

RBMK 型反应堆的安全性:确定技术框架

IAEA 的合作计划正在为进一步提高切尔诺贝利型反应堆的安全性加强技术基础

Luis
Lederman

1986年4月,乌克兰切尔诺贝利核电站4号反应堆在商业核动力史上最严重的事故中被毁。该反应堆于1983年开始运行,是苏联设计的RBMK型核动力堆。

RBMK型反应堆是从用于产钚的苏联铀-石墨堆演化而来。这种类型的第一座产钚堆于1948年开始运行。6年后的1954年,一座5 MWe RBMK型发电示范堆在奥布宁斯克开始运行。后来又开发了一系列RBMK型堆,在管道设计中使用石墨慢化和水冷却相结合。

目前,有15座RBMK型动力堆分别在三个国家发电:其中11座在俄罗斯,2座在乌克兰,2座在立陶宛。它们的毛电功率除2座外,均为1000 MWe;这2座在立陶宛的伊格纳林纳,它们的毛电功率均为1300 MWe。

所有运行中的RBMK型堆都是在1973年(列宁格勒1号机组)至1990年(斯摩棱斯克3号机组)期间并网的。它们代表着在安全设计特点方面有很大差异的不同代的反应堆。

6座堆被认为是“第一代”堆(列宁格勒1号和2号、库尔斯克1号和2号以及切尔诺贝利1号和2号)。它们是在70年代初期到中期,即在核电厂设计和建造新标准(OPB-82)引入苏联以前设计和投入运行的。通常把70年代后期和80年代初期以来投入运行的堆列为“第二代”RBMK型堆(列宁

格勒3号和4号、库尔斯克3号和4号、伊格纳林纳1号;切尔诺贝利3号;以及斯摩棱斯克1号和2号)。伊格纳林纳2号堆含有第二代的其他堆所没有的安全设施。这些RBMK型堆是按照1982年颁布的最新标准设计和建造的。

切尔诺贝利事故之后,苏联的安全标准再次作了修正(OPB-88)。有一座RBMK型堆(斯摩棱斯克3号)是按这些“第三代”标准建造的。目前在库尔斯克5号堆建造中,设计上又作了若干修改。

在过去10年里,为了提高RBMK型堆的安全性和消除导致切尔诺贝利事故的原因,俄罗斯设计人员和运行人员做了大量工作。因此,设计上和运行上已进行了一些大的改进。但是,尤其是对第一代反应堆的安全性的担忧依然存在。

本文回顾通过1992年开始的IAEA合作计划为提高RBMK型堆的安全性所作的主要工作。(见第12页方框。)具体涉及的是与这类反应堆的设计和运行有关的安全评价的技术成果,和通过机构为了便利技术上协调各国和国际上正在进行的旨在提高RBMK型堆安全性的工作而建立数据库将技术成果形成的文件。

RBMK 型堆安全性计划的范围

IAEA的RBMK型堆安全性计划旨在巩固一国、双边和多边活动的成果,和在所需的安全性改进和相关的优先次序方面促成国际共识。它帮助监管和运营单位,并为技术决定与财政决定提供依据。它涉及广泛

Lederman 先生是 IAEA 核安全司安全评定科代科长。

RBMK 型核电机组

正在运行的机组：

立陶宛。伊格纳林纳的 2 套 1300 MWe 机组。开始商业运行：伊格纳林纳-1, 1984 年；伊格纳林纳-2, 1987 年。

俄罗斯联邦。11 套 1000 MWe 机组：4 套在库尔斯克；4 套在列宁格勒；3 套在斯摩棱斯克。开始商业运行：库尔斯克-1, 1977 年；库尔斯克-2, 1979 年；库尔斯克-3, 1984 年；库尔斯克-4, 1986 年。列宁格勒-1, 1974 年；列宁格勒-2, 1976 年；列宁格勒-3, 1980 年；列宁格勒-4, 1981 年。斯摩棱斯克-1, 1983 年；斯摩棱斯克-2, 1985 年；斯摩棱斯克-3, 1990 年。

