

苏联切尔诺贝利核电站事故 及其经验教训

林诚格 卞洪兴

本文是作者参加维也纳一系列国际会议后写的报告。本报告综合叙述切尔诺贝利核电站事故起因、经过和处理。同时,对这个迄今核电发展史上最为严重的核事故进行了综合分析,在此基础上提出了从中可以吸取的经验教训,这些经验教训包括安全设计准则、安全措施、运行安全、安全管理和国际经验反馈与合作等方面。

切尔诺贝利、核电站、事故原因、事故处理、经验教训。

一、前 言

切尔诺贝利核电站位于苏联乌克兰基辅市西北130公里处,该电站现有四套PBMK-1000型反应堆机组在运行,另有两套正在建造。每套机组的额定电功率为1000MW,热功率为3200MW。苏联全国现有15套这类PBMK型反应堆机组在运行。

PBMK反应堆是石墨慢化压力管沸水型反应堆。它由轻水冷却,并在垂直压力管上部沸腾产生蒸汽。反应堆由两个环路组成,每个环路有840根装有燃料的压力管、二个鼓式汽水分离器、四台冷却水泵及有关设备组成。汽水分离器直接向两台500MW电功率的汽轮发电机供汽。反应堆可以带负荷装卸燃料。

冷却回路的主要部份分别封闭在一些坚固的起安全壳作用的隔室内。这些隔室与位于反应堆下部的抑压水池系统相连,以便在冷却剂洩漏时能够收集和冷凝蒸汽。但是在反应堆上部,特别是压力管上部装卸燃料的工作面上没有这类安全设施。

在堆芯燃耗平衡时,PBMK反应堆具有正的空泡反应性系数,但燃料反应性系数是负的。功率变化时,总的净反应性效应取决于反应堆功率水平。在满功率运行时,净效应是负的;而在20%满功率以下运行时,净效应是正的。因此,操作规程规定禁止在热功率700MW以下运行。否则,会发生热工水力参数的极端不稳定性。

PBMK反应堆有211根中子吸收棒,分别用于总的功率控制、局部功率分布调节和紧急保护。紧急事故停堆靠插入所有吸收棒,最大下插速度为0.4m/s。为保证所需功率分布和负的净反应性系数,运行规程规定运行时插入堆芯的吸收棒必须不少于30根。

1986年11月10日收稿。

1986年4月26日切尔诺贝利核事故发生在四号机组。截止那时,苏联对这种堆型已有100堆年的运行经验,切尔诺贝利四号机组也成功地运行了三年,而且还是PSMK系列中运行纪录最良好的机组之一。

二、事故起因和过程

切尔诺贝利核电站四号机组计划于1986年4月25日停堆检修。停堆之前,拟定在该机组8号汽轮发电机上做一项实验。实验的目的在于:探讨厂内、外全断电情况下汽轮发电机中断蒸汽供应时,利用转子惰走动能来满足该机组本身电力需求的可能性。

切尔诺贝利核电站曾经作过类似的实验。当时发现:发电机母线上的电压早在转子惰走动能耗尽之前就已下降。这次实验准备用特制的电机磁场调节器来解决这一问题。

计划停堆前,四号机组一直在额定参数状态下运行。4月25日凌晨1点正,操作人员按照计划开始降低反应堆功率。于13点5分,反应堆热功率降为1600MW,同时停止该机组的7号汽轮发电机。14点正,按“实验大纲”要求,为了防止实验过程中应急堆芯冷却系统动作,解除了该系统的备用状态。之后,本应开始作实验,但由于应电网供电要求,该机组继续运行。这样,四号机组在解除了应急堆芯冷却系统备用状态下运行,违反了操作规程。

于23点10分,再次降低反应堆功率。按照“大纲”要求,实验是在反应堆热功率为700—1000MW条件下进行。但是,在根据操作规程解除局部自动调节系统后,操作人员没有能够及时地排除自动调节器测量部分所引起的不平衡状态。结果,反应堆热功率降至30MW以下。直到4月26日凌晨1点,操作人员才成功地把反应堆热功率稳定在200MW。由于反应堆处于“中毒”过程,同时堆内可利用的剩余反应性量小,未能实现进一步提升反应堆热功率。此时反应堆热功率显然低于“大纲”要求的值。

