

压水堆核电站的启动与初期运行

谭重安

核科技情报研究所

一九九一年五月



目 录

一、引 言	(1)
二、管理经验	(2)
1. 南朝鲜核 2 号核电站启动经验	(2)
2. 美国麦克奎尔—2 号核电机组 12 个月启动成功的经验	(3)
3. 南朝鲜电力公司核电站运行经验	(5)
4. 台湾省电力公司核电站运行指标评价大纲	(7)
5. 美国核电站设备维修经验	(10)
6. 美国核电站备件管理	(12)
7. 日本压水堆核电站降低紧急停堆率经验	(14)
8. 美国阿肯色·核 1-2 核电站机组降低紧急停堆率经验	(15)
三、堆芯及燃料经验	(16)
1. 压水堆初始燃料装载中常见问题	(16)
2. 美国赛伦 1 号启动物理试验经验	(16)
3. 美国圣露西 2 号核电机组提升功率最佳化计划	(17)
4. 功率运行中功率系数及温度系数的测量	(19)
5. 美国法雷核电站启动的工程支援	(19)
6. 南朝鲜核—1 号机组氙空间功率波动对堆芯稳定性的影响	(20)
四、电气、控制及仪表经验	(22)
1. 美国邹山核电站启动及运行经验	(22)
2. 美国勇士核电站仪表控制电气系统启动运行经验	(29)
3. 美国圣奥洛弗莱核电站 1 号机组落棒事故	(33)
4. 美国三哩岛 1 号核电机组仪表控制电气系统初期运行经验	(34)
5. 美国卡尔洪堡—1 号核电机组仪表控制电气系统运行经验	(35)
五、回路、机械及水化学经验	(36)
1. 日本玄海核电站运行维修经验	(36)
2. 美国希伦哈里斯核电站启动及初期运行中水锤事件经验	(37)
3. 核电站汽轮机初期运行经验	(38)
4. 美国水晶河核电站—3 号机组启动经验	(39)
5. 压水堆压力壳的维修	(39)
6. 美国麦克奎尔核电站—1 号机组运行前试验的经验	(40)
7. 美国东北电力公司防止堆内构件事故的经验	(41)
8. 美国桃花谷原子能电站液压缓冲器故障	(41)
9. 压水堆化学/放射化学取样计划	(42)
10. 美国核电站改进设备冷却水系统可靠性的经验	(44)
六、结论与建议	(46)
1. 改进管理工作是启动成功的重要因素	(46)

2.开始发电和启动试验进度可以交叉.....	(46)
3.堆芯启动试验是整个启动试验的核心,需要有关部门密切协调合作.....	(46)
4.国外启动及初期运行中的经验教训.....	(46)
5.初期运行中的难关—紧急停堆次数多.....	(48)
6.建议:建立我国核电站运行指标评价制度.....	(49)
七、参考文献	(49)

压水堆核电站的启动与初期运行

谭重安

一、前言

调试启动是电站建设的关键阶段，其活动包括验证反应堆设计；证明分析模型及瞬态事故过程假设是能满足设计要求和安全的；验证设备的制造和安装符合设计要求；使电站运行及管理人员熟悉电站的特性。因此，调试启动对电站寿期内的可靠性与可用度有着确定的影响。调试启动的活动内容如下：

设备安装移交阶段

- 设备环路校准后核对

- 设备静压试验

- 设备液压清洗

- 最终质量控制检查

- 电气部分核对

- 机械部分核对

- 转动部分核对

- 通风部分试验

系统初调移交阶段

- 系统内设备初始运行

- 设备的改进

- 系统冲洗

- 系统收尾

- 系统开始计划维修

系统运行前调试接收阶段

- 联合水压试验

- 系统预运行及热态试验

- 系统接收试验

初始装料启动试验阶段

- 初始装料

- 初始临界

- 低功率试验

- 提升功率试验

- 保单试验

- 电站接收

目前秦山一期核电站及大亚湾核电站正在或即将调试启动，然后投入初期运行。其工

作质量和经济效益直接关联到我国核电的声誉和前途。因此核总公司已将这项工作任务列为 1991 年工作的重点。为了吸取国外调试启动初期运行的经验教训以确保这项任务的顺利完成, 现将国外 1975 年以来近三十座压水堆核电站的有关经验分专题讨论如后。

二、管理经验

1. 南朝鲜核 2 号核电站 (60 万 KWe PWR) 启动经验

由美国西屋公司交匙承包的核 2 号(Kori-2)核电站于 1977 年 5 月开始基建, 1983 年 7 月商业运行, 历时 74 个月。其中从 1977 年 11 月浇第一罐混凝土到 1983 年 4 月首次临界, 历时 65 个月。从 1980 年 12 月压力壳就位到 1983 年 2 月初始装料完成历时 26 个月。从 1982 年 3 月开始冷静压试验到 1982 年 12 月热态试验完成历时 9 个月, 从 1983 年 4 月初开始同步运行到 1983 年 6 月 100% 功率历时 2 个月。从冷静压试验开始到商业运行历时 1 年零 4 个月, 比较顺利。启动成功的主要因素如下:

