轮;FLAMANVILLE 核电厂 SEC 泵叶轮磨损后于 1989 年改用不锈钢叶轮,运行 10 000 小时后检查完整无损,取得了成功的经验。分析表明,这些外部经验很有参考价值。

3. 及时换上不锈钢制叶轮

了解到国外应用不锈钢(型号为 URANUS)叶轮的成功经验之后,立即为两台机组订购了八个不锈钢叶轮;数个月之后先到了四个,每个机组先换上两个,保证 SEC 系统的稳定可靠运行。2 号机组原有的铝青铜叶轮也尽可能地使用一段时间,待损坏至一定程度再换成不锈钢

叶轮。大亚湾核电站的八台 SEC 泵更换成不锈钢叶轮的时间见表 1。

4. 改进和完善泵运行的监测和记录

按照供货商提出的补充要求,并总结自己的运行经验,采取了如下措施:

(1)通过修订运行规程,改进和完善泵运行的监测和记录,如:

——增加对小流量运行,泵出口压力监督,要求 $P_{\text{out}} \leq 0.28\text{MPa}$;

——每班就地记录一次泵出口压力,核实泵的工况,并在主控室自动记录泵出口压力;

——记录单一系列两台泵运行的持续时间。

(2)对泵的流量进行定期试验。

(3)加强对泵振动的监测。

5. 其它改进措施

通过加强检修和维护保养和增设次氯酸钠贮罐(CTF),保证循环水处理系统(CTE)的可用率,减少海生物在 SEC 系统孳生。借鉴韩国的经验,在 1 号机组的 SEC 泵壳上装设了至 0m 标高以上的连续排气管线。

6. 验证对策的有效性

1994 年 10 月 28 日,对运行了十个多月的 1SEC004PO 不锈钢叶轮进行了检查,1994 年 11 月 29 日又对运行近一年的 1SEC003PO 不锈钢叶轮进行了检查,结果表明,两个不锈钢叶轮均完好无损。1 号机组 SEC 泵壳上装设了连续排气管线之后,与以前相比,简化了启动泵之前的操作,减少了泵的振动和噪音,有利于泵的稳定可靠运行;因此决定在 2 号机组的 SEC 泵上也装此连续排气管线。

广东大亚湾核电站 1994年5月25日1号机组停堆停机事件分析

章松林 郭宗林

1994年5月25日晚21点59分,广东大亚湾核电站1号机组在执行反应堆没有紧急停堆预期瞬态保护通道的定期试验期间,因自动试验装置与保护通道接口之间产生误动信号而触发反应堆紧急停堆和机组跳闸事件。由于1号机组的跳闸(电网损失984MWe),使电网频率由50Hz降至49.6Hz,稳定约50秒,后因南方互联电网的网架结构薄弱,安全自动装置不完善,联网各方的运行方式协调及安全稳定措施不力等因素,造成互联电网系统动态稳定的破坏,使系统失步。电网频率进一步降至48.8Hz,导致低周切负荷达1730MWe,最终广西与广东电网也手动解列,至22点26分电网恢复正常运行(该事件简称“5.25”事件)。受篇幅和资料所限,本文不涉及南方互联电网事故扩大原因的分析,而仅介绍广东大亚湾核电站“5.25”事件发生过程和原因分析以及处理过程。

一、事件发生及处理过程

1994年5月25日广东大亚湾核电站1、2号机组均处于满功率运行(反应堆功率100% P_n ,电功率984MW)。

5月25日22时0分,大亚湾核电站仪控人员按计划对1号机组上执行没有紧急停堆预期瞬态(ATWT)保护系统的模拟量处理部分的周期试验时,反应堆意外停堆,触发信号是ATWT(该保护信号在3台蒸汽发生器(SG)中有2台流量小于6%,并且核功率大于30%额定功率 P_n 时触发保护系统动作)。根据试验规程和ATWT保护系统的设计原则,当时所执行的试验只是对SG1(1号蒸汽发生器)回路进行试验,意即正常时应该只出现SG1给水流量低信号,不满足停机和停堆条件,不会触发ATWT保护。但是,当执行SG1回路试验时,因SG2和SG3回路受影响而同时切换到试验状态(相对于反应堆保护系统而言,试验状态即SG流量 $<6\%$),造成ATWT保护误触发。

在1号机组因ATWT误触发停堆停机后,主控制室操纵员根据事故处理引导规程(DEC)进入I1规程(即反应堆紧急停堆工况处理规程)进行处理,从而及时地稳定了机组的状态。23时50分,反应堆重新达到临界。5月26日上午9时,1号机组重新达到满功率。

1号机组从5月25日22时0分发生强迫停堆停机事件,到5月26日上午9时0分1号机组重新达到满功率,历时11个小时。

二、ATWT 误动的分析

1. 反应堆保护及其在线周期试验

反应堆保护的目的是保护设置在燃料和外界之间的各种屏障(燃料包壳,一回路压力边界,反应堆安全壳),防止放射性物质外泄。在大多数情况下,整个事故变化过程通过两个不同的物理参数测量来实现(“冗余”准则)。而同一物理参数的测量又设置两个以上的通道,每个通道用独立的电源供电。整个反应堆保护由四部分组成:物理参数电测(变送器),电测信号的处理及极限值监视(简称工艺测量仪表系统 SIP),对超限物理参数进行逻辑判断、处理,产生正确的保护指令(简称反应堆保护系统 RPR),停堆开关和安全措施。

SIP 是一些电子柜组成的系统,电子柜中包含有信号调整及计算模块,这些模块对于实现各种模拟变送器信号(反应堆系统的工艺物理量电测信号)的变换和实现相等物理量的极限值监视功能是必需的和足够的。有四套在实体和电气上都是分隔的 SIP 保护装置。为了保证保护系统的可靠性,正常运行时必须进行周期试验。SIP 通道设计成在正常运行期间能通过安装在其电子柜中的测试模块而实现性能检测。测试模块与自动测试台相连,其测试内容包括测量阈值继电器的触发时间,信号处理模块的精确度及动态模块设定,如超前、滞后、微分作用等。在线试验设计遵循故障安全原则,将所检测的通道在其整个试验期间置于超限状态,从核安全的角度来说,这是偏安全的考虑,当然,它增加了误停堆的机会。这次“5.25”事件就是一次误停堆。

2. 关于蒸汽发生器冷却不足的保护和 ATWT

蒸汽发生器冷却不足的保护涉及到燃料包壳和一回路压力边界两道保护屏障。相关于蒸汽发生器冷却不足的保护有下述两项停堆信号:

- a. 蒸汽发生器汽/水失配+蒸汽发生器水位低;
- b. 蒸汽发生器水位低-低。

此外,涉及蒸汽发生器冷却不足的保护还有 ATWT。ATWT 是一个专用保护,一般情况下,如果反应堆在高功率下失去主给水,保护系统会立即使反应堆紧急停堆。如果万一由于系统发生超过设计基准的事故,造成停堆时控制棒拒动,ATWT 通道可以提供一个补充的保护,再次引入一个停堆信号。因此,它是一个冗余的保护信号。而且,因为 ATWT 信号是无安全分级的,即其准则遵循 1E 级(电气设备分级),其设计不引入冗余,但是遵守下述准则:

- a. 独立性和实体隔离:尽管 ATWT 属于 RPR 系统,但是系统实现方法和供电皆与 RPR 不同;
- b. 多样性原则:采用与其他保护通道不同的信号,即低给水流量 $<6\%$ +核功率 $>30\%P_n$ 的信号组合;
- c. 电源的多样性和电源丢失闭锁原则。

3. ATWT 误动原因及其纠正行动

执行 ATWT 保护的周期试验时所用的自动试验装置是由法国 EDF 设计和负责技术接口的。而 SIP(CEGELEC 设备)是由法国法马通供货的。这样,由于试验装置和 ATWT 保护通道之间的技术接口问题,当在一个通道上进行试验时,其试验模块上的电压升高的同时会影响其余两个试验模块而产生试验指令,导致 ATWT 信号。

经大亚湾核电站技术人员和法国法马通公司的技术人员的反复研究和交流,确定了最终的解决方案,其主要目的是实现 ATWT 保护设备和其它 SIP 设备间的电源完全独立。7 月 15 日 1 号机组已完成修改并达到预期的目的。2 号机组也于 1995 年 3 月份的大修期间进行了相应的修改。

4. ATWT 保护通道设计原则探讨

自从美国三里岛事件以后,为了解决“不停堆的预期瞬态”相关的问题,ATWT 的设计已引入了多样性的反应堆保护设计之中。

按大亚湾核电站技术合同规定,ATWT 是一个专用保护,它用于事故时反应堆不掉棒的故障(反应堆保护系统发生意想不到的共模故障)情况下,蒸汽发生器给水丧失的保护。在上述情况下,反应堆保护系统的“反应堆停堆”,“蒸汽发生器辅助给水系统启动汽轮机跳闸”功能将会失掉。这时,ATWT 保护将通过与 RPR 分离的通道(独立性和实体分离的通道)产生上述功能。

对于 ATWT 保护,重要的是产生两项作用:汽轮机跳闸和蒸汽发生器辅助给水系统启动,这将有效地防止反应堆在高功率工况下冷却不足。

大亚湾的 ATWT 设计接近于法国 1300MW 电站的设计,出现 ATWT 信号后立即使反应堆停堆。这可避免当事故发生时需操纵员手动停堆,为操纵员提供更多的时间来进行其它所必需的操作。大亚湾核电站的设计是法马通对其已往 900MW 电站设计的改进,其改进目的是为了加快 ATWT 的信号反应,因此,删除了 ATWT 信号生成中的蒸汽发生器低水位条件,并取消了 ATWT 指令的延时。取消 ATWT 指令上的延时,是法马通与法国国家核安全局达成的共识。即根据法马通已往的事件研究报告,当发生 ATWT 极限事故时,在 ATWT 指令无延时情况下,反应堆一回路压力将升高到非常接近 22.0MPa 的设计基准压力(反应堆一回路压力边界所能承受的最大压力)。

从大亚湾核电站 ATWT 误触发来研讨法马通公司的这一改进,我们不难发现下述值得进一步研究的问题。

反应堆高功率下失去给水,但反应堆保护系统尚未失效时,ATWT 会优先于正常保护(低水位,低-低水位)而动作。这在设计逻辑上明显偏离了 ATWT 保护的设计原则,也大大增加了因给水系统及其测量通道“瞬态故障”而误停堆的概率。

ATWT 事件为超设计基准事故,其分析不应遵守设计基准事故分析的假定,22.0MPa 不是验收准则,由此取消延时器的决定,其技术论证是不充分的。

三、“5.25”事件发生后的响应行动,整改措施及经验反馈

1. “5.25”事件后的响应行动

“5.25”事件发生后,广东大亚湾核电站的全体员工迅速行动,立即响应,在电站经理部的统一指挥和协调下,各个专业人员立即进行事件原因分析和制定针对性的整改措施,在很短的时间内查明事件的起因,消除了机组在事件过程中发现的各种隐患及故障,将机组负荷升至满功率,有效地支援了电网负荷的恢复。同时,电站经理部立刻召集厂内专业人员,供货商专家举行联席事件分析会议,分析产生事件的原因,布置了进行进一步试验验证工作和执行临时修改方案。

针对“5.25”事件的起因,为了论证其产生原因,在全范围模拟机上进行多次的系统事件模拟和现象判别,为事件的分析提供了有力的证据。

为了进一步查证事件起因,7月1日,在电网的配合下,1号机组停机停堆,仪控人员复查并核实了反应堆 ATWT 保护通道中存在的问题,在法马通的配合下实施了最终修改方案,消除了隐患,并写出了详细的技术分析报告。

2. 向主管单位通报“5.25”事件和各有关单位的响应行动

“5.25”事件发生后,广东大亚湾核电站及时地向中核总核电局、广东电网、国家核安全局、广东电网电力调度所等上级主管单位和职能部门通报了“5.25”事件的起因及过程,并且发出了事件分析报告和原因调查报告等。5月27日,电站经理向香港立法局及新闻媒介报告了事件的原因及经过。

8月3日~7日,在深圳召开了“广东大亚湾核电站‘5.25’停机事件分析汇报会”。

3. 采取的经验反馈行动

针对5月25日事件所暴露的问题,我们应吸取的经验教训:

(1)今后凡涉及停堆停机或能够引起机组负荷下降而对电网运行造成影响周期试验或设备检修工作,应事先将工作计划,项目及实施中可能产生的风险通报电网调度,并寻求电网方面的积极配合;

(2)对涉及到有跳机跳堆或可能引起机组降负荷的周期试验或检修工作,应认真地实施风险评估,并在采取了相应的防范措施之后执行;

(3)每次在执行周期试验之前,试验人员或工作负责人应充分地理解所要执行的试验项目或工作项目的目的与风险,充分地理解试验或工作项目的步骤,认真地校验试验装置与执行规程;

(4)试验前工作负责人要与运行操纵员讨论清楚并在试验过程中紧密配合;

(5)实施了反应堆 ATWT 保护通道设计不合理的修改,从根本上解决了自动试验装置与保护通道的技术接口问题;同时根据大亚湾核电站两台机组设计的相同性,将1号机组发生的问题和出现的设计错误及时反馈到2号机,避免了事件的重复发生。

5月25日事件后,电站经理部本着实事求是,认真负责,在关键问题上和责任问题上决不含糊的思想作风,在事件的处理过程中,始终贯彻事件处理“三不放过”原则,发动与带领全厂员工认真总结,吸取经验教训,严格执行经验反馈行动。通过这一事件我们重新认识了大型核电机组与电网之间的关系,认识到保障核安全的重要意义,认识到加强对电站员工的核安全意识教育,提高电站员工的核安全文化素养的重要性。同时,“5.25”事件后举行的一系列电站、电网和中核总组织的会议上所提出的一些问题,对南方互联电网网架结构薄弱部分的整改措施的落实也具有重要的意义。

凝汽器钛管泄漏分析及处理

赵 宏

本文介绍了广东大亚湾核电站凝汽器钛管被附加流体冲击、侵蚀的原因和后果,以及解决的方法。

广东大亚湾核电站1号机组自1993年7月中旬开始联调以来,由于凝汽器钛管损坏,发生了五次海水泄漏,造成三次被迫停机,二次降负荷运行。第一次停机11天;第二次停机21天;第三次降负荷到540MW运行,历时10个小时;第四次降负荷至560MW40个小时;第五次停机8天,造成机组960小时不可用。影响了调试进度和机组的可用率。由于系统、设备被漏入的海水污染,系统、设备受到侵蚀损伤。其中蒸汽发生器传热管受到的侵蚀损伤最为敏感。清洗被漏入海水污染的系统和设备相当困难,需要大量的SER(常规岛除盐水分配系统)除盐水进行冲洗,花费时间长,消耗水量多,经济损失大。1号机组投入商业运行两个多月内,堵掉了84根钛管。

通过对事件的分析和经验反馈,对事件的根本原因取得了一致的看法,认为这几次对钛管的冲击、侵蚀损坏都与高能附加流体排入凝汽器的方式直接相关。为了解决这一问题,必须对GECA(通用电气公司-阿尔斯通)的凝汽器设计进行全面审查和修改,并把1号机组的经验反馈到2号机组上,采取加固扩散器和增设挡板的临时措施。并且向GECA提出要确保凝汽器的安全可靠,就必须在凝汽器外部增设闪蒸箱(也称为扩容箱),使得高能附加流体能安全地排入凝汽器,避免由于高能附加流体直接排入凝汽器时发生的事故和损坏。这一建议最终得到了GECA的认可,并决定在1号、2号机组换料大修时,由GECA按照合同的技术条款予以实施。

一、凝汽器钛管的泄漏事件及其对机组的影响

1. 1993年7月30日,由于高压加热器水侧冲洗阀AHP007VL后的减压扩散器114BB,在高压加热器水侧冲洗时脱落,打在冷凝器内双联低压加热器疏水管支架上造成钢结构变形位移。损坏7根钛管,使得海水漏入凝汽器,造成凝结水中 Cl^- 2000ppm, Na^+ 920ppm;ADG(除氧器)中 Cl^- 350ppm, Na^+ 173ppm。修复用了9天,冲洗用了14天。同时因用水量造成水源不足,使机组停运21天不能调试。

2. 1993年10月9日,由于汽水分离再热器新蒸汽A列低功率(75%额定功率以下)蒸汽排放阀GSS101VV及B列低功率蒸汽排放阀GSS201VV,汽水分离再热器新蒸汽A列应急排放阀AHP127VV和B列应急排放阀AHP227VV开启时,蒸汽通过这些阀后,凝汽器壁上的槽形挡板两侧将钛管冲刷损坏共25根。采取掉换槽形挡板的方向,由原来的两侧开口,改为上、下开口,并上下延长槽形挡板(见图1)等措施,修复共用10天,冲洗用了一天。机组停运11天不能调试。

3. 1994年2月15日,氦气检漏发现一根钛管泄漏和另一根原泄漏钛管的堵头松动造成海水泄漏。功率从760MW降到540MW运行,检漏和处理用了一天。

4. 1994年4月8日,由于原泄漏钛管的堵头松动降功率至560MW运行,并进行检漏堵漏。原先堵的管子中,有5根存在泄漏,并发现新的一根钛管泄漏,另有40根由于有冲刷缺陷进行预防性堵管(这些钛管仍是在槽形挡板附近,被蒸汽冲刷),40小时后恢复至满功率。

5. 1994年4月12日汽动给水泵新蒸汽疏水阀APU610VV和622VL,由于自动疏水器失灵,使此二阀后的减压扩散器310BB损坏,其附近的5根钛管严重损坏。另外,汽动给水泵新蒸汽疏水阀APU510VV和522VL,也由于自动疏水器失灵,后面的减压扩散器120BB和新蒸汽向汽水分离再热器供汽疏水阀GSS165VL和166VL后的减压扩散器都被高能流体冲坏,造成凝结水 Na^+ 达290ppm。采用更换扩散器并加固修复的办法,修复用了2.5天,冲洗用了6天,造成机组不可用8天。

二、原因分析

广东大亚湾核电站每台机组有三台独立的凝汽器,每台凝汽器有两组单流程的管束,它们分别与三个双流汽缸相连。凝汽器传热管板采用双管板结构。每组传热管束有6808根 $\phi 25.4\text{mm} \times 0.17\text{m} \times 16700\text{mm}$ 的有缝焊接钛管。在凝汽器喉部布置有双联低压加热器,在凝汽器两侧还布置有主蒸汽旁路排放系统GCT,以适应核反应堆的要求,蒸汽排放总量为1371.4kg/s,为反应堆装置最大蒸汽容量的85%。在凝汽器上还设有汽水分离再热器系统GSS的蒸汽排汽系统,以保证汽水分离再热器的过冷度不超过30℃。凝汽器还与下列主要系统相连:

- ABP 低压给水加热器系统
- ACO 给水加热器疏水回收系统
- ADG 给水除氧器系统
- AHP 高压给水加热器系统
- APP 汽动给水泵系统
- APU 主给水泵汽机疏水系统
- APG 蒸汽发生器排污系统
- ASG 辅助给水系统
- CAR 汽机排汽口喷淋系统
- CET 汽机轴封系统
- CRF 循环水系统
- CVI 凝汽器真空系统
- GCT 汽机旁路系统
- GPV 汽机蒸汽和疏水系统
- GSS 汽水分离再热器系统
- SER 常规岛除盐水分配系统
- VVP 主蒸汽系统

按最大连续电输出为983.8MW的正常运行,凝汽器主要的特性参数如下:

排出的热量	1897.21MW
冷凝的蒸汽量	829.41kg/s
蒸汽焓,包括动能	2350.35kJ/kg
其它通往凝汽器的蒸汽和疏水有:	

	流量(kg/s)	焓(kJ/kg)
1. 给水泵汽机来的乏汽	28.52	2445.77
2. 低压轴封蒸汽	0.65	2814.83
3. 旁路加热蒸汽	0.50	2773.03
4. 给水泵汽机的加热蒸汽	0.28	2773.03
5. 1号低压加热器疏水	48.35	410.49
6. 2号低压加热器疏水	52.91	304.46
7. 轴封蒸汽冷却器疏水	0.50	416.72
8. 除氧器排气	0.324	2764.94

冷却水设计进口温度	23℃
冷却水流量	44.96m ³ /s
相应的循环水温升	10.3℃
凝汽器传热管内水的流速	2.44m/s

在水室进口和出口之间循环水的压头损失包括10%设计裕量(不包括碎片过滤器和带负荷清洗传热管)共52kPa。

在冷却水设计进口温度下凝汽器的压力为7.50kPa。

为了满足核电站热力系统的要求,凝汽器除了为汽轮机提供一个经济背压和接收汽轮机的乏汽外,还必须接收各种疏水、补水、排放水、凝结水再循环及各种附加蒸汽(统称为附加流体)。核电机组与常规电站有所不同,核电机组排入凝汽器的附加流体不仅排入点多(大亚湾核电站排入点多达116点)而且这些附加流体的能量也比较大。因此合理地布置和设计这些附加流体的排入方式、排入点尤为重要。从大亚湾核电站接二连三发生的凝汽器海水泄漏事件,都说明 GECA 对核电机组附加流体排入凝汽器布置方式缺乏经验以及设计上的疏忽,例如前面所述的挡板方向装错,导致凝汽器钛管被冲击侵蚀损坏,疏水管道振动使扩散器断裂并撞击其它部件造成构件发生过量变形。这都是由于附加流体排入方式考虑不当造成的。其主要原因有以下几点:

1. 凝汽器内空间不够。大亚湾核电站的凝汽器喉部布置了尺寸很大的双联低压加热器,还布置了汽机蒸汽旁路排放系统和减温装置及各种疏水的排入,凝汽器空间受到一定的限制。于是,在凝汽器的剩余空间很难布置附加流体的减压排放装置,特别是高能附加流体安全扩散的要求不能得到满足,例如,上述的汽水分离再热器的蒸汽排放,及汽动给水泵新蒸汽的疏水排放等中、高能流体排入凝汽器。这些附加流体的参数分别为:

a. 汽水分离再热器新蒸汽管道疏水

通过疏水阀的最大工况:0.14kg/s,2.5MPa,962kJ/kg,224℃,

启动时通过疏水旁路的最大工况:1.1kg/s,2.5MPa,2800kJ/kg,224℃

b. 汽水分离再热器 A 列新蒸汽低功率和启动时的排汽

7.83kg/s,6.95MPa,2774kJ/kg,286℃

c. 汽水分离再热器 B 列新蒸汽低功率和启动时的排汽

7. 83kg/s, 6. 95MPa, 2774kJ/kg, 286℃

d. 汽水分离再热器 A 列新蒸汽应急疏水

1. 3kg/s, 6. 95MPa, 2774kJ/kg, 286℃

e. 汽水分离再热器 B 列新蒸汽应急疏水

1. 3kg/s, 6. 95MPa, 2774kJ/kg, 286℃

2. 在凝汽器内部没有足够的空间来布置安全扩散装置(温度超过 210℃必须喷水减温), 附加流体排入装置设计不合理, 例如高加水侧冲洗扩散器的脱落, APU 疏水扩散器的断裂, GSS 排汽槽挡板设计不合理, 都说明设计者在制定正确的计算方法和遵照合理的设计原则上存在一定的问题(包括: 结构选材, 布置的设计), 未能确切地了解或低估了附加流体的排入量及参数。

3. 由于凝汽器是在真空条件下工作的, 因此在高能流体排入凝汽器时, 疏水在排入过程中往往发生闪蒸现象。排入凝汽器时, 由于压降过大, 虽经节流孔, 但这种高速流体夹带有水滴, 因此对物体侵蚀, 温度骤变造成的应力变化危害极大, 例如 APU 扩散器的断裂, GSS 通过槽形挡板侧面直接冲刷钛管等。

4. 附加流体排入位置不当:

(1) 排入流体的扩散方向正对着钛管。

(2) 排入流体没有足够的扩散空间, 使它在冲击扩散器、挡板时, 扩散器和挡板承受能量过大。

(3) 附加流体排入系统工作不正常, 例如, 汽动给水泵新蒸汽管道疏水, 汽水分离再热器新蒸汽管道疏水, 预定在启动时或管道有疏水情况下使用, 但由于疏水装置的失效等原因, 造成蒸汽大量地排入凝汽器, 改变了原疏水工况的要求。

三、改进办法

上述钛管泄漏事件发生后, 设计承包商 GECA 采用加固扩散器和改变槽形挡板的开口方向以及加长挡板, 并且, 对泄漏的钛管加堵等方法予以处理。采取这些处理措施在当时是有效的, 但是不能从根本上杜绝附加流体, 尤其是中、高能级附加流体的冲击侵蚀损坏钛管的事件发生。因此于 1993 年 10 月 16 日, 对钛管泄漏事件分析后, 通过当时的工程部向 GECA 提出在中、高能级附加流体排入凝汽器前增设扩容箱, 必要的附加蒸汽还需增加喷水装置的建议, 并指出在凝汽器内对扩散器加固和增设挡板等处理方法仅是权宜之计, 不能从根本上解决问题。

1994 年 4 月 12 日再次发生由于扩散器 310BB 损坏造成钛管泄漏被迫停机 11 天。由于附加高能流体直接排入凝汽器造成钛管损坏的事件多次重复发生, 加深了对此问题的认识, 总经理部要求设计供货商 GECA 在凝汽器上增设扩容箱, 并且指出, 根据 1982 年发表的“高能流体排入表面式凝汽器的推荐设计准则的研究报告”及依据该报告内容编写的“附加流体排入凝汽器的研究与设计”以及大亚湾核电站出现的钛管多次损坏事件的经验都表明, 大亚湾核电站高能附加流体排入凝汽器方式必须加以修改。

确保凝汽器安全可靠运行是处理附加流体排入凝汽器的重要原则, 尽可能减轻及避免附

加流体(特别是高能附加流体)直接排入凝汽器对其结构发生冲击侵蚀的破坏作用,防止事故,因此根据大亚湾核电机组凝汽器的实际情况,必须设计一种系统及装置,保证附加流体在排入凝汽器时能均匀地分配和安全减压减温扩散。而要做到这一点必须在凝汽器外部增设闪蒸箱,高能附加流体在其中扩容膨胀和部分汽化,压力、能量得以降低至接近凝汽器的压力,然后再将水和蒸汽分别经U形管,将水引至凝汽器底部排入,经由排汽导管将乏蒸汽引至凝汽器喉部。

原设计供货商在上述钛管损坏事件发生后,单凭直观的经验,采用简单的挡板、管道直通扩散器、隔离开凝汽器的内件等措施承受扩散流体的冲击以及起导流的作用。这对于中小型机组及低能量级的流体排入凝汽器是很有效的,但是对于大亚湾这种大型机组及高能流体排入凝汽器,如果仍沿用普通的管道扩散器及简单的挡板,则仍极易发生钛管破损事故,是行不通的。

综上所述,要防止由于附加流体造成凝汽器钛管破损和构件损坏事件的发生,必须专门设置独立于凝汽器之外的闪蒸箱,这样才能保证凝汽器的安全可靠。现场有足够的位置,增设这种闪蒸箱是可行的。

四、改进的实施

原设计供货商 GECA 根据大亚湾核电站所发生的事件,最终接受了大亚湾核电站提出的改进意见,参考了 ALSTHOM 有关压水堆核电站凝汽器的设计制造经验,提出改进设计的具体实施方案。GNPJVC(广东核电合营有限公司)对 GECA 的设计方案多次组织国内有关专家讨论、审查修改,使具体的实施改造设计方案更趋完善,在取得一致意见以后,按合同保证期条款由 GECA 免费提供材料和人力,在凝汽器 A、C 两侧凝汽器壁上,根据附加流体的不同等级,增设了六个扩容箱。将高于凝汽器压力的所有附加流体,根据不同的能量等级分别通过减压扩散器排入不同的闪蒸箱后再经 U 形管和排汽导管排入凝汽器的安全位置,并在高能附加流体的闪蒸箱内设有喷淋装置以降低其在闪蒸箱内的温度或压力,达到可接受的压力和温度后再排入凝汽器。