尽管如此,仍决定进行实验。于1点03分和1点07分分别启动两个环路的一台备用冷却水泵,连同一直在运行中的六台主泵,八台冷却水泵全部投入运转。

由于反应堆热功率远低于计划值,从而引起堆芯和环路水阻偏低,加上八台冷却水泵全在运转,通过反应堆的冷却剂流量超过了规定允许值。这是违反操作规程的,因为流量过大会引起泵的汽穴发生从而导致振动和损坏。

通过反应堆的水流量的增加,造成了堆芯内产蒸汽量的减少以及汽水分离器中蒸汽压力和水位的下降。操作人员试图用手动调节来维持汽水分离器中蒸汽压力和水位,但未能达到目的。在这期间,他们看到汽水分离器中蒸汽压力下降了0.5—0.6MPa,水位低于警戒线。为了避免反应堆停堆,操作人员解除了与这些参数有关的事故保护信号。并于1点19分,加大给水流量。30秒后流量加大到初始值的三倍多,从而成功地抑制住了水位的下降趋势,水位趋于稳定。为了提高水位,继而进一步加大给水流量,约1分钟后给水流量加大到初始值的四倍。

当汽水分离器中较冷水进入反应堆堆芯后,产蒸汽量明显下降。堆内容积含汽量减少导致负的反应性效应,因而引起自动调节棒提升。约30秒内,自动棒提升到上部终端位置,操作人员不得不提升手动吸收棒以维持反应堆在200MW功率下运行。由于不断提升手动棒,堆芯内控制反应性的能力不断减少。

为了限制汽水分离器中水位的进一步上升,于1点21分50秒,开始大幅度减少给水流量。1点22分10秒,较热的水进入堆芯,从而引起堆内蒸汽品质上升。为了补偿蒸汽品质上升(正

反应性效应), 自动调节棒开始不断下插。

直到1点22分30秒, 操作人员才停止减少给水流量, 此时给水流量已减少到比正常值小1.5倍(这是操作人员疏忽造成的操作错误)。为了在实验正式开始之前了解堆内中子场分布和反应性安全余量情况, 计算机打印输出堆内功率分布和每根控制棒在堆芯中的位置。操作人员从反应性快速计算程序打印结果看到: 堆内反应性贮备已经太少, 应立即停堆(按操作规程规定: 至少应有30根控制棒留在堆芯内, 但这时仅有6—8根棒留在堆内)。

尽管如此, 操作人员并没有停堆, 而是开始实验。

1点23分4秒, 该机组的8号汽轮发电机的紧急截止阀关闭以停止向汽轮机供汽。此时, 两台汽轮发电机都已解列(7号汽轮发电机已在4月25日停车), 反应堆理应自动停止。但是, 操作人员临时决定解除了该事故保护信号, 致使反应堆继续在约200MW热功率下运行。这样做的目的在于: 如果第一次试验失败的话, 有可能再次重复试验。但“大纲”中并没有这样的要求, 这样做再次偏离了实验计划。

由于较热的水进入堆芯(减少汽水分离器给水流量所致)和通过堆芯流量减少(停掉了四台冷却水泵), 使得堆内产蒸汽量增加, 反应性增加引起自动调节棒下插。1点23分31秒, 自动棒已补偿不了蒸汽品质提高引起的反应性加大, 反应堆功率开始上升。1点23分40秒机组值班长命令操纵员按AZ-5按钮(紧急停堆用按钮)停堆。所有吸收棒和紧急停堆棒开始下插, 但由于绝大多数吸收棒处于最上部位置, 不能立即起到抑制反应堆功率作用。3秒钟之内堆功率上升到530MW以上, 反应堆功率上升周期短于20秒, 致使超功率保护和短周期事故停堆信号出现。但这一切已经不能阻止一场灾难性事故的发生。堆内传热条件的恶化, 使得堆芯压力管内燃料棒温度急剧地上升。由于燃料多卜勒效应和控制棒的插入暂时补偿了汽泡正反应性效应, 堆功率略降, 出现了第一个峰值。之后, 燃料碎化引起汽泡骤然增加, 汽泡正反应性效应造成功率急剧上升; 堆内压力管内压力上升, 使得逆止阀关闭, 主回路流量剧减, 这进一步恶化了堆内状况。事后通过模拟计算得到的功率峰值在4秒钟内达到满功率的100倍。据四号机组外工作人员说, 大约在1点24分左右, 相继听到两声爆炸声, 接着熊熊大火在破坏了的四号机组反应堆厂房燃起。

以下事实已得到确认:

①第一次爆炸使一些材料抛出; ②第二次爆炸使燃料和石墨抛出; ③在反应堆厂房外发现了石墨砌体碎块; ④在反应堆厂房外发现了燃料碎片; ⑤反应堆厂房严重破坏; ⑥吊车和装卸料机倒塌; ⑦爆炸掀起1000吨重的反应堆上盖板; ⑧所有压力管断裂; ⑨链式反应停止。

从以上事实可得出这样的解释: 大量引入反应性使燃料中的能量急剧增加, 热燃料迅速碎化, 碎片与周围的冷却水相互作用, 产生大量蒸汽, 导致压力上升。过压和过热使许多燃料管道及其上端部份断裂。第一次爆炸中, 炸碎的材料抛出, 过压使反应堆上顶盖掀起。此时, 全部燃料管道断裂, 控制棒被举起以及水平管道被剪断。在第一次爆炸发生后的2至3秒后发生了第二次爆炸。现在还不清楚究竟是氢爆炸还是第二次功率暴涨引起爆炸。大概有25%的石墨块和燃料管道中的材料被抛出堆外, 其中大约3—4%的燃料以碎片或以 $1\mu\text{m}$ 至几十 μm 直径的颗粒形式被抛出。

两次爆炸发生后, 浓烟烈火直冲天空, 高达1000多m。火花溅落在反应堆厂房、发电机厂房等建筑物屋顶, 引起屋顶起火。同时由于油管损坏、电缆短路以及来自反应堆的强烈热辐射, 引起反应堆厂房内、7号汽轮机房内及其临近区域多处起火, 总共有30多处大火。1点

(总3)3

30分,值勤消防人员从附近城镇出发赶往事故现场,经过消防人员、现场值班运行和检修人员以及附近五号、六号机组施工人员共同努力,于5点左右,大火全部被扑灭。

三、事故后的处理

事故发生后,立即决定利用应急辅助给水泵向堆芯空间供水,以便降低反应堆坑室内的温度和防止石墨砌体起火,但是未能取得效果。

损坏的反应堆一直在向环境释放大量的放射性物质。为了把事故限制在辐射源处,决定用吸热物质和过滤材料整个复盖反应堆堆本体。从4月27日到5月10日,其中主要是4月28日到5月2日从军用飞机上总共投下5000t硼、白云石、砂子、粘土和铅组成的混合物。这种混合物能强吸收气溶胶微粒,因此,到5月6日放射性释放不再成为一个主要问题,已减少到每天几百居里,5月底下降到每天几十居里。

事故后,由于空气流经堆芯不断带走热量,堆内温度趋于稳定。随着堆本体的被复盖,堆芯温度又趋上升。为了降低堆内温度和氧气浓度,由压缩机站把液体氮加压注进反应堆坑室下面的隔间。到5月6日,堆内温度停止升高,并再次建立起稳定的空气对流,堆内温度稳定下降。

为了防止堆芯底部结构物被熔化的堆芯毁坏,作为一种应急措施,决定在反应堆厂房基础下面建造人工排热结构层,采取的方式是在混凝土地板上设置一个扁平的热交换器。这项工程于6月底完成。

自5月底以来,事故现场状况趋于稳定。短寿命放射性同位素已衰变掉,辐射状况不断改善。反应堆邻近区域、机房、控制区和防护区辐射剂量率每小时几伦。进入大气的放射性基本上是由风带走气溶胶引起的,释放的放射性每天不超过几十居里。反应堆坑室内的温度是稳定的。反应堆各种部件的最高温度为几百摄氏度,并以每天约0.5度稳定地下降。反应堆坑室底部混凝土地板完整无损。燃料绝大部分(约96%)都在反应堆坑室和邻近隔室内。

对于一、二、三号机组分别采取了下述措施:

- ①一号和二号机组分别于4月27日1点13分和2点13分停堆;
- ②三号机组与发生事故的四号机组从技术上来说密切相关,但并未因爆炸而遭到损坏,三号机组于4月26日5点停堆;
- ③一至三号机组处于长期冷停堆状态;
- ④电站设备处于冷备用状态。

为了消除放射性物质从事故机组排放到环境,并使四号机组周围地区和大气中辐射水平恢复正常,决定沿该机组四周以及有关部位修建一米左右厚的混凝土防护墙长期埋葬四号机组。

为了防止切尔诺贝利核电站附近地区地下水和地表水污染,还修建了一系列水力工程设施。

事故发生后采取了一系列的应急措施:这包括灭火、对受照人员的医疗防护、居民荫蔽和服用碘剂、居民撤离和去污等,都取得了积极的效果,同时也提出了不少有待进一步探讨的新课题。