- 健全而灵活的组织机构
- 详细而实用的短期进度计划
- 能很快找出并证实那些耽误进度的项目
- 人员努力工作, 做到了从基建到启动的顺利迅速移交
- 能安排好基建项目的优先次序
- 及时准备好正确的启动试验规程
- 现代化的通讯工具
- 能及时解决问题的现场工程技术组

(1) 组织机构

在南朝鲜, 组织原则是: 当进度期限紧迫时, 各部门应承担计划外的工作任务。为此必须留有额外的合格人员以供调配, 以及根据工作峰荷的需要能将整个部门由原工作改做其他工作。例如: 仪表控制组由基建岗位调到启动岗位; 启动人员负责交工前试验规程的准备工作; 基建收尾组执行交工前的试验。必要时全体动员满足关键事件的进度要求。现场工程技术组有职权有能力解决绝大多数工程技术问题并尽量减少进度的耽误。

(2) 进度计划

整个启动试验历时 17 个月。制订了核电站建设工程目标进度表 (一级进度表) 以指导协调全部活动。为了落实工作要求, 由启动组制订短期的详细进度计划加上收尾清单指出应完成的具体工作。在执行试验项目之前十周, 负责试验的人员预计这些详细图表的执行进度, 确定那些项目不可能完成。这有助于有秩序地修改进度计划, 尽量减少整个工程的进度耽误。

(3) 基建收尾组

南朝鲜的经验表明, 设立基建收尾组有很多好处。它与启动组的分工不同。启动组的主要任务是按顺序和准时接收工程系统, 进行试验, 为此将各工程系统划分为若干小系统, 按照这些小系统的流体及电气等图纸要求制定详细的启动进度, 由此定下基建的优先次序。

在系统计划移交启动组前八个星期，基建收尾组人员巡视此系统写出收尾清单。由基建收尾组与启动组共同商定对收尾清单的要求，基建收尾组与基建主管部门共同工作完成收尾清单中的任务。由于基建中出现的各种问题，有时必须修改小系统的设计，这项工作由基建收尾组与启动组共同商定。基建收尾组负责移交完整的文件包括详细的除外项目清单以便启动组掌握除外项目对试验或关键事件的影响。系统移交后，启动组在此系统上挂牌，并此后掌管其变动。

总之，在基建收尾和启动阶段，建立一个基建收尾组使之负责加速基建收尾及系统的定义和移交，及早发现并确定问题，修改启动进度减少耽误，能够有效地提高工程质量，缩短建成时间。

2. 美国麦克奎尔—2号核电机组 12 个月启动成功的经验

美国麦克奎尔(McGuire)压水堆核电站 2 号机组电功率 1180MW，在 1982 年 5 月 23 日完成主回路系统静压试验，1983 年 5 月 23 日机组开始在线运行(图 1)。顺利启动的原因不在于新技术改进，也不是由于创造性的进度安排(已经行业标准化)，而是由于吸取经验教训后管理得法，及时或提前完成关键事件的计划进度。

