

# 核电先进堆型与我国核电发展

胡亚蕾

(中国核工业总公司第二研究设计院, 北京 100840)

**[摘要]** 介绍了核电堆型发展的四个阶段和第一、二代核电堆型的发展历史; 论述了第三代先进堆型的发展、设计特点和第四代先进堆的开发目标。

**[关键词]** 核电; 先进堆型; 中国核电

**[中图分类号]** G304 **[文献标识码]** A **[文章编号]** 1009-1742(2005)11-0098-05

自1954年世界上第一座核电厂问世, 目前全世界有441座核电机组, 总装机容量约 $3.58 \times 10^8$  kW, 世界核电发电量 $25\,740 \times 10^8$  kW·h, 核电占世界总发电量的16%。有法、美等17个国家或地区核发电量超过25%。核电用50年的时间就超过了水电几百年达到的在全球能源生产中的地位, 核电累计运行达10 000多个堆·年, 已成为世界能源的重要组成部分。

按美国能源部(DOE)提议, 且在核能界获得共识, 把核动力反应堆的发展分为4个阶段。将20世纪50—60年代建的原型堆称为第一代(GEN I), 70—90年代建的商用动力堆称为第二代(GEN II), 90年代至今正在开发的先进轻水堆称为第三代(GEN III), 将未来(2020—2030年起)要大规模采用的新型动力堆称为第四代(GEN IV)。

## 1 第一二代核电堆型的发展回顾

20世纪50—60年代可视为核电发展早期, 这一阶段建造的核电厂可称为第一代核电厂。这时期核电主要集中在美、苏、英、法和加拿大少数几个国家, 西德和日本由于二次大战后巴黎协定禁止其在战后10年内进行核研究, 因而核能技术应用起步较晚。这阶段发展的堆型可分为3种情况: 一是

从军用生产堆或军用动力堆转型改造过来, 二是一些商用核电厂堆型的原型机组, 三是研究探索过程中建造的堆型。这阶段典型的核电机组堆型包括: 英国和法国建造的一批“美诺克斯”天然铀石墨气冷堆(GCR), 前苏联早期建造的轻水冷却石墨气冷堆(LGR), 美国早期建造的压水堆(PWR)和沸水堆(BWR), 加拿大早期建造的天然铀重水堆以及美国和前苏联早期建造的快中子增殖堆。

第一代核电厂的特点为: 建于核电开发期, 因此具有研究探索的试验原型堆性质; 设计比较粗糙, 结构松散, 尽管机组发电容量不大, 一般在300 MW之内, 但体积较大; 设计中没有系统、规范、科学的安全标准作为指导和准则, 因而存在许多安全隐患; 发电成本高。目前, 这一代核电厂基本已退役(约20台机组)。

当前, 正在运行的绝大部分商用核电厂视为第二代核电厂, 这一代核电厂主要是按照比较完备的核安全法规和标准以及确定论的方法考虑设计基准事故的要求而设计的。它既是第一代堆型基础上的改进和发展, 与现在的第三代核电厂的设计概念也有交叉。第二代核电厂主要有PWR, BWR, 加拿大AECL开发的天然铀压力管式重水堆(CANDU)、前苏联卡法的石墨水冷堆(LGR)、改进型气冷堆(AGR)和高温气冷堆(HTGR)以

及钠冷快堆。由于 1979 年美国三哩岛事件和 1986 年前苏联切尔诺贝利事件的影响, 经过实践的考验, 目前, 运行和在建的第二代核电厂中占优势的堆型是 PWR, BWR 和重水堆, 分别占目前总机组数的 60%, 19% 和 11%。