由于这个问题是在机组保证期内发生的,所增设的 6 台扩容箱和附属系统以及改造费用,都由供货商承担,价值约 1000 万元人民币。

关于钛管堵头松动问题,我们分析了堵头的缺陷,并进行了改进。

凝汽器增设闪蒸箱的改进工作在 1 号机组换料大修中用了 37 天,2 号机组换料大修中用了 31 天。通过 1 号、2 号机组大修后投入运行以来的情况看,达到了预期目的,这已是 1995 年的事了。

参考文献

[1]大型电站凝汽器,机械工业出版社,1993年3月。

[2]高能流体排入表面式凝汽器的推荐设计准则,美国电力研究所 EPRI, 1982 年。

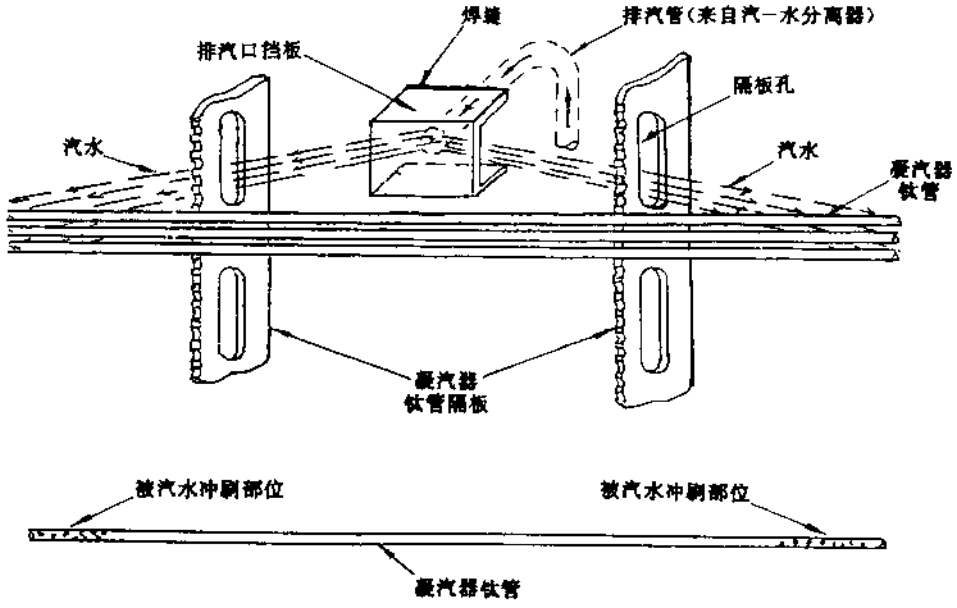


图1 槽形挡板结构及钛管受冲刷示意图

1 号机组发电机内部漏氢事件回顾

陈家龙

大亚湾核电站发电机是 GEC 公司制造的 900MW 原型发电机。1 号机组发电机于 1994 年 2 月 1 日投入商业运行, 1994 年 7 月 2 日由于发电机内部漏氢退出运行。现场检查由 GEC 专家和广东核电合营有限公司工作人员共同进行。发电机解体后发现发电机定子 17# 槽上层线棒端部紧靠线棒间树脂填充橡胶袋圆角处有一最大直径约为 6mm 近似圆形开口的蚀洞, 蚀洞已贯穿上层线棒绝缘层并通到此位置的中空矩形铜导体。从槽中拆出损伤线棒后发现, 蚀洞底部嵌有 3.3mm×1mm×0.35mm 的钢质碎块。钢质碎块已将中空矩形铜导体蚀穿, 发电机机壳内的氢气正是通过这一蚀孔漏入定子水冷却系统。这是一起典型的由于“电磁虫”侵蚀导致发电机损坏事件。蚀孔位置与线棒横截面的关系见图 1。包括损伤部位的一段线棒和蚀孔附近表面的适形材料碎块先由 CLPSSD(香港中华电力公司科学服务部)进行了详细的检查, 随后由 GEC-ALSTHOM 工程研究中心(ENGINEERING RESEARCH CENTRE)进行复查, 所有检查均未发现钢质碎块沿线圈表面的迁移痕迹, 从而证实钢质碎块是制造时从下线到敷放树脂适形材料期间进入故障部位的。

更换线棒后 1 号机组主发电机于 1994 年 8 月 8 日并网, 并达满负荷工况。

一、事件处理过程

1. 从报警到手动停机

1994 年 7 月 1 日, 1 号机组处于满负荷运行工况, 17:15 主控室出现定子冷却水系统氢水分箱漏氢/水位低报警, 随即出现定子冷却水系统补水报警。发现报警后, 运行值班人员前往氢水分箱高位排放管口, 观察到气/水间歇喷出。

出现上述情况后, 运行人员立即报告, 并在各级领导组织下采取下列措施以进一步确认事件性质并确保机组安全运行:

- 反复测试后, 确认从氢水分箱高位排放管排出的气体为氢气;
 - 监测氢压变化, 测出氢压下降率为 3~6kPa/h, 相当于 12%~24%/d 的泄漏率; 根据以上两点可以排除空气从外部漏入定子冷却水系统引发警报的可能;
 - 监测氢水压差, 确认氢水压差保持在 50kPa;
 - 监测发电机内氢气露点, 确认发电机内部保持干燥(露点为-20℃); 根据以上两点, 可以看出发电机虽已漏氢, 但事件尚未扩大;
 - 手动补氢, 保持发电机内部氢压, 确保发电机的冷却;
 - 向电网通报情况;
- 生产部经理接到报告后立即采取了以下各项措施:
- 向 GEC 驻厂代表通报情况, 要求驻厂代表立即向 GEC 总部和发电机制造厂通报情

况,并及时反馈信息;

——召集有关人员对漏氢事件进行讨论,主要内容是:

- 确认发电机内部漏氢;

- GEC 总部的初步意见是:“继续运行,密切监测发电机内部氢气露点和氢/水压差”,这两项措施已在执行中;

- 尽快安排停机检修,防止因漏水导致事件扩大。

为确保机组安全,防止事件扩大,在征得 GEC 和电网同意后,生产部决定停机检修。于 1994 年 7 月 2 日 2:11 开始以 5MWe/min 速率降功率,5:30 手动停汽轮发电机组。

2. 漏点查找

1994 年 7 月 2 日,GEC 首批专家到达大亚湾,并确认了发电机内部漏氢。

发电机内部可能出现漏氢的部位是:

——连接定子冷却水回路各部分(汇水管,线棒,端子)的聚四氟乙烯水管;

——汇水管焊缝或法兰连接处;

——水/电连接头的钎焊缝;

——线棒。

拆除发电机前端两台氢冷却器后,在定子冷却水回路充水时,发现发电机前端底部线圈端部夹持件的间隙处有水滴出。滴水的最高位置对应于 18# 槽位(与垂线成 30° 夹角处)。确认漏氢部位不在聚四氟乙烯水管处。

剥开对应这一位置的 10# 槽上层线棒和 27# 槽上层线棒水电接头外部绝缘后未发现泄漏。拆除发电机后端一台氢冷却器后进行了氦气检漏,确认发电机后端无泄漏。由于泄漏量大,较大空间中均弥漫有氦气,无法定位泄漏点。

为了降低现场环境的噪音,解除了冷凝器的真空,并使相关系统的辅机退出运行。这时在定子冷却水系统充以 200kPa 气压后,可以听到机内导风叶内部有气体泄漏声,声源在右下侧(从前端看)。在这种情况下只有抽出发电机转子才能进一步查漏和修复。

抽出转子,发现漏气点在对应于 15# 槽位的内侧周向压板下,用手可以摸到覆盖在适形材料表面玻璃布的破口。拆除发电机前端右下侧两块线圈端部压板后,发现 17# 槽上层线棒端部上,在 4 点位置有一蚀洞。拆除 17# 槽上层线棒后,对其余的线棒进行直流泄漏、泵压试验和氦气检漏。试验结果良好,证实 17# 槽上层线棒的蚀孔为唯一的泄漏点,泄漏也未对其它线圈产生影响。

7 月 19 日,8:00 拆除 17# 槽上层线棒后的线圈,泵压试验合格标志查找故障工作结束。

3. 修复

7 月 6 日,生产部领导考虑到抽发电机转子的可能性,决定启动大修机构领导查障,抢修工作。

7 月 8 日,决定抽发电机转子前,已开始进行更换线棒的修复工作动员。查障结束前各项修复工作已经展开。修复期间对现场管理给予特别关注,以防异物进入发电机内部。

7 月 26 日 13:00 修复后定子直流泄漏试验合格,准备回装转子。

8 月 5 日 11:30 发电机修复后的全部试验结束,8 月 6 日 1:14 投入电动盘车,8 月 8 日 6:00 并网,8 月 8 日 22:45 机组重新回到 984MWe 满功率运行工况。汽轮发电机组振动水平在优秀范围之内。

二、故障分析

故障线棒取出后由 GNPS 人员和 GEC 人员共同进行了现场检查。蚀孔位于 17# 槽上层线棒渐开线段,距直线部分约 200mm 处;从横截面上看蚀孔位于靠 16# 槽上层线棒侧圆角处;蚀孔的长轴指向线棒中心。蚀孔已经贯穿线棒的绝缘层并深入到中空矩形铜导体。对应线棒蚀孔位置的树脂适形材料表面有一暗色表面光滑的凹陷,距蚀孔位置约 50mm 处有束扁平纤维状异物嵌在树脂适形材料表面。蚀孔附近的线圈绝缘表面和适形材料表面无肉眼可见的异物擦伤。

包含蚀孔的一段线棒和蚀孔附近的四块树脂适形材料碎块送交香港中华电力公司科学服务部(CLPSSD)作进一步检查。

从剥去外层绝缘后拍摄的低倍放大的照片上可以看到,中空矩形铜导体部分的蚀孔呈碗状,碗状底部已贯穿,细长异物部分外露,其余部分插入矩形铜导体的内腔。稍加敲击异物即掉出。

异物尺寸是 3.3mm×1mm×0.35mm,一端为圆头,另一端具有两个尖角的凹口,横截面的一端呈 45°角。X 射线衍射分析指出异物是钢质材料,其组分近似 AISI M2 工具钢。

从低倍放大的显微照片看,绝缘部分蚀孔内壁是光滑的,蚀孔内壁由几个环形凹陷组成。扫描电子显微镜检查指出中空矩形铜导体部分蚀孔表面有不同方向的平行磨痕及撞击痕。

17# 槽上层线棒是 A 相绕组的组成部分,16# 槽上层线棒是 B 相绕组的组成部分。GEC 的计算指出蚀孔表面处磁感应强度约为 0.3T。从蚀孔的状态可以推断铁磁异物在磨蚀起始时是位于树脂适形材料和线圈表面之间,铁磁异物长轴与蚀孔长轴大致垂直;在交变磁场中铁磁异物的运动包括:绕铁磁异物长轴的旋转,在铁磁异物长轴与蚀孔长轴组成的平面中的摆动,在与蚀孔长轴垂直的平面中的摆动,沿铁磁异物长轴方向的冲击,在指向线棒横截面中心的脉动力作用下铁磁异物不断刮磨,撞击绝缘。在磨蚀过程中铁磁异物长轴与蚀孔长轴夹角逐渐减小,最后磨穿中空矩形铜导体壁,插入铜导体的空腔。这是一例典型的“电磁虫”蛀蚀。

CLPSSD 对蚀孔附近的线棒绝缘表面、树脂适形材料表面和树脂填充橡胶袋表面进行了仔细的检查,没有发现任何刮磨痕迹。GEC-ALSTHOM ERC 用金相显微镜和电子扫描显微镜对这些样品进行了复查,仍然找不到任何刮磨痕迹。作用在铁磁异物上指向线棒表面的脉动压力峰值可达异物重量的 10 倍或更大,铁磁异物在交变磁场中沿线圈表面迁移而不产生任何刮磨迹是不可能的。由此可以确定铁磁异物是在电机定子制造完成前就已处在蚀孔开口处。

大亚湾核电站一号机组发电机定子内部漏氢是典型的“电磁虫”蛀蚀的结果,“电磁虫”是制造过程中遗留在定子端部线圈表面的铁磁异物(钢质碎块)。事实证明报警出现后的初步判断是正确的,采取的措施是正确、充分的,停机的安排是及时、合理的。

查漏按逐步拆卸的原则,顺序展开。修复准备工作从查漏开始同步进行。查障修复工作以生产部为主,GEC 提供技术支持,并调用部分合同商的人力,从停机到重新并网共用 38 天,修复的速度是相当快的。从修复后到换料停堆期间机组的运行状态证实修复质量是优秀的。这些事实说明生产部已具有大型设备维修的技术力量和管理能力。

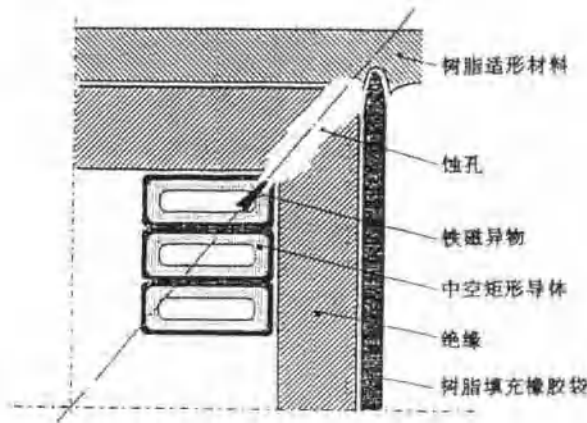


图 1 蚀孔位置线棒横截面示意图

一块很小的铁磁异物造成如此之大的经济损失，所以这一事件应该引起我们足够的重视。这次发电机漏氢查障修复工作现场管理是严格的，装复前的清理和检查是彻底的。以后对任何有可能导致外部异物进入系统和设备内部的检修工作，均应采取必要的防护措施，更为重要的是所有电站工作人员对外来异物的危害性应有充分的认识。

给水调节系统操作技巧

郭宗林

蒸汽发生器(SG)水位控制系统的功能是维持蒸汽发生器二次侧的水位等于其定值曲线上所对应的值。该系统的设计,必须考虑下面两种情况:水位过高,使蒸汽干度下降,造成汽机叶片“水击”,损坏汽机;水位过低,露出给水环管,在给水管线上产生“水锤”。为此,反应堆保护系统设计了水位异常停堆保护信号。而给水调节系统的功能是控制水位在预先设定的运行范围内。

蒸汽发生器的水位调节是指控制其相应的给水阀开度,实现控制进入该台蒸汽发生器的给水流量。每台蒸汽发生器的给水管线并列安装着主给水阀和旁路给水阀,旁路给水阀的流量大约为18%FP,用于低负荷时的调节;主给水阀则用于正常运行时的调节。为了优化阀门的运行,通过调节给水泵转速来维持给水阀的节流压差为恒定。为了避免在给水管开度和给水泵转速之间产生耦合振荡,汽/水压差的控制必须相对地强,特别地快,任意一台蒸汽发生器的调节阀的开度变化,必须由给水泵转速的相应变化而得以快速补偿,以防止其他两台蒸汽发生器的给水流量变化过大。

一、水位控制系统的测量

每台蒸汽发生器装有一台“宽量程”水位变送器和四台“窄量程”水位变送器。四台“窄量程”变送器用于保护,其中两台还用于水位控制,主控室的选择开关选择其中一台用于水位控制。“低水位”保护通道使用不参与调节的两台变送器,“高高水位”和“低低水位”保护通道用所有四台变送器给出的信号。每台蒸汽发生器有两台蒸汽流量变送器,两台都参与保护,可用选择开关选择其中一台参与调节。每台蒸汽发生器有三台给水流量变送器,两台宽量程的用于保护,其中一台选作调节;窄量程的一台用于提供“不能停堆的预期瞬态(ATWT)”信号。根据“西屋”技术,汽轮机入口管压力正比于汽机进汽流量,因此它可代表汽机负荷。二回路负荷是汽轮机进汽、低压旁路排汽和脱氧器供汽三者之和。去冷凝器的蒸汽流量由低压旁路阀的终端开关生效;去脱氧器的蒸汽流量由脱氧器主蒸汽供汽阀的终端开关生效。一台差压变送器检测给水母管和主蒸汽母管间的差压,输出信号用于给水泵转速控制系统。为削弱“虚假水位”影响,水位调节器的作用强度随着给水温度的下降而减弱,该温度测量取三条给水管线上三个测量值之大者。从该角度讲,在启动时,脱氧器的温度控制比较重要。

二、控制系统

由于在低负荷情况下流量测量因压差太小而不精确,且信噪比变坏,造成蒸汽发生器水位

控制异常困难。给水旁路阀的引入和其专用控制部分的设计改善了低负荷下的给水调节品质,同时也避免了主给水阀的过多磨损和破裂损坏。低负荷情况下的水位控制具有稳定性强的特点,主要依据于蒸汽流量的计算值进行开环调节,水位的反馈作用因此时给水温度太低而变得相当弱。此时水位的响应很慢,常出现较大的水位偏差。

当二回路负荷 $<18\%FP$ 时,一个负的偏置信号(可在控制柜调整,现调为 $8.5\%FP$),通过一时间常数为 $100s$ 的惯性环节加到主给水阀控制器上,以保证在任何情况下,调节器因此而加入的扰动不大于 $0.085\%FP/s$ 。在主给水阀维持关闭时,旁路阀担负控制任务,一般地讲,这个偏置的功能是用来避免两个控制通道同时工作,否则双倍的开环增益将产生水位控制振荡。

主给水泵速度控制的功能是维持给水母管和蒸汽母管之间的差压在给定值,该给定值是蒸汽流量的增函数。该系统的作用有三:其一为维持阀门开度在线性范围;其二是避免在阀门几乎全关时(即在流量控制的低区域)频繁调节阀门,引起在高压降下的阀门快速磨损和破裂;其三是确保在任何时候,任何工况下阀门都具有一定的调节裕量。

当水位调节系统改变给水阀开度时,阀上游的水压有一个相反的变化,因为主给水泵出口压力是流量的减函数,这与控制系统的流量要求正好相反,一般地讲,其效果相当于在水位或给水流量控制系统中包含了一个滤波环节,这将使水位控制系统的稳定性变差。另一种影响是蒸汽发生器的耦合,如果到一台蒸汽发生器的水流量增加,则因阀前压力下降而使到另两台的流量减少。在高负荷时,这种耦合现象尤其明显,这是因为在高流量下,汽动给水泵的压力/流量特性下降得更明显。如果控制阀前的压力保持为常数,则这种耦合现象将完全消失。由此可见,汽水压差的调节系统的调节应尽可能地快。

三、系统的控制及运行操作分析

1. 系统控制特点

原则地讲,该系统设计并实现了核电站的“全程自动给水控制”,即系统可实现反应堆从 $0\% \sim 100\%FP$ 的SG给水自动控制,这不排除异常情况下的人为干预。此外,核电站的给水控制系统较火电站的给水系统遇到了更复杂、更难以解决的问题,这主要体现在如下:(1)启动过程SG的蒸汽压力和温度的变化,这直接影响到SG水位变送器测量的准确性。(2)由于SG在高低负荷下呈现不同对象特性,以及在低负荷时蒸汽流量信号难以测量,为此对高低负荷工况必须分别用三冲量与单冲量调节系统,由此产生系统的切换问题。(3)调节系统执行机构的切换问题,即在低负荷和高负荷条件下分别由给水旁路阀和主给水阀控制,这也引发了执行机构的切换扰动问题。(4)特别不同的是三台SG的母管供水方式将引发蒸汽发生器耦合现象,这是在火电厂中未曾遇到的问题。(5)三台给水泵均采用开/关最小流量再循环控制,这在提高了泵“汽蚀”保护的可靠性的同时,亦会对给水调节系统引入近乎阶跃的大幅扰动。

2. 影响控制系统的主要因素分析

(1) 脱氧器压力控制系统及其对“虚假水位”的影响

由于脱氧器给水箱内的水总是被维持在饱和状态而实现脱氧,因此给水箱中水的温度是由箱内的压力决定的,而其压力根据机组工况分别由三路蒸汽按下述优先级顺序供汽:①高

压缸排汽室抽汽；② SG 主蒸汽直接供汽；③ 辅助厂用汽供汽。

出于对电厂效率的考虑，在用主蒸汽和辅助厂用汽供汽时采用较低的压力定值，这对应于较低的饱和温度，而且在这种工况下，无给水加热系统（低/高加）投入，即进入 SG 的给水温度完全取决于给水箱的压力控制。由于“虚假水位”的效应几乎完全决定于给水温度，为了避免错误调节水位，在水位调节器中引入随给水温度变化的强度系数。

(2) 给水泵最小流量再循环阀的开/关扰动

考虑了给水泵低流量运行的危险性，每台给水泵的最小流量由两个流量分别约 500m³/h 的最小流量阀保证，系统中实现的控制如表 1 所示。

表 1 给水泵低流量控制

	开	关
电动泵 1# 阀	866m ³ /h	1560m ³ /h
电动泵 2# 阀	1060m ³ /h	1695m ³ /h
1# 汽动泵 1# 阀	866m ³ /h	1560m ³ /h
1# 汽动泵 2# 阀	1060m ³ /h	1695m ³ /h
2# 汽动泵 1# 阀	935m ³ /h	1620m ³ /h
2# 汽动泵 2# 阀	1120m ³ /h	1750m ³ /h

(3) 主给水调节阀前电动截止阀

考虑了 18%FP 为主给水调节阀的投入点，规定了主调节阀前电动截止阀应在 10%FP 之前开启，这可避免过晚开启所带来的扰动危险和尽早发现主给水调节阀不严密 而有时间采取相应的措施。值得注意的一点是 10%FP 之前 SG 高高水位停堆功能不生效。

四、关于 P13 允许信号和蒸汽发生器水位定值

1. 汽轮机进汽阀后压力测量变送器的线性化刻度及其相应的影响

依据“西屋”技术，汽机进汽压力（或汽轮机一级后压力）正比于汽机进汽流量，即可线性地代表汽机负荷。在大亚湾核电站的两台机组中，GEC 的设计采用汽机进汽压力。在电站原来的设计中，进汽压力变送器的刻度是以 100%FP 和 20%FP 两点为基准而线性化延展至全量程 0%~120%FP。由于在法国核电站中采用的是“汽机一级后压力”的设计，与 GEC 的设计不同之处是该设计在低负荷时的非线性小于 GEC 的设计，因此，在 1 号机组的调试过程中曾遇到如下问题：

(1) 运行方面的问题。当汽机进汽压力低于 0MPa 时出现 P13 允许信号（汽机功率 $\geq 10\%$ FP）。

在调试过程中，曾发生过在汽机停止状态下，因 P13 信号的出现而闭锁一回路泵的启动事件。最初采取的临时解决措施是增加 P13 信号的定值到 15%FP 的方法，该方法对反应堆保护系统不产生影响，因为 P7 允许信号 [由 P10（反应堆核功率 $\geq 10\%$ FP）和 P13 信号的“或”逻辑]

辑生成]仍将维持在 10%FP 出现。但是,该修改涉及到许多合同原件的修改(包括最终安全分析报告中的技术规范、系统设计手册、运行规程、定值手册……)。

根据机组的最终测量试验,采用一个优化方案来解决这一运行问题。该方案的要点是将进汽压力变送器的刻度基准点改变为 100%FP 和 15%FP,这可避免文件的修改。

(2) 与最终安全分析报告中关于主蒸汽管线破裂(MSLB)情况下零负荷水位不符。

事实上,汽机进汽压力变送器也用于定义蒸汽发生器随负荷而变化的水位定值。根据大亚湾核电站的设计,水位定值在零负荷时是 34%窄量程,并且该值也用于最终安全分析报告中的 0%FP 情况下的主蒸汽管线破口事故分析。如按 100%FP 和 20%FP 两个基准点刻度,则导致 SG 水位定值在零负荷时约 42%FP 窄量程,这意味着在 0%FP 情况下发生主蒸汽管线破裂(MSLB)时,将在安全壳内释放较多的质和能。这对安全是不利的。

2. P13 允许信号的解决办法

这里仅以 1 号机组为例加以说明。根据电站原来的设计以及调试规程,汽机进汽压力变送器的最终刻度基于列于表 2 中的调试启动测量结果。

表 2 1 号机组的汽轮机进汽压力与功率关系的测量结果

%FP	16.46	21.6	25.37	75	86.57	99.45
汽机进汽压力(MPa)	0.51	0.805	0.995	4.23	5.12	5.96

以 99.45%FP 和 21.6%FP 两点为基准而线性化延展至全量程 0%~120%FP 后我们得到变送器的刻度范围如下:

电气量程 (mA) 4 20
物理量程 (MPa(g)) -0.624 +7.316

用上述同样的测量数据,但是以 99.45%FP 和 16.46%FP 为基准点而线性化延展至全量程 0%~120%FP 后我们得到变送器的刻度量程范围如下(这样做仍然符合调试规程的要求):

电气量程 (mA) 4 20
物理量程 (MPa(g)) -0.56 +7.30

这样,当汽机进汽压力是零时,汽轮机进汽压力变送器所送出的信号相应于:

$$\frac{0.56}{7.86} \times 120\% = 8.5\%FP$$

对于 P13 整定到 10%FP,其恢复回差为 0.9%FP,则当热功率小于 $10 - 0.9 = 9.1\%FP$ 时,P13 信号将消失。由此可见,如此刻度变送器解决了 P13 允许信号的问题。即当汽机在停机状态下表压力为 0 时,其送出的信号 8.5%FP 小于 9.1%FP,因此,P13 允许信号将消失。

3. 零功率状态下蒸汽发生器水位定值的解决办法

根据大亚湾核电站的设计,SG 水位定值曲线如图 1 中的虚线所示。汽机热负荷是由汽机进汽压力变送器所送出的信号表示的。对于变送器的原设计刻度法(-0.624, +7.316MPa(g)),当汽机压力是零时,这两台变送器的指示 $\approx 9.4\%FP$,这导出图 1 中的实线水位定值,即热功率为零时有大约 42%窄量程的水位定值,在 20%FP 及以上有 50%窄量程的水位定值。

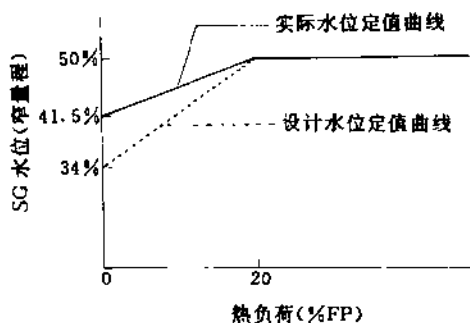


图1 调整前的 SG 水位定值曲线

为解决上述问题,如图 2 所示,通过调整二回路负荷加法器的整定参数可达到(映射原理):