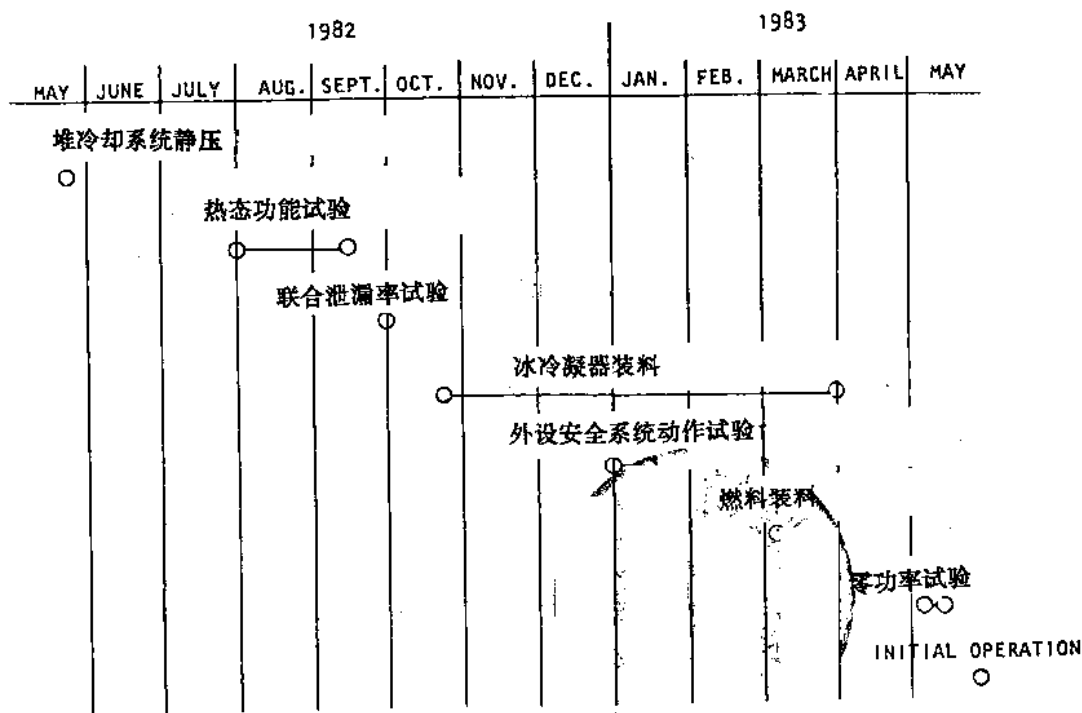


图 1 麦克奎尔-2 号启动关键事件

(1) 组织和人员配备

建立启动机构有两条原则。第一条要求最大限度地使用核电站运行机构及其职责，因

此启动机构是与运行机构相结合的（图 2）。由运行部选派一名领有执照的工程师承担 2 号机组的启动协调主任之职务。2 号机组启动各专业组均由电站运行机构的相应部门抽出人员组成，行政领导关系不变，同时接受 2 号机组启动协调主任的技术指令。这样的管理方式保证了所有的规程和实践符合公司及法规的要求，同时按进度顺序在协调的技术指令下完成启动任务。

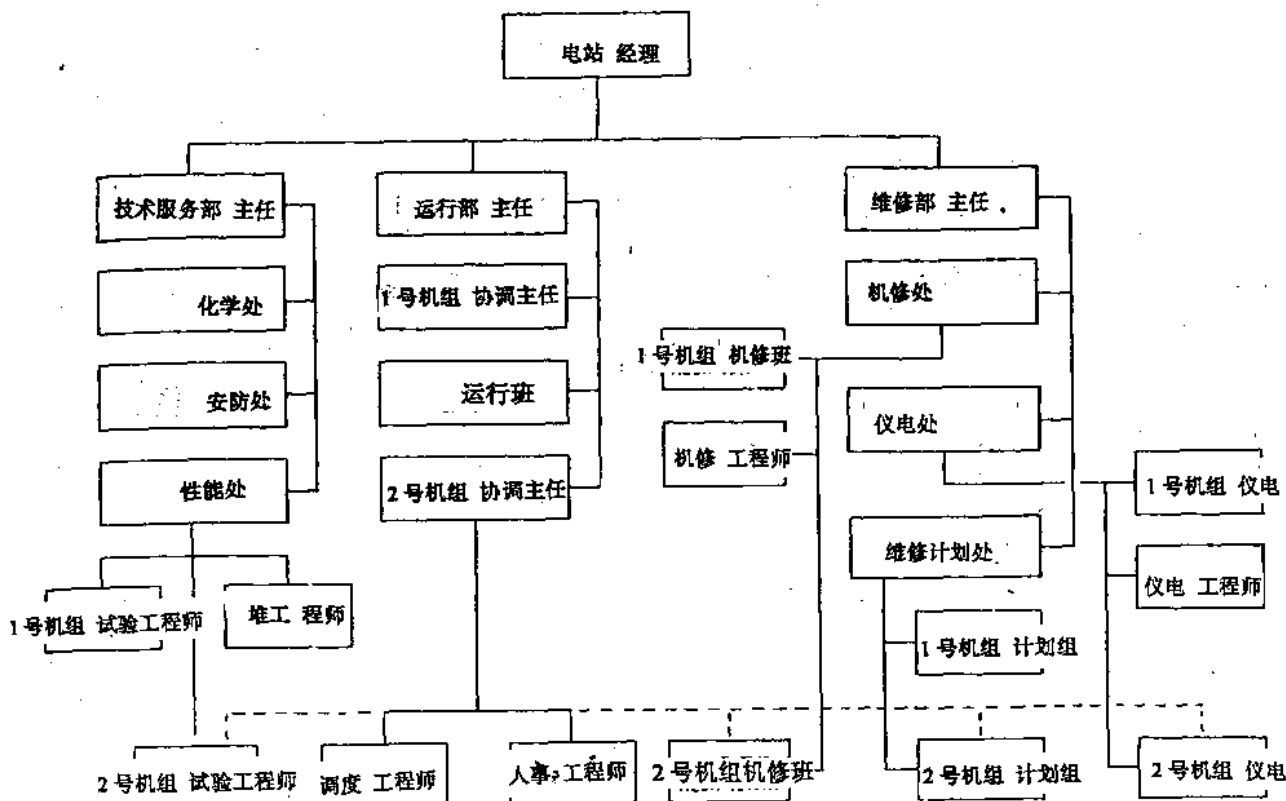


图 2 麦克奎尔核电站启动组织机构

第二条原则是由运行机构各部门集中负责有关系统设备的启动，最大限度地承担责任，包括功能试验及问题的解决，各系统全面运行监督试验，因此启动试验任务分别由运行、性能、仪表、机械维修等部门分工承担。这种职责的集中制大大减少了通报和管辖权限问题，有利于独立承担责任以完成启动关键进度。

