

IAEA-IECDOC-861

当代压水堆核电站发展新趋势

——先进压水堆设计方案述评

国际原子能机构

崔广余 南 滨 译
吴 卫 刘仁普



机械工业出版社

第 一 部 分

技术委员会和专题工作组工作总结

1 介绍

1.1 技术委员会会议的背景和目的

许多国家民用核能规划工作的路线是在现有运行核电站经验的基础上,开发和设计先进型核电站及改进原设计。改进的目标覆盖了人们感兴趣的广大领域,诸如减小风险、提高经济性、改善可靠性和增强安全性。大多数开发中的反应堆概念方案是改进型的,某些开发方案包含了不同程度的革新,但仍属一种建议形式。当然,这些方案正处于不同的开发、设计和许可证审批阶段。

西方国家许多开发活动,已经达到或接近达到重要里程碑阶段,如建立用户要求,提供管理部门批准的或正接受审批的电站设计。俄罗斯一些新型反应堆设计,具有不少特点,对它们的讨论将非常有益。

鉴于这种情况,IAEA 咨询部门于 1992 年 9 月首先推荐对俄罗斯各种反应堆概念设计方案和安全特性进行审查。起步工作包括收集各先进反应堆系列特点,然后在技术委员会和专题工作组会议上讨论,工作范围限制在压水堆。目的是讨论设计中对有限的安全特性的考虑,以便对已采用的设计选择增加相互了解。从重要性角度看,重要的依然是可适用的法规、标准和国家安全要求,各种设计均立足于此基础上。

1.2 方案

在本节结尾,提出了一个指定的格式,要求技术报告中文献作者以含有三部分内容的严格格式来准备他们的资料。每篇文章的第一部分,给出有关电站或电站方案的综述,强调所选技术方案的基本原理。第二部分由 15 个关键设计领域内的解决办法描述来组成。所有的设计原理必须注明设计领域,作为参考,要注明出自 INSAG—3(核电站基本安全原理)(安全系列丛书第 75 号的 INSAG—3)的哪一部分。INSAG—3 专用于电站设计。每篇文章的第三部分,是一个重要的设计参数表。技术文件的主要部分构成见表 1。

表 1 编入技术报告主体部分文章结构

- 1 电站或电站方案总体描述
- 2 参照 INSAG—3 中的指定设计要点
 - 1 电站过程控制系统
 - 2 自动安全系统
 - 3 功率瞬态事故保护
 - 4 堆芯完整性
 - 5 自动停堆系统
 - 6 正常排热系统
 - 7 应急排热系统
 - 8 反应堆冷却系统完整性
 - 9 放射性物质的包容
 - 10 密封结构的保护

- 11 电站安全状况监测
- 12 控制能力的保持
- 13 全厂断电
- 14 设计基准事故控制
- 15 严重事故的缓解和控制

3 主要设计参数

INSAG—3 是一项国际上被广泛接受的并进一步推荐的基本原则。如果在核电站设计中,正确地遵守和实现这些原则,将确保非常高的安全度。在许多国家的实践中,或直接走美国所实践的路,或在很大程度上以它为基础。重要题目中的共同点,均写在 INSAG—3 中。美国 NRC(核管会)导则 1.70 与 INSAG—3 的对比,已由编辑这部技术报告的组织者给出,以便于对各种设计方案更深入地了解。由于比较是独立于一般设计的,它被排在含有各个电站描述的技术报告部分之前。技术委员会和专题研究组成员在莫斯科会议之前,已经得到了大部分电站的描述资料。

技术委员会和专题工作组会议模式

1994 年 5 月 10 日至 13 日,技术委员会莫斯科会议有一个一致的目标——在 IAEA 成员国国内发展先进压水堆。

技术委员会会议划分成三个连续阶段。前两个阶段,分别安排大型和中型电站。第三阶段,包含了其它项目,特别是“安全壳概念的发展”、“Temelin 核电站堆芯设计和仪表与控制”和“核电站设计中的核安全保障内容”。

在前两个阶段,提交的资料都强调它们的特点,按照个别设计者的观点,这些特点于会议是最重要的,建议划入 INSAG—3 中,并在主要章节中加以描述。在电站安全方面,这样一个简要的评价,总结出的主要设计结论以及电站评估中一些特点和技术数据,应能帮助人们确定核电站增加安全性和可靠性的趋势。要寻找和简要鉴别各方案中那些导致安全性和可靠性增加的相同点和不同点。这些内容构成了后来专题研讨会的开场白。在研讨会上,对目标和技术结论都进行了更详细的讨论。

为使参与者充分交流他们的经验和实际开发工作,组织了对俄罗斯莫斯科 Kurchatov 研究所研究中心和位于 Podolsk 的实验设计部门的科学访问。

来自 10 个不同的国家的 30 名代表,主要是先进轻水堆的设计者和开发者,有三名是维也那 IAEA 的代表。成员表见附录 I。

IAEA 以国际工作小组的形式,在水堆先进技术方面组织了技术委员会和专题工作组会议。俄罗斯莫斯科 Kurchatov 研究所做为东道主,Kurchatov 研究所代理所长 Ponomarev—Stepnoi 先生主持会议。在技术委员会和专题工作组会议阶段,Gagarinski 先生和 Messrs 的助手 Ritterbusch 先生和 Gherardi 先生任会议主席。IAEA 的科学秘书是 Messrs, Krett 和 Goetzmann。Messrs, Noickou 和 Lgnatiev 从接待部门角度任科学秘书。会议的开幕式和闭幕式由 Kurchatov 研究所 Ponomarev—Stepnoi 先生与 IAEA Kupitz 先生共同主持。