- 恢复 SG 在零负荷时的水位给定值到设计值(34%)。
- 维持 SG 在负荷 $\geq 20\%$ FP 时的水位给定值为 50%。

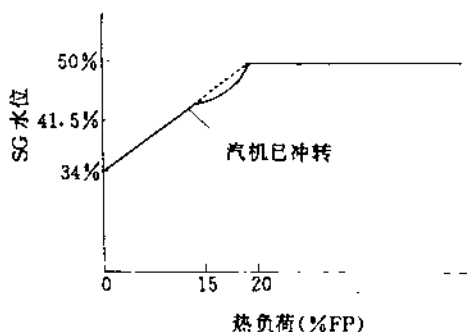


图2 调整后的 SG 水位定值曲线

五、关于运行规程和运行操作的几点建议

1. 反应堆从热备用提升功率前应检查给水温度,如果需要,可手动增加脱氧器的供汽。
2. 运行规程已规定了在 10%FP 之前开启主给水隔离阀。这可避免因主给水调节阀泄漏而引起高高水位停堆事件。
3. 汽轮机冲动不应迟于 12%FP 的 SG 水位定值非线性区。
4. 尽量避免在 10%~20%FP 之间切换给水泵,这是从给水系统的承扰能力考虑的。一般地讲,10%FP 以前或 25%FP 之后是较好的泵切换区间,特别是 25%FP 之后。
5. 如果出现三台 SG 水位同时升高或降低的情况,则此时操作的最佳方式是降低或升高给水泵转速定值。

核电站的管理策略和业务计划

刘锦华

1994年2月1日和5月7日,大亚湾核电站1号和2号机组分别正式投入商业运行。这标志着大亚湾核电站已由工程建设阶段转入生产运行阶段。虽然工程建设和生产运行有许多共同的特点,都要有严密的组织、高效的管理和严格的安全质量要求,但二者又各具有自己的特点。在工程建设期间,公司的主要任务是通过加强对承包商的管理,实现对质量、进度和投资的三大控制,达到建设质量好、工期短、投资省、效益高的核电站的目标。技术方面的主要责任是由工程服务承包商——法国电力公司承担的。到了生产运行阶段,公司则是依靠电站自身的力量,基本自主地运行和维修核电站,努力实现长期安全、稳定、经济、多发的目标。面对这样一个转折,显然电站必须制定相应的管理策略,以及实施这个策略的业务计划。

一、研究现状,设定目标,制定策略

只有认真地研究大亚湾核电站自身的特点和现状,根据公司的要求设定长期、中期和近期的目标,才能在既定法规和政策的范围内,制定相应的管理策略。

大亚湾核电站除了一般核电站对核安全、环境保护、质量保证等有高度的要求外,还具有以下特点:

1. 特殊的地理位置。一方面,大亚湾远离在欧洲的设计商和制造商,除台湾省外,又是中国目前唯一的使用90万千瓦级压水堆机组的核电站,因而从地域上讲,是个相对孤立的核电站;另一方面,由于大亚湾毗邻香港,对核电的安全性极为敏感,因而国家核安全局、国际原子能机构以及香港当局,对电站的安全和环境监测格外关注,并提出很高的要求。
2. 素质高但尚需积累经验的队伍。大亚湾核电站员工的层次结构,比起国际上同类核电站来说毫不逊色。这里聚集了一批在我国核工业和电力工业做出过贡献的优秀人才,以及从各地和高校招聘来的素质较高的员工。经过严格的强化培训、资格认证和考核授权,再加上调试过程中的实际锻炼,这支队伍已经迅速成长。但是,对于一个刚刚独立运行的核电站来说,毕竟还需要从世界各国核电站的运行经验、从自身的经验反馈中,刻苦地学习,不断地积累经验,才能成熟起来。
3. 过渡性的电站领导班子。为了确保核电站的安全运行,弥补中方队伍的经验不足,根据公司合营合同的规定,运行初期,电站经理由外方推荐。电站还聘用了一些法国、美国、南非和韩国的专家为顾问。因此,目前电站的领导班子是一个过渡性的班子,需要通过加强中外合作,加速外方经理和专家的经验传授过程,尽快实现由中方为主,全面负责电站的运作。

4. 为广东地区核电事业的发展服务。经国务院批准,中国广东核电集团公司已成立,并开始着手大亚湾核电站二期建设的筹备工作。广东地区核电的发展,为大亚湾核电站创造新的机遇和挑战。电站有义务和责任,为二期、三期培养并准备更多的优秀人才。

根据以上特点和公司为电站制定的“长期安全、稳定、经济、多发”的总目标,电站领导班子也设定了自己的近期目标:

1. 安全经济地供电,满足用户需求;
2. 参照国际标准,创造核电的良好形象;
3. 不断提高员工的责任心和专业水平;
4. 为核电站二期建设培养优秀人才。

二、电站的管理策略

在分析了大亚湾核电站的特点,并设定了目标之后,电站领导班子研究制定了相应的管理策略,并统一了管理思想。

1. 明确职责范围,加强层次管理

由于核电站只能依靠整体的力量才能发挥效益,由于核电站无论从安全或经济的角度出发,都必须有整体迅速响应的能力,因此,核电站必须加强层次管理,建立高度集中统一的指挥系统。

早在调试阶段,公司就提出,电站要建立以厂长(即电站经理)为中心、各副厂长(即电站副经理)分工负责的强有力的指挥系统。为了实现这个要求,电站领导班子统一了对加强层次管理的认识,明确各经理的职责范围。

电站经理在第一副经理的协助下,全面负责电站的日常运作,成为全厂管理层的核心。在他们下面,划分了三条管理线,分别由三名副经理和经理助理负责。这三条管理线是:

运行维修线,即直接生产线,包括运行处、维修处以及负责化学、性能测试和环境监测的技术服务处。发电规划处暂划归这条管理线。电站领导班子中,还有一位助理,协助分管该线的副经理工作。

支持监督线,包括技术支持处,以及监督核安全和向国家有关当局申领执照的安全执照处,负责辐射防护、工业安全和应急准备的保健物理处。外方也有一名保健物理经理,协助分管这条线的副经理工作。

行政合同线,包括与核电站运行系统非直接相关的各职能处,即负责归口全公司管理计算机硬件配置、软件发展的管理计算机处,负责全公司培训和技术授权的培训中心,负责文件资料与档案的资料处,负责全厂合同采购和物资供应的合同供应处,以及负责人事、保卫和后勤的综合管理处。这条线由经理助理负责。

另设一名外方质量保证经理,分管质量保证处,对全厂各项与安全和质量有关的运作,实施独立的监督和监查工作。该处除了向电厂经理报告外,还可直接向总经理部报告。

在电站领导班子中,还设有一名经理顾问和一名总工程师,直接由电站经理和第一副经理安排上述三条管理线以外的,或属于接口方面的工作。

很显然,这是一个由中外专家组成的过渡性的领导班子。但是,由于明确了中方第一副经理协助外方电厂经理工作,处于电厂核心位置,而中方三名副经理和经理助理分别负责三条管

理线的工作。中方被推向一线领导岗位,并有明确的分工和职责范围。为了加强领导班子的集体效能,电厂领导班子每周安排一次例会,并不定期召开研讨会,研究电厂的管理策略,统一管理思想。同时领导班子成员又是电站核安全委员会成员,每周专门讨论一次与电厂核安全有关的问题。

电厂的三条管理线明确之后,又强调了各管理线、各处、各科的层次关系和职责范围,使全厂形成一个集中统一的指挥系统。

2. 疏导横向沟通, 强调网络管理

虽然电站比较合乎逻辑地划分了三条管理线,有助于加强层次管理,但是,电站是一个不可分的整体,各条管理线之间,各管理线内部各处之间,都存在大量的接口关系,需要沟通协调,以发挥电厂整体的效益。因此,需要强调网络管理。

全厂各功能单位和全体员工都必须树立一个观点,即全厂只有一个中心任务,就是安全经济地发电,保护环境和公众安全,为用户服务。任何不顾这项中心任务,试图使自己的小单位成为本专业领域内配备最先进、门类最齐全的小中心的做法,都是不能允许的。各管理线、各功能单位的配置,都应当是以能够有效而经济为全厂中心任务服务为准则。这也正是实施网络管理的目的。

为了疏导横向沟通,实施网络管理,除了电站经理层的周会和电厂核安全委员会外,还建立了若干工作委员会或小组,如三废管理、工业安全、经验反馈、工程改进、培训、计算机与信息、人力资源利用和预算管理等委员会或小组。大修时,还建立以大修经理为首的大修准备组和大修指挥部。这些委员会或小组,一般都定期召开会议,以推动电厂内涉及不同管理线的单项业务。

这种网络管理的形式,对于促进全厂横向沟通和协调一致的行动,对于增强团队精神,是十分有益的。

3. 密切中外合作, 加速过渡进程

如前所述,由于大亚湾核电站的具体特点,在运行初期,电站领导班子必然是由中外方专家组成的过渡班子。对于中方管理层来说,这是一个极好的吸纳外方专家的知识 and 经验,补充自己在管理大型商业核电站方面实践经验的不足的好机会。

在引进国外先进管理经验时,必须遵循统观全局,审慎比较,取百家之长,为我所用的原则,决不能人云亦云,囫囵吞枣,搞“大杂烩”,以致最后无所适从。外国的管理模式再好,也有它的特殊的地域、社会和文化背景;外方专家再有经验,也往往局限于他们所服务过的公司和电厂的经验。同时,由于中方是合营公司的大股东,又是合营期结束后电厂的所有者,显然,只有中方才能真正从长远利益考虑电厂的运作,才是电厂真正的主人。因此,大亚湾核电站的管理模式,不能是照搬哪一个国家的管理模式,也不能是各国管理模式“总汇”,而必须是从实际出发,取各国管理模式之所长,具有中国特色的核电站管理模式。为了达到这个目标,必须尽快实现以我为主,加速中方队伍的成长,加快中外方交过渡的进程。

从电站筹建开始,公司就从全国各地广聘优秀人才,通过几年强化培训,造就了一支高素质的骨干力量。同时,不断地在实践中考核、调整和加强中方的干部队伍。这样,从电厂投入商业运行开始,中方就已经配齐了比较强的处级干部队伍,外方专家在处内只担任顾问角色。在厂级三条管理线中,中方也被推上一线领导岗位。中方管理人员的刻苦学习、勇挑重担和团结一致,是实现加速过渡进程的先决条件。

同时,公司明确指示,电厂外方经理的使命是尽快使中方担当起全面负责全厂运作的责任。并确定1995年下半年,外方专家人数由1994年的105人(包括大修期间临聘的外方专家)减至20人左右,以后再逐步减少。

电厂的中外方领导班子成员明确了上述思想之后,充分重视互相之间的沟通与协作,避免出现中方与外方分成两条管理线,影响全厂的团结和统一行动。电厂的所有重大决策,都必须经过电厂经理同意。而处在电厂管理层核心位置的电厂经理(外方)与中方第一副经理之间的沟通,经常性的互通情报和讨论决策,则成为电厂管理能否成功的关键。

1994年,电厂内部的中外合作有很大改进,领导班子的团结得到进一步加强,由外方到由中方全面负责电厂运作的过渡,进程顺利并有所加速。

三、电厂的业务计划

制定了管理策略和原则之后,最重要的是付之实施。首先,电厂领导班子共同研究,将电厂的总体目标化解为以下十个子目标:

1. 提高设备完好率,向电网供应安全经济的电力;
2. 改进电厂管理,并保持其相对稳定性;
3. 保持一支合格的员工队伍;
4. 通过激励机制和加强责任心,加速中方队伍的自主运作;
5. 倡导企业文化,提高运作水平;
6. 为公司未来的发展,提供支持和后备力量;
7. 保持与政府有关当局的有效联系;
8. 建立完善的外部支持政策;
9. 保护环境;
10. 保持国际联系,坚持开放政策。

对于上述每一个子目标,又提出了若干个当年的设定指标。要求各处据此安排其业务计划,并制定完成各项具体工作的进度表,每月向电厂领导班子成员汇报进度完成情况。这样,就构成一个完整的电厂全年业务计划。

虽然这项业务计划目前只是一个雏形,但这是落实电厂管理策略和目标的基本手段。

大亚湾核电站将继续探索符合自身特点的、吸收国外先进经验的管理模式,以不断提高管理效能,增强团队精神,使其安全高效运作,为达到世界先进水平而努力。

事件分析方法与经验反馈

郑东山

核电站运行安全的首要任务是预防事故。完成这一任务的有效手段是通过对所发生事件的深入分析,总结出纠正措施、经验和教训,并将其反馈到预防事故体系中去,从而达到避免同类事件的发生、减少其它事件和事故发生的目的。因此,在过去一年的运行中,我们强调、建立并完善了生产部内的经验反馈体系,同时实施了一个系统化的事件分析方法。

一、事件分析方法

在经历了投产调试阶段众多事件后,借鉴 EDF 的事件分析方法和 IAEA 的 ASSET 导则,生产部逐步摸索出一种适合于分析运行期间所发生事件的方法,并得到了广泛的应用。

对于一个所发生的事件,分析的深度和广度直接决定了经验反馈的效果。这一深度和广度来源于收集到的信息、分析的方法、分析者的核安全意识以及各个专业之间的横向沟通的程度。

一个完整的、深入的事件分析应该包括如下过程:

- 事件的发现或探测;
- 指定一个分析负责人;
- 收集信息;
- 与当事人座谈;
- 分析事件;
- 纠正行动及其实施计划;
- 后续跟踪。

1. 事件的发现或探测

对于核安全相关的事件要有一个准则,即满足某一条就要作为一个事件。发现或探测某一事件当然要看发现者对这一准则的熟悉情况,安全意识和警觉,对事件的大致过程的初步了解。

偶然的事件,通常是由于该事件的直接影响和后果(哪怕是潜在的)满足了某一准则,这类事件易于立项。

还有一种事件,它往往是各项定期监督活动中暴露出来的一些偏差或缺陷,它们并不会立即的后果和影响,但可能会使设备或系统的安全功能降级而引发安全问题。这类事件的确定就取决于发现者的安全意识和警觉感以及技术背景。

发现和探测事件,不放过隐患是事件分析的前提,也是经验反馈的基础。

2. 指定分析负责人

为了便于分析所发生的事件,应该指定一个直接经历过事件的人为负责人,负责事件的调查、整理和分析。这位负责人一般应该具备如下条件:

- 核安全意识强;
- 能组织召开会议;
- 掌握与人交谈及了解情况的适当方法,便于了解真情;
- 自如掌握和应用事件分析方法。

有了这些条件,加上电厂有足够的透明度以及电厂有一个合理对待事件当事人的策略后,负责人就可以收集到真实的、细致的信息,从而分析出事件的真正原因,总结出防止再发生类似事件的经验教训和纠正行动。事件的调查还有一个重要条件,就是充分地理解当事人,不能使当事人有一种负罪感。

3. 收集信息

信息的来源很多,包括值班日志,电脑信息系统,各种记录仪以及直接与当事人进行交谈,召开不同形式的会议进行讨论等。

收集信息时要搞清楚“何事—何地—何时—如何发生—为什么发生”而对于“何人”,应该只提及当事人的岗位或工种,不指责当事人本人,对事不对人的宽松政策,有利于及时获得真实的情况。

收集信息中最好的形式是在和当事人交谈后,召开有当事人在内的专业小组会议,在会议上使与会者充分发表意见,达成一致后勾画出事件的全貌,倾听与会者对事件经过、原因的意见,为下一步的深入分析打好基础。

4. 事件的分析

(1) 初步分析

事件的初步分析可以在上面提到的会议上进行,包括的基本内容有:

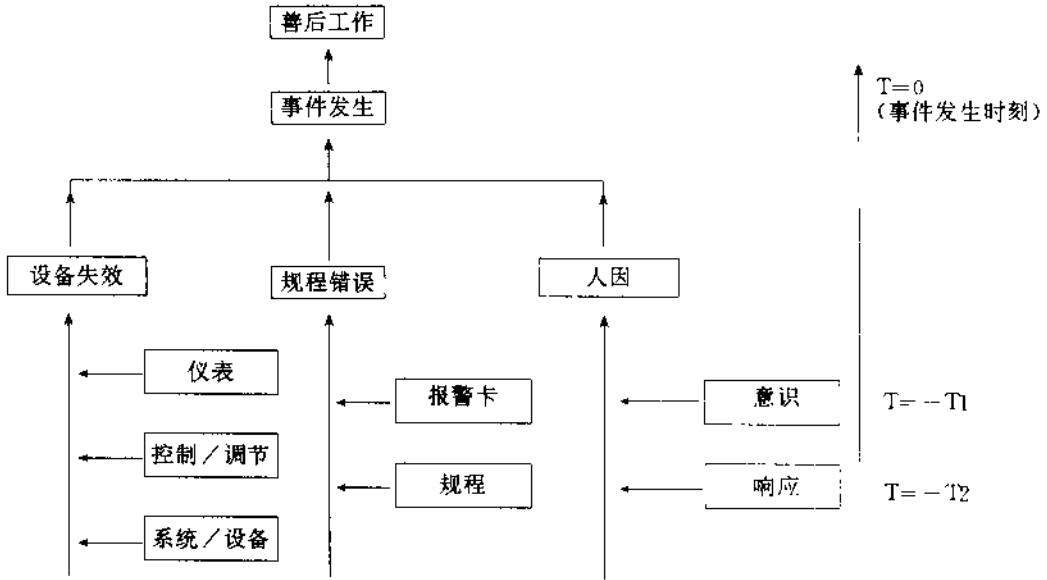
- 事件的确定: 准则依据;
- 事件发生的经过包括时间、地点、机组前后的状态以及事件发生的时序;
- 事件直接后果;
- 事件发生的直接原因包括设备、规程、人或接口等引起的原因;
- 事件的处理过程等等。

在此基础上,分析者再进行更深入的分析,找出事件发生的根本原因以及相应的纠正行动。

(2) 直接原因分析

所谓直接原因,是指那些直接引起事件发生的因素,包括设备缺陷,控制、调节系统运行异常,运行或维修规程的不适用或错误,人的干预错误,或其他失效因素。

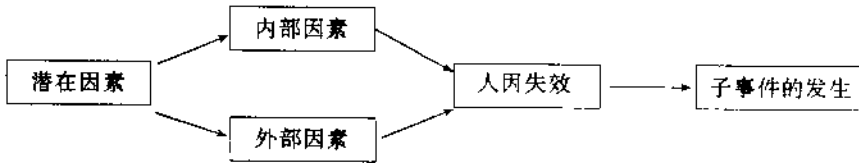
为了便于分析事件的直接原因,通常都是以事件树的形式从事件的后果反推,并使它们在时序上符合事件发生的经过。每个事件的发生都是几个或多个子事件(直接原因)相互作用的结果,这些子事件可以归纳为三个方面:设备失效、规程错误、人因。原理上讲,事件树可以如下表达:



(3)根本原因分析

事件的根本原因是指引起直接原因的因素,也就是子事件会发生的原因。一般地说,事件的根本原因都是和人因相关的一些潜在缺陷,包括:管理缺陷,监督大纲的缺陷以及其它人因失效等。

根本原因往往都是由于一些外因或内因促成的,如下图所示:



内部因素有:

- 警惕性不高
- 工作不连续
- 由于设备的运行历史,对设备不信任
- 缺乏特殊知识
- 对工作任务不清楚
- 过于自信
- 工作疏忽等

外部因素有:

- 指令不清
- 工作被中断
- 电厂处于异常条件

- 标识错误
- 工作条件不具备等

找出这些引起人因失效的原因后就可以确定根本原因,这些原因可以归纳为如下两大类:

- 人因失效:
 - 相互沟通不够
 - 计划不周
 - 工作组织不好或工作准备不充分
 - 工作中没有质量控制
 - 培训不充分,人员资格不够
 - 核安全意识和素养不高
 - 接口不明或过于复杂
 - 管理或管理方法不当
 - 工作条件不具备
 - 缺乏风险意识和风险分析等
- 技术失效:
 - 纠正性或预防性维修不适当
 - 设备的监视手段不完备
 - 监督大纲不全或没有有效实施
 - 运行条件恶化
 - 设计缺陷等

(4)潜在风险的分析

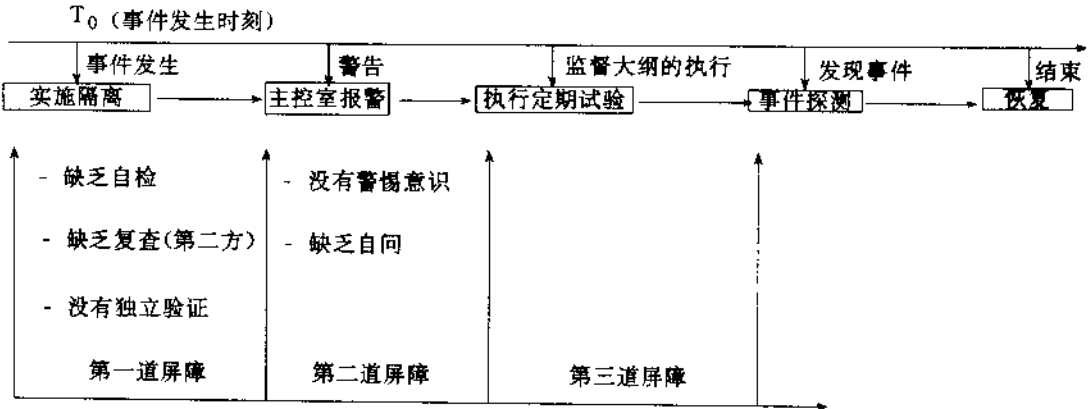
根据上面分析出的根本原因,可以分析出事件的潜在风险,从而清楚地反映出事件的重要程度。事件的潜在风险主要考虑两方面的影响,即核安全水平影响和机组可用率的影响。这些影响的重要程度要看机组在不同的运行状态时的后果,是否有可能探测到,以及核安全功能水平是否降低等。

(5)屏障失效的分析

从纵深防御的意义上说,一个事件的发生总是由于纵深防御体系中的某一道或几道屏障失效所引起的。这些屏障分为两大类:一类是电厂设计中所考虑的实体屏障,为了保证这些实体屏障的完整性,机组上配置了探测系统、调节系统、保护系统以及安全系统(又叫专设安全设施);另一类是电厂运行体系中的管理屏障,这一管理屏障的建立基于电厂的运行、维修程序、电厂的管理方针、运行总则、培训授权、纠正性和预防性维修大纲以及监督大纲(包括监督政策、探测大纲、分析和纠正大纲等)。

实际上,实体屏障的失效是管理屏障失效的后果,因而事件的根本原因总在电厂运行体系中的管理屏障失效方面。下面是一个典型的屏障失效的例子。

事件内容: 1号机的行政隔离被错误地实施于2号机



5. 纠正行动的确定

根据分析出的根本原因和失效的屏障,可以制定出有效的纠正措施,以便消除事件的根本原因,确保机组的核安全水平,并预防类似事件的再发生。

纠正行动可能有如下内容:

- 规程的修改或更新
- 人员的培训,包括专项培训和事件分析后的经验反馈的培训
- 设计修改
- 管理、工作监督以及组织上的变动
- 完善或修改维修大纲(包括纠正性和预防性)
- 改进监督大纲的内容和实施
- 改进经验反馈系统等

6. 纠正行动的实施与跟踪

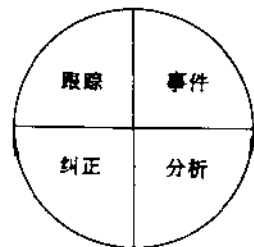
经过分析后确定的根本原因和纠正行动将通过电厂安全委员会的审查,这样,纠正行动便以电厂安全委员会的决议形式得以实施,同时责任落实到人,并明确实施期限。

为了使纠正行动得以实施,必须进行跟踪,跟踪的方式包括定期的和不定期的检查。跟踪的指标有:

- 超限未实施的纠正行动数量
- 内部经验反馈的有效性

以上两个指标定期向电厂安全委员会汇报,由电厂安全委员会作出决定如何改善纠正行动的实施。

由此形成一个完整的循环,而且举一反三:



二、经验反馈

经验反馈的实现是和事件分析紧密地联系在一起。它的具体内容就是通过分析已发生的事件,总结出经验教训,反馈到电厂的运行的各个环节中去:

- 对于技术性事件,通过经验反馈可以实现规程的完善,设备的预防性检修或必要的改进,从而使得系统设备的可靠性更高,使得规程更明确,改善人-机接口这一薄弱环节。
- 对于人因事件,通过经验反馈达到如下目标:提高人员的安全素养,培训员工的风险意识;完善组织机构,使各岗位的职责更明确;改善监督体系,使得各项工作执行中有自检、第三方检查和独立验证;提高员工的专业技能等。这样就能有效地防止事故,达到提高核安全水平的目的。

目前生产部内的经验反馈系统有两大类,一是内部经验反馈,一是外部经验反馈,两者有机地结合。

1. 内部经验反馈

内部经验反馈是从厂内发生的事件中总结经验教训,反馈到生产管理中去。这一过程通常分为两大步:第一步,事件发生后,相关处、科进行一级分析,快速地总结出事件的原因、纠正行动和经验教训。这也叫一级经验反馈。第二步,通过专门人员对某一事件或多个事件进行二级分析,深入地查找事件的根本原因,总结出一个普遍性的纠正行动计划。这又叫二级经验反馈。这一步中,电厂经验反馈委员会还会定期审查一段时间内发生的事件,确定实施纠正行动计划的责任部门和期限。

2. 外部经验反馈

其它核电厂发生的事件也同样可以借鉴。通过对外部事件的分析,总结出能预防同类事件在本厂发生的经验或行动计划。

现在,大亚湾核电厂是WANO的成员,同秦山核电厂及EDF的GRAVELLINES和TRICASTIN电厂结成了姐妹电厂,同南非和韩国的核电厂也有密切的联系。从上面的组织和电厂中获得的信息中总结出经验和教训,应用到大亚湾核电站的运行管理中,从而达到预防事故,保证核安全的目的。

大亚湾核电站形成的事件分析方法在应用中不断得到充实、完善和细化,与经验反馈系统一起,成为有效地预防事故,确保电厂安全运行的重要环节。

1994年度所发生的重大事件均用这种方法作了深入分析,改进作业和管理的效果是十分明显的。

工作过程及风险分析

周卫红

机组的日常维护是电站在正常运行期间的一项主要管理活动。如何组织这一活动,确保整个过程的效率、质量和安全是电站管理的一个重要课题。1993年下半年当电站进入最后调试阶段时,发生了一些与安全隔离相关的异常事件。这些事件引起了电站经理部门的高度重视。在安全保健经理组织领导下,成立了由运行处、维修处、保健物理处专业人员组成的工作小组,分析研究电站日常维护的工作组织过程,并编写一份指导性文件。

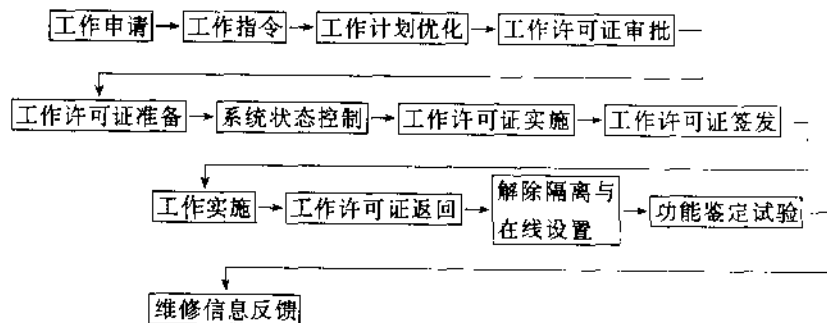
通过分析归纳工作过程中出现的各种不安全现象及其原因,剖析过程中的各个环节及其相互之间关系,工作小组确定效率、质量、安全是建立与衡量工作过程的三个基本标准,而其中安全是第一标准,关键点是如何结合电站的实际情况,包括机组设备的特殊性、人员的素质与经验、现存的组织机构和基本的运行规范、安全守则等,把“安全第一,预防为主”的方针全面、有效地贯彻和落实到工作的全过程。