事故发生同时造成冲天大火,当时面临的首要任务便是扑灭大火。消防人员和厂区有关人员经过奋力扑救,不到4个小时将大火完全扑灭。这是一次英勇的也是成功的行动,但是

代价也是惨重的。救火人员受到高剂量的辐照和烧伤,造成重大伤亡。

医疗救护队伍很快赶到事故现场,组织抢救伤员并经过初步去污、治疗后送往医院住院治疗。这次事故共有203人诊断为急性放射病病人,其中31人死亡(截止八月底)。这次抢救事故的人员受辐射损伤的伤情较重,并有以下几个特点:①全身 γ 外照射剂量较高,有多人呈典型重度和极重度的急性放射病状,血液系统和肠道系统受到严重损伤。②多数重度以上急性放射病病人都复合大面积 β 射线烧伤,促使病情恶化,难以治愈。③有一部份病人受到较严重的内污染。

在对事故中致伤人员的诊断、治疗、护理方面,苏联积累了不少经验,值得我们在制定应急计划时借鉴。

事故发生后,对于放射性物质向环境释放情况进行了一系列的测量、分析和评价。这包括:

- ①从86年4月26日起在事故机组上方不同部位收集气溶胶样品;
- ②核电厂厂区空气中 γ 的监测;
- ③沉降物样品的分析;
- ④各气象站对气象条件的系统监测。

苏联气象、辐射和公共卫生监测部门组成了一个监测系统。随着事故规模的进一步明确,监测系统不断扩大,涉及到苏联及其各加盟国有关部门,还成立了一些专家和技术人员小组。

据目前估计,放射性裂变气体总释放量为堆芯总量的100%,其它裂变产物释放量约为其总量的3.5%,约为 $1.85 \times 10^{18} \text{Bq}$ (这一数据为苏联发表值,不少国家专家对此持异议)。

地面污染的主要区域是在核电站的西边、西北和东北方向,其次是南边。核电厂附近的辐射水平超过 $2.58 \times 10^{-5} \text{C}/(\text{kg} \cdot \text{h})$ 。事故后15天的最大辐射水平是在距厂区西边50—60公里处和在厂区北边35~40公里处,均为 $1.29 \times 10^{-5} \text{C}/(\text{kg} \cdot \text{h})$ 。在基辅5月初的辐射水平为 $1.29—2.06 \times 10^{-5} \text{C}/(\text{kg} \cdot \text{h})$ 。

对于厂区附近各条河流和水体定期取样分析,得出各河流和水体的放射性污染数据。5月3日在基辅水库观测得碘-131最高浓度是 $1.11 \times 10^3 \text{Bq/l}$ 。

事故发生后,及时通知核电站周围居民尽量减少户外停留时间,紧闭门窗。测试结果表明:从26日事故发生到27日两天内,呆在室内的人比在大街上受到的剂量低2—5倍。

及时服用碘化钾可以防止放射性碘在甲状腺的吸收,从而减少人体甲状腺所受剂量。曾有专家担心服用碘剂可能产生皮肤反应等副作用。但事故后附近居民广泛服用碘剂并无不良副作用。因此,服用碘剂应该作为所有应急计划的一部分。

事故发生后由于气象条件变化,使得放射性烟云逐渐笼罩电站3公里安全区西边的普里皮亚季镇,该镇的辐射状况越来越恶化。27日下午达到 $0.36—1 \times 10^{-2} \text{Sv/h}$ 。根据计算,如果该镇居民不撤离,在今后一年内可能会受到 $0.25—3 \text{Sv}$ 剂量。27日下午2点决定撤离该镇居民,3个小时内该镇4万5千居民撤离工作全部完成。以后几天内,又陆续撤离了电站四周30公里以内居民9万人,共计13.5万人。这样的结果有可能保证该地区大多数居民所受到的外照射量小于 0.25Sv 。

距电站30公里以外居民所受外照射剂量的地区平均值在50年内不大于 0.05Sv ,因而没有必要采取撤离措施。

撤离工作所面临的问题是复杂的,涉及到交通运输以及可能会发生的交通阻塞和事故,

撤离居民的安置,衣服的去污与更换等。而成千上万的牲畜的撤离则会带来更多的问题。苏联当局的撤离组织工作是相当成功的。

四、经验和教训

1979年美国三里岛核电站严重事故曾给世界核电发展以重大冲击,但是也给各国提供了重要的经验教训。从这以来,许多核电发展国家纷纷采取一系列措施来加强核安全,如美国 and 法国还专门制订了“三里岛后的行动计划”,这些措施进一步提高了压水堆核电站的安全性。