核电的发展经历过两次严重事故的考验, 1979 年三哩岛核事故使核能的发展遭遇到一次大的挫折; 1986 年的切尔诺贝利核事故, 证明了石墨水堆是不成熟的堆型。人们从三哩岛核事故总结了丰富的经验教训, 在提高核安全水平上狠下功夫 (如 NUREG-0933), 由美国核监管会 (NRC) 带头, 强化了按核法规条例对核电站的监管; 但由于有些要求失之过严, 改善安全性相关的改进项目耗资过大, 导致核电在经济上丧失了竞争力。1990 年起, 美国对核电站的监管做了很大的改进, 调整了一些过分严厉的要求, 在关注安全的同时也关注核电的效益, 在满足安全审评的前提下, 允许机组提升功率运行, 普遍提升功率 5%~10%, 某些机组提升功率达 20%; 结果在保证机组安全性能的前提下, 机组容量因子稳步上升。尽管 1973 年之后, 美国并没有新的核电厂订货, 核发电量每年仍增加 8%。

1998 年的统计表明, 美国该年 2/3 的核电机组非计划自动停堆次数为零, 美国的核电厂工业事故率比全美国工业事故率的 1/10 还低, 而目前核电厂员工的辐射剂量率比 1980 年降低了 80%。更引人注目的是美国按核法规条例对核电站的监管还在改进, 从 2000 年起, NRC 已审查批准了 8 台核电机组的运行执照从 40 年延长至 60 年, 据 NRC 及美核工业界预计, 美在役核电机组的 80%~85%, 也就是说几乎全部第二代核动力堆机组都可延长寿命至 60 年。

第一、二代堆型的核电厂中成功的运行经验为今后核电的发展奠定了扎实的基础。

## 2 第三代先进堆型

### 2.1 第三代先进堆型的设计要求

在三哩岛核事故及切尔诺贝利核事故之后, 为了总结核电发展的经验和教训, 进一步提高电站的安全性能和运行性能, 并同时提高电站的经济性, 提早为未来的核电发展作好准备, 美国将电力公司对下一代核电厂的要求系统、清晰、完整地汇总起来, 由美国电力研究所 (EPRI) 牵头, 汇集了美

国及核电发达国家的专家, 从 1988 年开始制定电力公司要求文件 (URD), 于 1990 年 3 月出了第一版, 最终第 6 版署的日期为 1993 年 12 月, 该文件的出版日期是 1997 年 5 月<sup>[1,2]</sup>。URD 对下一代, 即第三代核动力堆的要求分为两大部分, 即革新型轻水堆 (采用非能动安全系统), 和改进型轻水堆 (依据成熟的经过考验的工艺技术)。

在 URD 的影响和推动下, 第三代核动力堆获得了相当的发展, NRC 已批准了 ABWR 和 APWR-SYSTEM80+ 及 AP600 的标准设计。日本参照 URD 要求编制了 JURD, 并与美国 GE 公司合作开发、建设并营运了 2 台 ABWR 核电厂; 韩国参照 URD 编制了 KURD, 并与 ABB-CE 公司合作, 开发、建设、营运了 6 台其标准化 (KSNP) 核电机组, 正在开发其下一代 (KNGR) 核电机组。欧洲联合编制了其电力公司要求文件 (EUR), 基本要求与 URD 相似, 但在如何满足这些要求方面, 不像 URD 那样详细引用美国的法规条例、标准、导则, 而提倡优先选用国际的、欧洲的和本国的法规标准, 并给供货商、制造商留有较大的选择余地。欧洲正在联合开发新一代压水堆 EPR, 并计划尽快建设示范电厂, 以便推广使用。

中国核安全局于 2002 年发布了核安全政策白皮书——《新建核电厂设计中的几个重要安全问题的技术政策》, 对我国新建核电厂设计一系列安全问题提出了与世界先进核电国家相类似的要求。

总的说来, 利用成熟的、经验证的改进型轻水堆设计, 由于成功把握大, 风险小, 受到更多的关注, 并已成功地开始投入实用; 而革新型轻水堆由于采用新技术, 必须建造模式堆进行验证, 需要政府支持分担风险。

### 2.2 第三代主要先进堆型介绍

按照 URD 和其他相关文件要求, 近 10 年来世界主要核电国家开发了一系列第三代核电堆型, 这些堆型按其设计特征可分为改进型和革新型两类。目前普遍受到关注的是 3 种核电堆型 (AP1000, EPR, ABWR)。