经过8个月的努力,1994年6月16日电站核安全委员会审查、批准了该小组编写的《广东大亚湾核电站工作组织过程导则》。半年多的实践证明这份文件对电站日常维护的组织与管理起到了良好的指导作用。

本文旨在简单地介绍这一工作过程以及过程中所实施的风险分析。

一、工作过程

工作过程是从发现设备缺陷开始的。一般情况下,这一过程如下图所示:



- 工作申请:任何发现设备、设施缺陷的人员,都应填写“工作申请”单(附件1)。统一交给维修部门。
- 工作指令准备:维修准备人员给出技术、安全方面的指令,包括质量、安全方面的文件。
- 计划优化:维修计划部门协调各相关部门的行动,安排最佳的时间窗口,优化维修计划。

- 许可证审批:运行工程师根据机组状态审批维修计划,包括各种工作许可证。(在大亚湾核电站,任何涉及运行设备和系统的工作都必须在有工作许可证的前提下进行。根据不同的作业性质和安全要求,这些工作许可证分为隔离许可证,试验许可证,介入许可证,特殊作业许可证,使用外源许可证五种。)
- 许可证准备:运行值隔离经理借助“计算机隔离辅助系统”确定隔离边界,准备隔离操作单和许可证。
- 系统状态控制:主控室人员根据隔离计划的方案监视、跟踪,调整机组、系统和设备运行状态的变化。
- 许可证实施:运行人员按隔离操作单在现场实施各项操作,并对其实施独立验证。
- 许可证签发:隔离经理和工作负责人在工作许可证上签字,设备安全责任移交给工作负责人。
- 工作实施:工作负责人在许可证规定的范围内进行维修活动。
- 许可证返回:工作结束后,工作负责人将设备恢复原状,然后交回许可证。设备的安全责任重新移交给运行人员。
- 解除隔离与在线设置:运行人员按操作单解除设备的隔离措施并根据要求将设备置于运行所需的状态。
- 功能鉴定试验:运行人员按试验规程和计划,对设备进行功能试验。
- 维修信息反馈:维修部门将设备缺陷及维修活动的关键内容返回运行部门,旨在提高运行监督的水平。

二、风险分析

1. 风险分析的一般要求

风险分析的目的,简而言之,就是事前对各种不安全的因素及潜在的后果进行预测,确定有针对性的事故预防措施,以便消除或控制危害,最大程度地降低风险,从而最终达到预防事故的目的。

在进行风险分析时还必须考虑下列因素:

- (1)资源(人力、物力)总是有限的;
- (2)事件发生的概率是不一样的;
- (3)风险产生的后果是有大有小的;
- (4)风险分析带有一定的主观局限性,实践中往往依赖于个人对风险的认识和经验。

为此,风险分析不仅仅是要分辨和确认危害和风险,而且必须:

- 评价后果的大小;
- 确定处理缺陷的优先顺序;
- 设置不同的控制点和制定有针对性的安全措施,从而充分地、最佳地使用人力和物力资源,预防事故。

在大亚湾核电站的日常维护工作过程中,风险分析是围绕机组的运行安全和人身安全而展开的。根据核电站的特点,所谓运行安全和人身安全可以从以下几个方面来考虑,即:

- (1)核安全

- (2)工业安全
- (3)消防安全
- (4)辐射防护安全
- (5)生产安全(即设备安全和可用率保证)

针对上述五个方面,其安全的评价准则分别为

- (1)运行技术规范
- (2)工业安全守则
- (3)消防相关规定
- (4)辐射防护守则
- (5)发电计划和可靠性管理

根据日常维护工作的性质、条件和特点,工作过程中的风险分析方法可归纳为:

- (1)围绕缺陷进行的风险分析
- (2)围绕作业进行的风险分析

2. 围绕缺陷进行的风险分析

这一分析内容包括三个方面:

- (1)确定缺陷对安全的影响和可能产生的后果。这些影响和后果分为六个类别:
 - 核安全:缺陷造成的后果或潜在后果将使电站的运行违反技术规范。
 - 生产安全:缺陷造成的后果或潜在后果会导致电站降负荷运行或跳机。
 - 消防:缺陷造成的后果或潜在后果增大火灾风险或削弱电站的消防能力。
 - 工业安全:缺陷造成的后果或潜在后果危及人身安全,包括辐射安全。
 - 计划:缺陷造成的后果或潜在后果会影响某项重大活动(例如重要的定期试验等)。
 - 设备安全:缺陷造成的后果或潜在后果会造成重大设备损坏。

(2)确定处理缺陷的优先级别

确定优先级别的总的原则是优先处理那些会造成严重后果的缺陷,既要保证缺陷能及时得到纠正,又要切忌没有重点,抓不住要害、关键,失去良机,浪费资源。《工作组织过程导则》所给出的判断优先级别的原则如下:

一级:紧急。即在 24 小时内做出紧急行动,其判断标准是:

- 因设备不可用会立即、严重降低核安全水平。
- 有随时或即将停机,甩负荷危险。
- 直接影响计划的关键路径。
- 不可避免地严重危及人员或设备安全,或有随时造成人员伤亡或设备损坏的危险,且无临时预防措施。
- 消防系统或火警探测系统不可用,且无临时补充措施。

二级:迅速行动。即规定响应的的时间,其判定标准是:

- 缺陷对核安全有潜在影响。
- 对生产有潜在影响(严重丧失可靠性)。
- 消防系统不可用(但已采取临时措施)。
- 对工业安全有严重影响(但已采取临时措施)。
- 超过规定的时间窗口,会影响计划。

三级:待停机维修。不必按一、二级立即行动,但在未来第一次停机期间行动

四级:换料维修。不可能,也没有必要按一、二、三级行动,可推迟到换料停堆期间处理

五级:其他

(3)初步确定处理缺陷、限制后果的方法,包括:

- 已采取的临时措施。
- 缺陷可能涉及的维修专业,即机械、电气、仪控等。

在工作过程中,围绕缺陷进行的风险分析,主要是在工作申请阶段实施的。参加这一风险分析的主要人员包括:工作申请填写人、校稿人和批准人。由于运行部门负责机组的日常巡视,因此通常情况下,大部分工作申请的填写人、校稿人及批准人分别是现场操作员、值长或副值长、运行工程师。此外,其他运行支持部门以及安全部门的专业人员在这一风险分析的过程中也起着重要的作用。

围绕缺陷的风险分析是通过填写工作申请、递交工作申请两个步骤来完成的。

要求填入“工作申请”的风险分析的信息包括:

- (1)缺陷所属系统的类别,即核安全相关(QSR),质量相关(QR),一般(NQR);
- (2)后果的分类和描述,即核安全、生产、工业安全、火灾风险、设备损坏、计划及其他等七个方面;
- (3)已采取的临时措施的描述;
- (4)缺陷可能所属的性质,即机械、电气、仪控、服务等方面(见附件1)。

在这一风险分析的过程中,工作申请递交会是一个重要的控制点。通常缺陷的风险分析应在此阶段完成。根据规定,每天上午8:10所有与生产相关的处派代表参加工作申请递交会议。该会议由运行值长主持,会上除了通报过去24小时机组运行状态外,主要是递交、审批工作申请。在此期间核安全工程师,消防工程师,工业安全工程师,辐射防护工程师等安全专业人员将协同运行值长,运行工程师完成上述风险分析的全部内容,并协调行动计划。

3. 围绕作业进行的风险分析

工作过程中另一种重要的风险分析是围绕作业而展开的。这一风险分析的核心是确保人身安全,它包括以下几个内容:

(1)分析确定危害的来源,通常考虑:

- a. 来自设备、系统的危害:压力、温度、流体、动力等;
- b. 来自作业环境的危害:照明、高度、通风、噪音等;
- c. 来自材料、工具的危害:危险品、起重工具、电动工具、焊接工具等;
- d. 来自行为的危害:身心健康、协调协作、通讯联络等。

(2)确定主要的、特殊的危险,通常考虑:

- a. 火灾与爆炸;
- b. 缺氧窒息;
- c. 坠落;
- d. 触电;
- e. 辐射;
- f. 化学灼伤与中毒;
- g. 烫伤等等。

(3)设置安全控制点以及安全措施,主要包括:

- a. 确定工作许可证的类别,即通过确定工作区域及边界的隔离关键点,控制来自设备、系统产生的危害。
- b. 确定相关的安全许可证,控制特殊的工业风险,例如:
 - 动火证:控制动火作业、使用易燃液体、碘钨灯等火灾风险;
 - 封堵打开许可证:控制防火屏障的完整性、防止火灾蔓延;
 - 辐射探伤许可证:控制放射源的使用,预防辐射危害事故;
 - 进入特殊区域的许可证:进入辐射控制区内的红区,橙区及运行中的反应堆厂房的工作许可证,控制辐射危害。

(4)确定其他安全措施,例如:脚手架搭制、污染封闭区的搭制、吊车吊具的使用、通讯联络手段、联系专业安全人员等等。

在工作过程中,围绕作业所进行的风险分析主要是在“工作指令的准备”和“工作许可证准备”两个阶段展开、完成的。参预这一风险分析的主要人员包括维修处的工作准备工程师、执行工作师,运行处的隔离经理和运行工程师,以及保健物理处的专业安全人员。其具体操作是通过填写“工作指令”单,标注工作区域的隔离关键点、制定隔离方案、签发工作许可证等一系列活动而完成的。

工作指令单由三页组成。这三页的格式和内容均相同,只是标题、用途不同。第一页称作“工作指令”,它是由工作准备人员填写,由执行科工程师审核之后交工作负责人使用的。第二页称作“许可证申请”,它由工作准备人员及执行科工程师填写、审核之后,交运行处隔离经理,用作制定隔离方案的参考。在这一信息的基础上,通过进一步的风险分析,隔离经理制定隔离方案,实施许可证规定的安全措施。第三页称作“工作风险分析”,这是在工作准备人员认为作业涉及特殊重大的工业风险时,交给保健物理处的专业安全人员,由其审查、补充安全措施。例如,对于有较大辐射危险的作业,辐射防护专业人员则会提出最佳防护方案(ALARA),或对于有爆炸危险的作业,由消防工程师审查、补充防爆的安全措施。

工作指令单上用作作业风险分析的主要栏目包括:

- (1)来自系统的风险:电气、压力、辐射、有毒流体、高温;
- (2)来自作业过程的风险:火灾/爆炸,缺氧窒息、危险品、烧伤烫伤、坠落、淹溺、电击等;
- (3)必要的安全措施包括五种工作许可证、五种特殊安全许可证、五种作业的先决条件,特殊的工艺和通讯联络手段等(见附件2)。

在这一风险分析的过程中,许可证申请审批会和许可证的签发是管理上的两个重要的控制点。首先每天下午4:30召开由维修计划部门主持的运行工程师、核安全工程师、消防工程师、工业安全工程师以及其他与生产相关处的工程师参加的工作许可证申请审批会。会上各方人员对由维修部门所做的风险分析进行讨论、修改、完善,最后由运行工程师批准符合安全条件的工作许可证申请。此后,运行工程师将信息传递给运行值班长和隔离经理,由其根据作业的优先级别和性质,做进一步的风险分析,制定隔离方案、负责隔离操作。当工作负责人来隔离办公室取工作许可证时,隔离经理将向其交待隔离方面所做的措施,以及作业现场存在的或潜在的特殊情况;工作负责人则承诺他将根据工作指令及许可证的内容验证隔离关键点,落实其他安全防护措施。当隔离经理和工作负责人双方在工作许可证上签字时,则通常意味着围绕作业进行的风险分析已告完成。

在大亚湾核电站的工作过程中,除了在上述几个阶段开展的围绕缺陷和围绕作业的风险分析外,在其他一些阶段,比如解除隔离、在线设置、再鉴定试验过程中也进行类似的风险分析。大亚湾核电站工作过程中的风险分析是落实“安全第一、预防为主”方针的具体措施。它有效地明确了各个环节的安全责任,加强了维修、运行和专业安全人员的协作和协调,减少了接口。实际上根据电站安全政策的要求,风险分析正作为一个预防事故的基本概念和方法引入到各项生产活动中去。通过实践、总结和完善,电站各级人员的风险分析水平会不断提高,而工作过程中的效率、质量和安全的水平也会随之提高。

附件 1 工作申请的格式

工作申请编号 WORK REQUEST No. _____		设备名称 EQUIPMENT NAME _____		广东大亚湾核电站 Guang Dong Nuclear Power Station	
缺陷或工作申请描述 DETAILS OF DEFECT/WORK REQUEST 设备编号 Equipment Number _____ 位置 LOCATION _____		优先级 PRIORITY		允许响应时间 Response Time _____	
		核安全设备不可用 Ia <input type="checkbox"/>			
		紧急 迅速行动			
		1. EMERGENCY <input type="checkbox"/> 2. Prompt Action <input type="checkbox"/>			
		待停机维修 换料维修		其它	
		3. Forced Outage <input type="checkbox"/> 4. Refueling Outage <input type="checkbox"/> 5. OTHERS <input type="checkbox"/>			
		核安全相关 QSA <input type="checkbox"/> 质量相关 QR <input type="checkbox"/> 一般 NGR <input type="checkbox"/>			
		后果分类 Consequence Category		设备损坏	
		核安全 Nuclear Safety <input type="checkbox"/> 工业安全 Industrial Safety <input type="checkbox"/> 生产 Production <input type="checkbox"/>		Equipment Damage <input type="checkbox"/> 计划 Schedule <input type="checkbox"/> 其它 Others <input type="checkbox"/>	
		火灾风险 Fire Risk <input type="checkbox"/>			
		后果描述 Consequence Description			
		已采取的临时措施 Temporary Actions Taken		机械 MECH <input type="checkbox"/> 电气 ELECT <input type="checkbox"/> 仪控 I&C <input type="checkbox"/> 服务 Gen Serv <input type="checkbox"/> 其它 Others <input type="checkbox"/>	
		申请人 ORIGINATOR		校核者 Checked By	
		姓名 Name _____ 电话 Tel _____ 日期 Date _____		姓名 Name _____ 姓名 Name _____ 日期 Date _____	
		批准人 Approved By			

附件 2 工作指令的格式

工作指令 WORK ORDER		工作申请编号 WR No. _____	C 纠正性 P 预防性 M 改善性
缺陷的初步诊断与评估 (Investigation/Assessment)		先决条件 Prerequisites 脚手架 Scaffolding <input type="checkbox"/> 拆除保温 Lagging <input type="checkbox"/> 吊车使用 Crane <input type="checkbox"/> 分离 Disconnection <input type="checkbox"/> 污染封闭 SAS <input type="checkbox"/> 其它(具体说明) Other(Specified):	其它相关的工作指令 Other Associated Work Orders
负责科/组 Lead Group	转交给 Transferred to	签字 Signature	备件/材料说明 Parts/Materials Notes
工作描述 Task Description 工作要点说明 Key Points/Instructions		设备编号 Equipment Number	预计工时 Expected Duration
			所需人力 Manpower Required
			指令级别 Instruction Level
			控制级别 Control Level
			特殊工艺 Special Process 是/Y 否/N 无线电通讯 Radio Usage 是/Y 否/N 停机风险 Risk of Trip 是/Y 否/N 再鉴定 Requalification 是/Y 否/N
(续页 Continue...)			
应执行的临时控制变更/临时特殊装置 TCA/TSD to be Implemented			
来自系统的风险 System Risks 电气 <input type="checkbox"/> Electrical 压力 <input type="checkbox"/> Pressure 辐射 <input type="checkbox"/> Radiation 有毒流体 <input type="checkbox"/> Toxic Fluid 高温 <input type="checkbox"/> Temperature	工作过程中的风险 Risks from the Work Process 火灾/爆炸 <input type="checkbox"/> Fire/Explosion 缺氧窒息 <input type="checkbox"/> Asphyxiation 危险品 <input type="checkbox"/> Dangerous Materials 烧伤/烫伤 <input type="checkbox"/> Burns/Scalding 坠落 <input type="checkbox"/> Falling 表面/空气污染 <input type="checkbox"/> Surface/Air Contamination		进入许可证 Access Permits 受限场所 <input type="checkbox"/> Confined Space 放射性厂房 <input type="checkbox"/> RA Entry 红区 <input type="checkbox"/> Red Zone 橙区 <input type="checkbox"/> Orange Zone
必要的安全措施 NECESSARY PRECAUTIONS 隔离许可证 <input type="checkbox"/> Blocking Permit 试验许可证 <input type="checkbox"/> Test Permit 使用外源许可证 <input type="checkbox"/> Requisition Permit 介入许可证 <input type="checkbox"/> Intervention Permit 工作前联系 OPC <input type="checkbox"/> Contact OPO before Work 其它安全措施(具体说明) OTHER PRECAUTIONS(Specify)		特殊作业许可证 <input type="checkbox"/> Exceptions Work Permit 动火证 <input type="checkbox"/> Fire Permit 辐射损伤许可证 <input type="checkbox"/> Radiographic Test Permit 封堵打开许可证 <input type="checkbox"/> Penetration Opening Permit 工作前联系 OPH <input type="checkbox"/> Contact OPH before work	工作负责人 Work Supervisor 计划开工时间 Scheduled Date
		准备人 Prepared by	姓名 Name 科 Section 签名 Signature 日期 Date
		校核人 Checked by	
		工作接受人 Accepted by	
		OPH 审核人 OPH Review	
完工后返回运行处的信息 Work Completion Feedback to OPO 缺陷的主要原因 PRIMARY CAUSE		许可证已退回 <input type="checkbox"/> Permit Cleared	现场已清理 <input type="checkbox"/> Work Area Cleared
采取的维修措施 WORK DONE		再鉴定试验已缴 <input type="checkbox"/> Requalification Completed	
		填表人 Completed by 姓名 Name 姓名 Name	

厂区周围人口及工业发展调查结果

邝鲜辉

1989年,曾对广东大亚湾核电站(GNPS)周围80公里半径范围内的人口分布及工业环境进行过调查,但鉴于珠江三角洲城市经济高速发展,特别是宝安县设区直属深圳市管辖后,经济发展更快,一大批新兴工业卫星城镇呈拱月之势环绕着核电站,周围政区、人口、工业环境发生了显著的变化。

广东核电合营有限公司委托国家海洋局南海监测中心,根据国家环保局“国环监[1993]215号”文件的要求,与广东大亚湾核电站技术人员一起,共同制定了“环境调查大纲”,并根据大纲的技术要求对广东大亚湾核电站试运行阶段的周围环境状况重新进行了调查,整个调查从1993年9月至1994年元月历时近五个月,涉及了核电站周围8个市县,87个村镇。通过实地调查和考察,得出了详实的厂区周围人口及工业发展调查结果。

一、核电站周围地区人口分布与发展状况

1. 人口分布

1992年,广东大亚湾核电站半径80公里范围内的总人口数为8,701,870人。各子区的人口分布见表1。

以1992年实际调查资料为依据加以统计,运用 $N=N_0 e^r$ 模式,估算出评价区1994年人口分布,如表2所示。评价区的常住总人口为8,908,417人,相对于1992年的常住人口资料平均年人口增长率为0.0117。

如图1所示,5000人以上(1992年)的人口中心主要有澳头、淡水、稔山、平海、深圳特区、平山、惠州市区、香港。其中香港和深圳特区的常住人口总数(1992年)分别为5,901,580和472,800人。

半径15公里范围内的重要居民点有大鹏、南澳、水头、葵涌、土洋,人口分布和人口数详见图2。其中离电站较近人口最多的是大鹏,总人口数为3,186人。

半径5公里范围内,1992年的常住居民为2283人,这些居民大多集中在厂址以西通往电站公路的两旁。

1992年厂址半径5公里范围内的流动人口随着经济和旅游业的发展达到了7692人,与常住居民人数相加后,5公里范围内的总人口数达到9975人,5~10公里范围的总人数达到25194人。

2. 人口发展状况

1988~1992年半径80公里范围内常住人口的变化情况如表3所示,在半径3~4公里两个环形区域内人口年平均增长率为负值。这主要是由于人口的搬迁所致,如东北方向的岭澳村

居民迁至大鹏镇附近。与1988年相比较,1992年半径80公里范围内常住人口的平均增长率为1.7%,从整个评价区来看,总的人口年平均增长率与预测值(约为1.7%)是一致的。

1988~1992年半径15公里范围内流动人口变化情况如表4所示。

从表4可以看出,1992年半径15公里范围内的暂住人口数比1988年增加了近3倍。其中增加较多的有核电站商业一条街、鹏城、水头、大鹏、南澳、澳头、葵涌、七洋等地。此外,在半径50公里范围内的盐田、淡水、龙岗、沙头角、深圳特区等地的暂住人口也增加迅速。深圳特区暂住人口1992年达到689,200人。

随着核电站投产运行,除一些必要的服务设施人员外,其它无关暂住人员将会陆续离开核电站商业一条街。目前核电站限制区内的人口增减总数符合国家有关核电厂限制区的限制要求。

二、厂区周围工业和其它工业设施

1. 厂址周围地区工业分布

厂址5公里半径范围内没有大型工业设施。当地居民主要从事渔业和农业活动。

电站以西3.7公里的鹏城是该地区的重镇,设有一个工业区,建有10间服装厂和玩具厂,现有工人大约3000人。

厂址10公里半径范围内的大鹏镇和南澳镇共设有五个工业区,有75家小的工厂和车间,主要从事玩具、服装、皮鞋、提包和小五金、塑料制品生产加工等。

大鹏是镇政府行政机构所在地,该镇有三个工业区,建有50间工厂,大约1000工人。其中第一工业区有7间厂;第二工业区有23间厂;第三工业区有20间厂。

南澳则是大鹏半岛西海岸的重要渔港,目前该镇有两个工业区,共有19间工厂,主要是“三来一补”的加工业,工人大约1860人。

厂址以西13~15公里处是葵涌镇辖区,它设有第一工业区、第二工业区、第三工业区,在葵涌的滨海地区已形成一座漂染工业城,自东向西有中宝印染厂、金隆印染厂、鸿华印染厂、中冠印染厂紧接相连,除此还有土洋工业村。

厂址以北13公里处是澳头镇,它是一个重要渔港,目前该镇拥有123家中小工业企业,以轻工为主,从事造船、毛织、电子、制衣、建材、水产品加工等。

厂址周围地区工业分布现状见图3。

2. 厂区周围地区工业发展状况

随着改革开放向纵深发展,宝安县于1992年撤县设区,直接由深圳市管辖。这将有利于深圳特区向外辐射,促进东部地区(龙岗区)的经济发展,以淡水—澳头—霞冲为轴线的大亚湾经济技术开发区的成立,标志着大亚湾东北黄金海岸的腾飞。在不远的将来,在核电站的10~30公里半径的区域,将涌现一批现代化城市和卫星工业群体。

深圳市龙岗区总体规划中将把葵涌镇的盐灶—坝光一带作为规划重点,安排大型能源基地和石化工业,深东电厂已选址于大鹏半岛西岸的鹅公湾。淡水的熊猫汽车城,东联的南海石化城正在规划建设中。

电站以西27公里的盐田港2020年建成时将达7,560万吨的吞吐量规模,目前港区占地约16平方公里(含填海9平方公里)。第一、二期工程已经完成,在不久的将来将成为中国四大

深水港之一和国际集装箱运输的枢纽港口。

沙渔涌港区, 现有 5 千吨泊位两个, 码头岸线长 277 米, 仓库面积 6 千平方米, 堆场面积 1 万平方米。

惠州(澳头)深水港位于大亚湾北隅的哑铃湾内。设计东、中、西三区, 共有原油、集装箱、散杂货和滚装等二十个泊位。总投资预计 5.3 亿元人民币, 港口计划 1996 年开始兴建, 2000 年完成。

位于电站以西约 19 公里的雷蒙平台工厂, 由中、美、新(加坡)合资新建, 生产海洋开发器材。

随着工业、交通、旅游业的蓬勃发展, 普遍出现建设用地、交通用地大量增多、耕地面积缩小的现象。

根据调查, 目前广东大亚湾核电站半径 15 公里范围内无大的工矿区、弹药、油料和易燃易爆的化学品仓库和武器试验场。

从本次调查结果可以看出, 目前核电站限制区内是符合国家有关核电厂限制要求的。深圳市人民代表大会常务委员会颁发了第 23 号公告《大亚湾核电站周围限制区安全保障与环境管理条例》, 地方各级政府及规划管理部门将在制定今后发展规划中严格执行这一规定, 引导限制区的经济和社会有序地发展。

