

先进轻水堆：俄罗斯的方案

一些正在进行的以新的设计概念和方案为特色的核电项目

三 里岛和切尔诺贝利核电厂发生的两起恶性事故，已成为把核电发展史分成两个截然不同阶段的重大事件。

在第一阶段中，总的说来，核电是在得到公众认可的有利背景下发展的，在有些国家里，甚至是在信任和喜悦的气氛中发展的。

在第二阶段中，随着强大的反核运动的出现，世界舆论迅速把矛头对准了核电厂的安全问题，核电发展战略受到苛刻的审查。

这种首先出现在西方国家的演变，切尔诺贝利事故之后在东欧各国也发生了。因此，到本世纪末，独联体(CIS)范围内的核电总装机容量将不可能达到 80 年代初苏联正式通过的核电计划目标容量的三分之一。从整体上说，总设计容量为 109 吉瓦(GW)的 39 个核电项目的勘查与建设活动已经停止。

西方国家的核电发展看来也已停滞不前。其中有些国家已部分或完全暂停核电厂建设。

尽管出现了上述情况，但促使能源结构中核电成分发展壮大的深层次的经济和生态动力远没有消失，甚至随着时间的推移而日益增强。系统地研究经合组织(OECD)国家中燃煤和核能发电的比成本

后得出结论，核电在 80 年代具有稳固的优势。对 CIS 的情况进行的研究也证实有类似的趋势。若用石油或天然气替代煤炭发电，则更能显示出核电具有经济竞争力。

80 年代后期可以称为公众开始认识到燃烧有机燃料会带来生态危害的时期。人们对这种危害的担心越来越多，从而出现了核电复苏的征兆。

先进堆的发展趋势

能满足可接受的、乃至极度的安全性要求的先进反应堆设计，可看成是从事核电发展的核物理学界对当今提出的挑战的一个回答。

目前世界范围内明显地出现的一种核能发展路线是，在今后四分之一世纪内着重发展轻水堆(LWR)。在执行这条基于 LWR 运行经验的发展路线方面，已经可以看出有两种基本趋势。

第一种趋势是渐进式的，即把技术上成熟的方法纳入新设计中，目的是不必再建造中间试验性质的核电机组。这些新设计可以为不久将来的核电发展铺平道路。

这种趋势的具体做法对大型和中型先进 LWR 来说基本上是不同的。对大型核电机组来说，典型的步骤是进一步改进确保安全的措施，这在某种程度上将导致设计的复杂化。对中等功率的先进 LWR 来说，将在降低反应堆功率和堆芯比功率的基础上，大大简化设计和最大可能地利用非能动安全系统。

A. Yu. Gagarinski,
V. V. Ignatiev,
V. M. Novikov 和
S. A. Subbotin

Gagarinski 教授是库尔恰托夫研究所(123182 Moscow, Kurchatov Square)副所长，Novikov 教授是该所核动力问题主要负责人。Ignatiev 博士和 Subbotin 博士是该所高级职员。

目前已有一些试图把这两种方案结合起来的項目。如在一些大型反应堆項目中采用附加的非能动安全设施,俄罗斯的 WWER-88 型和 WWER-92 型項目就是两个例子。

发展先进核机组的第二种趋势是革新式的,即让反应堆拥有尽可能高的自保护水平。为达到这一目标,主要利用反应堆的固有安全特性,辅以非能动安全手段。

自然,这样的特性中有许多还未进行充分的实验验证,有些尚处于物理概念阶段。因此,如果要使这种革新方案获得成功,那就应该经过中间试验的原型机组阶段。因而,实施该项目的可能时间至少要推迟到下个世纪初。应该承认,就“物理简单性”而言,这些革新项目为增加所要求的公众认可水平提供了很好的机会。

然而,方案如此之多往往伴随着花样过多和工作分散的困扰。因此,把多样化保持在合理的范围内看来是一项极其重要的任务。为解决这个问题,需要继续进行分析研究,以便对一切发展水平进行跟踪,并确保实验的有效性和可靠性。