现在,对这次迄今为止最严重的切尔诺贝利核电站事故要吸取什么经验教训,各国政府和专家都在认真分析研究。86年8月25日至29日国际性的“切尔诺贝利事故后讨论会”的召开标志着国际上对这一事故分析研究的开始。尽管有不少技术问题还有待于今后作深入的分析研究,但是根据5月份以来的一系列国际会议,特别是苏联方面为“切尔诺贝利事故后讨论会”提供的报告^[1]和国际核安全顾问组的总结报告^[2],已经初步可以提出值得严重注意的一些经验教训。

从前面事故过程的描述不难看出切尔诺贝利核电站四号机组的事故是一次引入正反应性的瞬发超临界而导致的堆芯碎裂事故(Core Disruptive Accident, CDA)。这种超过设计基准事故(DBA)的CDA事故的发生是由各种因素造成的,有安全设计中的缺陷,有运行管理上的弱点,也有各级安全监督漏洞。

1. 关于“纵深防御”和“多层屏障”的安全准则

“纵深防御”和“多层屏障”的安全准则有三个等级:

第一级要求反应堆具有固有安全性和稳定性;

第二级要求在第一级失灵,反应堆安全受到威胁时自动保护系统能够立即动作,终止链式反应。

第三级要求在第一、二级失去作用而反应堆发生事故后,多层屏障能够包容绝大部分的放射性核素从而大大减轻事故后果。

通过切尔诺贝利事故来分析一下遵守“纵深防御”和“多层屏障”安全原则的重要性。

(1) **PEMK型反应堆缺乏固有安全性** 它具有正的空泡反应性系数。在平衡燃耗和额定功率下空泡反应性系数是正值,为 2.0×10^{-6} /每1%蒸汽容积;慢化剂(石墨)的温度反应性系数也是正值,为 $6 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$;燃料的温度反应性系数是负值,为 $-1.2 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$ 。虽然在正常工作点上,综合的功率反应性系数是负值,为 $-5 \times 10^{-7}/\text{MW}$,但是,在堆功率低于20%额定功率时,这个综合效应却是正的。因而,在20%额定功率以下运行时,反应堆易于出现极大的不稳定性,故严格禁止在此功率下连续运行。

反应堆内有效增殖因子与冷却剂密度的关系很大程度上取决于堆内存在的吸收体。在同样冷却剂密度变化的情况下,如果堆内的吸收棒愈多,那么正空泡反应性系数的值就愈小。设计规定运行时堆内至少应有30根手动调节棒插入高效吸收区,以保证正空泡反应系数值不高于 2×10^{-6} 。PEMK型石墨沸水堆功率、冷却剂压力、流量和空泡容积之间的相互关系决定了系统运行的复杂性。

在其它各种外在因素(操作人员多次严重违犯操作规程等)存在条件下,正是通过这个

内在的正的空泡反应性系数导致切尔诺贝利核电站四号机组反应堆的瞬发超临界, 造成了一次堆芯碎裂事故。

此外, 石墨慢化压力管式反应堆体积很大, 石墨砌体重量为1700t, 压力管式结构又使堆芯增加了大量金属结构材料。因而在金属结构物、燃料元件和石墨砌体中贮存大量的热能, 这对安全也是一个不利因素。还有, 在直径为11.8m高7m的堆芯中, 中子场对于各种反应性扰动比较敏感, 需要复杂的控制系统来稳定堆芯内的功率密度分布。复杂的1661个压力管冷却支管系统使得冷却系统十分复杂, 在事故工况下也不知道每个压力管内的水位。石墨砌体是在氦气氛下工作, 并由氦气冷却, 高温下石墨(最高温度达700多摄氏度)一旦失去氦气氛, 与空气接触, 就会持续燃烧。

切尔诺贝利事故过程说明正是这熊熊燃烧的石墨加剧了灭火的复杂性和促进了放射性物质的释放。因此核事故告诉我们选择一个简单的容易操作的具有固有安全性的反应堆系统是何等的重要。

实际上, 在三里岛核事故后, 国际上已十分重视发展新一代具有更高固有安全性的反应堆和不需动力源的安全系统, 要求系统简单, 容易操作。这种安全准则也同样应用在改进现有的反应堆系统。