2.2.1 AP1000 是美国西屋公司开发的一种双环路, 电功率为 1 117 MW 的第三代先进型 PWR 机组, 它是 1999 年 12 月获得 NRC 设计许可证的 AP600 的设计, 主要特征是高水平非能动安全系统的设计, 并通过提高功率输出水平, 降低发电成本。AP1000 具有以下一些设计特点: a. 采用了既

先进又成熟的技术,如反应堆采用 Model 314 技术和 IFBA 燃料组件,反应堆冷却剂泵采用全密封泵(屏蔽泵)等; b. 采用非能动的安全系统,如非能动的堆芯冷却系统、非能动的安全壳冷却系统、主控室可滞留系统和安全壳隔离系统也通过非能动安全设计和设施实现其功能; c. 反应堆冷却剂系统进行了若干设计改进以使其更可靠和便于维修; d. 采用了先进的全数字化仪控系统设计; e. 设计改进大大简化了 AP1000 核电站,使预计建造周期只需 36 个月。

2.2.2 欧洲压水堆 (EPR) EPR 是法马通公司和西门子公司于 1991 年共同开发的,属于第三代改进型 PWR,它的性能设计目标是基于或高于法、德现有大型 PWR 核电站所达到的最高水平,遵循 EUR 的相关要求,因此既有成熟性,也具有先进性<sup>[3]</sup>。EPR 具有以下设计特点:

1) EPR 总体安全设计方案遵循法、德联合制定的“未来 PWR 核电站通用安全方案的建议”,采用确定论方法与概率论方法相结合的双重策略;

2) EPR 机组的设计热功率为 4 250 MW,电功率为 1 500~1 600 MW,设计寿命 60 年,采用双层安全壳;

3) 反应堆冷却剂系统主要部件体积大于现在运行的 PWR 机组,可以容纳较大的堆芯,以降低功率密度,增加热工安全裕量;

4) 核电站重要安全系统及其支持系统设计有 4 个冗余系列,并分别安装在 4 个独立的区域,每个系列与反应堆冷却剂系统的一个环路相连;

5) EPR 设计考虑了严重事故预防和缓解的手段和措施;

6) 采用先进的全数字化仪控设计和主控室设计,保护系统为 4 重冗余结构,采用“2/4”逻辑,具有高的可靠性。

2.2.3 先进沸水堆 (ABWR) 是目前唯一有运行电厂和经过运行考验的第三代先进型核电站,除了具有 BWR 的特点和优点,如直接循环、大的负空泡反应性系数、采用流量+控制棒调节功率的方便、快捷外,还具有以下总体特征:

1) 将原 GE 公司 BWR 安装在压力容器外侧的反应堆冷却剂再循环泵改为安装在压力容器内部的内置泵,实现了核蒸汽供应系统的一体化设计,大大降低了堆芯熔化概率;

2) ABWR 采用并改进了经验证的电机驱动和

水力驱动相结合的电动—水力微动控制棒驱动系统 (FMCRD),提高了正常运行反应性控制的精度和紧急停堆的快速、可靠性;

3) ABWR 的应急堆芯冷却系统 (ECCS) 分 3 个区设置了 3 套独立的、冗余的、符合多样性要求的子系统,各区子系统配备独立的供电、控制保护以及其他支持系统,保证了事故条件下应急堆芯冷却系统抑制和缓解事故后果的可靠性和有效性;

4) ABWR 带有弛压水池的抑压式安全壳设计,能保证在发生失水事故或严重事故时,通过弛压水池的非能动式设计有效抑制安全壳内压力的上升,洗涤破口流量中夹带的裂变产物,并为 ECCS 系统提供重要的可靠水源。ABWR 安全壳设计为缓解严重事故及其减轻放射性释放后果提供了重要的有效保障;

5) ABWR 的仪表和控制系统 (I&C) 采用全数字化技术和容错结构,有助于 ABWR 电站安全、高效、可靠运行;

6) ABWR 采用控制栅元堆芯设计和运行方案,即在 ABWR 运行期间,仅由少部分固定的控制棒(一般少于总控制棒数的 1/10)组成的一个控制棒组在堆芯内移动来补偿整个运行寿期内的反应性变化。该设计简化了运行,提高了运行的可靠性和安全性;

