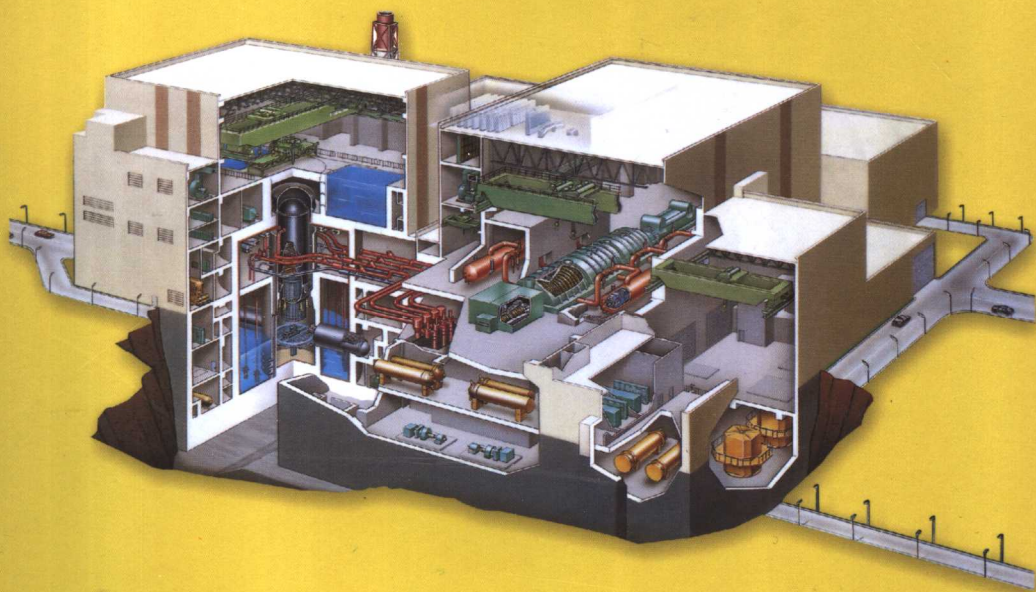


顾军扬 陈连发 主编

先进型沸水堆核电厂



中国电力出版社
www.cepp.com.cn

内 容 提 要

本书全面介绍了先进型沸水堆核电站技术, 主要包括: 核蒸汽供应系统的设计、主要设备与材料, ABWR 专设安全设施、仪表控制和电气系统, 主要辅助系统, 汽轮发电机及其辅助系统, ABWR 机组的运行等。本书收集的资料较新, 内容翔实, 论述全面, 论点鲜明, 对于希望了解先进沸水堆技术概貌的读者, 有较好的参考价值。可供核电站设计人员及工程技术人员、运行人员参考, 也可供高等院校核电专业师生阅读。

图书在版编目 (CIP) 数据

先进型沸水堆核电站 / 顾军扬, 陈连发主编. —北京:
中国电力出版社, 2007.1

ISBN 978-7-5083-4990-9

I. 先… II. ①顾… ②陈… III. 沸水型堆—核电厂
IV. TM623.91

中国版本图书馆 CIP 数据核字 (2006) 第 142798 号

中国电力出版社出版、发行

(北京三里河路 6 号 100044 <http://www.cepp.com.cn>)

北京密云红光印刷厂印刷

各地新华书店经售

*

2007 年 1 月第一版 2007 年 1 月北京第一次印刷

787 毫米×1092 毫米 16 开本 16 印张 360 千字 1 插页

印数 0001—3000 册 定价 38.00 元

版 权 专 有 翻 印 必 究

(本书如有印装质量问题, 我社发行部负责退换)



——对我国核电发展技术路线的思考

屈指算来，人类实现核能的和平利用已经 50 年了。核能作为一种安全、清洁、经济、可持续发展的发电方式，已经为社会所接受，世界核能发电占人类发电能力的比例已经超过了 16%。

核能发电，其原理既深奥又简单，而实现发电目的的技术手段却是多样的。早在核能和平利用之前，人们在研究将核能用于舰船推进动力的时候，就尝试过各种不同的技术方案，其中包括我们今天所熟知的所有构想，如快堆、中能中子堆、水锅炉堆、熔盐堆、气冷堆等。只是在当时的技术条件下，考虑到舰船空间与载重力的限制，考虑到核反应堆的稳定性、可靠性，压水堆技术才脱颖而出，成为核动力的当家堆型。在此基础上的民用化，自然也就以压水堆为主力。另一条技术路线是从核燃料生产堆演变而来的，于是就有了英法的石墨气冷堆，俄罗斯的石墨水冷堆，此外，还有从实验堆演变而来的加拿大重水堆。经过若干年较量，石墨堆因其经济性和重大安全性问题而终于败下阵去。当前世界核电机组的主要堆型，是压水堆、沸水堆和坎杜堆。