2 技术委员会会议总结

报告中这一章的重点是提交给技术委员会会议并在技术报告主要部分(正文)中加以描

述的各种电站设计。提交的原型电站列于表 2,顺序是按照会议正式议程。两篇俄罗斯、美国先进水堆发展概况的总结放在了技术介绍之前,因为在这两个国家里,许多不同的轻水堆方案或多或少地得到了发展。这些文献,由 Messrs Kukharkin 和 Lang 提供。

表 2 提交技术委员会上介绍的原型电站

	核电站名称	国家	设计部门
大型核电站			
1.	VVER-1000(V-392)	俄罗斯	Gidropress
2.	System 80+	美国	ABB CE
3.	Sizewell B	英国/美国	Nuclear Electric/NCC/ Westinghouse
4.	Convoy	德国	Siemens
5.	N4	法国	Edf/Framatome
6.	EPR	法国/德国	NPI
中型核电站			
7.	AP-600	美国	Westinghouse
8.	VVER-500/600(V-407)	俄罗斯	Gidropress
9.	VPBER-600	俄罗斯	OKBM
10.	PIUS	瑞典	ABB Atom
其它方案			
11. *	AC-600	中国	CNNC
12. *	MS-600	日本	NUPEC
13. *	APWR	日本/美国	NUPEC/Mitsubishi/ Westinghouse

* 这些概念或已提交本技术委员会会议,或已在本会上讨论。

2.1 轻水堆在俄罗斯和美国的发展

核能在俄罗斯发展始于 1954 年,当时第一座核电站在 Obninsk 投入运行。这个发展的技术基础是容器型钚反应堆。在前苏联,核能增长率是 4~5GW/年,到 1994 年初,全部核电站总发电能力达 36GW,现有核燃料循环能力高达 100GW。俄罗斯的情况见表 3。

表 3 俄罗斯核电站类型和能力

	总数	VVER	RBMK	快堆	EGP *
核电站数目	9	4	3	1	1
机组数目	29	13	11	1	4
总发电能力(MW)	21242	9594	11000	600	48

* EGP: Bilibino 核电站。

在俄罗斯,发展了三代轻水堆。它们是 VVER_s 系列,每个机组的电功率输出在 440 到 1000MW 之间。对在役核电站安全水平,正考虑计划监督,原则上满足国际上对现有核电站的要求。

当前,新一代轻水堆正在俄罗斯发展,命名为 VVER—1000、VVER—500 和 VPBER—600。它们的主要特点是非能动式保护,在严重事故情况下改进了固有安全性和稳定性,并改进了经济性和运行指标。在俄罗斯,推广应用核能的构想在 1992 年得到批准,计划到 2010 年,所有在役核电站总发电能力从 30GW 增加到 38GW。除了 VVER 型核电站之外,核能供热和先进沸水堆的开发工作,也在俄罗斯计划之中。

可以说大部分在役的 VVER 反应堆满足国际安全要求。第一代的 VVER—400,虽然从现行安全标准看,有一些偏差,但具有高度的固有安全性。在进行概率风险评价期间按照破损前泄漏概念和改进措施来证明它的安全性。除此之外,俄罗斯有许多新一代核电站设计正在发展。按照概率风险评价,它们的安全比在役核电站高两个或更多的量级。

美国先进轻水堆计划包括下面三个目标。第一个目标是对通用电气公司发展的先进沸水堆电站和 ABB 燃烧工程公司的 System80⁺的设计认证。GE 公司的简化、非能动电站 SBWR 的设计发展和确认以及西屋公司的 AP—600 是第二个目标。达到 ABWR 和 AP—600 商用标准化电站的首类工程(FOAKE)作为第三个目标。

上述大部分活动的经费由能源部、反应堆供应商、电力研究所共同承担,并且在美国商用标准化电站首类工程具有 15 个用户。重要标志示于表 4。

表 4 美国先进轻水堆规划重要里程碑

	ABWR	System 80+	AP-600	SBWR
最终安全评价报告	7/94	7/94	—8/96	—3/97
最终设计批准 7/94	7/94	97/96	—9/97	—6/97
首类工程	9/96	—	9/96	—

对每项工程,希望在最终设计审查后 15 至 18 个月内完成正式的设计认可。非能动电站的时间进度表,依赖于按时并成功地完成各种试验计划。许多试验正在国外进行。

2.2 大型核电站主要特点

VVER—1000(V—392)先进核电站(B. Volkou)

热功率 3000MW 的 V—392 代表 VVER—1000 系列的最新方案,是按照俄联邦安全条例最新版本开发设计的,IAEA QA 要求和国际标准 ISO9000 已在设计中考考虑。VVER—1000 的主要设计特点是:

- 具有较大水装量的卧式蒸发器的四环路反应堆主回路;
- 全寿期任一时刻的控制棒使反应堆达次临界的能力,考虑了冷却剂温度降至 120℃;全寿期任一时刻,冷却剂温度降至 120℃,控制棒有保持次临界的储备能力;
- 快速硼供应系统为操纵员提供了具有自诊断能力的高可靠性自动控制系统和专家咨询系统;在全厂断电和应急动力 24 小时失电时的非能动余热导出系统;
- 在不少于 12 小时的失水事故最后阶段可导出余热的堆芯非能动淹没系统;
- 带过滤的双层混凝土安全壳。

SYSTEM 80+(S·Ritterbusch)