(2) **PEM型反应堆的设计在实现第二级安全准则上有距离** 在发生事故时, 停堆系统并不能提供快速的保护。例如, 起保护作用的安全棒的上端终点位置太高, 也没有适当的速度来克服冷却剂空泡效应所加入的最大正反应性。活性区高7米, 紧急停堆棒最大下插速度是0.4m/s, 需17秒才能全部插入堆芯。又如, 操作规程要求正常运行时至少应有30根手动调节棒插入堆芯, 但设计上并没有联锁的保护措施来阻止违反这一规定的操作动作或与违反这一规定相应的紧急停堆措施。再如, 既然禁止反应堆在热功率700MW以下的功率连续运行, 但设计上并没有相应的措施来阻止在这一功率下的连续运行。

苏联原子能利用委员会决定对现在运行的PEM型反应堆采取一些弥补性措施: 把吸收棒的上端终点极限位置定在1.2m下插深度; 把留在堆内的吸收棒的数目从30根提高到70—80根。这二点有助于减少正的空泡效应。另外, 将设置附加的停堆保护, 以阻止在700MW功率下运行。还准备采取两项长远措施: 将燃料加浓度从2.0%提高至2.4%以及另外再增加一套快速停堆系统。苏联已经决定, 今后不再发展这类PEM型反应堆。

(3) **关于切尔诺贝利核电站的安全壳问题** 我们在前言中已经谈到PEM型反应堆是有起安全壳作用的一些耐压隔室(如冷却水泵隔室设计允许过压值为0.45MPa), 这些隔室还与抑压水池相连。但是反应堆上部压力管的装卸料工作面的隔间只按一根压力管破裂时释放的蒸汽压力来设计。所以, 现在的问题则是这种起包容作用的隔室的设计是否考虑了各种设计基准事故, 同时能否经得住超过设计基准事故的严重事故的载荷。

从切尔诺贝利事故引起的关于安全壳问题的另一个争论是即使是西方的大型安全壳设计能否经得住这种类似的CDA事故的爆炸载荷。一种经过过滤的洩压排放装置的概念设计正在一些国家产生, 这个过滤装置与安全壳相连, 一旦超过预定压力时, 安全壳内的气体可以经过过滤排放。但是, 这还没有解决由于爆炸产生的内部飞射物对安全壳的破坏问题。这个问题需要在安全设计中加以考虑。

总之, “纵深防御”和“多层屏障”的安全准则需要在具体堆型设计中加以认真贯彻。

2. 关于运行管理和运行安全

运行是确保核电站安全的最重要的环节。设备缺陷和建造质量问题最终也是通过运行来暴露的。高质量的运行人员和严格的运行管理可以防止事故的发生和限制事故的发展。切尔诺贝利核电站的情况却不是如此。从上述事故过程可以清楚地看到造成切尔诺贝利核电站四号机组严重事故的主要的直接的原因是操作人员的过失和错误。

首先,对这次实验的准备工作极其草率。“实验大纲”并未严肃认真加以制定,“大纲”中有关实验过程应采取的安全措施轻描淡写,流于形式,“大纲”甚至还明确规定作实验时解除应急堆芯冷却系统的备用状态。有关操作人员对实验中可能出现的各种异常情况和事故没有思想准备。

在实验过程中,操作人员不断违反操作规程,其中最严重的六起见表1。这种随意违反一些最重要的规定表明运行人员不熟悉反应堆特性,并对所涉及的严重危险性缺乏认识。

表1 实验过程中严重违反操作规程的各项操作

序号	操作内容	动机	后果
1	运行中反应堆的反应性安全余量减少到允许值以下	试图在反应堆处于碘坑过程中维持堆功率	反应堆紧急保护系统失去作用
2	反应堆功率下降到实验大纲规定的水平以下	人为差错	反应堆处于难以控制的状态
3	所有冷却水泵投入运转,个别泵出力超过规程规定值	满足实验要求	主回路冷却剂温度接近饱和温度
4	闭锁了与两台汽轮发电机停机信号有关事故保护系统	必要时再次进行实验	失去了反应堆自动停止的可能性
5	闭锁了与鼓式汽水分离器中蒸汽压力和水位有关事故保护系统	不顾反应堆在不稳定状态下运行,一心只管进行实验	完全切除了与反应堆系统热工参数有关事故保护系统
6	隔离了应急堆芯冷却系统	为了避免实验过程中该系统动作	失去了限制事故规模的可能性