与压水堆同属轻水反应堆系列的沸水堆，本质上是压水堆的一种改良，它把压力容器与蒸汽发生器合二为一，直接在主回路内产生蒸汽去冲转汽轮机发电，省去了二回路。而在其他方面，如沸水堆与压水堆的设计安全理念、基本技术、电厂总体构想等，基本上都是一致的。几十年运行经验表明，沸水堆的安全业绩至少并不亚于压水堆，因此可以说，它与压水堆一样，也是一种成熟的核电机组设计。

除了核电以外，我国在核技术及其应用方面很早就有研发计划，并在增强国力上起了重要作用。过去我们曾经认为，我国煤炭和水力资源丰富，发展核电并非急需，因此我国开发核电的实质性工作开始较晚，而其时核电在世界其他国家已经成熟为一种商业活动了。近年来，随着电力市场形势的变化，发展核电已经成为我国能源发展计划中的重要组成部分。

反思我国过去核电发展缓慢的原因，除了国家能源政策方面的考虑之外，核工业界值得汲取的经验教训是什么？主要是我国从事核技术领导的同志，过分拘泥于“冷战思维”，未能及时理解世界主题向“和平与发展”的转变，尽快实现核技术的民用化；过分拘泥于传统的“项目驱动”管理模式，未能及时实现核电建设的产业化运作；同时还有一部分同志，拘泥于部门的眼前小利益，未能深刻理解“发展是硬道理”的道理，造成“一副担架，两个伤员，谁也抬不成”的被动局面。此外，我国在发展核电事业

的早期阶段，曾经对堆型选择作过很长时间的技术论证。我们曾经有过重水与轻水之争，也有过压水与沸水之争。这也耗费了大量宝贵的时间。

考虑到我国的技术储备和设备制造能力，当然也考虑了国际潮流，我们在 20 世纪 80 年代终于确定了我国核电站建设的压水堆路线。在这一路线的指引下，我们有了我国自己设计建造的秦山核电站，有了引进技术、设备、资金和现代管理的大亚湾核电站，实现了我国大陆核电零的突破，并且表现出了非常优异的运行业绩。在此基础上，我国以压水堆为主流的核电，已经发展到了 12000MWe 的在役和在建容量。在今后一段相当长的时间内，我国的压水堆技术路线是不会动摇的，我们将紧密跟踪国际核电技术的发展，通过中外合作、引进技术，使得性能更好的新一代压水堆机组在我国落户，并在国产化的基础上大规模建设，逐步使核电成为我国能源体系中的重要组成部分。历史证明，我们的这一路线选择无疑是正确的。

然而，我们选择压水堆路线，并不意味着我们会放弃对外部世界技术进步的了解。恰恰相反，我们必须始终保持开放的心态，与世界核能界保持密切的信息交换，跟踪国际核能技术发展的大趋势，促进我们自己的技术进步。在着力发展压水堆技术的同时，抽调必要的技术力量，了解研究国际上已经存在并正在开发的核电机组新技术，有着十分重要的技术储备作用。

几十年来，作为核电市场上的主力机型，压水堆和沸水堆技术都在不断地完善着自己。如果说目前在役的压水堆属于第二代技术的话，在此基础上改进的第二代半设计已经可以实现建造与运行，第三代压水堆技术到了接近成熟正在申请设计许可的阶段，而第四代技术也已经有了概念设想。同样，沸水堆技术也经过了几代的演变，其相当于第三代的先进沸水堆已经实现了工业化运行并有优异的表现，而设想中的第四代技术中，就有更先进沸水堆的一席之地。作为一种能够在市场上占有较大份额的机型，显然沸水堆，特别是先进沸水堆，其设计、建造、运行方面，一定有可供我们借鉴的独特之处。如果着眼于未来几十年的核能发展，我们就不能把沸水堆排斥在我们的视野之外。

中国广东核电集团苏州热工研究院的同志们，在有关单位和企业的支持下，利用有利的外部条件，收集整理了有关先进沸水堆的资料，并通过与设计者、运行者的直接交流，加深了对这一设计的理解。他们把这些资料以及他们对这些资料的理解与研究体会，汇集成本书并出版发行，相信一定可以为对此有兴趣的同仁，提供一份快速获取相关资料的工具。

中国广东核电集团公司支持出版本书。我们的本意，并非想引发新一轮的机型论战。历史的经验告诉我们：技术路线之争、学术观点之争，固然可以澄清一些技术细节，但也有可能使我们丧失宝贵的前进时间，甚至市场机遇。核能界同仁们目前已经就未来我国核电的发展达成了基本一致的意见，这一共识是来之不易的，我们衷心地希望，我们能够在已经认定的方向上，大胆地走，不要再争论下去了。我们支持出版本书的初衷，是希望我们能有更开放的心态，更开阔的视野，更广博的知识，更博大的胸怀。创新是我们的灵魂，而如果没有兼收并蓄的气度，没有突破传统思维的胆识，是谈