SYSTEM80+最近获得了美国法规部门的批准。在设计过程中,强调了改进安全性和

防范严重事故的设计特点,还强调了通过纵深防御增加安全系数以及附加设备改善事故防范。举例说明,SYSTEM80+主要特点是:

- 较大的蒸发器、稳压器及材质改进;
- 较低的运行温度和更多的热裕量;
- 新的全数字化控制室;
- 较大的具有燃氢装置的安全壳;
- 在安全壳内带储水箱的安全卸压系统;
- 气体透平发电机作为各种电源;
- 带淹没系统的大的反应堆换料腔;
- 增加抗震设计和地震裕度。

由于采取了这些措施,安全因子提高了 100 倍,对于简化应急计划已经确立其在技术上的正当性。

从当前会议的角度,应该注意,美国已经发展和认可了严重事故处理的标准化方法。(如:美国核管会报告 SECY-93-087 和 EPRI 用户要求文件)

Sizewell B (J. Bartlett)

Sizewell B 的设计特别明确了这样的目标,即剂量、事故发生频率及后果必须保持在合理可行尽量低的水平。这是基本要求,也是英国核电站设计和安全准则的基础。按照可承受的核电站风险的文件,概率分析已经变成选择设计方法和确定设计基准的一个重要工具。有 4 个(而不是 2 个或 3 个)时常发生的相关剂量等级。

Sizewell B 电站重要设计特点包括:

- 4 环路系统结构;
- 操纵员操作前有 30 分钟裕度;
- 全计算机化的反应堆保护系统;
- 全厂断电时依赖 2 路可靠的外电和 4 个应急柴油机;
- 堆芯熔化物滞留基垫;
- 有过滤功能的辅助安全壳。

Convoy (J. Cjch)

在 Convoy 设计中,重点强调事故预防。与反应堆保护系统结构相似的限值控制系统,起到了减少安全系统使用频率的作用。

其它重要特征有:

- 高度自动化以克服人为错误;
- 单一故障和“修复”,引入 $4 \times 50\%$ 某些情况 $4 \times 100\%$ 的冗余度;
- 非交叉的、严格的冗余度分离;
- 四台大型柴油机用于一般事件,加四台小柴油机用于外部事件,后者还用于全厂断电情况;
- 对军用飞行器坠落的防护;
- 具有环形排气过滤的双层安全壳;
- 从纵深防御概念上,三层防护扩展到四层防护,通过事故处理方法减小堆芯熔化几率。

N4 (J·P·Berger)

N4 设计吸取了源于实际感受的经验教训。安全方法的确定和完成是通过与设计相一致的的概率分析来实现。传统的纵深防御是通过选择 4 级事故处理来阐述的。安全改进导致了：

- 从事件定位到状态定位以改进应急规程；
- 设计改变和设备增加，如：更精确、功能更适合的仪表，涉及到总体上减少了频繁使用的系统，涉及到停堆运行工况的控制系统执行过程和程序。

N4 其它重要特征是：

- 计算机化的控制室，配一个传统的辅助操纵台做为备用；
- 在极限条件下减缓堆芯熔化，设置过滤排风口。

EPR(M. yvon)

EPR 设计是在法国和德国经验基础之上推出的。安全思想的确定性由概率思考来补偿。做为一个新的风险降低概念因素，后者包含两个有限的总体概率的降低：(a)堆芯损坏 10^{-5} /堆年；(b)大量释放 10^{-6} /堆年。在当前的早期设计阶段，设计指标规定大约比关注的内部事件低 10 倍。在严重事故下，对公众的保护，要遵循下述目标：

- 24 小时内，不需要采取明显的防范措施；
- 不需要撤离或重新安置电站周围几公里范围内的人员；
- 超过一季收获范围，没有对粮食的限制。

EPR 重要的设计特点是：

- 4 环路系统结构；
- 军用飞行物冲击的防护；
- 通过设计措施，排除高压堆芯熔化；
- 安全壳设计可承受热压堆芯熔化后果，如通过设计手段，排除安全壳旁路和早期失效；
- 固体堆芯熔化物扩散；
- 0.75MPa 强压下，安全壳具有的裕量不需要早期热量导出。

2.3 中型核电站主要特点

VVER 500/600(V-407)先进堆电站(B·Volkov)

超过设计限制的预测概率必须小于 10^{-5} /堆年。考虑燃料损坏导致的必要的人口疏散，预测概率必须少于 10^{-7} /堆年。这些目标的实现依赖于在广泛利用非能动安全系统的基础上，实施纵深防御原则。

重要的设计特点是：

- 低的燃料比功率；
- 反应堆次临界由控制棒/紧急停堆棒完成，冷却剂温度低于 100°C ；
- 减少泵、压缩机、阀门、贯穿件等元件的数量；
- 非能动应急堆芯冷却系统；
- 反应堆和安全壳的非能动热量导出系统；
- 2 台柴油发电机；

设计依赖于置于专设压力容器内的一体化反应堆。固有自我保护性能和非能动安全系统装置减少了外系统故障率、断电、电站人员误操作及其破坏性作用。

反应堆自我保护特点包括：

- 取消大口径一回路冷却管线；
- 堆芯上方有大容积冷却剂；
- 高度的一回路冷却剂自然对流能力，具有高效的应急余热导出作用；
- 减少反应堆压力容器的中子辐照通量，
- 非能动应急余热导出系统给反应堆提供至少 3 天的冷却，这个系统不依靠蒸发器和二回路设备和管线，
- 专设压力容器具有保持堆芯在冷却剂覆盖下的能力和把反应堆冷却下来的能力，除此之外，专设压力容器还具有失冷事故后，放射性产物可靠密封的能力，