人们可以设想,这样一种揭示单个项目长处的分析方法,定能使形成潜在的“东西合璧”式先进 LWR 项目的要求更容易些。这就有可能把西方国家的 LWR 和俄罗斯的 WWER(水冷、水慢化动力堆)的技术成就结合起来,并有可能在核电领域为实现国际一体化提供一条好的途径。

本文简要介绍俄罗斯目前正在开发的几种先进 LWR 的一些特性。

大型核电机組項目

在以 WWER-1000 型反应堆为基础的 WWER-88 概念框架内设计新一代安全增强型核机组的工作,是几年前开始的。(参见第 40 页表。)为提高安全性,反应堆加装了一些系统,包括带有装在安全壳外面的空气/热交换器的非能动衰变热导出系统;在超设计基准事故工况下用来释放安全壳内压力的过滤系统;以及堆芯应

急冷却用的附加蓄压箱。

此外,俄罗斯的水压机公司已开始设计一种新的 WWER-92(V-410)型堆。(见下页示意图。)与过去的概念相比,这种概念意味着将大大简化核机组(包括能动安全系统),大大提高非能动系统的效率,并有可能减小堆芯功率。

该设计设想的一回路是使用立式蒸汽发生器的 4 环路结构。将采用新设计的主循环泵。堆芯应急冷却用的水箱将增加。这种反应堆将使用由 4 个环路组成的非能动衰变热导出系统,每个环路配一个蒸汽发生器。安全壳是双层的,里面一层的内径为 42 米,由钢筋混凝土制成。

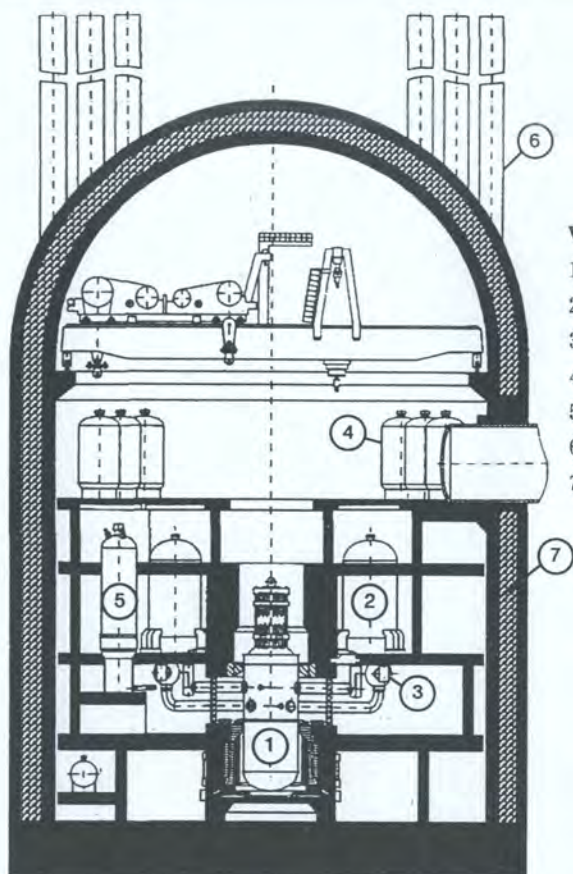
工作重点是通过非能动系统提高安全性。应该指出,在其他国家的先进 PWR 设计中,只有中等功率反应堆(最高为 600 MW)采用非能动系统,而且堆芯功率大大减小。这样的设计看来还需要进行全面的实验证实。

中型核电机組項目

俄罗斯的水压机公司和其他一些公司,还在设计 WWER-500/600 型中等功率的反应堆。一回路是使用卧式蒸汽发生器的常规 4 环路结构。这些蒸汽发生器的结构与正在运行的 WWER-440 型堆的类似,后者已证实使用情况良好。反应堆压力容器与 WWER-1000(V-320)型堆的相似。