不到创新的。

本书收集的资料较新，内容翔实，描述全面，论点鲜明，对于希望了解先进沸水堆技术概貌的读者，有较好的参考价值。本书章节的安排比较合理，笔法比较流畅，具有较好的可读性。为此苏州热工研究院的同志们付出了艰辛的劳动。当然也许受到资料提供者的影响，书中使用的部分表述带有明显的主观成分，虽经删改，瘢痕犹存。先进沸水堆的示范机组已经运行了好几年，相信在机组的建造周期、基本造价、机组性能与运行业绩、生产成本与电价竞争力、设备制造能力需求等问题上，应当有足够的数据积累。而因条件所限，以上这些重要内容，都未能汇入本书。由于从事本课题工作的技术人员本身的学术水平限制，书中有些陈述，未必完全到位，有些观点，也未必全都正确。我们热忱希望本书的读者，能不吝指出谬误，以利于交流和将来的改正。

濮继龙

中国广东核电集团有限公司

中国 深圳



从当前世界核电发展的角度看，机遇和挑战并存。一方面世界能源需求的持续增长，环境保护压力日益增大，而可以大规模地替代化学燃料和核能的替代能源在相当长的一段时间内难以出现，给核电的发展带来了机遇。另一方面美国三里岛核电站和前苏联切尔诺贝利核电站事故的影响和核废料的处置问题又使核电的发展面临巨大的阻力和挑战。为了使电力工业和公众能够继续接受核能并保持其竞争力，核电界一直在寻求并开发在安全性和经济性上有很大提高的新一代核电站。正是在此背景下，EPRI 在美国电力工业界与能源部的支持下，于 1986 年推出了在国际上产生重大影响的用户要求文件（URD），在此文件中提出了第三代进化型和非能动型先进轻水堆的概念，并建立了这两种堆型比较完整的设计要求。随后欧洲也推出欧洲的用户要求文件（EUR）。与此相适应，国际原子能机构对其安全标准作了大规模的修改，其中一些已正式颁布。各国的核安全管理当局也对第三代核电机组提出了核安全管理要求。美国核管会先后发布了有关安全目标、严重事故分析等管理要求的若干政策声明和技术文件；我国国家核安全局也于 2002 年 8 月发布了《新建核电站设计中几个重要安全问题的技术政策》的白皮书。

在用户要求文件和相应标准的指导下，一系列第三代核电机组被开发完成或正在开发，比较有代表性的有：

- (1) GE 公司、东芝公司和日立公司联合开发的 ABWR；
- (2) 西屋公司开发的 AP600，AP1000；
- (3) 西屋公司和三菱公司联合开发的 APWR；
- (4) 原 ABB - CE 公司开发的 System 80 + ；
- (5) 法国和德国联合开发的 EPR 等。

其中 ABWR、System 80 +、APWR 和 EPR 可划为进化型反应堆，而 AP600、AP1000 则属于非能动型先进反应堆。ABWR、System 80 + 和 AP600 已获得了美国核管会的最终设计批准（FDA）和设计许可证（DC），AP1000 目前正在接受美国核管会的设计审查，EPR 则已完成了基本设计。

值得我们重点关注的是在第三代新堆型中，目前唯有 ABWR 有在建和投运的机组。由日本东京电力公司建造的柏崎刈羽 6 号、7 号 ABWR 机组分别于 1996 年、1997 年投入商业运行并已取得良好的运行业绩；台湾龙门核电站两台 ABWR 机组和日本两台 ABWR 机组正在建造，日本另外六台 ABWR 机组也已列入建造计划。这说明作为一种安全、先进、成熟和有经济竞争力的核电机组，ABWR 正被越来越多的用户所接受。

为了对 ABWR 机组的技术经济性能作深入的跟踪与研究,并向国内核电界作介绍,中国广东核电集团苏州热工研究院在 ABWR 集团的支持下,于 2000 年 9 月成立了 ABWR 课题组,并从 2000 年 9 月~2003 年 3 月开展了对 ABWR 技术的消化、研究和评估工作。本次研究工作侧重于从工程技术角度以 URD 为基准对 ABWR 机组的安全性、可运行性和先进性等作出评价,并结合我国核电界所关心的问题,力求为核电主管部门、核电业主、工业界和核电工作者提供一个独立、公正和客观的有关 ABWR 机组的介绍和评价。

本书由中国广东核电集团苏州热工研究院顾军扬、陈连发担任主编,范正平编写第一章;顾军扬编写前言和第二章第三节;陈连发编写第二章第一、二节;余成长编写第四章和第八章;杜建英编写第三章;展锦程编写第五章和第十章;沈鸿钧编写第六章;王成栋、陈徐坤编写第七章第一节;干福麟编写第七章第二节;赵锋编写第九章。作为课题组的特聘顾问石文报、干福麟、范正平三位专家在本书的编写和审核中起了重要作用。