(2) 进度机制

在启动初期，基建部门使用 PMS 1V 进度程序管理关键事件的进度。随着启动的进展，需要不断地修改人力分配顺序及关键事件日期。由于修改工作量极繁重，PMS 1V 已放弃不用。其后的进度计划均由手工制定。

启动的进度计划均为条线图，由 2 号机组协调主任绘制。在机组功率运行前 18 个月所绘制的长期进度计划仅修改两次，即在主回路冷静压试验后及在热态试验后，每周发布

下一周至三周的进度计划，其重点是面临关键事件的前提条件及各部门间协调接口活动。2号机组启动协调主任深入细致的计划工作和及早发现解决问题对启动进程的管理是高度有效的。

(3) 会议和通报

启动工作会议每周不超过一次，会议参加人员限于启动活动的领导者。会议目的是发布周进度计划包括即将进行的活动，保证每部门明确为完成每项活动应优先办的事，并讨论部门间的接口问题，会议中不讨论启动进度状况，由2号机组启动协调主任与各方接触收集进度状况，每季将启动进度正式上报领导。

总之，核电机组顺利启动的主要经验是少依靠会议及计算机进度管理工具，多依靠各成员的协调合作和领导能力。

3. 南朝鲜电力公司核电站运行经验

在初期运行阶段遇到很多技术及管理问题，从1985年起采取了改进措施。在短期计划方面致力于减少设备故障、人为失误及紧急停堆次数，提高热功率。在长期计划中改进设备系统及运行管理。1985至1988年八座核电机组的平均可用度为82.3%，比1983至1984年的75.4%有了提高。负荷因子也提高到75%（包括核1号机组适逢10年一次大修，停堆6个月）。核3号机组1988年连续运行302天，这是由于改进了运行技术，调整了维修战略而减少了停堆次数。

(1) 电厂运行可用度

1978年至1988年的11年间，计划外紧急停堆205次，其中由于设计缺陷的停堆占18.1%，设备部件故障占15.6%，人员失误占11.2%，电网瞬态占12.2%，设备降级占11.7%，安装缺陷10.2%，振动3.9%，维修不全3.4%，腐蚀1.5%，其他12.2%。人员失误的主要原因有：蒸汽发生器低功率水位控制、堆保护系统监督试验和维修人员粗心大意。有7次紧急停堆是由于外因如台风和小鱼群阻断了冷却水循环。有些设备如户外变电站避雷器及绝缘器的故障是由于盐份腐蚀绝缘降级。为解决此问题，变电站全部绝缘器表层涂硅树脂化合物并改进气体绝缘装置。引起强迫停堆的系统分布如下：电气系统26.4%、补给水冷凝器系统27%、仪表控制13.2%、主回路系统10.9%、蒸汽发生器与汽轮机10.3%、辅助系统7.5%、应急堆芯冷却系统2.3%、反应堆1.2%、其他1.1%。补给水系统引起强迫停堆的主要原因是蒸汽发生器水位控制的困难。主回路引起紧急停堆是由于运行初期电磁阀或电源保险丝故障，因此改进了电磁阀，控制电源系统之电气容量，安装警告装置监测电源系统之完好性，现在已很少再发生此类故障。堆保护系统引起紧急停堆主要有二个原因：电源元件烧坏及维修人员在监督试验时粗心大意。发生强迫停堆时的负荷情况：43.4%发生在3/4负荷状态、34.9%在满功率时、4.3%发生在提升功率时、1.6%在降功率时、启动占4.2%，半负荷占0.8%、其他10.8%。可见大部分强迫停堆发生在3/4负荷，应进一步改进瞬态缓解的运行技术及负荷跟踪方法。

90万千瓦电压水堆机组的计划维修停堆期由1986年的78天减少到1987年的70天。由于紧急停堆的主要原因是设计缺陷及设备随机故障，因此重新调整了维修管理系统，加强对维修进度的控制，保证维修项目的准备阶段并明确其维修技术。维修项目由预

防性维修计划确定。法国 90 万千瓦电压水堆机组的计划维修停堆期约 50 天，因此还大有改进余地。

今后改进电厂运行可用度的措施如下：

首先是提高运行能力包括提高操纵员的能力和改进电厂运行技术。强化操纵员培训，去公司培训中心学习有关理论，在模拟机上训练，参加机械、仪表、控制等工程实习，特别着重紧急瞬态工况的处理。在改进电厂运行技术方面，开发低功率蒸汽发生器水位自动控制方法；开发负荷跟踪控制技术以稳定电网系统。