乌克兰。切尔诺贝利的 2 套机组。开始商业运行：切尔诺贝利-1 (780 MWe), 1978 年；切尔诺贝利-3 (1000 MWe), 1982 年。

注：切尔诺贝利-2 自 1991 年起一直关闭；切尔诺贝利-4 在 1986 年 4 月事故中被毁。

正在建造的机组：

俄罗斯联邦：库尔斯克-5 是一座于 1985 年 12 月开始建造的 1000 MWe 机组。



的活动，自 1992 年以来，已进行了不少审议和评定工作。在该计划的第一阶段，斯摩棱斯克 3 号堆和伊格纳林纳 2 号堆一直作为 RBMK 型堆的参照堆。

1992 年 10 月，IAEA 为建议的改进 RBMK 型堆安全性的方案组织了首次审议活动。1993 年 6 月，组织了一次对斯摩棱斯克 3 号堆的设计方法和建议的安全性改进方案的安全性评价。这次为期两周的安全性评价工作是由国际专家小组和 IAEA 职员在该堆址进行的。斯摩棱斯克 3 号堆是运行中的 RBMK 型堆中最先进的，它的设计包含了根据切尔诺贝利事故的分析和其他研究确定的安全性改进。1994 年 10 月，对伊格纳林纳堆进行了类似的审查。

此外，机构重大安全事件评价组 (ASSET) 在所有 RBMK 型堆址审议了因机组而异的运行经验。1995 年 9 月，运行安全检查组 (OSART) 还出访了伊格纳林纳核电站。

专家们还审查了斯摩棱斯克 3 号堆停

堆系统的设计。这种审查——IAEA 1993 年 12 月在瑞士举行的一次顾问会议的主题——基于：IAEA 核安全标准 (NUSS) 文件；国家标准 (俄罗斯、加拿大和德国标准)；以及经济合作与发展组织 (OECD) 的监管实践。国际专家完全支持俄罗斯设计人员改进 RBMK 型堆停堆系统的意图。

受到关注的另一个问题是对 RBMK 型堆多重压力管的破裂的分析。在 1994 年 1 月于莫斯科召开的专题会议上，与会者分析了运行管道型反应堆的成员国采用的相关监管方案并审议了安全性分析的一整套方法、准则和结果。他们一致认为，急需确认用于研究 RBMK 型堆失水事故 (LOCA) 情景的计算机程序的有效性。1994 年 11 月，在日本举行的 IAEA 顾问会议上建立了程序计算的一种确认方法，并在 1995 年，IAEA 开始了基于日本提供的实验结果的国际演练。

IAEA 从事的 RBMK 型堆安全性计划的活动，是与在欧洲委员会 (EC) 主持下建立“RBMK 型堆核电机组设计方案和运行的安

RBMK 型堆安全计划

90年代初,IAEA 开始实施一项帮助中、东欧以及前苏联国家分析其第一代 WWER-440/230 型核电机组的安全计划。该计划的主要目标是:找出重大的设计和运行安全问题;就安全改进的优先次序达成国际共识;以及在安全改进计划的完整性和合适性的评审中提供援助。该计划的范围于1992年已扩大到涉及运行中的和建造中的 RBMK 型、WWER-440/213 型和 WWER-1000 型堆。该计划是与国家和地区的技术合作项目互为补充的。

该计划的内容包括:进行因机组而异的安全审查,以评价设计和运行实践的合适性;以 IAEA 重大安全事件评价组 (ASSET) 服务的名义进行的审查;包括地震安全性研究在内的机组设计审查;以及举行有普遍意义的安全问题的专题会议。此外,还对核电机组进行后续安全出访,以检查 IAEA 的建议实施情况;对执行的或建议的安全改进工作进行评价;对安全性研究报告进行同行评审;提供援助以加强监管部门;以及组织培训讲习班。还保持一个有关列出的每座机组的技术安全问题和安全改进状况的数据库。

该计划作为一项预算外计划,其活动依赖于 IAEA 成员国的自愿捐款。指导委员会在技术问题方面提供协调和指导,并作为与欧洲委员会(EC)以及与其他国际和金融组织交换信息的场所。该计划考虑相关的一国、双边和多边活动的结果,并因此提供一个框架,在此框架内可就提高 WWER 型堆和 RBMK 型堆的安全性的技术基础上达成国际共识的。IAEA 还在 24 个 OECD 国家集团通过 EC 建立的协调体制内提出技术建议。

该计划的成果、建议和结论的唯一目的是用来帮助那些对核电厂的监管、更新和安全运行负唯一责任的国家决策者的。它们可以减少在国家许可证审批过程中对全面安全评价的需要,但不能代替。