本研究工作主要依据 ABWR 集团所提供的 ABWR 标准安全分析报告(SSAR),并参阅了国内外大量的相关文件和研究报告。课题组的 8 位主要研究人员先后赴日本东芝、日立公司、东京电力公司的柏崎刈羽核电厂和美国 GE 核能公司参观学习,并就研究过程中发现的问题与美国、日本的专家进行了多次答疑与讨论。因时间仓促,同时参加人员受技术水平和经验所限,疏漏和不足之处在所难免,敬请读者提出批评指正。

苏州热工研究院 ABWR 课题组

2006 年 6 月于苏州

目 录

序言

前言

第一章 综述	1
第一节 URD 高层要求和 ABWR 基本特征	1
第二节 ABWR 主要设计特点与技术改进	4
第三节 ABWR 与 URD 的符合情况	8
第二章 核蒸汽供应系统	12
第一节 核蒸汽供应系统的一体化设计	12
第二节 堆芯与燃料管理	13
第三节 热工水力设计	31
第三章 核蒸汽供应系统的主要设备与材料	43
第一节 概述	43
第二节 反应堆压力容器 (RPV)	43
第三节 堆内构件 (RIN)	49
第四节 反应堆内置泵 (RIP)	56
第五节 微动控制棒驱动机构 (FMCRD)	60
第六节 安全/卸压阀和主蒸汽隔离阀	64
第七节 ABWR 核蒸汽供应系统结构材料与冷却剂的相容性	68
第八节 ABWR 核蒸汽供应系统主要设备结构设计及材料与 URD 要求的符合性	74

第四章 ABWR 专设安全设施	78
第一节 概述	78
第二节 ABWR 安全壳系统	78
第三节 应急堆芯冷却系统 (ECCS)	90
第四节 ABWR 专设安全设施设计与 URD 要求之间的符合性比较	96
第五章 ABWR 主要辅助系统	104
第一节 燃料贮存和装卸系统	104
第二节 余热排出系统	109
第三节 反应堆冷却剂净化系统和抑压池净化系统	111
第四节 备用硼酸溶液注入系统	113
第五节 除盐水系统	115
第六节 设备冷却水系统	118
第七节 厂用水系统	122
第八节 加热、通风与空调系统	123
第六章 ABWR 安全性能	129
第一节 概述	129
第二节 ABWR 安全设计	130
第三节 事故分类与分析工具	132
第四节 瞬态分析	143
第五节 设计基准事故	146
第六节 严重事故	149
第七章 ABWR 仪表控制和电气系统	156
第一节 ABWR 仪表与控制	156
第二节 ABWR 电气系统	169
第八章 汽轮发电机及其辅助系统	182
第一节 概述	182
第二节 汽轮发电机组及其热力系统介绍	182
第三节 ABWR 汽轮机辅助系统的设计特点	187
第四节 ABWR 汽轮机设计与 URD 要求之间的比较	188
第五节 ABWR 水化学	191

第九章 放射性废物管理和源项分析	196
第一节 放射性废物管理	196
第二节 源项分析	200
第十章 ABWR 机组的运行	214
第一节 概述	214
第二节 ABWR 机组运行的过程控制	217
第三节 ABWR 机组的正常运行	221
第四节 ABWR 机组的异常运行	230
第五节 ABWR 机组的事故运行	231
第六节 ABWR 机组的运行业绩	234
第七节 ABWR 机组运行性能与 URD 的符合性	238
附录 英语缩写词说明	240



第一节 URD 高层要求和 ABWR 基本特征

目前,全世界运行的核电厂中,沸水堆(BWR)和压水堆(PWR)占绝大部分。这两种堆型都属于轻水堆(LWR),有很多相似之处,例如,两者都是热中子反应堆,都用加压轻水作为中子慢化剂和反应堆冷却剂,具有相似的堆芯结构、低富集度 UO_2 燃料棒和燃料组件,以及相似的堆芯中子物理特征等。然而,BWR 和 PWR 毕竟是轻水堆家族中的两种堆型,各自都有自己的特点,特别是在吸取 BWR 三十余年运行经验的基础上进行了系统的改进以后所形成的先进沸水堆(ABWR)核电厂,在其安全性和经济性方面有突破性的发展,且具有商业运行经验。

1. 简单性

简化系统和设备的设计是美国用户要求文件(URD)的基本要求之一,它是先进轻水堆(ALWR)成功的基础。URD 认为不必要的复杂化是现有核电厂一系列问题的根源。目前的一些核电厂变得越来越复杂,不断地增加更多的系统和设备,不但使运行和维护困难,而且也提高了建造成本。URD 要求在 ALWR 设计中贯彻简单性方针,在系统和设备的设计、建造、运行、维修和故障处理等各个环节优先考虑简单性,因为它往往是既安全可靠又节省投资的最佳出路。