第二项措施是开发计算机化运行指导系统。电站很复杂，只有少数人员能掌握全部运行工况。在紧急的异常工况时需要此系统支援，作出适当处理。此系统包括运行指导系统及自动诊断系统并改进人-机及人-人接口。做到快速有效改正和防止误判和误操作。电力公司研究中心正在计划研制主回路系统故障诊断系统。

第三项措施是改进核燃料及堆芯管理技术：

- 延长燃料循环周期。目前为 12 个月（包括换料期在内），延长到 15-18 个月可增大容量因子。为此应研究高燃耗燃料、设计低泄漏的堆芯装料方案及最佳的水铀比和新的可燃毒物。改进堆芯管理技术并防止功率峰值的不利因素。
- 改进燃料完整性技术，包括堆芯放射性监测系统的改进、开发预测燃料缺陷及定位技术、改进燃料装卸设施、研究功率升降与燃料完整性之间的关系、建立燃料再组装机技术、开发缺陷燃料的管理技术、根据轴向偏置放宽控制的概念重新分析安全裕度。
- 开发负荷跟踪运行技术。当核电比重增加后基荷运行不能满足电网稳定性要求。

第四项措施是改进技术规范 and 定值：现行技术规范 and 定值及很多监督试验间隔期比较保守，造成许多不必要的监督试验和紧急停堆，降低了负荷因子。因此采用新开发的最佳评估法，放宽监督试验的间隔期、延长安全系统停运的容许时间、放宽保护系统定值和运行极限工况、重新评估安全裕度和电厂异常状态准则。

(2) 辐射监督及放废管理

为了降低职业剂量，必须在放射性操作前做好系统冲洗及去污工作，并研制了多种远距离操作工具。根据核-3 及-4 号核电机组的经验，87% 的职业剂量发生在停堆及换料期内，停堆原因中有 34% 是由于蒸汽发生器故障。

进行了下列工作以减少放废数量：设置固体放废压缩入桶用的反弹背板、增添 NaOH 以增加液废蒸发器浓缩物中硼的浓度、堆功率改变时使用硼热再生系统、使用计算机控制功率改变时的氙瞬态以便使硼量使用最佳化。

每座核电站均有贮存乏燃料的设施，可满足十年运行所需容量。计划九十年代中期投产一座中央中间贮存乏燃料的设施。到 1987 年底已有约 15000 桶固体低放废物贮存在各核电站专用设施内。将设计建造永久性地下放废贮存设施。

(3) 水化学管理

目的是延长部件寿命，防止腐蚀产生以保持尽可能低的主回路放射性水平。核-3 号核电机组从第三燃料循环开始，运行的 pH 值提高了，目的是增加锂的浓度以减少杂质产量。此项技术将推广到所有的核电站中。运行结果，钴-58 及钴-60 浓度分别降低 3.7 及

6.4 倍，与瑞典林哈斯-2 号核电机组的水平相近。杂质总活性显著降低，如下表所示。

表 1 南朝鲜及瑞典核电站杂质活性

核电机组	燃料循环号	pH 值	杂质活性($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	
			钴-58	钴-60
核-3	第二循环	6.6	7×10^{-4}	1×10^{-4}
	第三循环	6.7	1×10^{-4}	1×10^{-5}
林哈斯-2	第十循环	7.3	1×10^{-4}	1×10^{-5}

每次换料时，蒸汽发生器涡流检查结果，发现降级的全部 U 形管都位于抗振杆区域。大多数积垢位于热段侧的中央区，其成分主要是四氧化三铁。定期增加排污流率，对减少积垢是有效的。为改进水化学管理，将实现计算机化连续监测并建立数据库。

4. 台湾电力公司核电站运行指标评价大纲

台电从第一座核电站投产起就建立运行指标评价大纲并逐年改进。大纲现有两级：主要指标评价与年度指标评价。大纲的目的是：表示核电站目前运行状况及趋势；指出电站运行是否先进或落后；有助于管理人员改进运行；保证安全可靠和有效的运行。

主要指标评价在 1989 年 7 月 1 日至 1990 年 6 月 30 日财年期间有 14 项，每月监测一次，提出月趋势报告发给领导部门，以便及时改进。这 14 项指标是：

- 总发电量 (MWh)
- 等值能量可用度 (%)
- 紧急停堆次数 (次/堆年)
- 强迫停堆率 (%)
- 安全系统故障次数 (次/堆年)
- 计划外安全系统启动次数 (次/堆年)
- 公众平均风险释出概率
- 公众平均风险增量
- 堆芯熔融概率
- 集体辐射照射 (人·雷姆/厂址年)
- 固体废物桶数 (桶/厂址·年)
- 放射性液体废物释出 (居里/厂址·年)
- 放射性气体废物释出 (居里/厂址·年)
- 堆水化学指标 ($\mu\text{s}/\text{cm}$)