全性”的国际计划的活动相协调的。这两项计划都使用同样的 RBMK 型参照堆。

随着斯摩棱斯克 3 号堆和伊格纳林纳 2 号堆的安全审查于 1994 年完成,这两项计划都取得了重要的进展。为使国际技术界都能获得这两项计划取得的成果,IAEA 在 1995 年 5—6 月召开了一次技术会议。会上介绍了 IAEA 和 EC 计划取得的成果,从而反映了国际专家和俄罗斯若干组织为审查 RBMK 型核动力堆的安全性所做的大量工作。

上述两项计划都为提高 RBMK 型堆安全性提出了大量建议。其中大部分建议与正在俄罗斯、立陶宛和乌克兰实施的国家 RBMK 型堆计划中所包括的措施相关。

IAEA 在其计划的初始阶段的基础上,编制了一份有关 RBMK 型堆设计和运行安全问题的综合清单。为做此项工作,曾使用过 IAEA 汇编的有关 RBMK 型堆的技术成果和建议的数据库。从各种技术会议、斯摩棱斯克和伊格纳林纳的安全性审议以及 EC 国际计划的 ASSET 报告中收集到的所有技术成果和建议都被纳入该数据库中,并进一步按专题归类出各种的安全问题。该数据库还收入了由设在莫斯科的 RBMK 型堆主要设计院提供的因堆而异的安全资料。

机构的数据库与 24 国集团核安全协调小组建立的数据库有着相互连系,因此便于对安全专题和援助项目进行联合分析。

IAEA 计划的成果

IAEA 的计划找出了 RBMK 型堆存在的与 7 个专题领域有关的 58 个安全性问题。就与 6 个设计领域有关的问题而言,按已查觉的对堆安全性的影响,进一步将其排序。与运行领域有关的安全问题,尤其是与确保高度安全文化有关的安全问题都被认为是十分重要的。

安全问题的排序并不一定意味着所有提出的建议都同样迫切需要执行。因此,必须因堆制宜地对各种建议作进一步的研究。

虽然有关质量保证(QA)和监管事宜两

RBMK 型堆的技术概况

RBMK 型反应堆堆芯由砌成柱体的紧密堆积的石墨块构成,并留有轴向内孔。大多数孔道含有燃料通道。有些孔道留作他用(如安装仪表和控制系统)并称作“专用通道”。这种石墨砌体堆放在直径为 14 米的圆柱形钢容器内,后者既是石墨堆的支撑体,也是氦-氮混合气体的容器。

堆芯内石墨总重量为 1700 吨。反应堆热能的约 6% 产生在石墨砌体内。氦-氮混合气体改善了从石墨到通道的传热并保护石墨在约 650℃ 的运行温度下不受氧化,并通过气体取样构成完整性监测系统的一部分。

在石墨柱的垂直管道内有 1661 个燃料通道;这些通道是直径为 88 毫米的锆铝合金管。每个燃料通道装有两个燃料组件,一上一下,每个燃料组件含 18 根直径为 13.6 毫米的燃料棒,燃料棒封装在锆铝包壳内。堆芯燃料的总长度约为 7 米。

RBMK 型堆安全问题的数目和等级

专题范围	找出的安全问题数目	各等级安全问题数目		
		高	中	低
堆芯设计和堆芯监测	6	5	1	0
仪表和控制	7	2	5	0
压力边界完整性	7	4	2	1
事故分析	10	3	7	0
安全和辅助系统	10	4	6	0
防火	5	1	3	1
运行安全	13*	—	—	—
总计	58	19	24	2