在核电站运行安全和运行管理上我们从中可以学到如下经验教训:

(1) **提高运行人员的核安全教养(Nuclear Safety Culture)** 这是“切尔诺贝利事故后讨论会”着重提出的。运行人员的资格要求、安全素质和技术水平受到更大的重视。强调培训的重点要使其熟知反应堆及其运行,并要使用核电站模拟器来使运行人员获得严重事故进程的实际知识。制订一个严格的操纵员资格要求和考核发证规定是十分必要的。

(2) **加强运行管理** 规定定期地由核电站营运单位或上级机构进行考查和检查,以防止长期日常运行所产生的自满和僵化情绪。对于非日常性的离开规程的操作或实验尤其要加以重视。

(3) **加强运行人员与研究设计人员之间的沟通** 研究设计人员对反应堆的内在机理、动态过程、事故进程考虑较多,理解较深;而运行人员则偏重于对操作规程的了解。加强两者之间的沟通,使运行人员能够深入了解综合的物理、热工水力和系统响应的知识,将大大提高他们对付异常现象的应变能力。

(4) **处理好人机关系** 切尔诺贝利核电站一些重要的运行禁令和安全限制只在操作规程中加以规定,而不是在设计中采取相应措施或加以闭锁。也就是说,过多地依靠人而不是自动保护。从四号机组事故中我们已经看到把至关重要的安全限制都交给操纵员处理所带来

的严重后果。实践也证明对于突然事件，人在极短时间内反应所犯错误的几率并不低。一些国家（如法国等）的安全设计规定了事件发生后半小时内人不干涉的原则。但是，过去的实践经验也证明在人因有利条件下人的干涉是十分有效的。因此，如何处理好人机关系是运行安全中一个重要的有待深入研究的问题。

3. 关于独立的安全监督

通过几次核事故，核电站潜在的危险已为广大公众所认识。许多国家已纷纷采取有力的管理措施，建立各级的独立安全监督。

首先，在核电站每个运行班中增设一名安全工程师。他的职责是独立地对核安全进行评价分析，并向值班长报告。如有必要，他可以直接向厂长报告。这是1979年三里岛核事故后一些西方国家采取的措施。

在核电站营运单位一级上，设立独立的安全监督部门，由厂长直接领导。营运单位的主管部门也可以考虑设立类似的独立的安全监督部门。

至于国家一级的核安全监督机构，各个核电发展国家都有，但其体制和职能各有所差异。切尔诺贝利核电站事故的广泛国际影响促使核电发展国家进一步加强国家一级的核安全监督机构。西德已经宣布成立一个新部：环境和核反应堆部。欧洲一些国家（如意大利、英国）正在准备把原有的核安全监督部门变成更为独立的和不受工业部门牵制的机构。

在加强各级独立的安全监督作用的同时，国际原子能机构和其核安全顾问组一致强调核电厂的最终安全责任应归于运营单位，特别是一批高级运行人员对安全的重大责任。

4. 关于对严重事故的应急准备

尽管核电站的安全纪录良好，发生事故的几率很小，但是实践已经说明严重的核电站事故是可能发生的。因此，要有应急准备。有了应急准备，就可以限制事故后果、缩小影响和减少损失。切尔诺贝利事故在这方面给人们提供了许多重要的经验。各国专家对苏联的应变和救援能力持肯定态度。

结合我国情况，我们感到可以学习以下经验教训：

（1）要制订一个核设施事故应急法规，并配套相应的技术性安全导则 在应急法规中规定我国的核事故应急体制、各部门的职责和重大的政策原则，使应急工作纳入法制轨道。再由一些技术性的安全导则指导如何来执行应急法规。其中比较关键的是干预水平及其保护性措施（碘片、隐蔽和撤离等）的问题。目前各国规定的干预水平不同，特别是欧洲共同体内各国由于干预水平的标准不同，在这次切尔诺贝利事故后引起的混乱。如欧洲共同体各国对牛奶的放射性干预值最高为3000Bq/l，最低为17Bq/l，几乎差200倍。另外，干预水平当然与保护措施的类型有密切关系，而采取什么类型的保护措施又与各国的具体情况有关。所以，我国应该参考国际经验来制定我们自己的干预水平值。

（2）在核电站投入运行前，一定要有事故应急计划 厂内应急计划由核电站营运单位制定和执行，厂外应急计划由地方主管部门制定和执行。应急计划由国家一级的核安全部门审批和监督。