7) ABWR 可采用通过改变流量的谱移控制运行方式,从而增加燃料的利用率。

以上是对世界上 3 种第三代核电先进堆型特点及先进性的介绍。目前的第三代堆型电厂,在亚洲的电力市场上是可行的,因为电力公司获得保证能够收回全部正当的成本。研究表明,如果在美国建造运行和退役一座先进轻水堆 (ALWR) 核电站,其全寿期发电成本预计是 4.5 美分/kW·h,而随着美国电力市场的自由化,据估计一座新建的核电站如果要有竞争力,其全寿期发电成本只能是 3 美分/kW·h 左右,因此美国本土不会建设和营运第三代核动力堆电厂,而只能通过开发第四代核动力堆电厂来寻求利用核裂变能的出路。

### 3 第四代堆型的开发目标和计划

美国作为开发和应用核电的先驱和主力,其核电发展状况及对未来挑战的态度成了引人注目的风向标。2000 年 1 月美国首次提出了第四代反应堆计划,美国能源部的核能科技办公室于 2000 年 5

月主持召开了一次有 100 多名来自美国和国际核工业和科研机构专家参加的专家会议，目标是研究有关能满足发达国家和发展中国家的需求，提供有生命力、有竞争力的未来核能的第四代核动力系统。通过专家工作组研究，第四代核动力堆的主要开发目标是：

其全寿期发电成本必须能与本国或本地区建造的其他发电资源相竞争；如在美国可竞争的发电成本是 3 美分/kW·h（以 2000 年美元币值计）；

必须具有可能的最小投资风险，核电厂投资成本约为 1 000 美元/kW；总的工程建设周期最好是 3 年（从第一罐混凝土到机组并网发电）；

向管理当局和公众示范说明其改进的安全裕量，堆芯损坏的可能性很小，确保不发生需要场外应急措施的事故，能高度容忍人因错误；

其全寿期过程（从采矿、燃料加工、反应堆运行到废物管理、运输、核电厂退役及去污）产生最少的废物量；

其商业核燃料循环产生的材料不可能导致核扩散。但另一种观点认为应开发有效的乏燃料后处理，而由 IAEA 实施有效的监管来防止核扩散。

美国目前正计划对水冷堆、气冷堆、液态金属冷却堆及新的非传统概念设计等四大类 100 多个方案进行比较分析、筛选，在 2005 年之前选出一种或几种第四代核能系统概念加以重点开发，以便在 2030 年之前被广泛采用。由于按目前的开发计划第四代动力堆要到 2030 年左右才能推广应用，因此美国还在开展国际合作开发气体透平高温反应堆（GT-MHR）和革新型轻水堆（AP1000），力求在 2010 年之前就能建设商用核电站。

另外，美国调整核能政策还促进和带动了世界核电的全面复苏，例如俄罗斯将停建多年的 ROSTOV-1，WWER-1000 核电机组恢复建成，于 2001 年 12 月 25 日投入商业运行，并计划在 2020 年前再建 40 座核电厂将年发电量从 2000 年的  $1\,290 \times 10^8$  kW·h 增加到 2020 年的  $3\,400 \times 10^8$  kW·h。

英国正在研究利用 AP1000 或 NG-CANDU 型堆，在 2010 年至 2025 年间建设 10~12 GW 的核电机组容量替代将要退役的气冷堆核电机组容量。