注: 本文所附图表及数据不作为土地及其它争议权的依据。

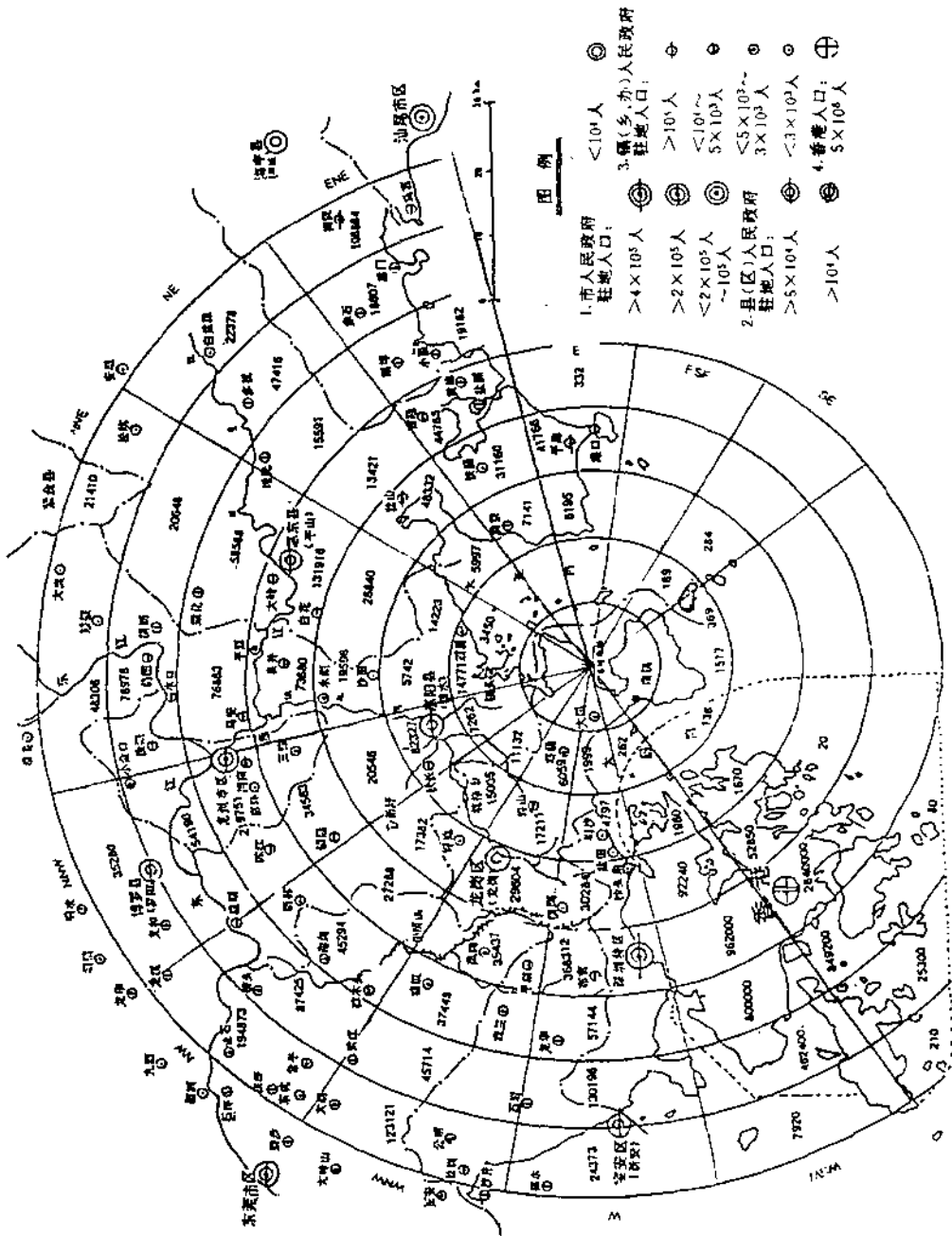


图 1 大亚湾核电站半径 80km 范围内的人口中心(1992)年

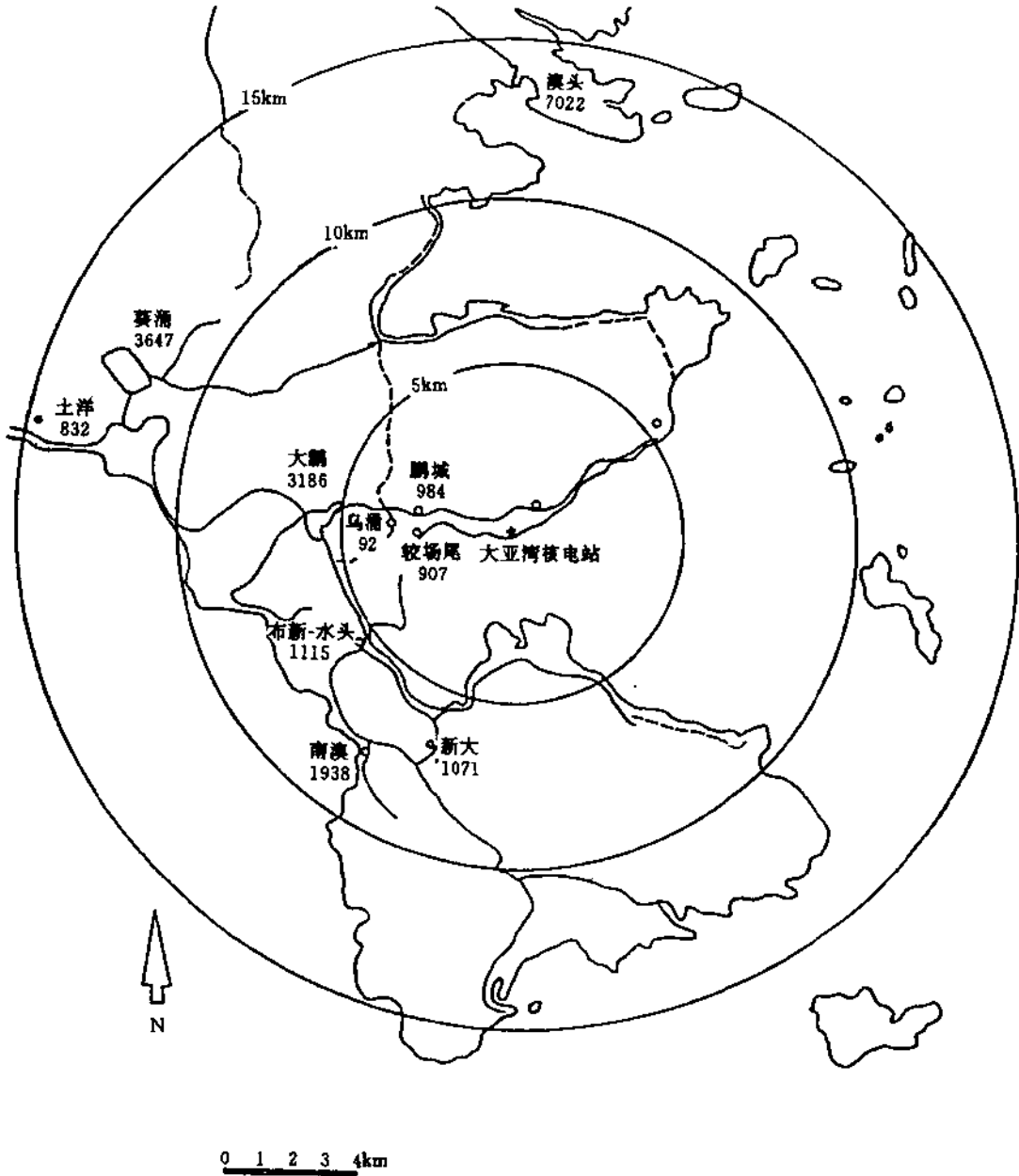


图2 大亚湾核电站半径15km范围内的重要居民点及其人口数(1992年)

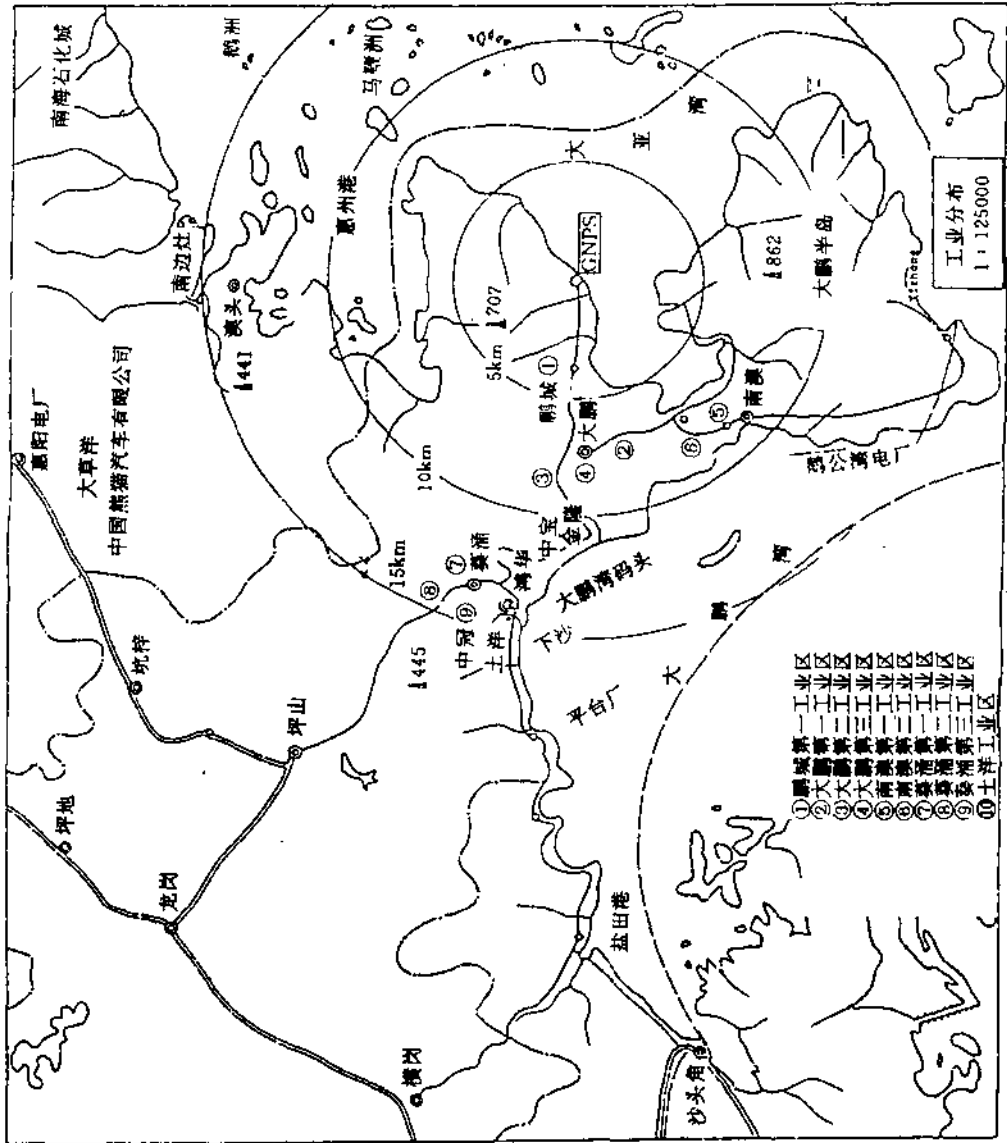


图3 大亚湾核电站厂址周围地区工业分布

表 1 半径 80km 范围内常住人口分布(1992 年)

距离 (km)	不同方位的人口数(人)																	
	N	NNE	NE	ENE	E	E	S	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	合计
0-1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
1-2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
2-3	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
3-4	0	0	0	0	0	0	0	0	126	0	0	0	1124	0	0	0	0	1250
4-5	0	0	0	0	0	0	0	0	192	306	0	0	482	0	53	0	0	1033
5-10	1075	71	0	0	0	0	0	112	147	1394	1967	1131	3392	0	855	623	0	10767
10-20	14771	3450	0	0	0	0	189	369	1517	136	0	262	1999	6059	11132	7262	0	47146
20-30	5742	14223	5997	7141	6195	0	284	0	0	0	1670	1980	4797	17211	15005	82327	0	162572
30-40	19596	28840	48332	31160	41766	0	0	0	0	20	52850	92240	30284	29604	17382	20546	0	412620
40-50	73680	131916	13421	44765	332	0	0	0	0	0	2640000	962000	368312	35437	27288	34563	0	4331714
50-60	76883	58588	15591	19182	0	0	0	0	0	80	849200	800000	57144	37448	45294	219751	0	2179161
60-70	78976	20648	47416	18607	0	0	0	0	0	0	25300	462400	130196	45714	87425	54190	0	976872
70-80	48306	21410	22378	106864	0	0	0	0	0	0	210	7920	24373	123121	194873	35280	0	584735
合计	319029	279146	153135	227719	48293	0	473	481	1982	1936	3571197	2327933	622103	294594	399307	454542	0	8701870

表 2 半径 80km 范围内常住人口分布(1994 年)

距离 (km)	不同方位的人口数(人)																	
	N	NNE	NE	ENE	E	E	S	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	合计
0-1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
1-2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
2-3	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
3-4	0	0	0	0	0	0	0	0	135	0	0	0	1194	0	0	0	0	1329
4-5	0	0	0	0	0	0	0	0	203	323	0	0	512	0	57	0	0	1095
5-10	1102	76	0	0	0	0	0	144	177	1556	2088	865	3601	0	907	662	0	11178
10-20	15040	3515	0	0	0	0	193	391	1610	145	0	603	2121	6433	11626	7393	0	49068
20-30	5846	14480	6099	7249	6289	0	289	0	0	0	1704	2020	5164	18269	15702	83813	0	166864
30-40	19948	28276	49064	31634	42400	0	0	0	0	20	53918	118463	31995	31165	18023	20916	0	446822
40-50	75014	133920	13624	45443	337	0	0	0	0	0	2665407	947700	392318	36828	27919	35187	0	4373697
50-60	78275	59478	15833	19520	0	0	0	0	0	82	888469	829238	60768	38834	46291	223754	0	2260542
60-70	80336	20965	48141	18940	0	0	0	0	0	0	25811	473850	138346	47734	89358	35115	0	998596
70-80	49136	21776	22718	108736	0	0	0	0	0	0	214	8080	25872	127751	199129	35814	0	599226
合计	324697	283484	155479	231522	49026	0	482	535	2125	2126	3637611	2380819	661831	307014	409012	462654	0	8908417

表3 1988~1992年半径80km范围内常住人口的变化情况

距离(km)	常住人口数(人)		人口年平均增长率 (LnB-LnA)/4
	1988年	1992年	
	[A]	[B]	
0~1			
1~2			
2~3			
3~4	1551	1250	-0.054
4~5	854	1033	0.048
5~10	10793	10767	-0.001
10~20	33743	47146	0.084
20~30	121846	162572	0.072
30~40	366427	412620	0.030
40~50	4173470	4331714	0.009
50~60	2066800	2179161	0.013
60~70	872300	970872	0.027
70~80	488547	584735	0.045
合计	8136331	8701870	0.017

* A—1988年评价区人口数。

B—1992年评价区人口数。

表4 1988~1992年半径15km范围内流动人口的变化情况

地名	方位	距离(km)	暂住人口数(人)	
			1988年	1992年
商业街	W	1.2~2.5	200	3900
岭澳	NE	3.7	56	62
鹏城	W	3.7	1768	3535
东山养殖场	SSW	3.8	150	132
青少年度假村	WSW	5.0	36	63
水头	SW	6.5	413	1236
布新	SW	6.6	307	371
王母	W	6.8	3480	8763
坝光	NW	7.2	124	216
南澳	SW	9.0	1020	3617
下沙	WSW	9.4		224
中宝印染厂	W	10.9		413
金隆印染厂	W	11.0		226
鸿华印染厂	W	11.0	480	564
中冠印染厂	W	12.0	768	524
雷公山石场	W	12.6		101
葵涌	WNW	13.0	5317	6819
惠州港	N	13.0		1700
澳头	N	13.1	2422	13000
土洋	W	14.5	544	5600
合计			17085	51166

广东大亚湾核电站试运行阶段 海洋环境调查

黄永愚

广东大亚湾核电站试运行阶段的海洋环境调查,是为核电站试运行阶段环境影响报告书提供海洋环境潜在影响的背景数据和资料。本次调查的大纲系根据法国 EDF 提出的建议,由厦门海洋三所根据两年大亚湾海洋零点调查经验修订而成,并委托该所实施调查、对调查结果作出分析与评价。试运行阶段海洋环境调查包括 7 项内容:水文状况,温流场分布,化学物,卷载效应,水生物,底栖生物与鱼类。

调查时间为两年,每年冬夏两次。调查的站位分布列于图 1 中。测站布设的原则,考虑到取水口状态,出水口状态,温排水与化学物有不同程度直接影响区及可能有影响的临界区。

一、理化参数

— 溶解氧含量:水体中的溶解氧是水生物赖以生存的 necessary 物质条件,是评价海洋环境的重要指标之一。机组运行前后水体中的溶解氧分布与零点调查基本一致。表现为海水表层较高,低层较低,冬季偏高,夏季偏低。电站运行后,排水口附近略为降低。

1993 年夏季主要理化参数(溶盐和溶解氧)受粤东沿岸流高盐低温低氧海水入侵的影响,少数测点出现底层海水间歇性贫氧现象,1994 年夏底层贫氧更为明显,个别点为 0.18ml/l,但仍高于零点调查最小值 0.114ml/l。到 1994 年冬,溶解氧又恢复到高值(均高于 4.78ml/l)。

— 沉积物有机物含量:大亚湾属南亚热带气候,高温高湿,适合微生物繁殖。沿岸良好植被,充沛雨量为沉积物带来丰富的有机质。半封闭海湾,水交换较弱,又缺乏常年径流,细颗粒物易沉积。因而沉积物中的有机质含量丰富,高于全国近海表层沉积物中的平均含量。

核电站投产后,除少数测站沉积物有机质含量下降外,其余测站均比 1993 年夏季运行前夕有所提高,个别测站最高为 2%,是零点调查时大亚湾的最高值。

— 残余氯:沿海电站用海水作冷却水,伴随着管道的腐蚀和附着生物的固着堵塞之害。大亚湾核电站用海水电解制氯来防除生物附着。经电站运行后的监测得知,在取排水口附近只检测到微量的残余氯,大约 0.01~0.05ppm,稍远些即降到检测限(0.01ppm)以下。

二、温场分布和环流变化

大亚湾核电站运行后,典型的夏季和冬季海水温度场分布情况,分别见图 2 与图 3。其温升分布分别见图 4 与图 5。调查结果表明:

— 两台机组满负荷后,海水温度场大约在 20~30 天内可达到平衡状况(见图 6)。温排水的影响主要在排水口附近海水表层,温排水所引起的热羽流扩展方向,夏季主要是东北向,冬季为东南向。大辣甲湾口处(H3 测站)水温基本不受热羽流的影响。

— 受温排水热羽流影响,温升 $\geq 4^{\circ}\text{C}$ 的海水面小于 2 平方公里。温升 $\geq 1^{\circ}\text{C}$ 的面积,底层冬夏季均小于 2 平方公里;表层,冬夏两季分别为 27 和 12 平方公里,相差较大,冬季扩展部分的面积分布在大鹏澳内海域。

— 取水口海水温升:1994 年 8 月两台机组满功率运行时的取水口水温,与零点调查的数据比较,未见明显升高(如图 7 所示)。取水口最大温升在 3.66°C 与 -4.03°C 之间,呈现负温升。这可能是由于排水口热羽流把表层海水环流推向东北方,而 8 月份海水温盐分层最强,导致来自湾口的下层较冷余流涌入取水口海域所致。

— 温排水对西大亚湾环流的影响:对核电站运行前后的西大亚湾环流比较可知,核电站温排水对西大亚湾环流存在着影响,主要表现在从大鹏澳南岸流入的余流,往西北方向流到岸边后,由于热羽流的推动,不再流入大鹏澳,而全部右转流向东北。大鹏澳存在一南进北出的气旋式环流。这可能有利于温排水向湾外扩散,减少温排水的回归。与此同时,夏季海水温盐存在着明显分层,由于水体的补偿作用,导致湾口下层较冷的余流涌入大鹏澳,这可能是造成取水口负温升的一种原因。

初步分析表明,1994 年夏季温排水引起的温升同“大亚湾装料阶段环境影响报告书”中所用的数学物理模型所得的结果,基本一致。但依实测资料所得的温升范围较模型所得的为小。也就是说,核电站热排放对大亚湾海水的影响比预期的小。

三、循环冷却水系统的机械效应

为防止海生物在循环水系统(CRF)管道表面滋长而影响机组热效率或堵塞管道,在该系统入口处装设旋转滤网。随海水进入系统的海生物被卷吸撞击,因而对这些海生物产生一定的影响。主要受影响的物种是仔鱼、鱼卵和一些浮游生物。

四、生物动态

试运行调查结果,西大亚湾生物多样性仍较高,生物量也较大,这与两年零点调查的结果基本一致。其主要情况如下:

1. 虾类调查结果表明在种类组成和种群结构上有所变化,但变化不大。

2. 马尾藻调查结果与零点调查无大差别,但在种类组成上 1994 年夏有 3 种,冬有 1 种优势种未出现,但增加 1 新的优势种。个体体长的变化,从湾口向湾内逐渐变小,数量也是湾口多于湾内,未发现异常现象。

3. 1994 年 8 月鱼卵总量剧增,高数量中心从出水口附近 H26 站移至进水口附近 H1 站。仔幼鱼 1994 年无论种类和数量都显著减少;但优势种仍占优势,只是数量减少。

4. 冷却水滤网鱼类,1994 年 8 月种类减少,但数量剧增,优势种没有变化。

5. 浮游植物种类多样性变化不明显,细胞总量变化也不大,但在平面分布和垂直分布上

有较大不同:1993年夏季与零点调查的分布趋势相同,均由湾口向湾内逐渐减少,1994年夏季此现象消失,高数量移至核电站以南的大鹏澳内;冬季则由澳口向湾口下降。

6. 浮游动物生物量 1994年比1993年高,1994年冬比前三次高很多;总个体数量1994年也比1993年高,最高也在1994年冬季。1994年夏季高数量区位于大鹏澳内,排水口数量最低。1994年冬季最低是在取水口处。

7. 微生物总菌数 1994年8月比1989年8月高;弧菌1994年8月出现的种类比1989年8月和1993年7月多两种;粪大肠菌1994年8月之菌数比1993年7月和1989年8月都高。微生物异养性表层比底层高,表层和底层的变化幅度较大,1994年8月表层均值为底层的3倍。1993~1994年异养活性测值低于1988~1989年零点调查测值,与1987年的接近。

8. 初级生产力:除H4站外,1984年8月与1993年初冬测值趋势一致,表层测值均为底层的2倍,各测站变化幅度小;但1994年8月与1993年7月的测值有较大不同,后者底层高于表层,在湾口区底层比表层高出数倍。

9. 底栖生物:1994年8月比1993年夏季数量显著减少,1994年冬有明显回升,主要棘皮动物有明显下降。

10. 潮间带生物,栖息密度A3R断面1994年夏季比1993年秋冬显著增加,其余各断面略有增减,其中A7R栖息密度剧减约3倍。值得注意的是各断面低潮区甲壳动物密度普遍减少,多毛类密度普遍增加。生物量隐蔽(或半隐蔽)断面比敞开断面有所增加。主要种在生物带中也有一定变化。

综合上述调查结果,核电站运行一年多对大亚湾海洋环境还看不出什么影响。所有上述变化或变动,均在生态自然变动涨落以内。

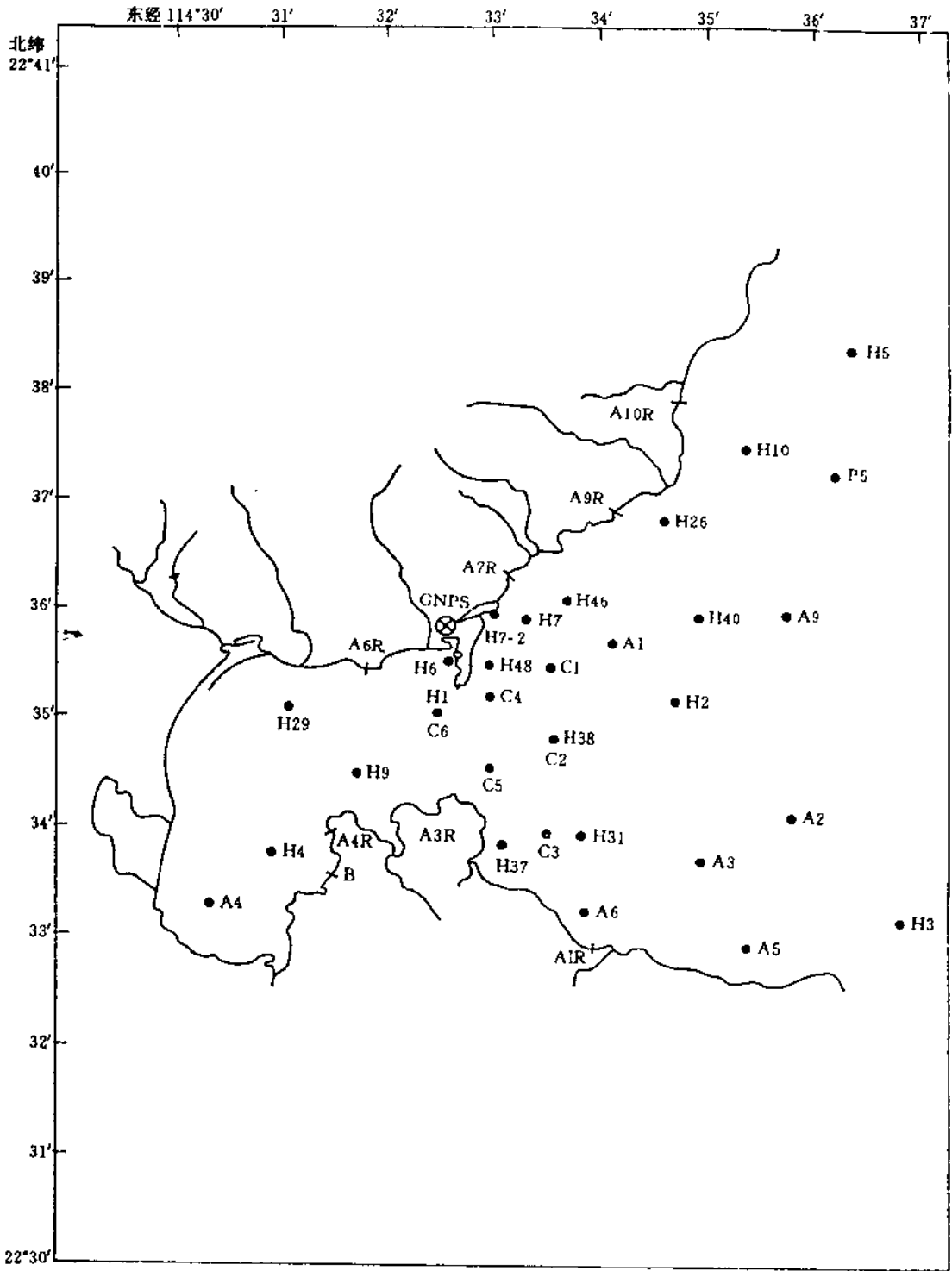


图1 海洋调查的站位分布(试运行阶段)