考虑到电厂特殊的特点，将堆芯熔化物密封在压力壳或安全壳内的能力，包括堆芯熔化在内的假想事故设计有充分根据，这一能力的特点表现为汽水混合物在反应堆压力壳内有效的对流，减小反应堆压力壳热负荷，从反应堆压力容器外表面向安全壳内高压空间进行传热。进一步的热导出是通过应急热导出系统来实现的。

AP—600(E. Mink)

安全方案特点如下。非安全级系统能够适应主要的设计基准事件，而非能动的、安全级特点可提供最终的保护。在设计中，强调了设备足够的裕量。

在设计基准事件过程的最初 36 小时，不需要操纵员进行干预，尽管有某些非常低概率事故，让操纵员较快地进行操作是合乎需要的。

非能动系统的主要特点和性质是：

- 瞬态的和 6in 以下等效直径的泄漏可以在系统不减压的情况下进行处理；
- 中等大小的泄漏需要自动泄压(如果上冲泵不能用)；
- 大管道破裂时，包壳出现最高温度(1800 F, 982 °C 保守的假设下计算值)；
- 安全壳的热导出，是通过建筑外壳与安全壳之间的自然循环与喷淋安全壳外表面相结合来完成的。

选择的设计思想，除增强整体安全外，还要提供高效率，电厂简化，降低造价和缩短建造时间。

PIUS(T. Redersen)

PIUS 立足于已建立的轻水堆技术基础上，基本上是一个全新组合的压水堆。一回路堆芯部分，封装在一大池硼水中，水池与一回路永远相通。水池被围在一个大的预应力混凝土结构中，构成压力壳低压部分。一回路是四环路布置，单程的蒸发器和无级泵。全部核蒸汽供应系统密闭在一个混凝土容器内，反应堆厂房做为第二级安全壳。

冷却剂回路总是以自然模式通过堆芯。一回路泵的速度控制在实现堆芯下部敞开的压力动态平衡状态；上部敞开的压力平衡，是通过控制体积来完成的。没有控制棒，功率控制靠缓慢调节硼含量，使用二次侧热量导出来控制(迅速)变化的冷却剂温度。

主要的干扰产生于池水的注入、停堆和热量向水池的传递。来自水池的热量，通过自然循环途径——浸在池中的热交换器和在反应堆厂房顶部的空气冷却塔，把热量耗散在周围

空气中。在正常运行时,水池冷却是能动的。

反应堆保护系统、反应堆应急系统和其它传统的安全系统都具备,但对于预防堆芯损坏而言,这些都不是实质性的。

对传统范围内的设计基准事件,假定单一故障,没有操纵员操作,未能紧急停堆的预期瞬态和所有能动系统失效,已经进行过分析。可以确定,没有事故可导致堆芯损坏,极保守的概率风险评价给出堆芯损坏几率低于 10^{-7} /堆年。

2.4 其它专题

下面三个资料,涉及到对核电站设计特点有影响的某些专门技术。尽管这些技术不便于描述核电站全貌,出于参考目的,依然保留在这部技术文件之中。

在严重事故工况下,瑞士进行了安全壳防护性能的开发工作和长期非能动衰变热导出系统实验调查工作。

这项工作的推动,是从“设计基准事故概念”到“设计基准事故和堆芯熔化机理”逐步发展的,目的在于减少应急计划防范措施。在这个范围内,可看到三项配套措施:过滤通风,堆芯限制器设计和氢气调节。带有三个过滤阶段和水洗涤器的过滤通风的优点是:采用已验证过的技术,抗腐蚀,防阻塞和易清洗;堆芯限制器设计(ACCIS 抗堆芯熔化物与混凝土相互作用系统),它是一个可冷却的初始干燥的坩锅。由于高等加压氮化硼(HIP—BN)材料的性质(熔点 3000°C ,高热导系数和抗热冲击),它可以包容堆芯熔化物;氢气调节是以通风策略和催化复合综合考虑为基础。它的先进性表现在:非能动系统,高蒸汽浓度下氢气排出和随温度升高效率提高。

Alpha 计划涉及到非能动衰变热导出的调查和裂变产物在先进轻水堆中滞留和相关软件的发展。Panda 装置类似一个大的完整的容器系统。在 Linx 计划中,调查了大量的混合和凝聚现象,以研究面对非冷凝气体对流作用下建立冷凝装置的可能固有的特点。在 aida 装置设计中,还调查了气溶胶滞留问题。

Temelin 核电站仪表和控制的升级

捷克共和国 Temelin 核电站与 VVER—100 类型核电站相类似。在原来的方案和布置中,改变仪表和控制系统的基本目标是提高电站的安全性和可靠性。经过外国专家对 Temelin 核电站的评估,决定采用西屋公司技术来提高仪表和控制系统。初步设计和安装研究由 ABB 公司和西屋公司完成。

现代数字式仪表和控制系统是建立在冗余度和多样性结构中多路信息和控制信号的微处理机技术之上的。仪表和控制系统包括:反应堆保护系统、反应堆控制系统、多重保护系统、电站控制系统、机组信息系统。多重保护系统是一个安全系统,它防止 Temelin 核电站反应堆保护系统中再出现过过去常见形式的事故。硬件和软件技术在性质上不同于反应堆保护系统,这些技术已配置在三个系列中。

核电站设计中机构核保障条款(R·Fagerholm)