年度指标评价每年 8 月份评议一次，供评奖之用，其指标如下（每季检查项目用 * 表示）：

• (1) 公众平均风险增量

(2) 维修指标

* 维修检查审计通知书

维修训练效果

维修效果

* 设备维修申请趋势

系统 / 设备年故障率

设备保养贮备指标

换料停堆维修管理效果

* 强迫停堆率

维修的情况

设备维修记录的管理

违反维修规程情况

* 控制室仪表有无不工作情况

* 预防维修推迟或未执行的统计数据

测量及试验仪表校准

* 监督维修试验执行情况

维修规程汇编

* 堆内构件故障

* 柴油发电机可靠性

设备的改进

执行革新建议的最佳化

提出革新建议

革新计划的进度管理

(3) 运行指标

* 运行检查审计通知书

运行培训效果

运行情况

* 异常运行次数

* 主回路水质控制

* 运行监督试验执行情况

系统运行趋势评估

运行规程汇编

电站运行考查委员会工作效果

* 违反技术规范

* 重大事件

* 总发热量

• (4) 安全系统故障

- (5) 计划外安全系统起动
- (6) 紧急停堆
- (7) 等值能量可用度
- (8) 辐射防护
 - * 年度集体等效剂量目标是否完成
 - * 内部污染的控制
 - 测量计的可用度
 - 厂址环境情况
 - * 污染区的控制 (面积一次数一小时)
 - * 空气中放射性控制 (次数一小时)
 - ALARA 情况
 - 剂量极限的管理
 - 放射性工作许可证的管理
 - 辐射监测仪故障 (次数一小时)
 - 运行质量控制
 - 放射性物质管理
 - 其他重大失误
 - * 人员沾污
- (9) 放废管理
 - 气体释放
 - 液体释放
 - 固化废物桶数
 - 厂址放废贮存的管理
- (10) 核材料与堆芯管理
 - 堆芯运行
 - 核材料管理
 - * 燃料可靠性
- (11) 应急计划
- (12) 工业安全保健和环境保护
- (13) 文件管理
 - 日常工作记录管理
 - 主控室运行文件管理
 - 技术规范更新
 - 通讯的管理
 - 有关质量的情报管理
 - 图书馆管理
 - 采购文件管理
 - 质量控制文件管理

(14) 电厂治安和职业道德

(15) 电厂管理的改进

执行台电公司政策情况

管理的改进和内部审计

研究和开发

(16) 行政管理

材料

固定资产

服务

计算机

人事

会计

以上指标评价制度执行以来, 效果显著。液体放废体积减少, 气体放废减少, 集体剂量减少。在 1993 年计划达到的目标如下:

堆芯熔融概率小于 $5E-5$

厂址外高剂量 (大于 25 雷姆) 释出概率小于 $5E-6$

放射性液体废物释出小于 0.1 居里/堆·年

压水堆电厂职工集体剂量小于 200 人·雷姆/堆·年

等值能量可用度大于 77%

重大的自动停堆次数小于 1 次/堆·年

强迫停堆率小于 2.2%/堆·年

5. 美国核电站设备维修经验

核电站安全级设备应有详细的预防维修及监督维修计划以提高其运行能力并满足核安全当局的要求。任何维修应是协调一致、质量合格并有充分文件记录。下面介绍有关提高设备运行能力的方法和技术。

(1) 背景

美国核管会在 10CFR50 法规中规定核电站应做好维修计划管理工作。在 79-01B 计划中提出了设备维修的要求, 特别是维修监督。10CFR50 的内容着重故障的上报及缺陷材料零件的管理。在 79-01B 计划中除考虑电厂执行零件更换计划作为预防维修制度的一部分外, 还建议:

- 应当执行监督维修以检测设备的共因故障
- 通过监督维修即测量实际参数及目视检查以确定设备及零件固有的合适寿期。

虽然在正常及事故条件下保持设备合格并提高设备运行能力的维修计划似乎比较简单, 但要做到适当就需要大量的分析和时间, 进行综合平衡。

根据美国核管会的这些要求, 电力公司需要更新维修和采购规程、监督和补充培训维修人员、调整预防维修的进度计划及质量寿期评估结果、并建立设备故障趋向的考察计

划。

设备合格的概念包括，经证实设备在工作寿期能满足工作要求，并在事故或地震当时及以后保持功能。虽然通过鉴定试验建立了信心认为设备能顺利工作，这种信心却不能保持长久，除非经过设备维修大致恢复到初始试验前的状况。