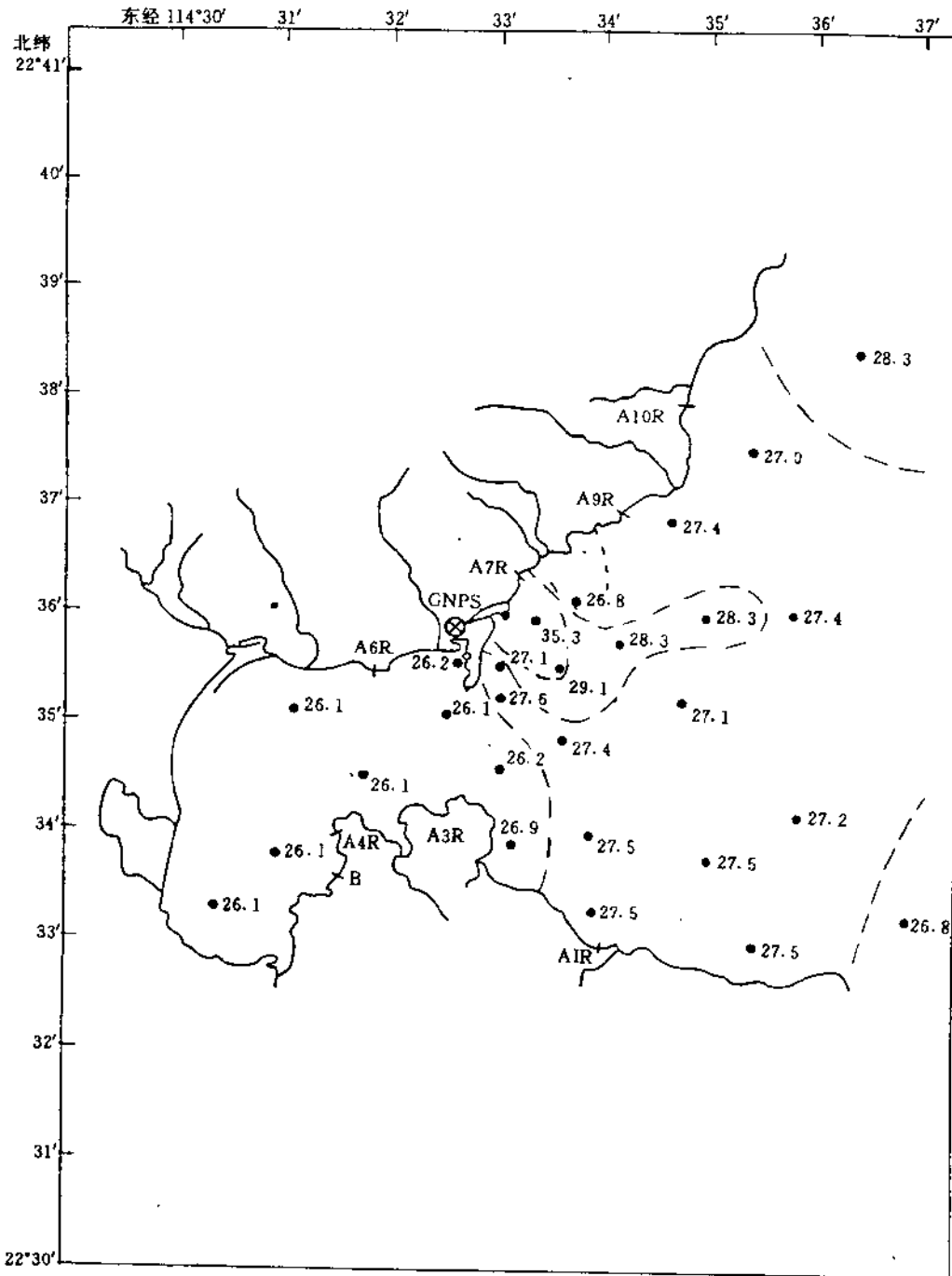


图 2-1 表层海水温度分布(°C)——1994 年 8 月

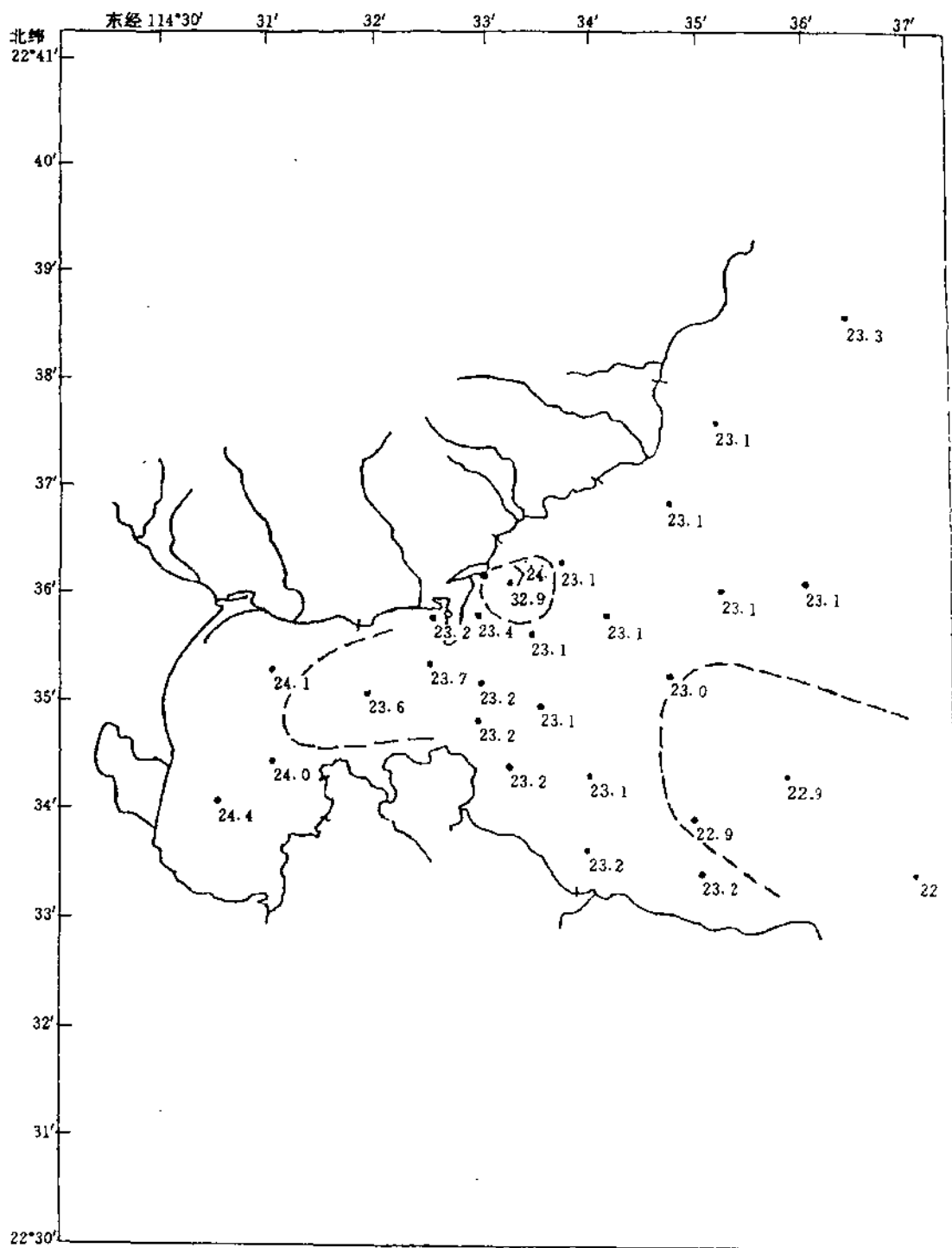


图 2-2 底层海水温度分布(°C)——1994 年 8 月

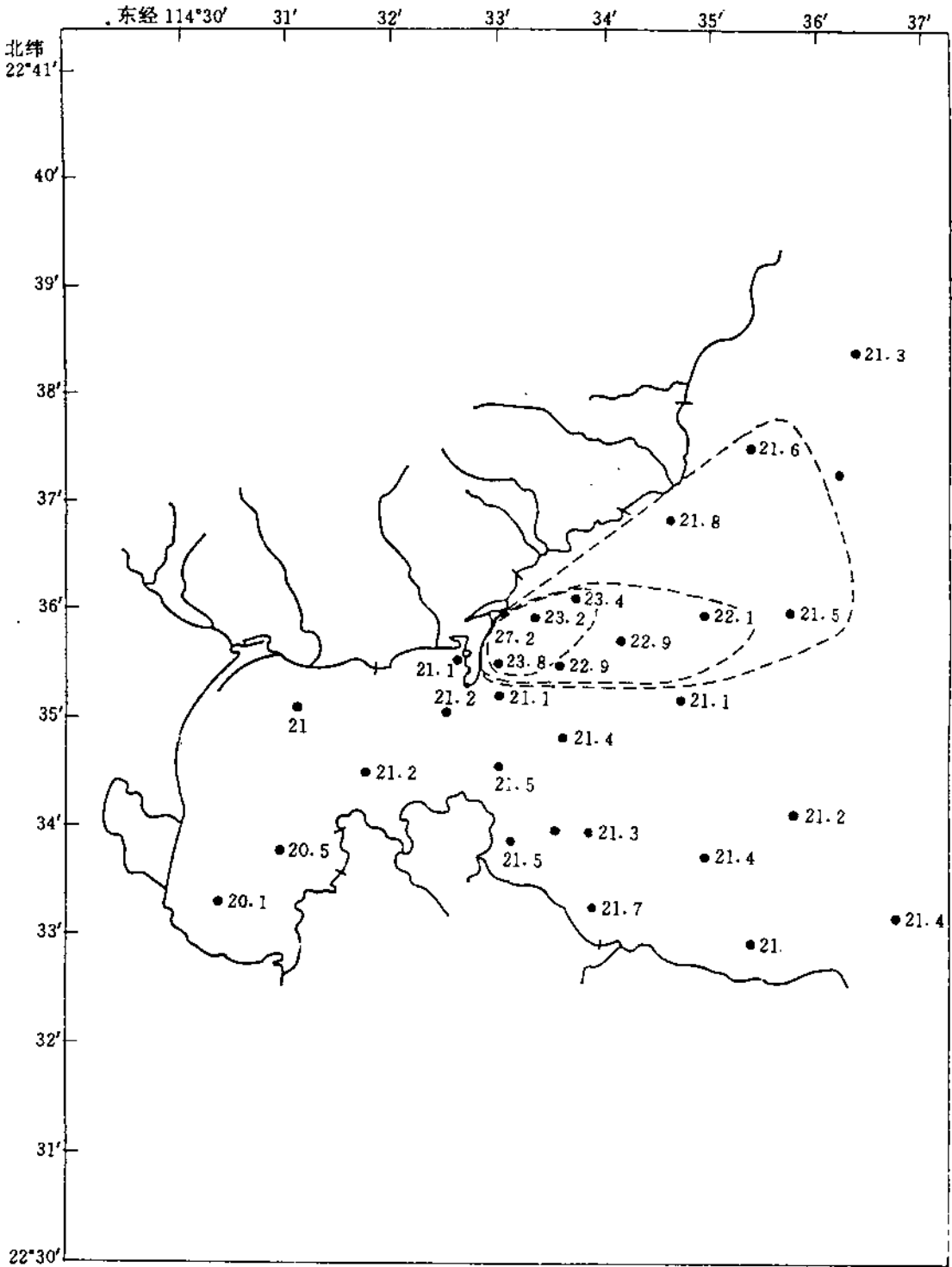


图 3-1 表层海水温度分布(°C)——1993 年 11 月 29 日/12 月 1 日

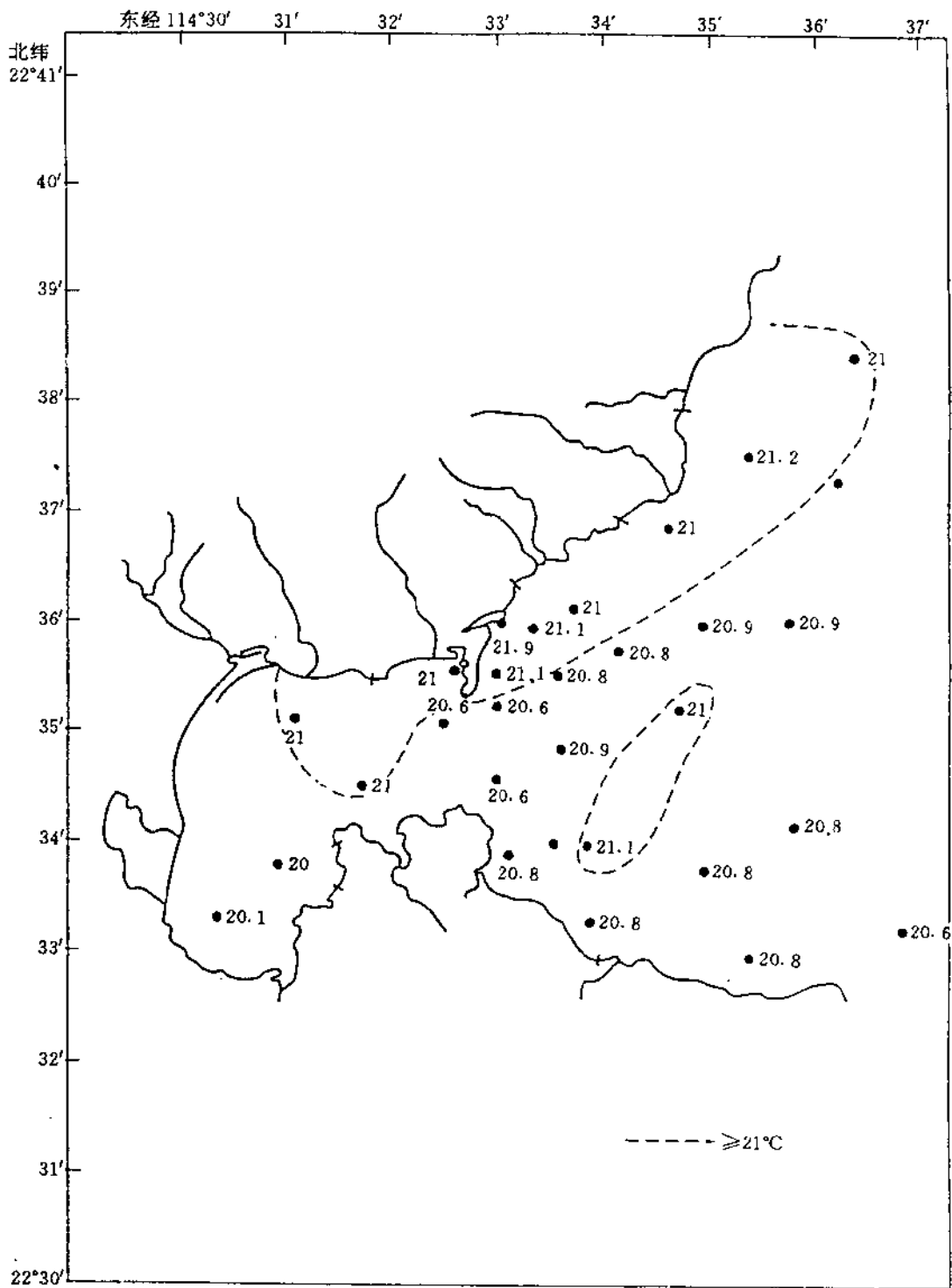


图 3-2 底层海水温度分布(°C)——1993 年 11 月 29 日/12 月 1 日

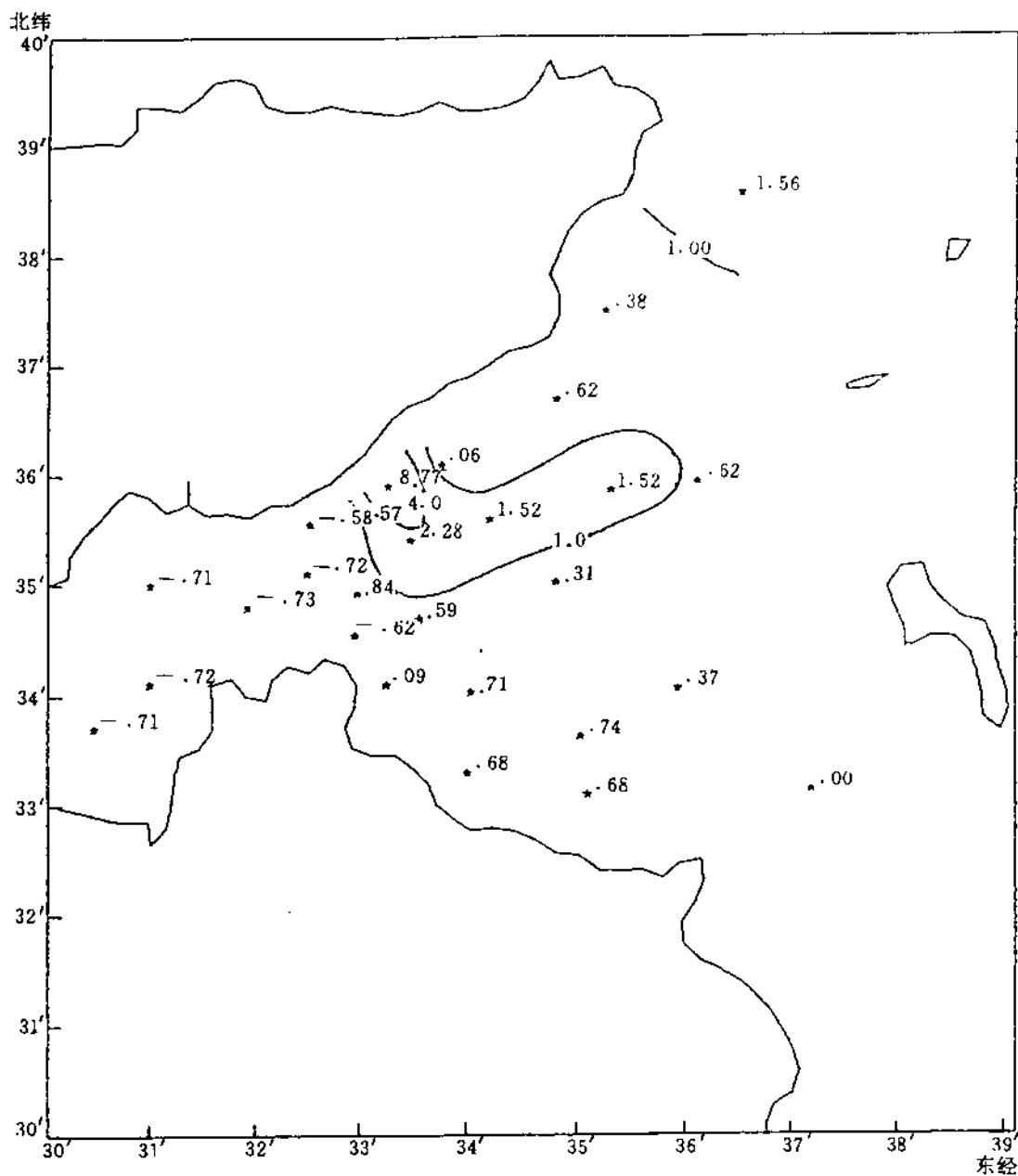


图 4-1 表层海水温升分布(°C)——1994 年 8 月

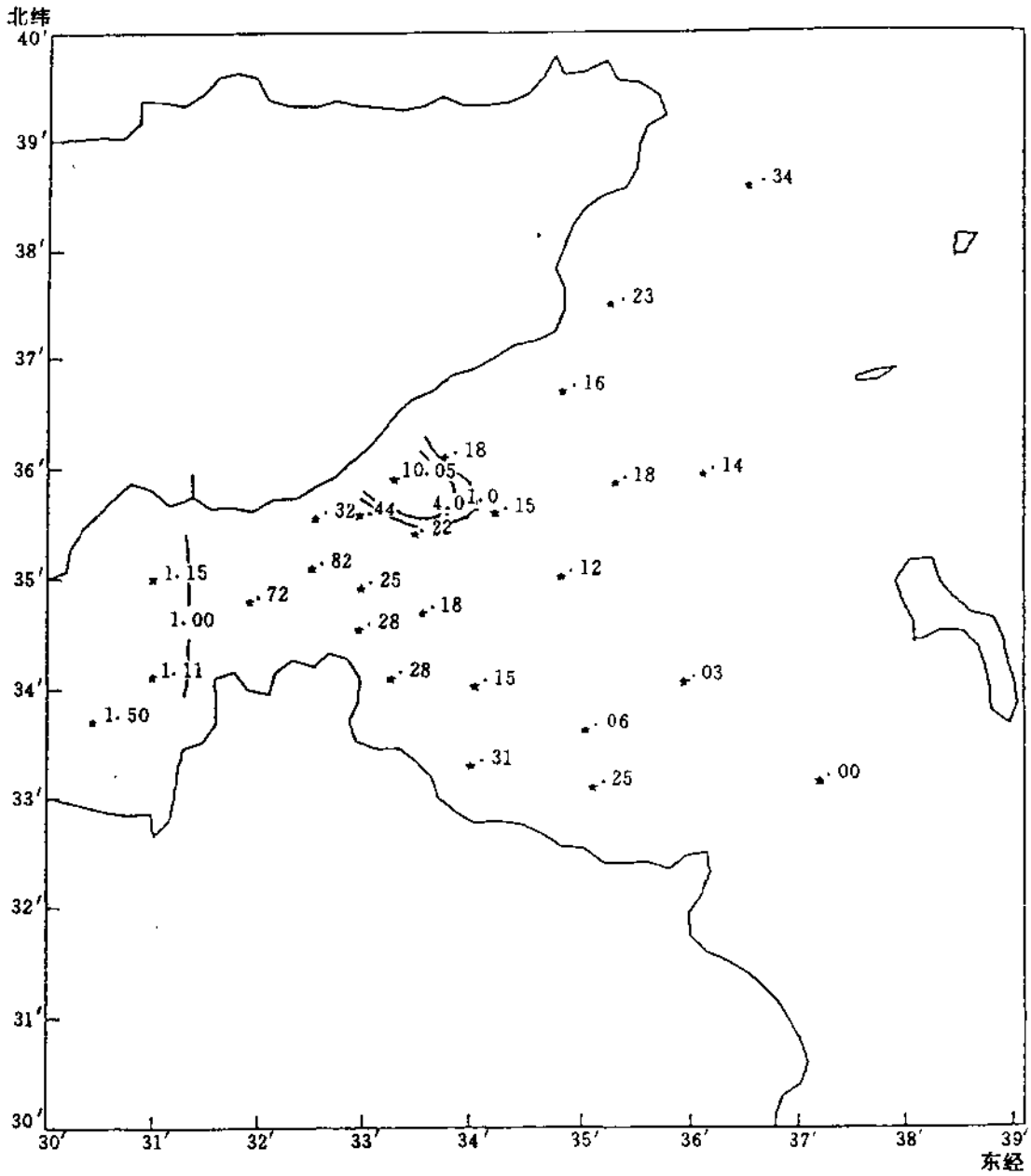


图 4-2 底层海水温升分布(°C)——1994 年 8 月

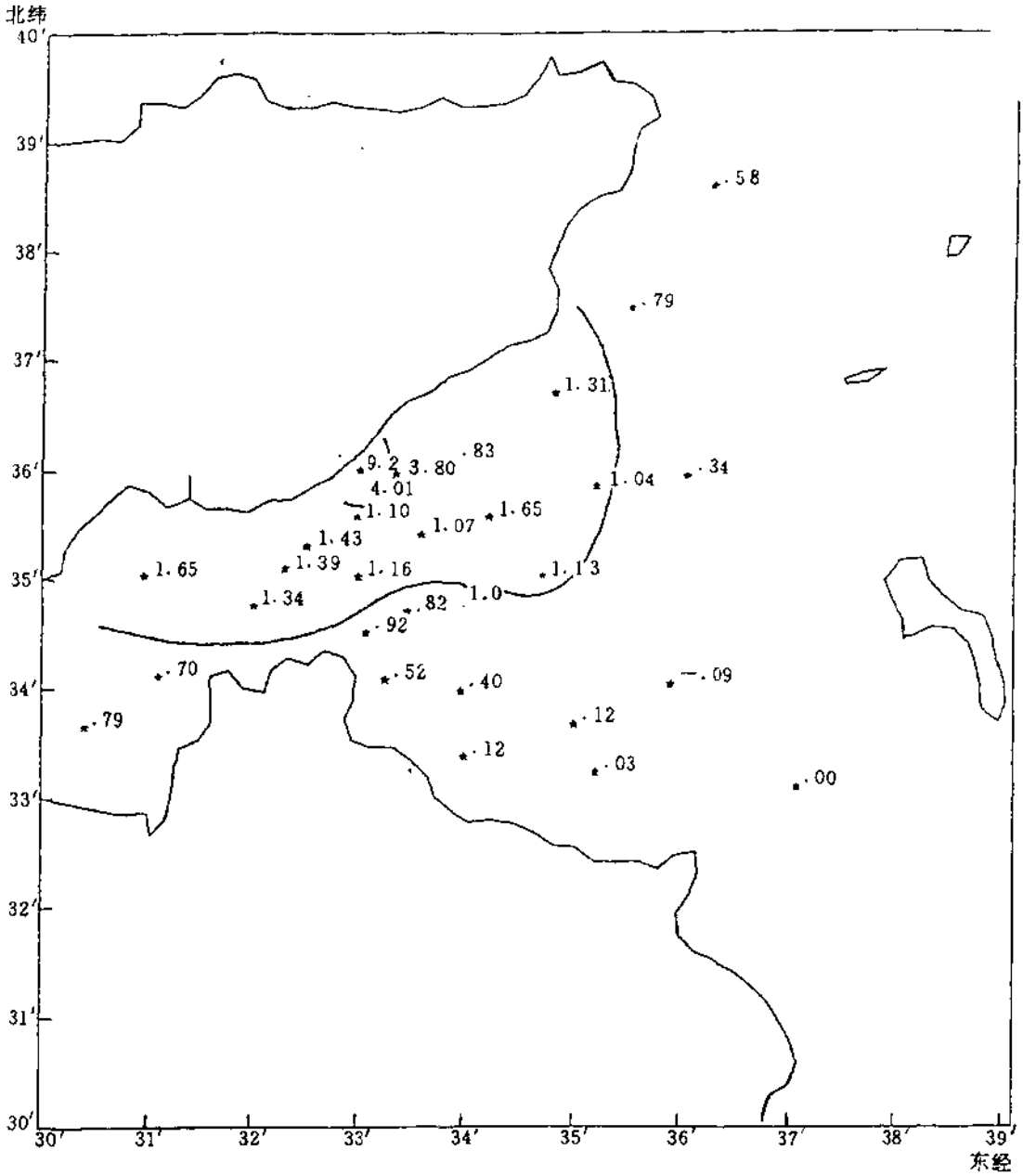


图 5-1 表层海水温升分布(°C)——1994 年 12 月

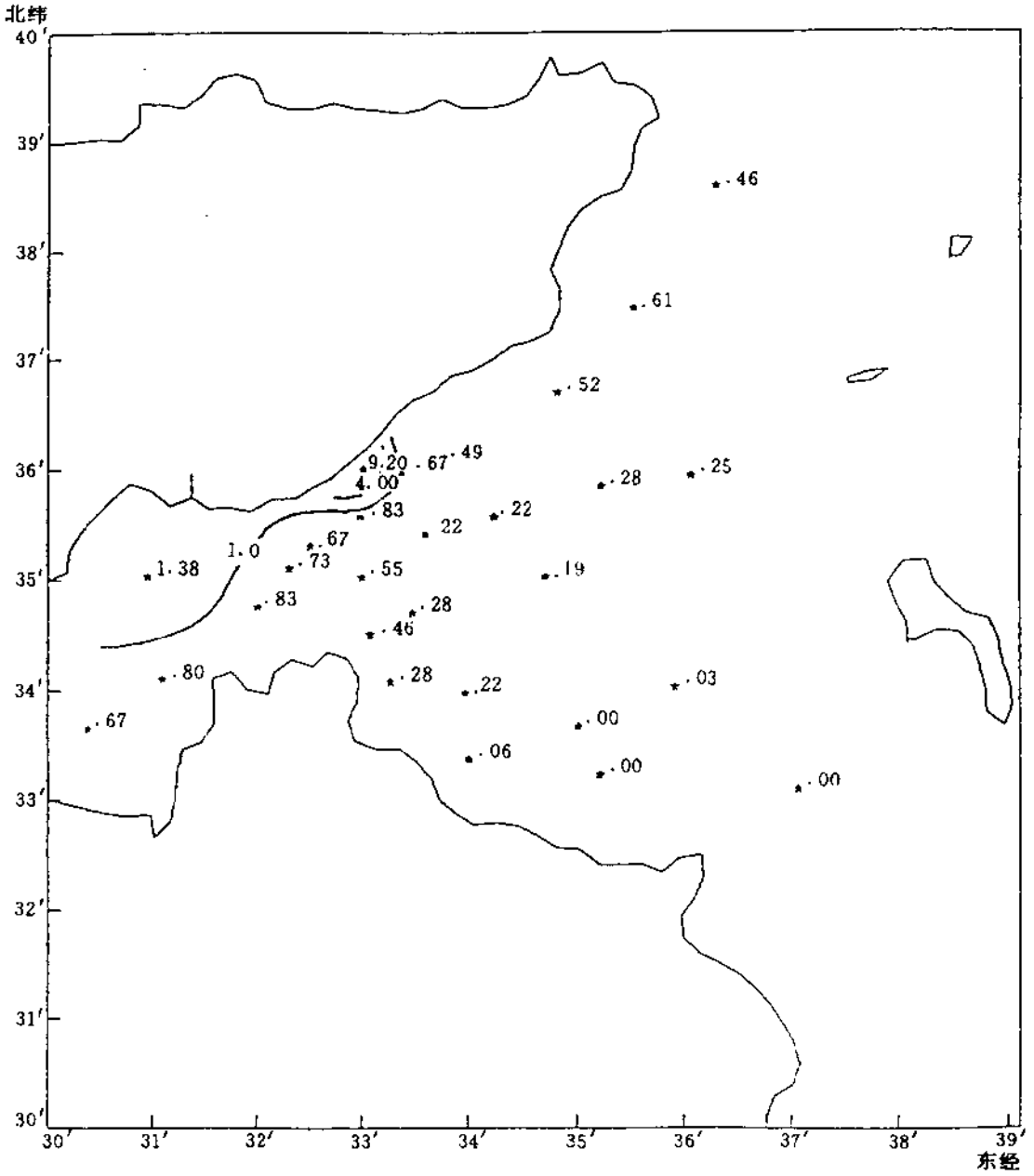


图 5-2 底层海水温升分布(°C)——1994 年 12 月

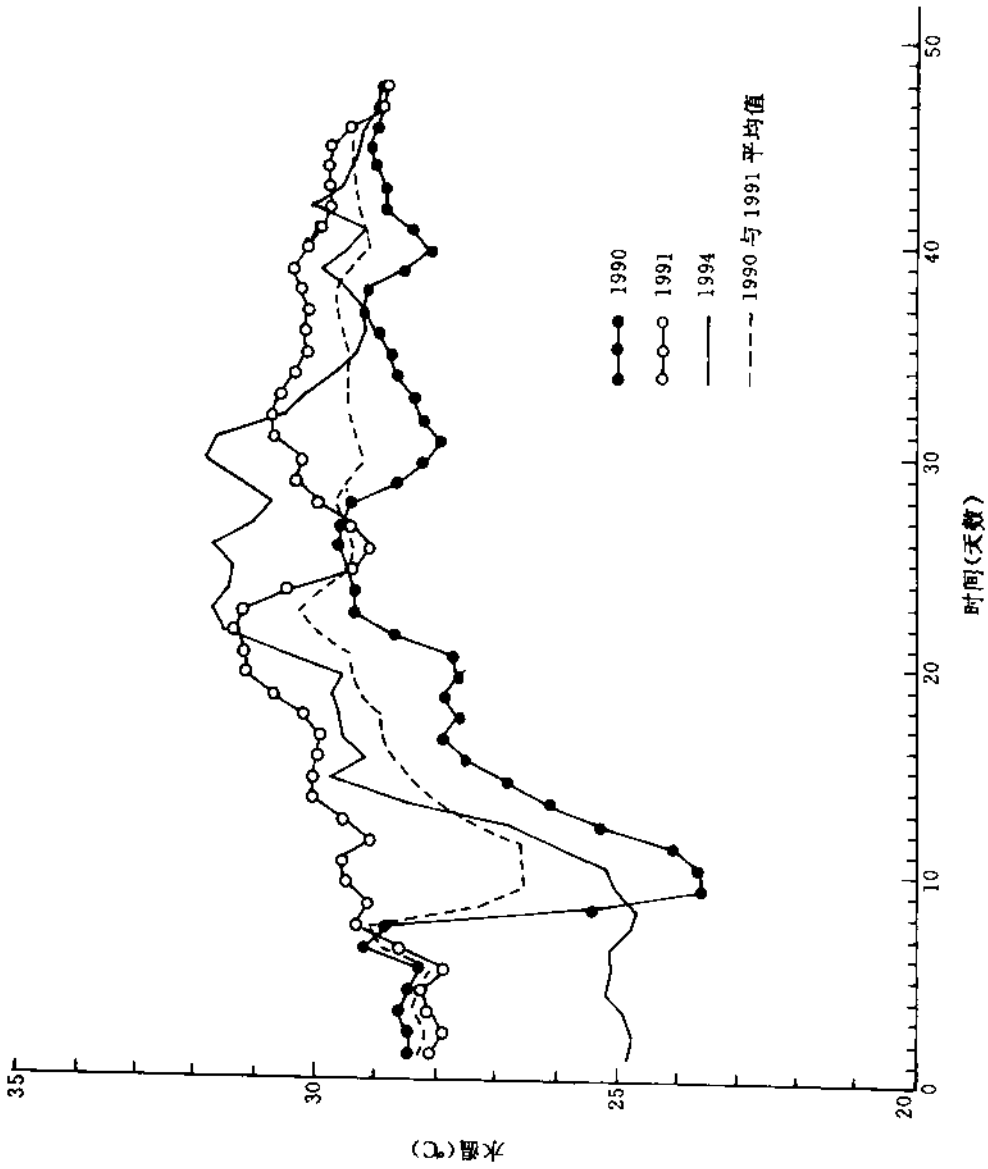


图6 海水水温随时间变化

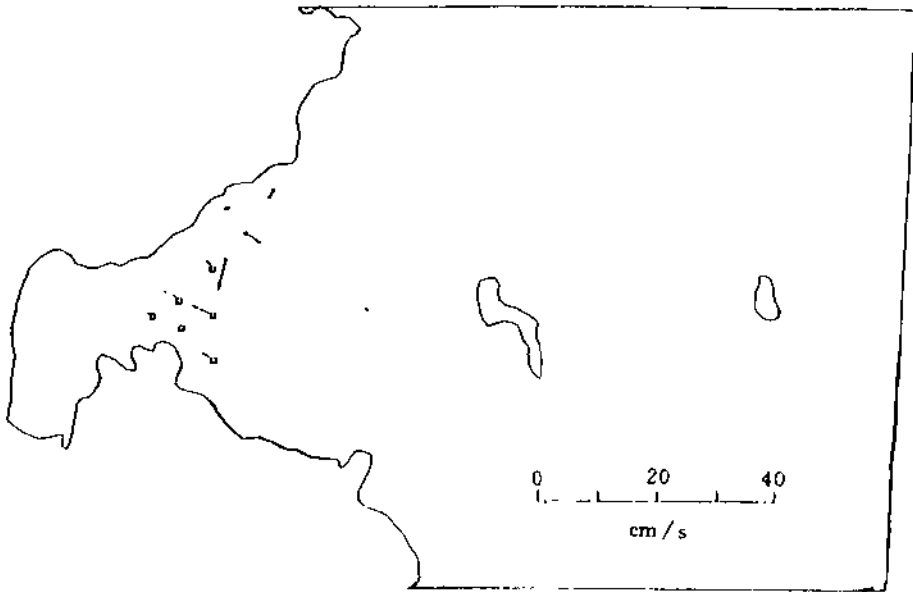
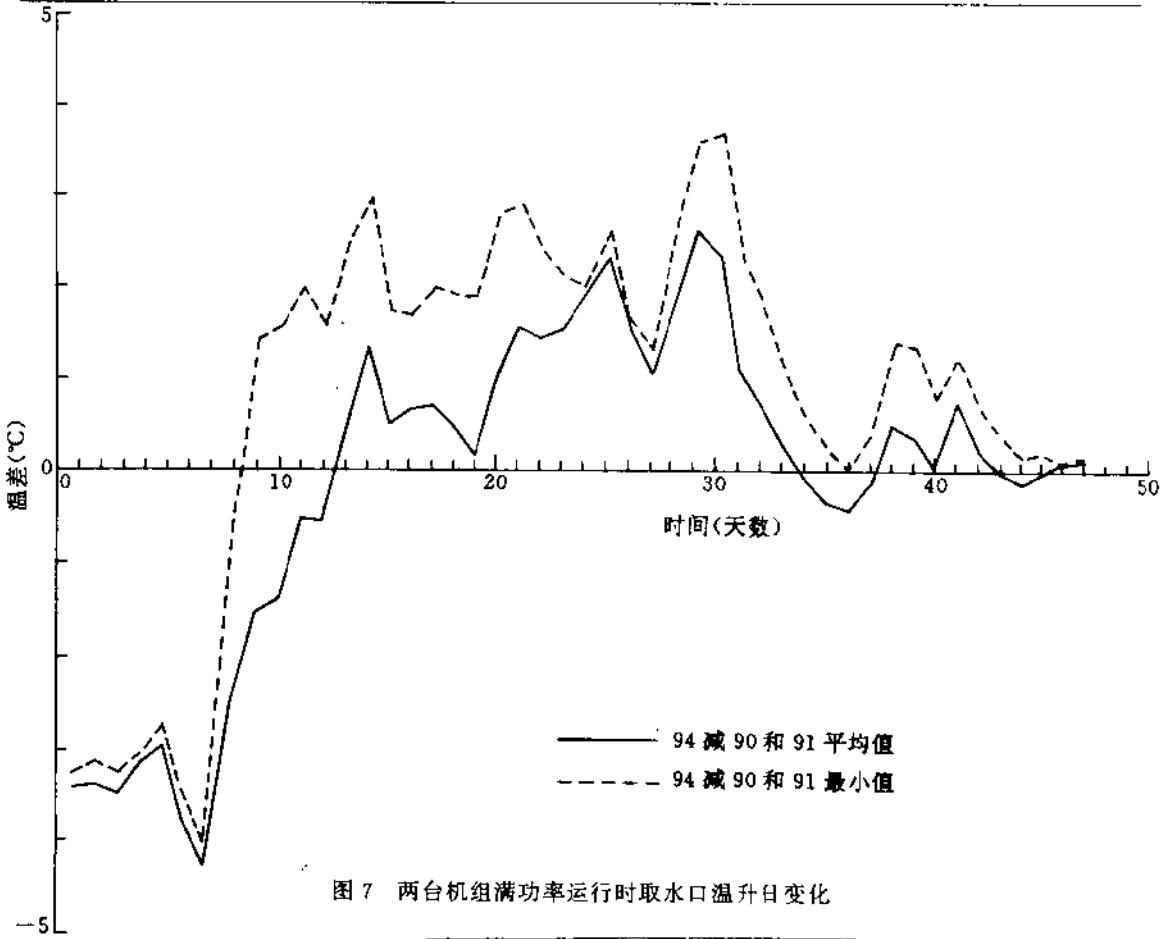


图8 海水表层余流流向 - 1994年夏季

大亚湾核电站运行阶段的质量保证

蔡康元

一、质量保证组织机构

核电厂投入商业运行以后,要完全承担核安全责任并且承诺执行运行期间的质量保证大纲。为了有效地履行这些职责,成立了一个全功能的质保组织作为管理部门的工具以便验证质保大纲执行的有效性,这就是质保处,下设四个科:监查科、监督科、供应商控制科和大纲文件科。

1. 质保组织的功能

- 定期修改运行阶段的质量保证大纲;
- 对核电厂各部门和各承包商进行有计划的质保监查和评价,以确定其对质保大纲执行的有效性;
- 对核电厂各部门和各现场承包商进行实时的质保监督,及时发现问题并向高层管理部门报告重大的质量缺陷;
- 对供应商进行资格预审、资格审查并定期出版合格的供应商清单;
- 质量文件审查,包括核电厂所有的管理程序、设计修改文件包、质量计划、不符合项报告、采购文件以及承包商的质保大纲等;
- 定期向经理部门递交质保月报、质量缺陷统计报告和质量趋势分析报告;
- 对电厂人员进行质保培训和复训。

2. 质保组织的独立性

核电厂质保处在组织上独立于其它各功能处,它有权随时向电厂厂长报告工作,协助电厂经理部门确定是否已达到规定的质量要求,帮助解决已发现的质量缺陷。同时质保处还有权直接向公司总经理部报告重大的质量问题或在电厂经理部不能解决的任何质量问题,因此它的独立性通过上述报告系统得到了充分的保证。

3. 质保人员的培训和授权

质保人员首先必须通过质保监查员(或质保监查长)的培训课程,通过考试以后再经过一段时间的在岗培训,即参加一定数量的质保监查以取得足够的实践经验,并通过评定、审核以后才可获得相应的质保监查员(或监查长)的资格证书。

核电厂的质保人员还必须遵守电厂规定的一套培训和授权制度:对每个人都制定了与其岗位功能相适应的个人培训大纲,只有在完成了其中规定的培训课程以后,诸如“辐射防护”、“工业安全”、“核电厂应急响应”、“急救”、“消防”、“核电站系统”、“大修期间的核安全”等,才能取得相应级别的核安全授权和辐射防护授权。

最后,质保处还制定了程序,规定监督科的质保工程师必须熟悉现场,并通过某些专门的

培训:如焊接、无损探伤、泵和阀门的检修、装卸料过程等,在经过足够的在岗培训以后,才能取得在一定专业领域内进行质保监督的授权。通过以上各类培训,已经培养了一批有实际经验的质保监督检查人员。

二、完整的质保监查大纲

质保监查是通过对客观证据的调查、检查和评价,为确定所制定的程序、指令、说明书、技术条件及其它文件是否齐全适用,是否得到切实遵守以及实施效果如何而进行的一种质保活动。

质保处按照核安全法规及运行阶段质保大纲的要求制定了一个两年度的质保监查大纲,内容包括质保大纲的各个方面,以此为基础,并考虑现场的工作安排及质量趋势情况,每月出版三个月的质保监查滚动计划,监查频度充分考虑了各类活动对安全的重要程度以及在过去检查中所发现的缺陷情况。质保监查采用两种方法:第一种是根据各个职能部门的职责来确定监查范围,即以某个处(或某个承包商)为监查对象,监查必须包括被监查部门的所有职责范围;第二种是以某项活动为监查对象,监查范围就必须包括参与该项活动的所有部门。

质保监查由合格的监查长和监查员担任,有时也邀请有关的技术专家参加。监查包括客观地评价控制某项活动的程序,检查其实际的操作,与有关人员谈话提问,以及验证其正确实施的质量记录。被监查部门有义务提供足够的支持以确保监查结果的准确性,并负责答复监查中发现的不符合项,及时采取合适的纠正行动来改正这些偏差和缺陷。

监查以前必须经过充分的准备,监查员根据监查的项目,编制检查清单并经过监查长的审阅批准,监查必须按事先准备好的检查清单来进行,监查完成之后要有书面的监查报告发给被监查部门,并送交电厂经理部门,检查清单和监查报告都将作为质保记录妥善保存。

三、全面强化的质保监督计划

质保监督由质保人员承担,通过对正在进行的工作实时实地的观察和检查,或通过对文件或记录的检查,验证该项工作的完成是否符合已制定的程序要求。

质保处把核电厂所有与安全或与质量有关的活动分为 20 大类(总共 145 项):标定、化学、计算机管理、应急准备、工程评价、防火与工业安全、在役检查和试验、执照申领、环境监督、维修、运行、设计修改、换料、特殊过程、采购、辐射防护、保安、人员培训、废物管理和控制(文件、不符合项、纠正措施等)。原则上质保监督的项目要定期地覆盖上述所有活动,质保处制定了三个月的质保监督计划,并以此为基础,结合现场工作实际,每周制定具体的监督周计划,给每个质保工程师落实本周要完成的监督项目。由于各项活动的特点和性质的不同,在安排监督的频度和深度方面也是不相同的,大体上可以根据以下几方面因素来决定:被监督的活动对安全的重要程度,该项活动本身的频度、进行该项活动的人员培训状况、该项活动在过去的完成状况以及其它的经验反馈信息。

为了有效地进行质保监督,也为了改善质保人员与工作执行部门的联系,质保处专门制定了“质保通知点的选择与执行”工作程序,即在一些维修项目和试验项目的某些重要步骤上设

立了“质保监督通知点”，它不同于常规的由 QC 人员执行的 H 点和 W 点，而是专门由质保人员来进行监督检查，要求工作在进行到该阶段前，负责执行该项工作的部门提前通知质保人员，以保证质保人员能对一些重要的影响安全或质量的活动实行质保监督，同时也可以加强对 QC 人员监督。这些“质保监督通知点”是由质保人员在审查相应的文件（如质量计划）时事先设置的。

目前的质保监督都尽量使用已编写好的标准检查清单（目前已编制了 50 份左右），这些检查清单是在工作实践中总结出来的，并且不断地更新和完善，这样不仅可以节省时间，提高效率，也便于将结果输入计算机，而且使质保监督更为深入有效，这是迈向专业化的重要标志。

每次质保监督完成以后都由质保工程师完成一份书面的监督报告，标准形式包括以下内容：

- 被监督的活动项目及内容；
- 监督该项活动的人员身份、进行监督的日期和地点；
- 控制该项活动的大纲或程序的要求；
- 该项活动的操作是否符合已制定的要求；
- 如发现缺陷时，要求采取的纠正措施。

除了上述日常的质保监督以外，根据需要，针对现场发生的某些重大事件或某一方面重复出现的失误，总经理部或电厂经理部门也会要求质保处进行专项的监督检查，这样的质保监督一般需要稍长的时间，在质保人员调查和分析的基础上给经理部门提供专门的书面报告。

此外，质保监督也常常被用来作为跟踪、验证纠正行动完成状况的手段。

四、文件审查系统

对有关文件进行质保审查的目的是验证这些文件是否已按规定的质保要求准备或编写，因此，它也是验证质保大纲执行有效性的手段之一。

核电厂所有的管理程序、设计修改文件包、维修项目的质量计划、采购文件（如合同、采购订单）以及不符合项报告等都必须经过质保处审查。在管理程序的审查方面，主要对照上层文件（如安全法规、最终安全分析报告或运行质保大纲）的要求，验证核对有关的要求是否已正确无误地反映在相应的程序中。采购合同或采购单的审查主要检查供应商是否已通过核电厂的资格审查、质量级别是否正确，有关的技术或质量要求及适用的标准是否已描述清楚。设计修改文件包的审查包括检查设计修改文件是否完整，实施文件及跟踪单是否经过相应授权人员的审核、批准，验证是否正确使用了设计要求的核查清单、责任工程师是否按程序要求设置了停工待检点等。

质保处对每个文件的审查都有记录单并进行跟踪，这样可以确保各类质量文件都符合相应的质保要求。

五、采购控制系统

供应商的资格审查体系由质保处负责，技术部门配合。对国内的供应商（包括服务），首

先进行资格预审,即发调查问卷。在评审这些调查问卷的基础上,亦即通过质保能力和技术能力两个方面资格预审以后,继续去厂家进行资格审查,由此建立一个合格的供应商清单,并且在一定周期内还要进行资格复审,不断地更新合格的供应商清单。对国外的备品备件供应商,按照质量级别的不同采用不同的处理办法,目前大亚湾核电站的方针是基本上仍采用原有的供应商,并且由原主承包商法马通和 GECA 负责对核岛和常规岛的主要备品备件进行采购,核电站定期对这些主承包商进行监查和监督,内容包括其对分包的采购控制。目前已着手建立国外合格的供应商清单,对于 Q1 级的物项供应商,必须经过源地检查才能认为通过资格审查,对于 Q2 和 Q3 级物项的供应商,则通过文件及物项使用记录来确认。

此外,通过对承包商和供应商(包括欧洲的供应商)的定期监查和监督以及加强对现场物项到货时的验收检查的监督,特别是检查质量文件的完整性,再加上上述对采购文件的质保审查,构成了对采购系统较为有效的质保控制。

六、对缺陷的处理和跟踪系统

1. 质量缺陷的分类和处理

质保处为了对在质保监查或监督中所发现的缺陷进行记载、报告和有效跟踪,建立了一套质量缺陷分级的方法。主要根据其对安全或质量影响的重要程度,把缺陷分为如下四种类型:

• 现场纠正

这是一类不严重的小缺陷,它们一般在短时间内(72 小时)可以在正常的工作范围内得到纠正,而且对安全或质量的影响并无立即可见的后果。作为质保工作来说,其目的是为了纠正偏差,消除缺陷,因此核电站尽可能鼓励质保人员在发现问题的同时,帮助提出改进措施的建议,尽快设法解决问题,对于这类缺陷,质保工程师会记录在监督报告(或检查清单)中,并作为以后监督项目的参考。

• 观察单

有一类缺陷在性质上类似于上述缺陷,只是它们不可能在短时间内得到纠正。对于这类缺陷,质保处以观察单的形式发给对方,并提出改进意见,但并不要求对方回答,质保处在以后的监督活动中进行跟踪。

• 纠正措施要求(CAR)

这一类缺陷可能是违反、偏离程序、规程或图纸的要求或者是其它有可能对安全或质量存在潜在影响的状况,诸如在工作中采用不合适的文件或未经标定的仪器设备,或在趋势分析中发现已形成了不利于质量的某种趋势等。对于这类缺陷,质保处除了立即通知责任部门以外,还需要正式给对方发出“纠正措施要求”,并要求对方在规定的时间内对所指出的缺陷提出纠正措施行动计划。该计划经质保处同意后,在承诺的期限内必须完成,质保处会在适当的时候进行验证,直到验证的结果满意时,才能认为这个“纠正措施要求”可以关闭。

• 重大纠正措施要求(SCAR)

这是一类重大的缺陷,通常是表明正常的运作体系尚未很好建立起来,或在运作体系上存在很大的缺陷,也可能是在执行大纲或程序的要求时,存在普遍的、重复性的失误。对于这类缺陷,除了按“纠正措施要求”进行处理以外,还必须要求责任部门进行根本原因的分析,提出预防性的纠正措施,以防今后再发生类似的错误。

这类“重大纠正措施要求”需要在公司核安全评审会上报告,并要审查纠正措施执行状况,质保处所发的几个 SCAR 曾引起了董事会的充分重视,对于改进工作起到了积极的作用。

为了有效地处理跟踪后面这两类重要的缺陷,质保处还制定了“纠正措施要求”的升级程序,即如果责任部门没能在规定的期限内制定出有效的纠正措施行动计划或未能在规定的时间内实施这些纠正措施,质保处将会给该责任部门的上层领导发出升级通知,以便取得主管领导的支持和推动。

质保处内部对 CAR 和 SCAR 的状态进行严格的管理,不仅及时推动、督促和验证有关部门采取相应的纠正措施,而且定期地向电厂经理部和各处报送尚未关闭的 CAR 和 SCAR 状态的清单,使领导层能及时地、全面地了解电厂质保体系的运作状况。

2. 质保统计数据和质量趋势分析

质保处编写了“质保统计数据和质量趋势分析”的工作程序,根据质保所作的监督和监查结果,每个月要编制质保统计数据报告,其内容包括当月所做的监督和监查的数量、内容和范围,受监督或监查的部门,以及监督或监查的结果。

质保处在日常所做的监督或监查完成以后,已将上述所需的信息正确地描述在监督报告或监查报告内,根据工作程序的要求,上述信息以及所发现的缺陷的原因分析,按照规定的计算机编码都已输入计算机内,因此经过计算机的处理,可以很清楚地显示出,本月(或本年度)内质保处对厂内各个职能部门(或者现场承包商)做了多少次质保监督或监查,检查的活动内容和范围是什么,存在什么样的缺陷,什么原因造成的缺陷等。这样的统计数据报告不仅给电厂经理部门提供参考,而且也用来作为质保处安排质保监督计划的参考。

质保处在编制每月质保统计数据报告的基础上,还要编制每个季度的质量趋势分析报告,其内容主要是针对核电厂各部门或现场各承包商质保在检查中所发现的缺陷,进行统计分析,检查所发现的缺陷是否有可能已形成了某种对质量不利的趋势。具体方法是根据一个季度发现的缺陷数量,推算出缺陷的当量值(基于缺陷的严重程度和质保本身监督的频度),然后采用标准的统计方法计算出各个部门的缺陷水平,再比较最近一个季度和以前四个季度的平均限值,如果本季度缺陷水平超过此限值,则认为有可能已形成了某种趋势,但还要进一步分析确定其原因,分析确定是否由于电厂某种特殊情况所造成的,如果确是因为连续的失误造成的缺陷,应该提出“纠正措施要求”,所以质量趋势分析报告也为电厂经理部门了解电厂运作情况,制定下一步工作计划提供了参考。

七、质保大纲执行的有效性评价

通常质保处每年要对运行质保大纲执行的有效性进行一次年度评价。进行这样评价的目的是使经理部了解质保大纲的适用性及大纲执行的状况,总结在改进质量方面所取得的成绩,确定和落实所应采取的纠正行动以及制定未来要达到的目标。评价的依据是根据本年度所进行的质保监查和监督的结果以及电厂其它有关部门所提供的信息,其中不仅要考虑所发现的对安全可能存在潜在影响的重大缺陷,同时也要充分考虑针对这些缺陷已经及时采取了的纠正行动措施。

在评价质保大纲执行的有效性时必须针对质保大纲的每一要素来进行,并着重评价以下几个方面:

- 以前曾经存在,但在过去一年里已经获得解决的,比较重大的质量缺陷;
- 已经完成的或正在进行的、预期能对改进质量起较大影响的重要纠正措施;
- 尚未获得解决的重大质量缺陷;
- 根据大纲的适用性,总体评价大纲执行的有效性;
- 根据所发现的质量缺陷,分析造成这些缺陷的原因,并针对性地提出纠正行动建议。

在评价过程中,所选择的评价项目必须考虑如下准则:对安全的重要程度;对质量是否有较大的影响;是否已形成了对质量不利的某种趋势;是否对成本或人力资源会造成较大的影响。

整个评价必须形成书面报告,并提交给总经理部和电厂经理部。

附录一 基本系统名称

Elementary System Codification

	Quality and nuclear safety related system 完全与质量和核安全相关系统	APP	Turbine-Driven Feedwater Pump 汽动主给水泵系统
	Partially quality and nuclear safety related system 部分与质量和核安全相关系统	APU	Feedwater Pump Turbine Drain 主给水泵汽机疏水系统
	Quality related system 与质量相关系统	ARE	Feedwater Flow Control 给水流速控制系统
	Non quality related system 与质量无关系统	ASG	Auxiliary Feedwater 辅助给水系统
A	Feedwater Supply 给水供应	C	Condenser (Condensation - Vacuum - Circulating Water) 凝汽器(冷凝-真空-循环水)
ABP	Low Pressure Feedwater Heater 低压给水加热器系统	CAR	Turbine Exhaust Water Spraying 汽机排气口喷淋系统
ACO	Feedwater Heaters Drain Recovery 给水加热器疏水回收系统	CET	Turbine Gland 汽机轴封系统
ADG	Feedwater Deaerating Tank and Gas Stripper 给水除气器系统	CEX	Condensate Extraction 凝结水抽取系统
AET	Feedwater Pump Turbine Gland 主给水泵汽机轴封系统	CFI	Circulating Water Filtration 循环水过滤系统
AGM	Motor Driven Feedwater Pump Lubrication 电动主给水泵润滑系统	CFM	Condenser Debris Filter 凝汽器精滤器系统
AGR	Feedwater Pump Turbine Lubrication and Control Fluid 主给水泵汽机润滑油及调节油系统	CGR	Circulating Water Pump Lubrication 循环水泵润滑系统
AHP	High Pressure Feedwater Heater 高压给水加热器系统	CPA	Cathodic Protection 阴极保护系统
APA	Motor-Driven Feedwater Pump 电动主给水泵系统	CRF	Circulating Water 循环水系统
APG	Steam Generator Blowdown 蒸汽发生器排污系统	GTA	Condenser Tube Cleaning 凝汽器管清洗系统

CTE	Circulating Water Treatment 循环水处理系统
CVI	Condenser Vacuum 凝汽器真空系统
D	Ventilation—Handling Equipment— Communications—Lighting 通风—装卸设备—通讯—照明
DAA	Hot and Cold Workshops and Warehouse Elevators 冷、热机修车间和仓库的电梯
DAB	Administration Building Elevators 办公楼电梯
DAI	Nuclear Island Building Elevators 核岛厂房电梯
DAM	Turbine Hall Elevators 汽机厂房电梯
DEB	Administration Building Chilled and Hot Water 办公楼冷、热水系统
DEG	Nuclear Island Chilled Water 核岛冷冻水系统
DEL	Electrical Building Chilled Water 电气厂房冷冻水系统
DMA	BOP Handling Equipment BOP 装卸搬运设备
DME	Main Switchyard Handling Equipment 主开关站装卸搬运设备
DMH	Miscellaneous Hoists and Lifting Equipment in BOP Buildings and Areas BOP 厂房和 BOP 区域内的各种起吊设备
DMI	Drum Long Term Storage Handling Equipment 混凝土桶长期存放用的装卸搬运设备
DMK	Fuel Building Handling Equipment 核燃料厂房装卸搬运设备
DMM	Turbine Hall Mechanical Handling Equipment 汽机厂房机械装卸设备
DMN	Nuclear Auxiliary Building Handling Equipment 核辅助厂房装卸搬运设备
DMP	Circulating Water Pumping Station Handling Equipment 循环水泵站装卸搬运设备