为了遵守国际原子能机构保障条款与一个国家协商达成的协议,电站设计应该实现建立和坚持一个系统报表,控制所有经过和余留在装置中的核材料。设计应该允许机构的核查,特别包括独立监测和按照规定程序 IAEA 进行监察。

NPT 保障条款协议允许 IAEA 安装使用自己的设备独立监测和监督,安装一些设备到

容器结构上,这些设备经过密封并带有保护显示装置。在其它类型的协议中,也可能有类似的安排。正确的方式是经过主权国家、电站运行人员和 IAEA 讨论协商,决定安装这些设备。很显然,在原型设计装置中会包括相关设施,如果确认了保障条款的需要,这将大大有助于这些措施的执行。

1992 年,IAEA 管理委员会发布的决定中,再次提到内容广泛的保证条款协议,在决定建造任何核设施之前(最好在建设实际开始之前),应该向机构提供设计资料以便共同协商核设施的设计特性,这样可以使在核设施上执行保障条款容易些,包括在核设施建造阶段安装安全装置设备。

通常,国际原子能机构的讨论集中在制订核电厂的有关设计方面核保障系统的特定方针的可能性方面。这些讨论可以扩展到 1995~1996 年各成员国专家。

3 专题工作组总结

3.1 专题研讨的目的和范围

专题研讨的主要目的,是确定和了解不同国家所遵循的设计方案中共同点及差异。为此,专题研讨分两部分进行。第一部分所提供的资料,大部分来自俄罗斯机构的代表,反映在技术委员会工作材料的方案描述中,也涉及到在技术委员会上介绍和提出的新资料和讨论观点。第二部分包括些更原则的内容,有关保障安全的关键方法,从什么角度来认识它及怎样以最简要的方式引入。经初步讨论,发现在准确了解某些物理现象和技术委员会上各国代表如何论述这些现象方面,都存在不完全的地方,这些现象大部分出现在严重事故中。下面章节中,给出了在专题研究的两届会议上的总结要点,结论将在各单独的章中表述。由于设计方案所提出的问题,使所有与会者感兴趣,工作组的两届会议开的很充实。

3.2 俄罗斯发展先进轻水堆的侧重点

从 Kukharkin 先生前面提出的观点看,普遍认为防止堆芯损坏和缓解严重事故,是最重要的课题。经济因素所要求的高堆芯功率密度必须加以限制,以减轻对确保安全的压力,这是考察不同设计后所得出的结论。还应看到,在以往导致堆芯熔化事故和如何处理事故的思路方面存在着不同点。由于强调预防,直到俄罗斯关注这个问题为止,在设计评估中没有充分注意考虑堆芯熔化,包括防止事故发展到更坏形势的步聚。对其它国家,这是否也是正确的,需要考虑选用什么类型的安全壳(如:带或不带过滤通风系统的不同类型的安全壳)。

俄罗斯 RASPLAV 计划的主要目标是研究堆芯熔化物的物理化学性质和堆芯熔化容器时相互作用的过程。这对于理解从反应堆压力容器外表面导出余热是非常重要的,包括用水淹没反应堆换料腔或使用专设的容器。

另一个特点是利用非能动系统,使最终热量扩散到环境中。某些项目似乎拒绝应用非能动的特点,其发言者受到关注。Kukharkin 先生认为增加控制系统的自动化和数字化,作为西方国家中的一种趋势,是一条正确的途径。在这些领域,一方面从西方国家的实践中吸取经验,一方面通过更深入地了解严重事故的动态特性,俄罗斯正取得很大进步。在限制放射性物质释放方面,他赞同保持一个在 $10^{-6} \sim 10^{-7}$ /堆年范围内的大释放率目标,但是他重申,

由外部事件引起的释放率可能更高。他注意到,在有关辐照限制、隔离地带和应急计划方面,特别是排放,这些牵扯到大的释放的问题,依然存在分歧。

3.3 设计方案中的共同点和差异

鉴别设计方案中共同点和差异,首次尝试由俄罗斯专家进行。Novikov 先生认为,尽管存在明显的差异,但所有的设计方案似乎都满足普遍的原理。似乎在中型和大型反应堆两组之间差异大于每组内的差异(见图 1)。

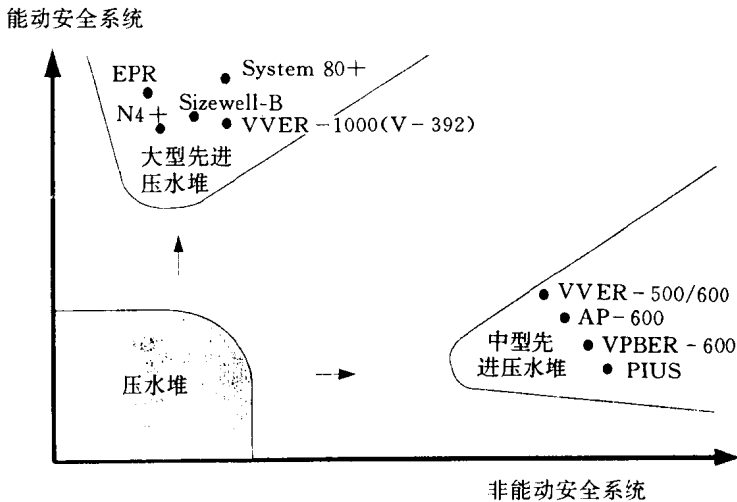


图 1 设计方案中的异同

更综合性的意见由 kuul 先生提出(示于表 5 中)。他还总结了会议之前电站分析中主要安全功能特点(示于表 6 和表 7)。由于时间限制,他们没能充分讨论和理解某些过于简单的观点和方案,以至有可能被误解,例如 PIUS 反应堆。Lgnatiev 先生认为,发展先进压水准的正确趋势是增加热余量和水装量、较长的宽限期和使用双层安全壳。做为有特色的工作,下列课题得到比较好的共识而被建议:使用非能动和能动安全系统,设计没有操纵员介入工作的长时间安全系统、(长的事故处理宽限期)和通报严重事故后果。