建立核事故应急中心，装备必要的通讯设施和对核事故后果可以作出快速估价和判断的系统，以便作为决策和指挥部门的执行机构。

这些措施和经验已经为核电发展国家所公认。特别是最近已有五十多个国家签订了核事

故早期通报公约和核事故紧急救援公约,更有必要建立统一的核事故应急机构来协调和归口。

(3) **作好应付核事故的技术准备** 切尔诺贝利事故经验说明要有以下应急技术:

①放射性场所防火和灭火技术。要研究发展有核材料存在和高温条件下的防火灭火技术,改进核电厂的消防器材。苏联由于缺乏这种技术准备,导致消防人员很大伤亡。

②大面积放射性去污技术。它包括公路、田地、森林和水体的去污办法以及大量污染土层的安全处置技术。

③射线病人的抢救治疗技术。

④机器人。在严重事故人使用机器人来进行灭火,发送安装探测诊断装置和去污等是很有前途的。苏联从西德购买了三个机器人来进行事故现场放射性测量和录相。

⑤事故现场和周围地区的放射性监测工具,如设置有各种监测仪器的车辆和直升飞机等。

5. 其它技术方面

切尔诺贝利核电站事故提供的经验是多方面的,下面所列举的其它技术方面的经验不是全部的:

(1) **关于多堆电站** 在许多核电国家的设计中,为了节省投资费用,常常采用多堆电站方案。如法国格拉芙林核电站有六座900MW紧挨着的机组在运行。国际上普遍采用两座机组共用一些非安全等级的辅助系统、汽机厂房甚至控制室。切尔诺贝利核电站四号机组的事故,不但严重威胁在同一建筑物内但相隔的三号机组的安全,而且使在附近建筑物内的一、二号机组被迫停止运行,其周围场地处于污染和外辐射环境。五、六号机组的建设工程被迫放弃。这个经验告诉我们,有必要对现有的多堆电站的布置方案进行评价,以便规定一些安全要求如适当的间隔距离等。

(2) **关于质量保证(QA)** 近几年来,核电站设计QA、建造QA和运行QA等受到广泛重视。国际原子能机构NUSS法规体系中的QA法规及其导则也得到广泛应用。但是切尔诺贝利事故说明还需要补充控制室的QA,例如如何保证规程的执行,操作的复证,交接班和通知制度等。

(3) **建立和完善核电站事件报告系统(IRS, Incident Reporting System)** 通过这次事故,普遍认为国际原子能机构的IRS系统应当扩大和加强,即扩大讯息输入和加强事件分析,使国际经验教训可以为各国所使用。

(4) **使用概率安全分析技术(PSA)来加强核电站所有运行模式的安全**

6. 国际核安全经验的反馈和交流

切尔诺贝利事故所放出的裂变产物随风漂移到各处,它并不尊重国界限制。核事故的后果可以超越国界波及邻国,已为各国政府和公众所关注。切尔诺贝利事故不但给苏联带来重大损失,而且也给世界带来很大影响。因此,各国在核安全的国际合作态度上表现出十分一致。我们从苏联切尔诺贝利事故中引出的另一教训是:高度重视国际核安全经验,加强交流合作,对于本国的核电的安全顺利发展具有重要作用;不认真吸收别人经验教训,固步自封,就会重蹈类似错误,导致重大损失。

五、结 束 语

在对切尔诺贝利事故作了以上的叙述和分析后，我们以以下的一段话作为结束语。

尽管切尔诺贝利核电站的事故后果这样严重，影响这样深远，但是它并未超过发生过的和还将发生的其他自然灾害和人为事故的危害规模。只要正确地使用安全准则和知识，进行严格的安全管理，核电仍是一种造福人类的安全能源。核电站的设计和运行还在不断改进，核电的安全前景是肯定的。

参 考 文 献

- [1] USSR Report "The Accident at the Chernobyl Nuclear Power Plant and its Consequences," 25-29 August 1986.
- [2] INSAG Report "Summary Report on the Post-Accident Review Meeting on the Chernobyl Accident," 1986.

The Chernobyl Nuclear Accident and Lessons Learned

Lin Chengge Bian Hongxing

Abstract

This paper describes the initiative cause, sequence and consequences of the chernobyl nuclear accident. Experience and lessons learned from the accident have been analysed in detail, including safety design criteria, safety provisions, operational safety, safety control and management, and international experience feedback.