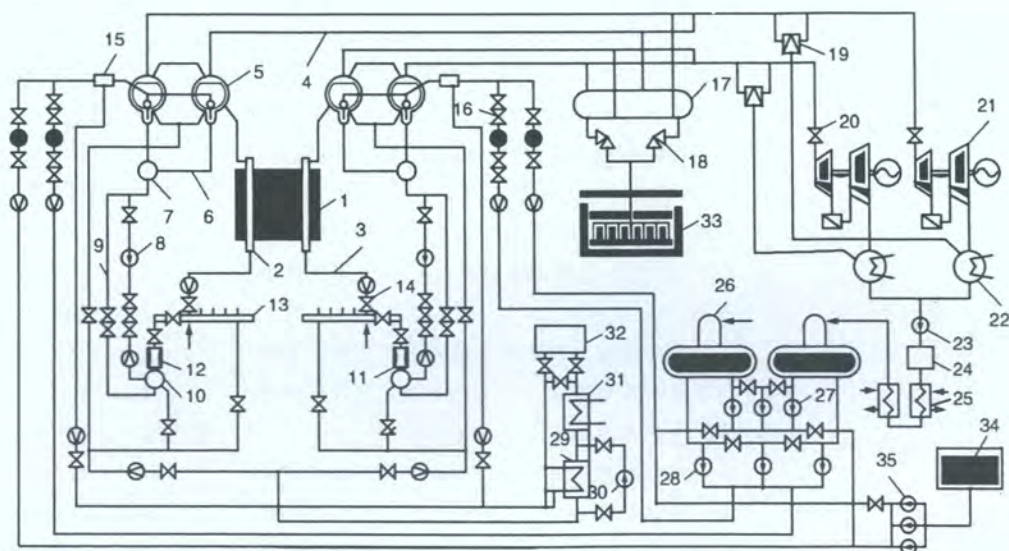
* 虽未分等级,但却被认为非常重要,并应在设计修改的同时进行改进。

高:这一等级问题反映纵深防御不够,对堆安全性有重大影响。必须开始采取适用于每座具体核动力堆的短期行动,以提高安全性,直至该问题完全解决为止。

中:这一等级问题反映纵深防御不够,对堆安全性有明显影响。或许有必要采取适用于每座核动力堆的短期行动,以提高安全性,直至该问题完全解决为止。

低:这一等级问题反映纵深防御不够,对堆安全性有较小影响。最好采取一些行动,以改善纵深防御,其前提是适用和从成本-效益观点看是有效的。

- 1 反应堆
- 2 燃料通道
- 3 水管线
- 4 蒸汽管线
- 5 汽水分离器
- 6 泄水管
- 7 MCP 吸入集管
- 8 主循环泵
- 9 MCP 集管旁通
- 10 MCP 压力联箱
- 11 机械过滤器
- 12 限流器
- 13 群分配联箱
- 14 隔离和控制阀
- 15 混合器
- 16 给水阀组
- 17 蒸汽联箱
- 18 主卸压阀(MRV)
- 19 蒸汽排放阀
- 20 汽轮机脱扣阀
- 21 汽轮发电机组
- 22 冷凝器
- 23 凝结水泵
- 24 凝结水净化器
- 25 加热器
- 26 除氧器
- 27 辅助给水泵
- 28 给水泵
- 29 排放回热器
- 30 冷却泵
- 31 余热排放
- 32 旁通水净化
- 33 ALS 池
- 34 应急水槽
- 35 应急给水泵



RBMK 型堆的基本设计和安全改进

自 1986 年 4 月切尔诺贝利事故以来,已在 RBMK 型堆上进行了一些重要的安全改进。这些安全改进针对事故的直接原因和在各种分析中已找出的其他一些安全缺陷。

堆芯。与切尔诺贝利事故直接有关的安全改进重点是减小反应性空泡系数和改进控制棒设计。这些改进已在所有 RBMK 型堆上完成。为减小空泡系数所采取的主要措施包括:

- 装入附加的吸收体。根据反应堆的情况,附加吸收体的数量从 85 个到 103 个不等。技术规范上需要至少加 81 个附加吸收体。

- 将燃料富集度从 2.0% 提高到 2.4%。

- 控制运行反应性裕度(ORM)。全部插入时的 ORM 值控制在 43 到 48 根控制棒当量之间。

应急保护系统(EPS)。为提高 EPS 效率和响应速度,实施了三项安全改进。手动控制棒被改进后设计的棒所代替。这种改进涉及消除反应堆控制和保护系统通道底部的水柱,及增加中子吸收截面。控制棒驱动装置也作了改进,使控制棒完全插入堆芯所需时间从 19 秒降至 12 秒。这两项措施提高了 EPS 在控制棒插入最初几秒时间内的响应效率。第三项措施是,开发了快动作 EPS,并安装在所有运行中的反应堆上。该系统可以在不到 2.5 秒的时间内或者在 7 秒的时间内将 24 根控制棒全部插入堆芯,这取决于发出的应急信号。

控制和监测系统。为改进控制和监测系统,采取了其它一些措施,包括功率降到 700 MW(th)时手动反应堆事故保护停堆;和 ORM 低于 30 根控制棒当量时手动反应堆事故保护停堆。