(2) 运行能力的改进

设备能否在正常及事故工况时适当工作取决于设备维修的方式。为了使设备的性能满意，有选择的预防维修计划及监督维修检测都是必须的。为了改进设备的运行能力，需了解设备故障的预期模式及部件故障或降级的准确知识，慎重分析问题找出稳妥改正措施延长部件寿命。在必要时保持压力密封的完整，充分地跟踪检测，继续评估设备的状况。维修计划的执行因电站设备类型而异。同一厂家出产设备改型后就应修改其维修计划。维修计划中应考虑采用何种维修技术（如诊断、定期试验、零件更换、实地检查、整机更换）最能保证运行能力。

(3) 设备维修计划

当鉴定工程师决定了设备及其零件在各种运行损耗机制作用下的预计寿期后（表2），就可建立正常运行期降级零件最佳维修及更换计划。定期检测设备零件，对照过去鉴定试验的基准测量参数，有助于延长这些零件的预计寿期，并可预计设备运行降级后的参数。例如，电磁阀的电磁线圈经预时效及事故模拟试验后测量的绝缘电阻及线圈电阻基准值可用来预计运行几年以后降级的电阻值，因而可判断原估计寿期的准确性。对于延长或缩短零件的更换周期就有了正当理由。其他零件如 O 形环、润滑剂及密封圈，不大可能建立其测量参数基准值，延长其更换周期就缺乏正当理由。只有通过零件实际故障分析才能评估预计寿期是否定得大长。

表 2 设备维修计划

零件号	零件名称	监督维修	运行损耗机制(年)					维修费		更换计划
			热	辐射	水汽	磨损	其他	材料 (美元)	人工 (小时)	
1	O 形环	大修时更换	10	18	—	—	—	15	4	第 8 年
2	润滑剂	粘度 40 SSU ± 5	12	30	—	4	—	10	2	第 4、8、 12 年
3	轴 承	间隙 5-8mils	—	—	—	10	—	180	8	第 8 年
4	线 圈	接地绝缘 电阻 > 200KΩ	8	25	—	—	—	30	4	第 8 年

说明：一指关键寿期。设备更换价格 3500 美元，更换工时 10 小时。

(4) 设备预防维修

预防维修主要是及时更换那些影响设备运行能力的关键零件。如未执行制造厂提供的维修规程或再组装不适当及使用了质量差的更换件都会降低设备的运行能力。大修后的运

行试验有助于确定再组装是否适当及零件更换是否满意。

由于热、辐射、水汽、磨损等损耗机制，应进行全面详细的时效分析以判断那些材料对时效降级最敏感。维修监督时应集中注意这些零件以决定其时效降级率是否大于预计值。大修后设备不会完全恢复到制成时的状况，因为并不总是更换全部零件。设备的损耗机制包括循环往复性疲劳、材料冲蚀性磨损、分子结构的辐照破坏、材料吸水或其他化学物质、滑润等热阈值导致材料破坏等。设备损耗降级后，对事故工况的反应能力可能降低。因此定期经过预防维修更换可能降级的零件是很重要的。大修时应注意保证对中或建立正确的配合公差。再组装后应进行试运行检测以全面核对设备性能。

(5) 设备监督维修

适当的监督维修能改进设备的运行能力。当设备不需要拆卸就可检测时，应经常进行监督维修，其检测方式包括马达的振动测量、仪表的校准检查、泵及风机轴承温度测量等。当设备需要部分拆卸才能检测或目视检查老化降级零件时，监督维修的间隔期较长。检测的典型参数有：电介质绝缘强度、刻度漂移、电阻、设定值漂移、轴承间隙以及脆变度等。目视检查降级的项目包括：绝缘裂纹、腐蚀、结垢的积累、异常磨损、接触面点蚀及试验时的低敏度反应等。监督维修采用选样法以决定零件是否老化降级及其速率。对选样数据的趋势分析可预计设备部件的剩余寿命。

(6) 趋势分析

设备故障及零件降级趋势分析结合适当的修正技术及后续考察和规程及材料变化分析能有效地保证运行能力。利用参数测量值或故障率的手工或计算机记录作趋势分析，最好做到零件那一级以监测各同型设备中使用的零件类型。另一方面零件故障及异常降级率也应追溯到具体的设备。

(7) 零件采购

维修的设备是否合格和有运行能力，取决于采购来的更新零件质量。因为在苛刻条件下工作的由制造厂原装零件材料的设备通常都做了预时效及设计基准事故试验。因此采购的零件必须有书面质量证明保证质量与原装相同。有些大量生产的零件如电阻器、电容器及二极管，不可能追溯到原装零件，因此供应厂商必须书面证明零件满足具体要求并经大量取样试验证实。制造厂家应将任何已知的代用情况告知电厂。