ABWR 在简化设计方面具有独特的优势,例如,它采用了一体化的核蒸汽供应系统(NSSS),将汽水分离装置、蒸汽干燥器和冷却剂再循环泵等核蒸汽供应部件全部置于反应堆压力壳内,取消了部件之间的连接管道,提高了可靠性,减少了需要定期在役检验的焊缝。这样的设计使压力壳堆芯以下部位没有大口径管道,从而为堆芯失水造成损坏概率降低到 $1.56 \times 10^{-7}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 创造了条件。该概率远远低于 URD 提出的小于 $1 \times 10^{-5}/(\text{堆} \cdot \text{年})$ 的要求。同时,由于采用了一体化的核蒸汽供应系统,减少了设备和材料及其所占用的空间。与相同规模的 PWR 核电厂相比,按重量计算,少用金属材料 50% 左右。ABWR 机组采用了紧凑型抑压式安全壳,单位功率的设备所占用空间仅为压水堆(干式安全壳)的三分之一。此外,ABWR 还按照 URD 的要求,设计了功能专一、操作简化的应急堆芯冷却系统,从而避免了在应急情况下必须经过重新连接切换

操作才能完成堆芯冷却功能而可能带来的失误。

2. 满足更高的安全要求

URD 对 ALWR 核电厂安全设计的要求包括两部分：取证设计基准要求和安全裕度基准要求。取证设计基准要求是为了满足国家核安全部门的管理要求而必须分析一组事件及其相关边界条件和假设。必须用保守的、国家核安全部门同意的方法和假设对相关的事件进行分析，分析结果必须满足国家核安全部门颁布的验收准则。安全裕度基准要求是为了预防严重事故和保护投资，也是业主所关心的更高要求。它在许多方面超过了核安全法规规定的最低限度的设计要求，从而对核安全提供了额外的保证。对设计裕量和安全裕量基准的评估采用最佳评估方法。在 URD 中，设计留有充分的裕度与简单性要求具有同样的重要性，这些设计裕量除了对安全提供额外的保证以外，还为核电厂的运行提供了宽容可调的运行范围。由业主规定的这个设计裕量主要是留给操纵员使用的，在任何情况下都不能为了别的目的而去掉这些裕量。URD 规定的设计裕量主要包括：

(1) 燃料热工设计裕量不小于核安全规定限值的 15%；

(2) 为适应各种运行瞬态工况留有充分的裕量，如反应堆压力壳、稳压器和蒸汽发生器二次侧有较大的水装量；

(3) 为预防可能出现的极限运行工况留有充分的裕度；

(4) 在正常运行范围与保护定值之间留有充分的裕度。

BWR 本来就有较大的堆芯栅距，并且在 ABWR 中将反应堆冷却剂再循环泵移至堆内，进一步增大了反应堆压力壳容积，使其水装量是同等规模的 PWR 的两倍，主回路冷却剂装量比改进前的 BWR 增加 30%。由于 ABWR 压力壳有较大的水装量，从而保持较大的热惯性，使系统变得相对稳定，延缓瞬态的剧烈程度，为运行提供较多的灵活性，减慢机组对外来扰动的响应速度，从而使操纵员在机组参数达到保护定值之前有更多的时间采取必要的行动以恢复机组的稳定运行，这也是 ABWR 机组非计划自动停堆率达到 URD 要求的每年少于 1 次的原因之一。

其次，在 ABWR 中，对关键设备还留有较大的设计裕量。例如，由于反应堆冷却剂循环泵移到堆内，相应地增大了堆芯与压力壳内壁之间的水层厚度，从而减少了快中子到达压力壳内表面的数量，在 60 年的设计寿期内压力壳内表面快中子积分通量小于 $1 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ ，比目前运行的设计寿期 40 年核电厂压力壳的相应数值 ($5.4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 以上) 还小。此外，ABWR 相对较低的运行压力 (约 7.27 MPaA) 和运行温度 (约 216℃) 以及反应堆启停时相对缓和的压力、温度瞬变冲击等都对 URD 要求的 60 年设计寿期提供了额外的保证。

3. 良好的运行性能

在机组运行性能方面，URD 规定：机组应能在 24h 内从冷停堆启动并过渡到具有额定压力和温度的热备用状态，同时也能在 24h 内使反应堆从具有额定压力和温度的热备用状态冷却到换料停堆状态；在每个换料周期的 90% 时间内可以进行日常的负荷跟

踪运行；机组的年平均可利用率不小于 87%；BWR 机组在 40% 额定功率以下甩负荷，不停堆也不停机（URD 认为沸水堆机组没有特别需要不必将甩负荷能力设计到 100%）。ABWR 机组性能完全符合这些要求。

沸水堆的一些基本运行特性也比较有利于实现 URD 要求，例如 ABWR 具有绝对值较大的负反应性系数：

空泡系数 $-100 \times 10^{-5} \sim -20 \times 10^{-5} / \% \text{空泡}$

慢化剂温度系数 $-50 \times 10^{-5} \sim -8 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C}$