压力边界。两个独立的环路各冷却一半堆芯。每一环路都有四个主冷却剂泵及相应的管道。该系统内的压力为 7 MPa。

应急堆芯冷却系统(ECCS)。对于斯摩棱斯克 3 号机组来说,其 ECCS 的设计基准事故是 900 毫米管双端切断破裂及厂外电力中断。这相当于主循环泵压水集管或吸水集管的破裂。万一发生这种事故,ECCS 也可以速动冷却堆

芯和排出长期衰变热。长期冷却系统包括 6 个从事局部化系统(ALS)抽水来冷却受损的一半反应堆的应急堆芯冷却泵,和 3 个从贮水池中抽取纯冷凝水来冷却未受损的一半的反应堆的泵。这两套泵均由柴油发电机提供的电力驱动。

在第一代和第二代 RBMK 型机组上正引入与切尔诺贝利事故原因无关的一些设计改进。与其他一些改进措施一起实施的这些设计改进包括:将应急给水泵的数量从 3 个增至 5 个,ECCS 管线由 1 个增至 2 个;安装 6 个附加 ECCS 泵(其中 3 个冷却堆芯受损的一边,3 个冷却堆芯未受损的一边)及相应的三组管道;在分配组集管和主冷却剂泵排放集管之间安装止回阀;安装大容量的安全注射箱。

事故局部化系统。RBMK 型堆受事故局部化系统(ALS)的保护。这一压力抑制系统包括部分主循环回路,由密封的隔间组成。所有的主管道、集管和输送冷却水的部件都是 ALS 的组成部分。不同的 RBMK 型机组,其 ALS 在设计上有很大的差别。第一代 RBMK 型堆的反应堆冷却系统没有被封入密封的 ALS 中,其它 RBMK 型堆也是如此。但即使是在这些其它 RBMK 型堆中,也只有部分反应堆冷却剂回路受 ALS 压力隔间的限制。

反应堆换料腔超压保护系统(RCOPS)。这是 RBMK 型堆安全系统的一个重要组成部分。假定超压的原因是反应堆换料腔内侧的压力管故障造成的。减压是由通过水封连接反应堆换料腔与 ALS 的管道提供的。RBMK 型堆安全分析的设计基准事故是单管破裂。该系统可以承受 2 到 3 根通道管子破裂(分别对应于老一代和第二代机组),它反映了设计基准事故的安全裕度。对第一代发电机组来说,其蒸汽排放系统把蒸汽/气体混合物从换料腔排放到凝汽器,而气体随之被阻滞下来并通过烟囱排放掉。

为提高 RCOPS 的能力,正在对所有机组分阶段做工作。根据保守的估计,斯摩棱斯克 3 号机组现有的系统已经具备了承受多达 9 根压力管同时破裂的能力。

个广泛的问题未被明确地归入任何特定的专题领域,但是它们被认为会影响各个领域。从QA的观点看,主要问题与确保把堆的实际状况和构形情况用于各种分析、安全评价和安全改进中有关。另一件事是确保相关设计文件随着堆构形的修改和改进而更新。因此,最重要的是组织结构要促进人们对安全问题的认识,在评估这些问题时迅速作出反应,和当这些问题被证明是有根据时及时采取纠正措施。

解决已找出的安全问题的确切办法和时间是运营单位和监管部门之间有待解决的事。IAEA的安全审查意在通过提供国际专家帮助促进这个过程。这类审查所凭借的是IAEA的NUSS出版物、俄罗斯的条例和各国的实践。建议和结论仅用于为作出提高RBMK型堆安全性的决定提供一种附加的技术依据。国家主管部门仅对其核电厂的监管工作和安全运行负责。因此,审查结果不能代替需要在国家许可证审批程序的框架内进行的全面安全评价。

技术成果概述

堆芯设计和堆芯监测。切尔诺贝利事故的直接原因与反应堆堆芯设计有关。因此,安全性改进一开始就集中在已找出的与堆芯物理学有关的缺陷上。

迄今,为了减小堆芯空泡反应性系数和提高停堆系统的效率,已进行了大量的工作。但是,有些重要问题仍有待解决。它们包括:与控制 and 保护系统(CPS)的管道的冷却剂丧失有关的空泡反应性问题;以及独立的和多样的反应堆停堆问题。因此,国际专家大力支持俄罗斯设计人员改进RBMK型堆的CPS并使之现代化的意向,以便提供更高的安全水平。