WWER-500/600 型堆的设计重点放在提高运行可靠性上,主要通过提高基本工艺设备的可靠性和使安全相关系统优化来达到安全目标。

应该指出,该设计采用的解决办法,是与国际上提高回路式中等功率动力堆安全性所用的办法一致的。这些办法中有:减小单堆功率和堆芯比功率;采用自然对流导出衰变热的非能动系统;采用一回路卸压系统;采用旨在补偿蒸汽发生器失水的非能动系统;以及利用自然对流的外部冷却装置冷却钢制安全壳。

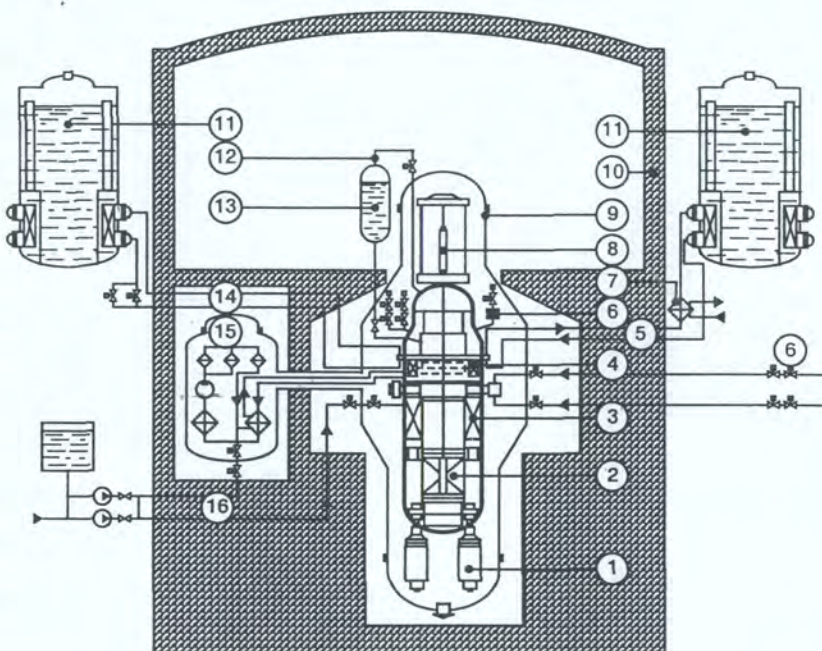


WWER-92 型反应堆厂房示意图

1. 反应堆
2. 蒸汽发生器
3. 反应堆冷却剂泵
4. 堆芯应急冷却系统水箱
5. 稳压器
6. 衰变热导出系统(非能动系统)
7. 安全壳

VPBER-600 型堆流程图

1. 主循环泵
2. 反应堆
3. 蒸汽发生器
4. 热交换器—冷凝器
5. 连续导热系统
6. 自激发器件
7. 中间热交换器
8. 控制棒驱动机构
9. 保护容器
10. 安全壳
11. 热交换器单元
12. 液体吸收剂注入
13. 硼溶液罐
14. 非能动导热系统
15. 冷却剂净化和硼反应性控制系统
16. 一回路补给系统



革新项目: VPBER-600

俄罗斯的 OKBM(下诺伏格勒)正在设计一种革新型核反应堆。这种反应堆称为 VPBER-600。它的几个方案目前处于不同的开发阶段。

与正在运行的压水堆(PWR)相比, VPBER-600型堆的所有部件都安排在单一的压力容器内。这种结构由于省去了不少大型管道而使一回路大大简化。(见上图和第40页表。)这种一体化反应堆结构的特点是,蒸汽发生器、稳压器和堆芯应急冷