表 5 先进轻水堆设计方案中的共同点及差异

	共同点	差异
大型 先进 轻水 堆	• 冷却剂潜能(温度,压力) • 双层安全壳 • 安全壳内设计压力	• 反应堆冷却剂环路数目 • 在 V-392 中,非能动安全系统 • 在 APWR 中,减少了堆芯功率密度
中型 先进 轻水 堆	• 改进型设计的冷却剂潜能 • 减小堆芯功率密度 • 双层防护壳:许多情况下采用双层容器,也可采用安全保护容器和安全壳	• 改进和改革型设计(PIUS) • 反应堆回路及整体布置(VPBER-600) • 在 VPBER-600 中,使用了降低压力的安全保护容器和安全壳 • 在 PIUS 中降低反应堆冷却剂系统参数

表 6 大型先进轻水堆电站安全功能与系统

安全功能	应急停堆	应急堆芯冷却	应急热量导出	应急安全壳冷却
APWR	RCCA+能动注入 中子吸收体	4 个储罐+4 个能 动 ECCS 通道	4 个系列能动 EFWS 1 个能动 RHR	4 个能动 ECCS
System80+	RCCA+能动注入 (中子)吸收体	4 个储罐+4 个能 动 ECCS 通道	4 个能动 EFWS 系 列 2 个能动 RHR 通 道+2 个备用泵	2 个能动 ECCS 通道+安全壳 喷淋 2 个备用泵
V-392	RCCA+非能动注 入(中子)吸收体 +能动注入(中 子)吸收体	4 个安注箱+4 个 LP ECCS 水箱+2 个能动 ECCS 系 列	4 个非能动 ERHRS 到 SG 4 个能动 EFWS 系 列	能动 ECCS

缩写:RCCA=棒束控制组件

EFWS=应急给水系统

GV=保护容器

RRHRS=应急余热导出系统

ECCS=应急堆芯冷却系统

RHR=余热导出

表 7 中型先进轻水堆电站安全功能与系统

安全功能	应急停堆	应急堆芯冷却	应急热量导出	应急安全壳冷却
VPBER-600	RCCA+非能动注 入(中子)吸收体+ 能动注入(中子)吸 收体	2 个储罐-GV 4 个非能动 ERHRS	4 个非能动 ERHRS 连到反应堆 2 个能动 RHR 系列	—
MS-600	RCCA+注入流体 吸收体	2 个储罐+2 个低压 ECCS 箱+2 个能动 低压 ECCS 箱	能动 EFWS	—
PIUS	非能动注入来自堆 池的吸收体	从堆池补充冷却剂	非能动冷却剂排外 系统+4 个非能动 ERHRS	—
AP-600	RCCA+非能动注 入吸收体(失水事 故)	2 个高压箱+2 个储 罐+1 个低压箱	非能动热交换器 对反应堆的 ERHR	非能动水-空气冷 却
V-407	RCCA+非能动注 入吸收体	4 个储罐+4 个低压 ECCS 箱	4 个非能动 ERHRS 到蒸发器 4 个能动 EFWS	2 个非能动安全壳 应急冷却系统
AC-600	RCCA+非能动注 入吸收体+能动注 入吸收体	2 个储罐+2 个高压 ECCS 水箱+4 个能 动低压 ECCS 水箱	2 个非能动 ERHRS 到蒸发器	非能动水-水-空 气冷却

Dubrovin 先生强调了有利于安全特点的 VPBER 概念。他们选择这样一个初步设计的基础,由于没有大口径冷却剂管线连接到一回路系统而减少了迅速丧失一回路冷却剂的可能。除此之外,一回路系统置于“控制容器”内,容器紧密地配置在一回路周围。换句话说,任何可能的一回路冷却剂小泄漏都不会导致堆芯裸露。

3.4 比较“改进”型与“革新”型设计的难点

这个课题是 Kramerov 先生建议的。他第一次强调了几个关于新设计方案的“哲学”本质的观点,并归纳出几个必须进行的实际设计选择。

考察表明,有必要讨论一下改进与革新方案问题,特别要回答为什么从现有堆型突然改变,例如:像 PIUS 全新的一代。对改进和革新概念进行有意义的比较不是不可能,而是相当困难。同时他又指出,象这样的不得不做的必要的大量改进对其经济后果会产生潜在的影响。正如 Kukharkin 先生已经提到的,在这个范围内,还带来了一个问题,是否不必降低堆芯功率密度。除此之外,严重事故某些方面讨论的有效性仍是问题。

在 Kramerov 先生的评价中,象 AP—600 或俄罗斯的先进设计管式反应堆,已有足够的安全特性,以致堆芯熔化事故不再需要系统考虑。换句话说,侧重点应放在预防(严重)事故上。

关于必须进行某些实际的选择,他给出了下面两个实例:针对立式蒸发器提出的卧式蒸发器和全密封马达。为什么俄罗斯反应堆(压力)容器在两个水平上有冷却剂接管,而西方设计只在一个水平上提供必要的接管。他还指出了迅速卸压系统的潜在缺陷,如由于操纵员误操作或设备故障引发误启动卸压系统。