对安全性有极重要意义的另一个问题与运行反应性裕度(ORM)有关。为使空泡反应性系数、停堆系统的有效性和功率分布保持在规定的安全限值内,ORM必须受到控制。就现代设计而言,把ORM保持在相应的限值内仅是运营单位的责任。执行IAEA计划的专家们已建议在ORM值降至安全限

值以下时要采取自动停堆行动。

另一些重要问题涉及分析RBMK型堆设计和安全性的过程。这种分析一直是利用当时所拥有的计算工具进行的。这些工具(例如计算机程序)通常不具有充分模拟中子物理学和热工水力学间三维相互作用的能力。因此,现正进行的工作都旨在开发中子场、冷却剂密度和燃料与石墨的温度分布的三维分析方法。执行IAEA计划的专家们建议用这些方法证实先前的安全分析结果以及供进一步的研究之用。

仪表和控制(I&C)。主要关心的问题与最重要系统及设备中存在的电子学系统间的隔离和其多样性程度有关。例如,通量控制系统与停堆系统共用许多共同元件。虽然该系统由于高的冗余度而有可观的恢复能力,但这两个系统易被共模故障损坏,因而会同时失去控制和保护功能。应急堆芯冷却系统(ECCS)是由若干信号的结合触发的。但是,既没有充分保证使该系统能够迅速作出响应,也没有将该触发设备设计成能抗单一故障。

电站的主计算机更换问题被列为“中”级安全问题。其情况因场址而异。例如,伊格纳林纳核电厂的主计算机正显出明显的老化迹象,其中一些板发生热诱发翘曲,一些塑性边缘连接器出现脆化现象。

与I&C有关的其他许多问题可在该电厂就地采取措施加以改善。这些问题包括试验和维护程序以及故障数据的记录和使用。

压力边界的完整性。有些一回路部件和管道处在事故局部化系统之外。在第一代RBMK型堆中,管道的切断破裂可能导致土木建筑物的损坏。应用先漏后破概念将减小一回路故障的风险。人们正在努力以证实这种概念对RBMK型堆工况的可适用性和提供相应的方法和技术。

迄今,由于水流堵塞或流量-功率不平衡,已发生过三次单通道破裂。因此,建议要求分析是否减少其故障可能阻塞水流的在线部件数目并在可行的情况下付诸实施。

IAEA计划的安全性审查表明,在有些电厂,即使没有达到国家条例要求对反应堆

压力边界进行检查的频度和数量,或当检查结果不令人满意时,电厂仍在继续运行。为执行修改、进行附加分析和保持所需记录保存而规定的各种现有的时间表往往未被遵守。在这些场合,未建立限制电厂运行的准则。

实际上并未完成所要求的在役检查(ISI)工作量。人们发现在一些场合所要求检查的燃料通道数未达到。为补救已发现的严重缺陷而在 RBMK 型机组上采用的方案与其他地方对 ISI 所采用的预先方案不同。役前检查记录和 ISI 的预先记录没有保存。现有的设备和程序都不足以再现测量低于临界尺寸的小缺陷。

事故分析。在论证 RBMK 型堆安全性技术(TOB)合理性时可利用的假想事故的分析范围,是根据 TOB 发表时国家有效的法规来确定的。与流行的作法相比较,人们发现分析范围是有限的,而且有关的资料常常对此分析中所用的假设不能给出清楚的描绘。RBMK 型堆设计时所用的计算机程序的模拟能力是有限的。由于缺少关于一回路传热系统管子破裂的实验数据库,不可能对程序作综合的确认。虽然现在正采用比较先进的俄罗斯程序和西方某些程序,但是它们是否适合模拟 RBMK 型堆尚未得到充分确认。

审查进一步发现,若干方面的工作做得不够,其中包括:对设计基准事故(DBA)的分析;分析冷却剂丧失事故所用的程序、数据库、验证和文件资料的适宜性;以及参数变化和不确定性的灵敏性。此外,未能紧急停堆的预期瞬态(ATWS)被认为是具有高度安全意义的事件,因而需要对其加以分析。

这种分析的完整性对确保安全的机组设计是最重要的。这种分析应能确定现有设计中可能存在的缺点,并应采用现代化的和合适的方法进行。随着对机组设计的修改,分析报告也需要更新。目前正在为伊格纳林纳核电厂进行的安全分析报告(SAR)工作就是这种过程的一个实例。