6. 美国核电站备件管理

全面而又经济的备品库存是改进整个核电站可用度的主要因素。常被忽视的备品管理不仅仅是在库房放满备件，必须全面评估设备并运用科学的工程原理使库存最佳化，保持不缺货又经济。

标准化的备件管理包括验明备件的互换性、分析备件故障历史数据及设备故障对电厂可用度的影响。为了制定有效的备件管理计划，应进行以下基本工作：

- 制定工作计划
- 汇总所需资料
- 掌握设备材料清单并标明冗余部件情况
- 明确技术及质量的文件要求

- 决定备件库存水平
- 定期评估备件管理计划

(1) 制定工作计划

首先要制定工作计划。参考另一电厂现有的库存管理计划进行可行性研究，作为制定工作计划的依据。其内容包括对备件管理计划的技术及管理要求，至少要做以下工作：

- 划定电厂设备的评估范围
- 规定备件审批、采购及贮存的职责分工
- 计划应结合电厂的维修准则及能力
- 制订每台设备跟踪评估进度计划

(2) 汇总所需资料

为了评估和确定备件的具体需求，需要查阅各种文件图纸，一般应拿到下列资料：

- 电厂设备清单
- 设备采购原规格书
- 设备说明书及技术手册
- 总装图纸及材料清单
- 电厂运行及维修规程
- 设备维修历史记录

有了这些资料才能评估电厂的全部设备，确定设备按位置和按功能的部件细分清单，以及评估预防和预期维修所需备件。

(3) 掌握设备材料清单并标明冗余部件情况

设备资料汇总后就可完成全面的考察，找出所有的候选备件以确定库存水平。在汇总这些候选的备件清单时，其表格形式应便于对照冗余部件情况。经验表明最有效的方法是利用计算机来列表和检索资料。

(4) 明确技术和质量的文件要求

全面考虑每一项候选备件以确定采购时必须要有那些技术和质量控制要求。

当进行备件订货时，历来的观点是，如原设备是核安全级，则其所有的更换件都应是核安全级。但经工程安全评价，那些不影响安全级设备发挥安全功能的更换件可以重新归类并按较经济的方式采购。

由电厂评价每一备件以决定具体规范要求，如 ASME、ANSI、ASTM 及 IEEE 标准，并在订货时列入。

整个技术及质量要求的确定是基于电厂承担的现行管理法规导则。文件的技术和质量要求应当恰当。

(5) 决定备件库存水平

由于候选的备件及文件要求已经明确，就可进一步评估以决定备件应有的库存，为此根据以下因素来决定：

- 电厂的维修准则
- 备件项目的贮存期限
- 供货所需时间

- 备件工作故障历史
- 备件定期预防维修要求
- 备件的互换性（按照计算机化的统一指标）
- 备件项目的价格（包括库存费）

决定库存的最主要因素是备件故障对电厂可用度、安全和可靠性的影响。建立了最低安全库存水平后，结合采购数据与预计使用率确定商业订货数量。

(6) 定期评估备件管理计划

为了保持备件管理计划长期有效，必须考虑设施的年龄、新的维修技术、供货时间的变动、备件价格的变动及设备的技术发展水平。从而定期重新评估库存，调整库存水平，将设计低劣的备件换新及取消不必要的项目。

总之，执行有效的备件管理计划虽要花钱但可实现以下好处，因而是有利可图的：

- 减少了冗余部件及不必要备件的年度费用
- 减少采购费
- 改进设备的可用度
- 提高维修人员的工作效率

7. 日本压水堆核电站降低紧急停堆率的经验

日本压水堆核电站紧急停堆率近年来有所降低，如高滨核电站4座机组的计划外停堆情况如下表：

表3 日本高滨核电站计划外停堆次数

机组名称	1987	1988	1989
1号机组	1	0	0
2号机组	0	1	0
3号机组	0	1	0
4号机组	0	0	0

紧急停堆率降低的原因，除加强部件供应的质量控制及每次停堆维修比美国有更多的设备拆卸检查和监督外，还从经验反馈和可靠性分析找出导致紧急停堆的系统和部件，采取改进措施。其经验有以下几方面：

(1) 失负荷紧急停堆主要取决于给水控制和中子通量变化率。因为在失负荷时，蒸汽发生器水位迅速变化，给水系统的控制应得当以反映这些变化。这时汽轮机瞬间加速。由于主泵电源来自汽轮发电机组，瞬间堆芯流量突增，引起中子通量阶跃（负温度效应），控制棒自动插入堆芯以降低通量。这一快速通量瞬态可能超过限值引起紧急停堆。这种效应在堆芯寿命晚期更要注意，因这时温度系数达最大值。

(2) 通量变化率的给定值既要提供足够保护（如多根控制棒落下），又要经得住失负荷瞬态。原给定值为+5%，-5%，时间常数2秒。改进后给定值为+100%（原文可能有误），-7%，时间常数1秒。