对于当前尚无完善认识的实例,需要适当的开发尝试。他提到了注入水变干问题,过热堆芯问题或尝试用计算机软件来分析某一可比较状态中新的概念,以争取在当前或不久的将来核电站中实际应用。

对未来有指导性的活动,Kramerov 先生建议,注意先进的俄罗斯管式反应堆,及它们与其它先进管式反应堆的比较,如加拿大 CANDU—3 或日本的 ATR,及容器型先进压水堆。凭借多方面经验可知这种比较,对所有参与部门都是有益的。他表达了完成这些工作的愿望。

3.5 预防事故是先进轻水堆设计方案中的重要构成

专题研讨会第二部分,实质上由回答许多考察报告和各章提出的问题组成。主要的课题是通过适当的设计特点,如何防止一个事件发展到导致燃料损坏的事故。事故是客观存在的,问题是如何最大限度地减缓燃料损坏的后果。几个发言人特别提出,先进核电站设计还有许多重要的其它课题。总起来讲,这些课题关系到运行和维修的方便,运行的灵活性及其它大型电站的竞争。

一般性讨论从 Lang 先生开始。他论述了两个不同的课题。首先是对先进核电站设计中安全措施的评价和 INSAG—3 原则作为基础的适用性。对评估未来电站,在这些论述文件中选择了 15 个主要设计领域,他认为选择的这种结构是有价值的。他充分分析了 50 条具体原则对各国理解和很好地建立安全导则规范的有效性,主要理由表示在表 8 中。实际上,这些原则过分一般化,对先进电站不能用它们作标准。由于他们编写的较早,当这些文件 1988

年发布时,在役电站不得不按全部原设计来运行。

在回答技术委员会会议期间提出的考察报告时,他指出,一些国家为防止三里岛事件之后运行电站的类似严重事故,安全壳的过滤通风采用了连续监测方式。

他强调,在美国严重事故在先进电站设计阶段,已被考虑,安全壳设计没有提出过滤通风的要求。因为过滤通风与完全没有释放的安全壳相比,已包含了或多或少受控的释放,基本上不希望采用过滤通风。

表 8 对 INSAG—3 和 INSAG—5 的评论

INSAG3—1988

- 包括现有堆型和未来堆型基本安全原理和准备在可能之处表达和共用的安全概念
- 包括目标(3)和原理(12条基本原理和50条专门条款)
- 这些原理不构成系列的导则需要,它们被叙述成在一般应用实践中的假定条件
- 是美国核管会及其它国家遵从的安全原理的综合
- 因此,符合 NRC 原理的任何设计也必须同时符合 INSAG—3 原理。

INSAG—5—1992

- 包括“未来电站特征要求”和“压水堆电站安全进步改进”的章节
- 说明 INSAG—3 原理应该变成强制性的条款
- 讨论未来设计趋势的 PROST 和 CONS 时,没有得到更多的争论结果的见解。
- 因此,不能影响 INSAG—3 原理的扩展

结论

两个文件都不能给先进电站设计者提供出有意义的指导,
许多国家把这个课题处理成综合性核安全导则。

关于改进设计和革新设计问题,他指出,由于美国用户以严格的经济法则为主体,他们极端厌恶风险,必然会更喜欢改进设计,改进的风险比革新设计的风险要小的多(如 PIUS)。因此,在美国的所谓改进和非能动设计,都划入改进类型。

在长寿命的大热裕量设计方面(Kramarov 先生已提出的问题),Lang 先生发表了个人意见,没有与美国其它专家取得普遍共识。这些裕量意味着在运行电站中,可对许多期望目标做出宝贵贡献。然而,现在先进设计中提及的裕量,是否可在实际上维持相应电站的全寿期是一个问题。

对于能动和非能动设计特点问题,他表明在原则上,两者都可以使用,以实现目标的可靠性为选择依据。对任何专门技术的应用,其选择要建立在可以以最低成本价提供可靠性的基础上。

进一步讲,非能动特点在美国的推动,源于许多业主对较小机组的要求。非能动系统被认为,在许多方面,有先天的尺寸限制。对中型电站,将充分允许简化,以平衡与大型电站无法相比的经济规模。显然,非能动系统与中型电站的结合和能动系统与大型电站的结合,与其说是由任何固有的技术理由造成的,不如说是设计历史过程的结果。

Ritterbusch 先生支持前面发言者的许多观点,并补充了自己的看法。他强调,在任何一种设计方案中,有必要在事故预防和事故缓解之间建立适当的平衡。他说,做为主要安全目

标,设计者总喜欢显示他的电站如此安全,以致不需要外围的应急监测。然而事实上,他希望应急计划简化,但不希望允许管理者完全忽视应急计划,不考虑这些事。

针对严重事故后果的设计,有它自己特殊的问题。当对所牵扯到物理现象的了解不十分清楚时,这就意味着,专门的设计方案要包括把保守的前提、人工计算、工程判断和提供坚固设计巧妙地结合起来。

关于在严重事故情况下做为操纵者的任务,Ritterbusch 先生提出,改进型和非能动型电站都被设计成这样一种方式,这些事故在没有操纵者早期干预时能够被缓解。如果需要,操纵者应该有发挥作用的可能。这样一来,操纵者将需要一定的信息资料,而这这就要求在设计中提供满足要求的仪表和信息处理设备。仪表和控制方面,总体上有一个强烈的全数字化趋势。在正常运行和万一出现非正常情况时,信息处理有助于操纵员以最佳方式做出决断。