#### 4 先进堆型与我国核电发展

中国核电发展的历史共有 3 个阶段<sup>[4]</sup>。第一阶

段，从 1985 年建造秦山核电厂开始到 1994 年大亚湾核电站 2 台机组发电，花了 10 年时间建成了 2 个核电厂，3 台机组，总装机容量为  $210 \times 10^4$  kW。第二阶段，从 1996 年建造秦山二期开始，陆续建设了秦山三期、岭澳一期及田湾等核电厂。第二阶段共建设 4 个核电厂，8 台核电机组，总装机容量为  $700 \times 10^4$  kW。到 2004 年，已有 6 台机组、 $500 \times 10^4$  kW 装机容量投入运行。江苏田湾核电站的 2 台机组正在建造中，全部投产后中国核电机组的装机容量将达到  $913 \times 10^4$  kW，占全国电力装机总量的 2% 左右。2005 年开始，中国核电建设进入第三阶段。国家批准在广东岭澳、浙江秦山扩建 4 台核电机组。同时，在浙江三门、广东阳江启动核电自主化依托项目的建设。核电自主化依托项目启动阶段建设 4 台机组，以招标方式引进国外先进的核电机组。在 4 台机组建设的同时，进行技术转让，使中国的技术人员掌握相关技术，为后续机组的自主化建设创造条件。目前，美国西屋公司、法国法马通公司、俄罗斯核电技术公司的标书编写已接近尾声，中方的评标和谈判工作即将开始。此外，国家还在组织大型压水堆核电厂自主设计的技术研究，准备自主开发中国品牌的先进压水堆技术。

#### 5 结语

综上所述，核电行业半个多世纪曲折的发展过程，是人们对核电这一新兴能源产业优化发展规律进行摸索、认识到成熟掌握的历史，其结果是使各国政府和公众越来越多地认识到核能是可以安全掌握的、具有经济竞争力的、可持续发展的、有利于环保的、现实可行的能源。中国是世界上能源生产和消费的一个大国，多年来，中国的能源生产和消费总量在世界上排第二位。因此，我国大力发展核电，积极进行先进堆型的研究、开发与运用，将对中国社会、经济的高速发展起到不可替代的积极作用。

#### 参考文献

- [1] EPRI. Advanced light water reactor [R]. Utility Requirements Document, Volume I. Palo Alto CA, 1990
- [2] EPRI. Advanced light water reactor [R]. Utility Requirements Document, Volume III. ALWR Passive Plant. Revision 7, 12/1995

- [ 3 ] EPR. The reactor of the 21st century [ R ]. FRAMATOME ANP, October 2000
- [ 4 ] 中国工程院能源与矿业学部. 我国中长期核电发展研究[R]. 2000

## Advanced Reactor Types and China's Nuclear Power Industry

Hu Yalei

(Beijing Institute of Nuclear Engineering, China Nuclear Industry Co., Beijing 100840, China)

[Abstract] This article describes the four generation of reactor types. Firstly, it looks back the development of the 1st. and 2nd. generation reactor types; Secondly, explains the development and the design characteristics of several typical 3rd generation advanced reactor types, and the goals to be reached in the research work for the 4th generation. Finally, it introduces the related situation in China's nuclear power industry.

[Key words] advanced reactor types; China's nuclear power industry

(上接第 93 页)

3) 以泥磷为原料制取次磷酸钠并回收磷化氢为磷酸,处理过程在常温常压下进行,通过加工处理,最终把泥磷的磷转化为高价值的次磷酸钠和磷酸,既不发生污染转嫁,能清洁无害地处理泥磷,又能取得很好的经济效益。

### 参考文献

[ 1 ] Beck S M, Cook E H. Phosphorous recovery from

phosphorus-containing pond sludge[P]. USP, 4717558 1988 - 01 - 05

[ 2 ] Mergan G J. Recovery of phosphorus from sludge[P]. USP, 4689121 1987 - 08 - 25

[ 3 ] 莎芭琳娜·B·И, 别洛·B·H. 制磷生产中泥磷的形成及处理[J]. 吴志伟译. 磷酸盐工业, 1989, (1)

[ 4 ] Zobel D. Process for the preparation of condensed phosphate[P]. USP, 3669662 1972 - 11 - 03

## Treatment of Sludges Formed in Production of Phosphorus

Huang Xiaofeng, Ma Zhongming, Ning Ping, Ma Xingliang, Gao Huimin

(Faculty of Environment Science and Engineering, Kunming University of Science and Technology, Kunming 650093, China)

[Abstract] Because the sludge treating technology is at low level and the phosphorus sludge had polluted the environment seriously, the advantages and shortcomings about some kinds of processes to treat phosphorus sludge are compared in this article. It has put forward a clean and economical process to produce sodium hypophosphite product from phosphorus sludge.

[Key words] phosphorus sludge; treating technology; sodium hypophosphite