燃料温度系数（多普勒系数） $-4 \times 10^{-5} \sim -1 \times 10^{-5} / ^\circ\text{C}$

这样，在正常运行情况下 ABWR 反应堆就成了反馈系数较大的负反馈系统，因而具有较好的自稳定性能，即对可能影响安全的外界扰动具有自调整功能，使 ABWR 堆芯具有独特的固有安全特性。

ABWR 在其整个运行范围内堆芯都存在负反应性系数，当机组启动时，可以从反应堆冷态开始逐步移动控制棒而直接进行核加热，使反应堆启动速度较快，易于实现 URD 规定的启动时间要求。ABWR 可在 25h 内，从冷停堆提升到额定功率水平。同时由于 ABWR 有较低的运行压力和温度，所以，在停堆时，从具有额定压力和温度的热备用状态冷却到换料停堆状态，明显少于 URD 规定的停堆时间，从而有利于提高机组的可利用率。

ABWR 的输出功率控制采用“机跟堆”方式，即在 70% 额定功率水平以上时，通过电源变频装置调节堆内再循环流量使反应堆功率水平自动跟踪需要的负荷变化。控制反应堆功率有两种方法：一种是通过变化堆内再循环泵的速度来改变堆芯冷却剂流量，从而导致汽泡的含量变化，最后达到控制堆芯反应性的目的；另一种方法是通过调整控制棒在堆内的插入深度来控制反应堆功率水平。

一般情况下，反应堆开、停和堆内功率分布的调整以及对燃料燃耗引起的反应性变化的补偿通过调节控制棒在堆内插入深度实现。对负荷变化引起的反应堆功率变化通过调节堆内再循环流量控制。用调节堆芯再循环流量的方法控制反应堆功率水平具有速度快、幅度大和不影响堆芯功率分布的特点。功率水平的变化速率最大可以达到每分钟 60% 额定功率。

此外，ABWR 功率变化过程中出现的氙（Xe）对反应性影响远远小于空泡份额变化引起的反应性变化，所以不会出现氙振荡，运行平稳。

由于通过调节再循环流量控制反应堆功率水平的方法具有上述特点，ABWR 机组易于实现对电网频率的自动控制。并可以按 URD 的要求在每个换料周期的 90% 时间内实现日常负荷跟踪运行，还可以根据需要延长换料周期，有相当的灵活性。

ABWR 机组的主要性能指标基本符合 URD 的要求。目前，在全世界运行的或在建的核电厂中，除了 ABWR 以外，还没有其他符合 URD 要求的核电厂。所以研究 ABWR 技术对我国核电工业实现跨越式发展具有现实意义。



第二节 ABWR 主要设计特点与技术改进

1. 堆芯与燃料

ABWR 功率运行时, 作为冷却剂和慢化剂的轻水在堆内沸腾, 堆内平均汽泡份额在额定功率时约为 40%。堆芯采用低泄漏装换料方案。反应堆运行功率变化主要通过调节堆内再循环流量实现, 仅有少量控制棒用于日常运行控制 (K6/K7 为 13 根), 这些控制棒与周围的 4 个燃料组件构成一个控制栅元。控制栅元中的 4 个燃料组件的燃料富集度较低, 以缓和控制棒移动引起的功率分布扰动。正常运行时, 除控制栅元以外, 其他控制棒都完全抽出堆芯。ABWR 的控制棒间距从常规的 BWR 的 304.8mm 增大到 310mm, 燃料组件的间距增加了, 从而增大了水—铀比, 有利于软化中子能谱和经济地利用中子。

ABWR 的燃料棒置于元件盒内, 水在元件盒内沸腾。元件盒有固定的外形尺寸, 可以装进 7×7、8×8 等各种型号的燃料组件。燃料组件内不用分离式可燃毒物棒, 而是把三氧化二钎混合在二氧化铀粉末中烧结成可燃毒物芯块, 根据需要装在燃料棒内。燃料组件的另一特点是在其中心设置 1~2 根水棒, 以降低中心部位的功率峰值, 增强慢化能力。

ABWR 的控制棒呈十字板型, 置于元件盒外。由于堆芯下部有较大的水密度和热中子通量, 所以控制棒由堆芯下部插入, 以保证控制棒有较高的效率并展平堆内轴向功率分布。

在 ABWR 堆芯, 还通过加可燃毒物钎和不同富集度燃料的布置来展平堆内功率分布。在中子泄漏几率大的外围部位放置低富集度或较深燃耗的燃料, 在燃料棒的两端还装一些天然铀芯块。

在 ABWR 堆芯, 还可以利用内置泵的再循环流量变化来改善燃料循环成本, 即在燃料循环前期保持较小的再循环流量 (取可调范围的下限值), 以相对地减弱堆芯的慢化能力, 使中子能谱硬化, 促进钚的积累。而在燃料循环后期增大堆芯的再循环流量 (取可调范围的上限值), 以便软化中子能谱, 通过燃烧所积累的钚增加堆芯的反应性。这样, 通过中子能谱变化得到了反应性补偿。设计中考虑了堆芯流量变化幅度约为 20%。