DMR	Reactor Building Handling Equipment 反应堆厂房装卸搬运设备
DMW	Handling Equipment for Reactor Building Gantry and Peripheral Rooms 反应堆厂房龙门架及其外围厂房 装卸搬运设备
DN	Normal Lighting 正常照明系统
DSI	Site Security System 厂区保安系统
DS	Emergency Lighting 应急照明系统
DTL	Closed—Circuit Television 闭路电视系统
DTV	Communication 厂区通讯系统
DVA	Cold Workshop and Warehouse Ventilation 冷机修车间和仓库通风系统
DVB	Administration Building Ventilation 办公楼通风系统
DVC	Control Room Air Conditioning 主控制室空调系统
DVG	Diesel Buildings Ventilation 柴油机房通风系统
DVE	Cable Floor Ventilation 电缆层通风系统
DVF	Electrical Building Smoke Exhaust 电气厂房排烟系统
DVG	Auxiliary Feedwater Pump Room Ventilation 辅助给水泵房通风系统
DVH	Charging Pump Room Emergency Ventilation 上充泵房应急通风系统
DVI	Component Cooling Room Ventilation 设备冷却水房间通风系统
DVK	Fuel Building Ventilation 核燃料厂房通风系统
DVL	Electrical Building Main Ventilation 电气厂房主通风系统
DVM	Turbine Hall Ventilation 汽机厂房通风系统
DVN	Nuclear Auxiliary Building Ventilation 核辅助厂房通风系统

DVP	Circulating Water Pumping Station Ventilation 循环水泵站通风系统
DVQ	Waste Auxiliary Building Ventilation 废物辅助厂房通风系统
DVS	Safety Injection and Containment Spray Pump Motor Room Ventilation 安全注入和安全壳喷淋泵电机房通风系统
DVT	Deminerlization Plant Ventilation 除盐水车间通风系统
DVV	Auxiliary Boiler and Compressor Building Ventilation 辅助锅炉和空压机厂房通风系统
DVW	Peripheral Rooms Ventilation 安全壳外贯穿件房间通风系统
DVX	Lubricating Oil Transfer Plant Building Ventilation 润滑油输送装置厂房通风系统
DWA	Hot Workshop and Warehouse Ventilation 热机修车间和仓库通风系统
DWB	Restaurant Ventilation 餐厅通风系统
DWE	Main Switchyard Ventilation 主开关站通风系统
DWG	Miscellaneous BOP Buildings Ventilation System (UA Building) 其他 BOP 厂房通风系统 (UA 厂房)
DWL	Hot Laundry Ventilation 热洗衣房通风系统
DWN	Site Laboratory Ventilation 厂区实验室通风系统
DWR	Security Building Ventilation 应急保安楼通风系统
DWS	Essential Service Water Pumping Station Ventilation 核岛重要生水泵站通风系统
DWX	Oil and Grease Storage Area Ventilation System (FC Building) 油及润滑脂贮存区通风系统 (FC 厂房)
DWY	Electrochlorination Plant Ventilation 制氯站通风系统
DWZ	Hydrogen Production Plant Ventilation 制氢站通风系统

E	Containment 安全壳
EAS	Containment Spray 安全壳喷淋系统
EAU	Containment Instrumentation 安全壳仪表系统
EBA	Containment Sweeping Ventilation 安全壳换气通风系统
EIE	Containment Isolation 安全壳隔离系统
EPP	Containment Leakage Monitoring 安全壳泄漏监测系统
ETY	Containment Atmosphere Monitoring 安全壳内大气监测系统
EVC	Reactor Pit Ventilation 反应堆堆坑通风系统
EVF	Containment Cleanup 安全壳内空气净化系统
EVR	Containment Continuous Ventilation 安全壳连续通风系统
G	Turbine Generator 汽轮发电机
GCA	Turbine and Feedheating Plant Preservation During Outage 汽机和给水加热装置停运期间的保养系统
GCT	Turbine Bypass 汽机旁路系统
GEV	Power Transmission 输电系统
GEW	Main Switchyard—EHV Switchgear 主开关站—超高压配电装置
GEX	Generator Excitation and Voltage Regulation 发电机励磁和电压调节系统
GFR	Turbine Control Fluid 汽机调节油系统
GGR	Turbine Lubrication Jacking and Turning 汽机润滑、顶轴和盘车系统
GHE	Generator Seal Oil 发电机密封油系统
GME	Turbine Supervisory 汽机监视系统
GPA	Generator and Power Transmission Protection 发电机和输电保护系统

GPV	Turbine Steam and Drain 汽机蒸汽和疏水系统	KBS	Thermocouple Cold Junction Boxes 热电偶冷端盒系统
GRE	Turbine Governing 汽机调节系统	KCO	Common Control Cabinets for Conventional Island 常规岛共用控制机柜
GRH	Generator Hydrogen Cooling 发电机氢气冷却系统	KDO	Test Data Acquisition 试验数据采集系统
GRV	Generator Hydrogen Supply 发电机氢气供应系统	KIR	Loose Parts and Vibration Monitoring 松动部件和振动监测系统
GSE	Turbine Protection 汽机保护系统	KIS	Seismic Instrumentation 地震仪表系统
GSS	Moisture Separator Reheater 汽水分离再热器系统	KIT	Centralized Data Processing 集中数据处理系统
GST	Stator Cooling Water 发电机定子冷却水系统	KKK	Site and Building Access Control 厂区和办公楼出入监督系统
GSY	Grid Synchronization and Connection 同步并网系统	KKO	Energy Metering and Perturbography 电度表和故障录波仪
GTH	Turbine Lube Oil Treatment 汽机润滑油处理系统	KME	Test instrumentation 试验仪表系统
GTR	Turbine Generator Remote Control 汽轮发电机远方控制系统	KPR	Remote Shutdown Panel 应急停堆盘系统
J	Fire Protection (detection—fire fighting) 消防(探测—火警)	KPS	Safety Panel 安全监督盘系统
JDT	Fire Detection 火警探测系统	KRG	General Control Analog Cabinets 集中控制模拟量机柜
JPD	Fire Fighting Water Distribution 消防水分配系统	KRS	Site Radiation and Meteorological Monitoring 厂区辐射气象监测系统
JPH	Turbine Oil Tank Fire Protection 汽机油箱消防系统	KRT	Plant Radiation Monitoring 电厂辐射监测系统
JPI	Nuclear Island Fire Protection 核岛消防系统	KSA	Alarm Processing 警报处理系统
JPL	Electrical Building Fire Protection 电气厂房消防系统	KSC	Main Control Room 主控制室系统
JPP	Fire Fighting Water Production 消防水生产系统	KSN	Nuclear Auxiliary Building—Local Control Panels and Boards 核辅助厂房——就地控制屏和控制盘
JPS	Mobile & Portable Fire Fighting Equipment 移动式 and 便携式消防设备	KSU	Security Building Control Desk 应急保安楼控制台系统
JPT	Transformers Fire Protection 变压器灭火系统	KZC	Controlled Area Access Monitoring 控制区出入监测系统
JPU	Site Fire Fighting Water Distribution 厂区消防水分配系统	L	Electrical Systems 电气系统
JPV	Diesel Generator Fire Protection 柴油发电机灭火系统		
K	Instrumentation and Control 仪表和控制		

LAA	Uninterrupted 230V DC Power System (LNE) Inverter Power Supply 230V 不间断直流电源系统, 逆变电源系统 (电气厂房 LNE)
LAB	Turbine Generator Continuous Lubrication Pump Power Supply 汽轮发电机不间断润滑油泵电源系统(汽机 厂房)
LBA	125V DC Power Supply—Train A 125V 直流电源系统——系列 A
LBB	125V DC Power Supply—Train B 125V 直流电源系统——系列 B
LBC	Inverters Power Supply for Protection Group I 用于第一保护组的逆变电源系统
LBD	Inverters Power Supply for Protection Group II 用于第二保护组的逆变电源系统
LBE	Inverters Power Supply for Protection Group III 用于第三保护组的逆变电源系统
LBF	Inverters Power Supply for Protection Group IV 用于第四保护组的逆变电源系统
LBG	125V DC Power Supply (Nuclear Auxiliary Building) 125V 直流电源系统(核辅助厂房)
LBJ	125V DC Power Supply (6.6kV Breakers) 125V 直流电源系统(6.6kV 断路器)
OLBK	125V DC Power Supply (Deminerlization Plant and Auxiliary Boilers) 125V 直流电源系统(除盐车间和辅助锅炉)
LBL	125V DC Power Supply(EG Building) 125V 直流电源系统(EG 厂房)
LBM	125V DC Power Supply(Switchgear Control) 125V 直流电源系统(开关控制)
OLBM	125V DC Power Supply(Main Switchyard) 125V 直流电源系统(主开关站)
OLBN	125V DC Power Supply(Main Switchyard) 125V 直流电源系统(主开关站)
LBP	125V DC Power Source and Distribution System 125 直流电源和分配系统
LCA	Unit 48V DC Power Supply—Train A 机组 48V 直流电源系统——系列 A

LGB	Unit 48V DC Power Supply—Train B 机组 48V 直流电源系统——系列 B
LCC	48V DC Power Source and Distribution System—Decoupling 48V 直流电源和配电去耦系统
LCD	Common 48V DC Power Supply (Nuclear Auxiliary Building) 公用 48V 直流电源系统(核辅助厂房)
OLCK	48V DC Power Supply (Deminerlization Plant and Auxiliary Boilers) 48V 直流电源系统(除盐水车间和辅助锅炉)
LCL	48V DC Power Supply(EG Building) 48V 直流电源系统(EG 厂房)
OLCM	48V DC Power Supply(Main Switchyard) 48V 直流电源系统(主开关站)
LDA	30V DC Power Supply(Analog Control) 30V 直流电源系统(模拟控制)
LGA	6.6kV Switchboard 6.6kV 配电盘系统
LGB	6.6kV Switchboard 6.6kV 配电盘系统
LGC	6.6kV Switchboard 6.6kV 配电盘系统
LGD	6.6kV Switchboard 6.6kV 配电盘系统
LGE	Unit 6.6kV Switchboard 机组 6.6kV 配电盘系统
LGI	Common and Site 6.6kV Switchboard 公用和厂区 6.6kV 配电盘系统
LGM	6.6kV Switchboard—Preoperational Boiler 6.6kV 配电盘系统—调试锅炉
LGR	Auxiliary Power Supply 辅助厂用电源系统
LHA	6.6kV AC Emergency Power Distribution—Train A 6.6kV 交流应急配电系统——系列 A
LHB	6.6kV AC Emergency Power Distribution—Train B 6.6kV 交流应急配电系统——系列 B
LHP	6.6kV AC Emergency Power Supply— Train A 6.6kV 交流应急电源系统——系列 A

LHQ	6.6kV AC Emergency Power Supply— Train B 6.6kV 交流应急电源系统——系列 B
LHT	Changeover Interconnection Devices 6.6kV 交流应急电源切换系统
LHZ	Low Voltage 380V AC Generating Set (EC Building) 低压 380V 交流发电机组(EC 厂房)
LK	LV AC Network—380V 低压交流电源(380V)系统
LL	LV AC Emergency Network—380V 低压交流应急电源(380V)系统
LLS	Hydrotest Pump Turbine Generator Set 水压试验泵汽轮发电机组
LMA	220V AC Normal Power Source and Distribution System 220V 交流正常电源和配电系统
LMC	220V AC Power Supply (CI Instrumentation) 220V 交流电源系统(CI 仪表)
LMD	220V AC Power Supply(CI Instrumentation) 220V 交流电源系统(CI 仪表)
LNA	Vital 200V AC Power(Protection Group I) 220V 交流重要负荷电源系统(第一保护组)
LNB	Vital 220V AC Power(Protection Group I) 220V 交流重要负荷电源系统(第二保护组)
LNC	Vital 220V AC Power(Protection Group II) 220V 交流重要负荷电源系统(第三保护组)
LND	Vital 220V AC Power(Protection Group IV) 220V 交流重要负荷电源系统(第四保护组)
LNE	Uninterrupted 220V AC Power 220V 交流不间断电源系统
LNF	Common Uninterrupted 220V AC Power (N. A.B.) 220V 交流公用不间断电源系统
LNK	Uninterrupted 220V AC Power (Deminerlization and Auxiliary Boilers) 220V 交流不间断电源系统(除盐水车间和辅助锅炉)
OLNL	Uninterrupted 220V AC Power (EC Building) (Included in OLBL S. D. M.) 220V 交流不间断电源系统(EC 厂房)
OLNM	Uninterrupted 220V AC Power (TC Building) 220V 交流不间断电源系统(TC 厂房)

LNP	Uninterrupted 220V AC Power for Train B KIT KPS 220V 交流不间断电源系统(系列 B KIT— KPS)
LSA	Test Loops 试验回路系统
LSI	Site Lighting 厂区照明系统
LTR	Grounding 接地系统
LYS	Batteries Test Loops 蓄电池试验回路
P	Pits 各种坑、池
PMC	Fuel Handling and Storage 核燃料装卸贮存
PTR	Reactor Cavity and Spent Fuel Pit Cooling and Treatment 反应堆和乏燃料水池冷却和处理系统
R	Reactor 反应堆
RAM	CRDM Power Supply 控制棒驱动机构电源系统
RAZ	Nuclear Island Nitrogen Distribution 核岛氮气分配系统
RCP	Reactor Coolant System 反应堆冷却剂系统
RCV	Chemical and Volume Control 化学和容积控制系统
REA	Reactor Boron and Water Makeup 反应堆硼和水的补给系统
REN	Nuclear Sampling 核取样系统
RGL	Full Length Rod Control 棒控系统
RIC	In-core Instrumentation 堆芯测量系统
RIS	Safety Injection 安全注入系统
RPE	Nuclear Island Vent and Drain 核岛排气和疏水系统
RPN	Nuclear Instrumentation 核仪表系统

RPR	Reactor Protection 反应堆保护系统
RRA	Residual Heat Removal 余热排出系统
RRB	Boron Heating 硼加热系统
RRC	Reactor Control 反应堆控制系统
RR1	Component Cooling 设备冷却水系统
RRM	CRDM Ventilation 控制棒驱动机构风冷系统
S	General Services 公用系统
SAP	Compressed Air Production 压缩空气生产系统
SAR	Instrument Compressed Air Distribution 仪用压缩空气分配系统
SAT	Service Compressed Air Distribution 公用压缩空气分配系统
SBE	Hot Laundry and Decontamination - 热洗衣房和清洗去污系统
SDA	Demineralized Water Production 除盐水生产系统
SEA	Raw Water 生水系统
SEC	Essential Service Water 核岛重要生水系统
SED	Nuclear Island Demineralized Water Distribution 核岛除盐水分配系统
SEH	Waste Oil and Inactive Water Drain 废油和非放射性水排放系统
SEK	Conventional Island Liquid Waste Collection 常规岛废液收集系统
SEL	Conventional Island Liquid Waste Discharge 常规岛废液排放系统
SEN	Auxiliary Cooling Water 辅助冷却水系统
SEO	Station Sewer System 电站污水系统
SEP	Potable Water 饮用水系统

SER	Conventional Island Demineralized Water Distribution 常规岛除盐水分配系统
SES	Hot Water Production and Distribution 热水生产和分配系统
SGZ	General Gas Storage and Distribution 厂用气体贮存和分配系统
SHY	Hydrogen Production and Distribution 氢气生产与分配系统
SIP	Process Instrumentation System 过程仪表系统
SIR	Chemical Reagents Injection 化学试剂注射系统
SIT	Feedwater Chemical Sampling 给水化学取样系统
SKH	Oil and Grease Storage 润滑油和油脂贮存系统
SLT	Transit Changing Room Ventilation 更衣室通风系统
SRE	Sewage Recovery (NI - Workshop - Site Laboratory) 放射性废水回收系统(核岛-机修车间-厂 区实验室)
SRI	Conventional Island Closed Cooling Water 常规岛闭路冷却水系统
STR	Steam Transformer 蒸汽转换器系统
SVA	Auxiliary Steam Distribution 辅助蒸汽分配系统
SVE	Preoperational Test Steam Distribution 运行前试验用蒸汽分配系统
T	Waste Treatment 三废处理
TEG	Gaseous Waste Treatment 废气处理系统
TEP	Boron Recycle 硼回收系统
TER	Liquid Waste Discharge 废液排放系统
TES	Solid Waste Treatment 固体废物处理系统
TEU	Liquid Waste Treatment 废液处理系统

V	Main Steam 主蒸汽
VVP	Main Steam 主蒸汽系统
X	Auxiliary Steam 辅助蒸汽
XCA	Auxiliary Steam Production 辅助蒸汽生产系统
XCE	Preoperational Test Steam Production 运行前试验用蒸汽生产系统
XPA	Auxiliary Boiler Fuel Oil 辅助锅炉燃料油系统

附录二 组织机构和相关术语缩写

英文	说明
AD	Administrative Procedure 行政程序
ALARA	As low as Reasonably Achievable 可以合理达到的尽量低的水平 (或译:合理可行尽量低)(辐射防护用语)
AOM	Assistant Operations Manager(OPS) 生产部部长助理
ATWS	Anticipated Transient without Scram 未能紧急停堆的预期瞬态
ATWT	Anticipated Transient without Trip 未能紧急停堆的预期暂态
AUD	Audit Department 审计部
BHO	Building Hand Over 厂房移交
BNI	Balance of Nuclear Island 核岛配套设施
BOP	Balance of the Plant 电站配套设施
CAR	Corrective Action Request 纠正措施要求(质保用语)
CFC	Certified for Construction 可供施工使用(文件状态)
CI	Conventional Island 常规岛
CLP	China Light & Power Co. Ltd. 中华电力有限公司
CNEIC	China Nuclear Energy Industrial Company 中国原子能工业公司
CNNC	China National Nuclear Corporation 中国核工业总公司(中核总)
CO	Commercial Operation 商业运行
CQA	Company Quality Assurance Department 公司质量保证部
CUW	Call Upon Warranty 要求(供货商)履行保证条款
DM	Deputy Manager (OPS) 生产部副经理
DOM	Deputy Operations Manager(OPS) 生产部副部长
DR	Deviation Reports 偏差项报告
EESR	End of Erection Status Report 安装竣工报告
EFPD	Equivalent Full Power Days 等效满功率运行日数
EOMM	Equipment Operation and Maintenance Manual 设备运行维修手册
EOMR	End of Manufacturing Report 制造竣工报告
EP	Emergency Preparedness 应急准备
EQAV	Equivalent Average 当量(平均)
ERA	Europe Representative Agency 驻欧办事处
FAC	Final Acceptance Certificate 最终验收证书
FCN	Field Change Notice 现场变更通知

FCO	Field Change Order 现场变更命令
FP	Full Power 满功率
FRAMATOME	法马通公司(法)
FRAMEX	法马通海外检修公司
FROG	Framatome Owners Group 法马通产品业主协会
FS	(Experience) Feedback Sheet (经验)反馈单
FSAR	Final Safety Analysis Report 最终安全分析报告
FSS	Full Scope Simulator 全范围模拟机
GEC	General Electric Corp. 通用电气公司(英国)
GECA	General Electrical-Alsthom Corp. 通用电气-阿尔斯通公司(英、法)
GEPB	Guangdong Environmental Protection Bureau 广东省环保局
GGPC	Guangdong General Power Company 广东省电力总公司
GNIC	Guangdong Nuclear Power Investment Co. Ltd 广东核电投资有限公司
GNGSC	Guangdong Nuclear Power General Services Co. 广东核电服务总公司
GNPJV	Guangdong Nuclear Power Joint Venture Co. Ltd 广东核电合营有限公司
GNRB	General Nuclear Review Board 核安全评审委员会
GOR	General Operating Rules 运行总则
GRO	Guangdong Regional Office(NNSA) (国家核安全局)广东监督站
HAF	核安全法规(中国发布)
HCCM	Huaxing, Campenon Brnard, China 2nd Construction Bureau, Maeda HCCM 核电建设合营公司
Hi	High 高(水位)
HKNIC	Hongkong Nuclear Power Investment Co. Ltd 香港核电投资有限公司
HP	Hold Point 停工待检点,控制点
IAEA	International Atomic Energy Agency 国际原子能机构
ICRP	International Committee of Radiation Protection 国际辐射防护委员会
In-Core	堆内
INES	International Nuclear Event Scale 国际核事件分级(IAEA用语)
INPO	Institute of Nuclear Power Operation 核电运行研究所(美)
Io	Inoperability 不可用
IP	Implementation Procedure 执行程序
IS	Industrial Safety 工业安全
ISI	In Service Inspection 在役检查
ITP	Individual Training Program 个人培训计划
KEPCO	Korea Electric Power Corp. 韩国电力公司
Lo	Low 低(水位)
MCR	Main Control Room 主控室
MRO	Manual Request to Order 申请订货须知(手册)

NCR	Non Conformance Report 不符合项报告
NDE	Non Destructive Examination 无损检验
NDT	Non Destructive Test 无损探伤
NEPA	National Environment Protection Administration Agency 国家环保局
NEPC	Northeast Electrical Power Construction Co. 东北核电建设公司
NI	Nuclear Island 核岛
NNSA	National Nuclear Safety Administration 国家核安全局
NQR	Non Quality Related 与质量无关的
NS	Nuclear Safety 核安全
NSSS	Nuclear Steam Supply System 核蒸汽供应系统
NUMEX	Nuclear Maintenance Experience Exchange 核维修经验交流协会
OCS	Contract and Supply Branch 合同供应处
OJT	On the Job Training 在岗培训
OPA	Administrative Branch 综合管理处
OPD	Documentation Branch 资料处
OPG	Outage Planning Group 大修准备组
OPH	Health Physics Branch 保健物理处
OPM	Maintenance Branch 维修处
OPO	Operation Branch 运行处
OPP	Generation Planning Branch 发电规划处
OPS	Operations Department 生产部
OPT	Technical Service Branch 技术服务处
OQA	Quality Assurance Branch 质量保证处
OQAP	Operations Quality Assurance Programme 运行质保大纲
OS(contract)	Operation Service Contract 生产服务公司(GNPJVC 与 EDF 之间)
OSART	Operational Safety Review Team 运行安全评价组(IAEA)
OSL	Safety & License Branch 安全执照处
OTC	Training Centre 培训中心
OTS	Technical Support Branch 技术支持处
OMC	Management Computer Branch 管理计算机处
P7	Permissive Signal P7 允许信号 P7
PAC	Partial Test Completion Satisfactory 部分试验结果合格(调试报告用语)
PAC	Provisional Acceptance Certificate 临时验收证书(合同用语)
PCG	Procedure Coordination Group 规程协调组
PCN	Plant Change Notice 电厂变更通知单
Pe	Power (electricity) 电功率
PICC	People's Insurance Co. of China 中国人民保险公司
PISC	Plant Industrial Safety Committee 电厂工业安全委员会

Pn	Power (nominal) 名义功率
PNSC	Plant Nuclear Safety Committee 电厂核安全委员会
PO	Project/Operations Interface Procedure 接口程序
PQOM	Plant Quality Organization Manual 电厂质量管理手册
PRE-OSART	Pre-Operational Safety Review Team 运行前安全评审团(IAEA)
PSA	Plant Superintendent Advisor 厂长顾问
PSI	Pre-Service Inspection 役前检查
PWR	Pressurized Water Reactor 压水反应堆
QA	Quality Assurance 质量保证
QAP	Quality Assurance Programme 质保大纲
QC	Quality Control 质量控制
QR	Quality Related 与质量有关的
QSR	Quality and Safety Related 与质量及(核)安全有关的
RC	Reactor Operator 反应堆操纵员
RP	Radiation Protection 辐射防护
SCAR	Significant Corrective Action Request 重大纠正措施要求
SDM	System Design Manual 系统设计手册
SG	Steam Generator 蒸汽发生器
SEPC	Shandong Electrical Power Construction Co. 山东核电工程公司
SER	Significant Event Report 重大事件报告
SPSB	Shenzhen Power Supply Bureau 深圳供电局
SRO	Senior Reactor Operator 高级反应堆操纵员
TLD	Thermoluminescent Dosimeter 热释光剂量计
TOI	Temporary Operation Instruction 临时运行指令
WANO	World Association of Nuclear Operators 国际核营运者协会
WO	Work Order 工作指令
WR	Work Request 工作申请

附录三 计量单位中英对照

英文	中文	英文	中文
Bq/g	贝可/克	GWh	百万千瓦时
MBq/m ³	兆贝可/米 ³	kV	千伏
Bq	贝可	kWh	千瓦时
MWd/t	兆瓦日/吨	ppmB	ppm 硼
MW	兆瓦	g/l	克/升
MWh	兆瓦时	mm	毫米
EFPD	等效满功率日	cm	厘米
h	小时	g/cm ³	克/厘米 ³
m ³	米 ³	MWd/tU	兆瓦日/吨金属铀
mSv/h	毫希/时	Ci/m ³	居里/米 ³
μSv/h	微希/时	mCi/m ³	毫居里/米 ³
Sv/h	希/时	m ³ /h	米 ³ /时
Bq/kg	贝可/公斤	bar(g)	巴(表)
Bq/m ³	贝可/米 ³	mbar	毫巴
μGy/h	微戈/时	MBq/t	兆贝可/吨
μGy/month	微戈/月	l/h	升/时
d	天	Hz	赫[兹]
m	米	t/h	吨/时
MWe	兆瓦(电)		

《年鉴》各章节供稿人员名单

- | | |
|---|----------------------------------|
| 孙旭 (1.1), (1.2) | 戴庐 (2.1.6.4) |
| 康进友 (1.3), (2.3.1) | 姚刚 (2.1.6.5) |
| 黄小桁 (2.1.1.1), (2.2.1.4) | 苏圣兵 (2.2.1.1), (2.2.1.2) |
| 张柱建 (2.1.1.2), (3.1), (3.2) | 朱少敏 (2.2.1.2) |
| 张一心 (2.1.1.3), (4.2) | 陆玮 (2.2.1.3) |
| 谢昌渝 (2.1.1.4) | 张晓峰 (2.2.1.5) |
| 池志远 (2.1.1.5), (4.3) | 郭丰守 (2.2.1.6), (2.3.3.1) |
| 熊春华 (2.1.1.6) | 虞福祥 (2.2.1.7), (2.2.1.8) |
| 方军 (2.1.1.7) | 周卫红 (2.2.2), (2.2.3) |
| 袁凤如 (2.1.1.8) | 杨茂春 (2.2.4) |
| 李晓明 (2.1.1.9) | 问清华 (2.2.5) |
| 简益民 (2.1.2.1), (2.1.2.3),
(2.1.2.4), (2.1.2.5),
(2.1.2.6) | 黄扶汉 (2.2.6) |
| 高歌 (2.1.2.2) | 伍斌 (2.2.7) |
| 朱志宇 (2.1.2.6) | 刘革新 (2.3.2), (2.3.3.2) |
| 郭宗林 (2.1.2.6) | 叶树仁 (2.3.3.3) |
| 张东果 (2.1.3.1), (2.1.3.2) | 朱文彬 (2.3.3.4), (2.3.5),
(4.1) |
| 张秋海 (2.1.3.3) | 晏仲民 (2.3.3.5) |
| 郭嘉平 (2.1.3.4) | 邹庆安 (2.3.3.6) |
| 母建蓉 (2.1.3.5) | 蔡康元 (2.3.4) |
| 吴引仙 (2.1.4.1) | 奚芝苓 (2.3.6) |
| 洪锦从 (2.1.4.2), (2.1.4.3) | 常林 (2.3.7) |
| 田应康 (2.1.4.4) | 王永刚 (2.3.8) |
| 方圣 (2.1.5.1), (2.1.5.2) | 赵迎春 (2.3.9) |
| 丁悌远 (2.1.5.3) | 徐颖 (2.3.10) |
| 陈国平 (2.1.5.4) | 李英 (2.3.11) |
| 汤峥嵘 (2.1.6.1), (2.1.6.2),
(2.1.6.3) | 朱明星 (2.3.12) |
| | 余志平 (3.3) |



GNPS OPERATION YEARBOOK 1994

ISBN 7-5022-1456-9



9 787502 214562 >