俄罗斯正在开发的一些先进反应堆的部分技术参数

	VPBER-600	WWER-500 600(V-407)	WWER-88 (V-392)	WWER-92 (V-410)
反应堆工作寿命	60 年	60 年	40 年	60 年
热功率	1800 MW	1800 MW	3000 MW	3000 MW
发电装机容量	600 MWe	635 MWe	1000 MWe	1100 MWe
环路数	一体化	4	4	4
系统压力	15.7 MPa	15.7 MPa	15.7 MPa	15.7 MPa
堆芯入口/出口温度	294/325℃	296/327℃	290/320℃	296/330℃
堆芯比功率	69.4 kW/L	69.4 kW/L	106 kW/L	118.9(76.6) kW/L
燃料组件数	151	163	163	199-211
额定自然对流率	17-20%	10-15%	10-15%	10-15%
压力容器总高度	22.5 m	14.1 m	14.1 m	14.9 m
压力容器外径	6.03 m	4.57 m	4.57 m	4.57(5.83) m
一回路泵	6 台/固定在压力容器底部的立式转子密封型	4 台/立式转子密封型	4 台/立式单级轴密封型	4 台/立式单级轴密封型
蒸汽发生器	12 台/立式直管型	4 台/卧式	4 台/卧式	4 台/立式
非能动衰变热导出系统数	2+2	4+4	4	4×1000 m ³ 罐

却系统的热交换器都放在反应堆压力容器内。主循环泵装在反应堆的底部。反应堆和一回路系统再用一个保护容器包起来。这个保护容器可起保护堆芯的作用,即万一发生最严重的失冷事故,堆芯仍然能被冷却剂淹没。堆芯应急冷却系统本身由两个独立的系统(每个系统有两个独立的排热回路)组成,采用自然对流。不管发生什么事故,至少 72 小时内不需要操纵员干预。安全壳是一个单层圆筒形钢筋混凝土构筑

物。

由于 VPBER-600 型堆的某些设施具有创新性,大概还需要深入地做些理论分析和实验证实工作,而且在办理项目许可证时还可能会遇到一些麻烦。为了要使俄罗斯所有先进 LWR 的堆芯臻于完美,尚需做大量的工作,因为目前它似乎是最保守的一种设计。而且应该指出,举例来说,燃料元件、燃料组件或制造工艺方面的任何改动,都需要经过长时间的实验检验。□

补充技术读物

Advanced Light-Water Reactors; Analysis of New Approaches and Ideas, monograph prepared for the Russian Nuclear Society, by A. Yu. Gagarinski, V. V. Ignatiev, V. M. Novikov, and S. A. Subbotin, Moscow(1992).

"Nuclear power; Status and Prospects", by A. Yu. Gagarinski, Proceedings of Scientific Seminar on Peaceful Utilization of Nuclear Energy, Moscow (2-3 December 1991).

"Economic Aspects of Ecological Risk due to Nuclear and Coal-fired Electricity Production" (general comparison related to the former USSR), collaborative paper by V. M. Novikov, B. Wahlstrom, V. V. Ignatiev et al., CP-91-004, IIASA, Laxenburg, Austria(May 1991).

Projected Costs of Generating Electricity from Power Stations for Commissioning in the Period 1995-2000, NEA/OECD, Paris (1989).

"Modernizing the WWER; A Soviet Perspective", by V. P. Denisov, V. V. Stekolnikov, and V. A. Voznesenskii, *Nuclear Engineering international*, p. 16-22 (July 1991).

"The Development of WWER-type Advanced Reactor Facilities and Additional Safety Systems", by K. B. Kosourov, V. A. Gorbaev, and G. I. Lunin, paper presented at an IAEA workshop on the role of the Agency in advanced reactor system development, IAEA, Vienna (18-21 November 1991).

"Advanced Enhanced Safety Pressurized Water Reactors of the New Generation", by F. M. Mitenkov and A. B. Samoilov, paper presented at an IAEA workshop on the role of the Agency in advanced reactor system development, IAEA, Vienna (18-21 November 1991).