2. 热工水力设计

ABWR 在热工水力设计方面主要有以下特点:

(1) 采用较低的功率密度 (约为 PWR 的 50%), 并通过改进燃料设计提高了燃料线功率密度限值, 以及在确定最小临界功率比的分析中采用统计方法替代以往的确论方法以减少过度的保守性, 从而保证了堆芯有充分的热工裕度, 并在运行中通过自动监测装置控制反应堆运行工况, 在线地保证堆芯的热工裕度。

(2) 在堆芯冷却剂入口处采用小口径孔板以增加水流的压降, 扩大堆芯栅格间距以增大冷却剂流动面积, 以及增加汽水分离器的数量以减少两相流的压降。由于采取了这些改进措施, 使得堆芯两相流动的稳定性得到改善, 并在运行中通过自动监测装置对两相流的稳定性进行监督。在反应堆运行图上, 高功率低(再循环)流量区域为不稳定的两相流动的敏感区, 通过自动探测系统和控制棒自动锁定等措施可以防止反应堆在这个区域运行。

3. 核蒸汽供应系统的主要设备和材料

ABWR 核蒸汽供应系统的承压部件的设计采用了 LBB (先漏后破) 技术, 增强了对事故的预防能力。由于采用了直接循环方式, 为了降低冷却剂中杂质放射性水平, 反应堆压力壳及其内部设备与构件所使用的金属材料的含钴量控制在 0.05% 以下, 含碳量不能达到 0.02%。

反应堆压力壳采用碟形下封头和圆锥形支撑裙座使其定位更加稳固。

堆内构件也有一系列改进: 汽水分离器采用短立管三级式结构, 压力损失小; 上栅格板采用整体铣削成型, 避免了常见的组装连接; 堆芯支撑采用横梁式支撑板, 并使用正交加强筋, 以增大抗弯曲强度; 由于燃料装载数量大, 堆芯围筒的直径加大, 围筒上部和上栅格板用螺栓连成一体, 从而使结构更加稳固; 由于堆芯以下部位没有大口径管道, 因而不可能导致严重的失水事故, 所以将常规的 BWR 堆芯喷淋装置改成堆芯注水结构, 也不需要向堆芯围筒内侧注水, 即设置堆芯高压注水装置和低压注水装置用于缓解失水事故的后果。

反应堆内置泵的设计采用了成熟的技术, 其特点有: 泵组采用湿式鼠笼电动机, 不需要压力边界的机械轴封; 采用可调速控制电源, 便于实现堆内再循环流量调节; 泵组的安装和拆卸可以通过远距离遥控的机械装置实现, 并且可以在水下拆卸泵的叶轮和电动机; 一台泵失效时仍可维持额定流量运行; 采用多种电源供电, 保证其可靠运行。

相对于以前的 BWR, ABWR 的控制棒驱动机构的主要改进有: 可以实现反应性微调和若干根控制棒联动, 从而在控制棒移动过程中, 对堆芯功率分布扰动较小, 联动操作可以缩短反应堆启动时间; 采用电动机和液压传动系统两种驱动方式, 提高了安全停堆的可靠性; 该机构的设计可以保证在发生驱动机构耐压壳破裂事故情况下不会由于控制棒弹出而发生反应性事故。

4. 专设安全设施

ABWR 安全壳系统的主要设计特点有: 采用了双层安全壳结构, 一次安全壳与二次安全壳、反应堆厂房及其内部的乏燃料水池等构筑物作为一个整体进行应力分析和设计, 有较强的预防和缓解事故的能力; 一次安全壳采用了容积较小的湿式抑压型结构, 有较大的热容量, 在 LOCA 事故条件下安全壳内压力较低, 抑压水池可以作为热井, 并可以洗涤和滞留放射性裂变产物, 必要时还可以用抑压池的水作为冷却反应堆的补充水源, 对预防严重事故并缓解事故后果有重要作用。

ABWR 的应急堆芯冷却系统的主要改进和特点包括:

(1) 按照 URD 的要求, 设计了功能专一的应急堆芯冷却系统, 在发生 LOCA 事故的应急情况下, 不需要切换操作就能直接参与堆芯冷却;

(2) 根据 ABWR 的一体化结构的需要, 应急堆芯冷却系统的容量规模较小;

(3) 系统的冗余度高, 并符合多样性设计准则, 应急堆芯冷却系统包括若干个子系统, 同时将这些子系统分成三个功能组, 每个功能组都能单独完成堆芯的冷却功能;

(4) 电源可靠性高, 应急堆芯冷却系统的三个功能组都有各自的安全级应急柴油发电机, 而且, 还有一台公用的非安全级燃气轮机发电机组作为备用。

5. 安全性能

ABWR 安全性能的主要特点有:

由于冷却剂再循环泵移至反应堆压力壳内, 避免了在压力壳的堆芯以下部位出现大口径管道, 并扩大了压力壳的容积, 相应地增加了水装量, 从而在 LOCA (失水事故) 情况下, 一般不会出现堆芯裸露情况。分析表明, 在严重的 LOCA 事故下, 燃料包壳最高温度为 621°C , 远远低于允许的最高温度 (1204°C), 堆芯熔化概率为 $1.56 \times 10^{-7}/(\text{堆} \cdot \text{年})$, 比 URD 要求的目标值小两个数量级。

安全壳设计充分考虑了非能动设计原则, 如采用双层安全壳设计, 一次安全壳采用热容量大、冷却效率高的小型湿式抑压型结构, 有足够容量的抑压水池可以作为应急情况下的最终热井。此外, 将双层安全壳与反应堆厂房作为一个整体考虑结构力学分析并进行一体化设计, 可以承受 $0.6g$ 的地震。

6. 仪表控制和电气

与一般的核电机组相比, ABWR 的仪表与控制系统有全面的改进, 并形成了新一代全数字化仪表与控制系统, 主要特点有:

(1) 系统采用全数字化和容错设计, 全面使用微处理器化的标准化模块和容错型数字式控制器;

(2) 控制室人机接口采用多重计算机、小型控制台和多重平面显示器以及大屏幕显示装置, 控制室小型化;

(3) 系统操作高度自动化, 减少了人为判断或操作失误的可能性;

(4) 信号传送采用冗余型光纤网络。

ABWR 的电力系统与 URD 的要求有很好的 consistency, 主要包括:

(1) 两个独立的外电源与机组供电系统的主接线的结构简单可靠, 保证全厂各类负载在各种情况下都能得到可靠供电;

(2) 主厂用变压器和备用厂用变压器容量裕度远远大于 URD 提出的 $10\% \sim 15\%$ 的要求, 使机组对各种瞬态有良好的适应能力;

(3) 主接线方式确保在核电机组跳闸时或主变压器高压侧断路器跳开而核电机组在正常运行时不发生厂用母线切换;

(4) 全厂三个安全负载组各自有一台安全级柴油发电机组作为第一后备电源, 而在 LOCA 事故情况下, 只要其中一个安全负载组设备能正常运行, 就能保证反应堆的应

急冷却；

(5) 全厂还有一台非安全级的燃气轮机发电机组作为安全负载的第二后备电源。电力系统的这些改进措施对降低堆芯损坏概率作出了贡献。

7. 汽轮机—发电机

ABWR 汽轮机设计有重大改进，主要有：

- (1) 采用较高的初蒸汽参数；
- (2) 采用中间再热循环，提高进入低压缸的蒸汽参数并降低了蒸汽湿度；
- (3) 改进了低压缸进汽阀以减小截流损失；
- (4) 采用改进型叶片，减小了叶栅中的蒸汽流动损失，提高了级效率；
- (5) 采用倾斜式喷嘴以减少二次流损失；
- (6) 采用多重的叶顶飞边，增强叶片的抗冲蚀性能；
- (7) 采用高低喷嘴密封件，减少级间的漏汽损失；
- (8) 改进了低压排汽方式以提高末级效率；
- (9) 通过增加末级叶片长度（由 BWR 6 的 41/43in 增加到 52in）、采用多排汽口结构（共有 6 个排汽口）和低转速（半速）增大末级通流面积。

据资料介绍，仅末级叶片加长就可以使其效率提高 4%。

发电机的设计与以前的 BWR 的基本相同，只是容量加大（1300MV·A），并有些局部改进，如采用单相冷却系统、改进辐流转子和高压系统的绝缘绕组等。

8. 放射性废物管理与源项

其特点在于采用先进的分析软件 MAAP 程序对严重事故条件下的源项进行了分析，涉及的严重事故序列包括：冷却剂流失、堆芯裸露并导致燃料损伤、堆芯熔化导致反应堆压力壳熔穿并侵蚀其基础。分析内容包括：反应堆压力壳失效时间、堆芯熔化概率和安全壳失效概率及放射性裂变产物不经过抑压水池而直接释放等。根据有关的分析结果在设计上作了相应的考虑，如设置安全壳超压保护装置，进一步增强了 ABWR 预防严重事故的能力。

9. 机组运行

ABWR 机组的运行主要有以下几个特点：

- (1) 运行中监控的对象少，仅有反应堆功率、压力和水位需要监控。
- (2) 自动化程度高，除反应堆趋近临界或发电机并网等关键操作手动方式完成外，其他操作都自动实现，包括负荷跟踪和事故应急响应。
- (3) 反应堆启动时间短，从冷停堆升至满功率需要 25h，从热停堆升至满功率需 4~5h。
- (4) 在所有的设计基准事故发生后 72h 内，自动完成全部应急操作，不需要操纵员干预。
- (5) 功率调节速度快。在 70% 额定功率水平以上运行时，通过改变内置泵的再循环流量实现功率调节，速率可达每秒 1% 额定功率；低于 70% 额定功率水平时，通过移