对在建的先进电站有多大安全余量的问题,SYSTEM80+最准确的分析是,即使设计基准是 $0.3g$,地震事件中可承受 $0.7g$ 而没有堆芯损坏的明显可能。做为最重要的外部事件的地震评估中,这个特定的例子被引证。

几位来自西方国家的代表,虽然在侧重点和某些方面存在差异,他们基本上还是同意这些说法。例如,关于考虑操纵者在处理事故时可以允许多大的自由度。Czech 先生指出,研究表明,操纵员经常认为他们对形势的估计是正确的,而实际上却相反。人们的看法是维持第一次做出的判断,不过在获得随后的辅助资料后,需要一个新的形势估计。做为一个结论,Czech 先生要求在事故预防和缓解中要高度自动化。另一个领域涉及到的是做为先进电站对事故的最终缓解措施,是否应始终保持过滤通风。

在严重事故讨论中,更多的侧重点放在考虑预防和缓解两个环节,Yvon 先生提醒大家,这仅仅是先进轻水堆设计方案课题中一个方面;较好的设计施工可能性,灵活的运行和维护,有竞争力的低价格,同样是重要的考虑。对于“非能动”,他指出不能以其做为一个固定的目标。应以希望实现的功能为基础,通过逐项评价有关的指标来进行选择。

对于讨论的主题——预防,Yvon 先生指出,在本质上,低堆芯损坏几率的设计需要在以下重点上给予适当考虑:

- 外部危害的较低的影响,如地震;
- 通过适当的布置和系统配置(包括支持系统),减少共模失效的发生;
- 把强制性的检查与维护相结合;
- 考虑所有反应堆状态,包括紧急停堆;
- 控制低可能性(故障)的结果。

考虑严重事故缓解的关键问题是如何更多地去实施。做为一个特定的实例,在 EPR 中,介绍了法国和德国的见解。

3.6 事故缓解的共识观点

俄罗斯(事故)问题造成的结果是所有西方国家不得不对未来核电站严重事故加以考虑。对严重事故的缓解,Berger 先生总结归纳了一般的共识如下:

- 在许多国家里无论调节预防的范围多大,缓解堆芯熔化将是必要的。
- 为支持现有核电站的日常工作而进行的实验和分析研究与开发工作已经完成。这一工作,使我们对未来核电站中的物理现象和相应的对策有了更好的理解。

- 在这个范围内,鉴别那些必须要处理的现象和设立假设前提是重要的。为此,要寻求一个限制,使所设想的必要的处理保持在合理范围内。
- 为了达到实际应用,必须完成仿真分析和采纳工程意见。为了能够研究严重事故缓解方法,分析工具(如 PSAs)必须改进。
- 资料必须提供给操纵者和应急响应小组。
- 电站要设计成有一个宽裕的期间,使大量释放可能发生之前,为缓解提供足够的时间。
- 做好每一件工作,尽量减少应急计划。在不同国家,它们的实施,往往是一个政治问题。

4 结论

尽管许多设计方案中的不同点,明显地贯穿在技术委员会会议中,在众多所提交的设计方案中依然可以见到许多共性课题。包括进一步改进对安全的考虑,简化设计,降低成本,结合运行经验反馈和控制室在人因和数字化方面的改进。安全改进包括:从设计过程开始,就对严重事故加以考虑;增加热裕量和水装量;较大的(事故处理)宽限期和双层安全壳。所有这些均增加安全余度,与在役核电站相比,在安全概率上提高了一个数量级。

关于不同先进轻水堆设计最新进展报告,在 1988 年发表,同年 INSAG—3 问世。从 TCM 上提供的资料看,许多核电站设计取得许多明显进步。它们都是与 INSAG—3 在设计方面的基本原则相一致的。对 INSAG—3 的其它方面,如建设特点、运行检查和维修方面,在这个阶段还不能有效地进行评估。

在未来反应堆发展趋势中,改进严重事故管理将受到很大关注,同时也会重视这些改进对投资的影响。当有关防护的改进被确定后,严重事故的缓解相对而言就更不确定。出于这种原由,更仔细地评价实验室研究对设计影响就显得更必要,因为核工业界和用户有不同的兴趣。

第二个重要观点关系到裕量的应用,需要在大裕量与费用之间找到一个平衡点。在指导者、设计者和用户之间,关于必须建立什么样的裕量是有分歧的。对用户而言,裕量需求是由输电条件、运行方面及安全考虑来决定的。

第三点关系到仪器和控制及控制室的计算机化。在这方面,法国已经进行了非常大的努力。但是已经发现,它与经费相互影响。最大的困难是考虑条件及后果的经验问题,结果使老系统作为新系统的反馈,被迫附加上。因此,这种改进需要适度。

最后一点关系到概率风险评价方案。INSAG 建议考虑堆芯损坏率目标值和合理的大量泄漏出现的概率,但在实践中实现是困难的。对这些目标和相应的目标值提出一个限制是重要的。共模失效和人为错误的影响似乎建立了一个相关的限值范围。找到一致性是重要的,特别是就 PSA 2—3 级水平而言,因为其结果,在很大程度上依赖于采用的方法论和假定的前提。

在 TCM 和专题工作组会议的结尾,两会主席 Ponomarev-Stepnoi 先生,总结了提交的资料和讨论记录,指出先进核电站设计取得了相当大的进步,在 TCM 上交流信息,对进一步了解不同设计方案是非常有用的。他提议这种讨论和交流可继续下去,包括可能的新设