在确定薄弱环节和安排改进次序方面,

概率安全分析(PSA)是有用的工具。因此,建议对所有 RBMK 型堆因堆而异的 PSA 进行同行评审。

安全和辅助系统。人们发现,总的说来,诸如厂用水系统和中间冷却系统等辅助系统的冗余度没有若干前沿安全系统中存在的冗余度那么高。此外,尽管安全系统中存在高冗余度,但由于潜在共因故障而未必总是完全可靠。

安全系统的可靠性取决于该系统的设计和调整,并取决于诸如维护与试验程序和应急运行程序等运行参数。因此,在这方面和应急运行程序与试验程序的制定之间必须保持稳固的联系。

总之,人们发现机组与机组之间的差别是如此之大,以致必须结合具体堆的实际情况评价这方面的建议。

防火。用非能动消防措施可以有效地解决防火安全问题。非能动消防措施包括所有下述措施:它们在运行开始以前已就绪,并预期在发生火灾时不需要任何的人为行动或机械作用便能发挥消防效能。预防火灾损失的基础是最大限度地减少可燃材料量和火荷载。虽然最好是完全排除可燃材料,但在不可能做到的情况下,必须把火荷载分成不同的防火隔间。隔间分隔的依据是将安全重要设备彼此分开并将其与有害物质分离。隔间边界应由诸如墙、地板、天花板以及机械和电气贯穿密封件等固定的防火屏障组成。另外,在隔间内,亦应对重要部件作防火隔离。这可以通过增加距离或局部分离部件来实现。

虽然在 RBMK 型堆设计阶段本来可以较容易地实现非能动消防措施,设计时却未能充分考虑火灾风险。但是,以后做了大量工作。已逐渐开始清除最大的火荷载即塑料地板覆面。通过更新防火门和贯穿密封件,完成了对分隔的改善。在隔间内,所做的主要改进工作是用耐火保护涂层覆盖电缆。

某些 RBMK 型堆的这类问题已解决到了一定程度。在其他一些机组,已通过一种较新的设计、各国的改进计划或双边的和 international 的援助计划来解决这些问题。

在整个机组中,应向具有可燃材料的各个区域提供与专用的报警系统连接的火灾探测设备。现有的系统需要扩充和提高质量。有些机组已开始采取这些措施,作为它们自己改进计划的一部分,而有些机组则是结合双边或国际资助的计划采取这些措施。

手动灭火能力在前苏联的核电厂里一般是很强的。它通常适用于消防队员多且受过训练的情况。但是,在人的保护设备、通讯设备和灭火系统(诸如灭火器、水龙带和喷嘴等)方面存在不足。

自动灭火主要通过固定的洒水器和喷水灭火系统来实现。局部地区采用二氧化碳或泡沫灭火系统。对现有系统的可靠性和覆盖范围尚有待作出评价。有些至今还没有得到充分保护的隔间需要增加一些自动的固定式水灭火系统。

水的可靠供应保证了手动和自动灭火能力的正常利用和运转。但是,厂址之间的差别和不同代的 RBMK 型堆之间的差别是很大的,因此需要采取不同的措施。

运行安全。核电厂过去的运营经验证实,电厂工作人员在确保核安全方面起着重要作用。人们对研究电厂运行中的人为因素给予了极大关注。总的说来,人们发现

RBMK 型堆的运行安全性是可以提高的。已找出的安全问题包括与下述有关的问题:操作员的培训;运行和应急管理程序;以及电厂改进的监督、维护和控制。已对这些环节提出建议,并应与拟议的设计和安全改进一并加以执行。

建立更坚实的技术基础

通过各国的和双边的安全评审,已找出了较先进的 RBMK 型堆的主要安全性问题,并对所要求的安全改进工作取得一致意见。

尽管迄今已完成了这些工作,但是 RBMK 型堆尤其是第一代堆的安全问题仍然存在。IAEA 今后的活动重点在于:帮助对第一代堆的评审,和为解决具有普遍意义的安全问题作出努力。

有关运行中的 RBMK 型堆的个堆具体现状的最新资料,对于有效交换技术资料 and 协调各国和国际社会为改善核安全性所作的努力来说,是不可缺少的。IAEA 建立的数据库是便利这种协调的有效手段。今后的工作将使人们能汇编更多的因堆而异的资料,以便跟踪安全改进的状况和找出需要作出更多努力的方面。 □



根据 IAEA 预算外 RBMK 型堆安全计划在斯摩棱斯克核电厂举行的安全审查会议的参加者。