

发电工程设计项目经理（设总）培训课题

第四部分：相关设计技术

第一章：核电站基础知识

华北电力设计院工程有限公司

2012 年 9 月 北京

编写：陈赢展

校审：雷平和

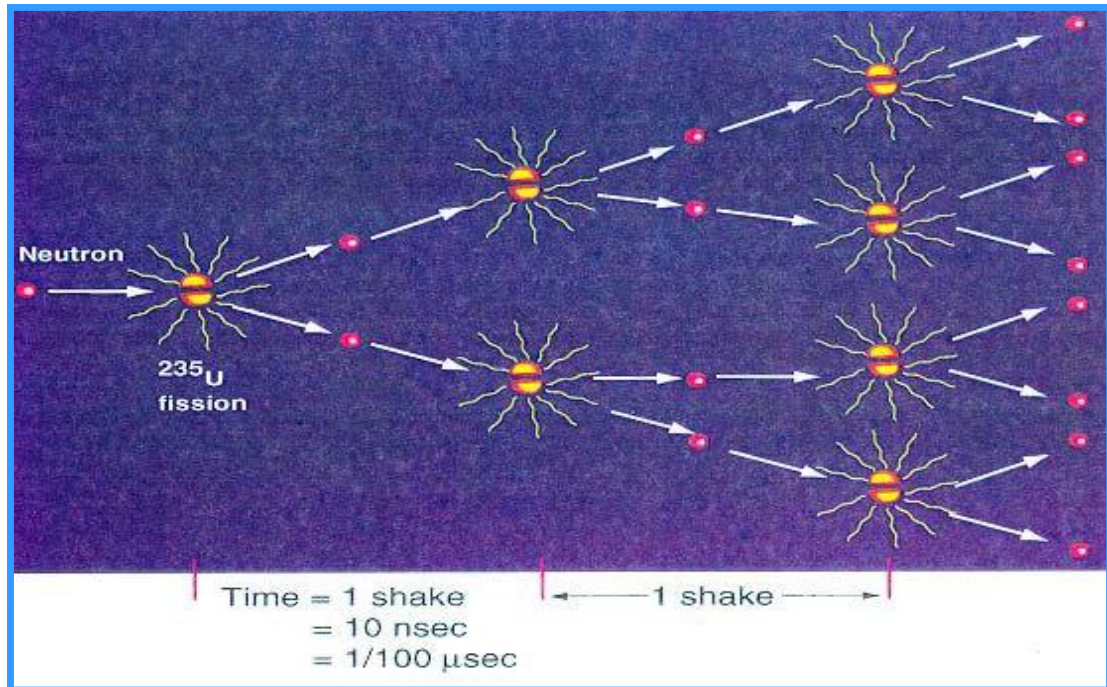
目 录

1. 基本知识.....	1
1.1 核电站定义及组成	1
1.2. 核电站工作原理图	2
1.3 核电厂系统	3
1.4 核电站总体介绍.....	4
2. 发展简况.....	4
2.1 核电发展历程	4
2.2 世界核电情况	7
2.3 中国核电情况	10
3. 核电站法规体系.....	11
3.1 我国核电站法规体系	11
3. 2 核安全法规：	12
3.3 核电厂质量保证安全规定	13
3.4 核质量保证与 ISO9000 质量管理体系的比较	14
3.5 核电厂厂址选择安全规定	14
4. 设计基本程序及内容深度.....	19
4.1 术语和定义：	19
4.2 内容深度	20
4.3 报告成果的审查	23
5. 前期工作要点及特点	23
5.1 选址过程	23
5.2 核汽轮机特点	25
5.3 核电厂造价水平	26
5.4 百万千瓦级核电与火电的燃料消耗与废物产生比较	26

1. 基本知识

1.1 核电站定义及组成

核电站是利用原子核裂变所释放的能量产生电能的发电站。



核电站一般分为两部分：利用原子核裂变生产蒸汽的核岛 NI[包括反应堆装置和一回路系统(核蒸汽供应系统)]和利用蒸汽发电的常规岛 CI（包括汽轮发电机系统）。

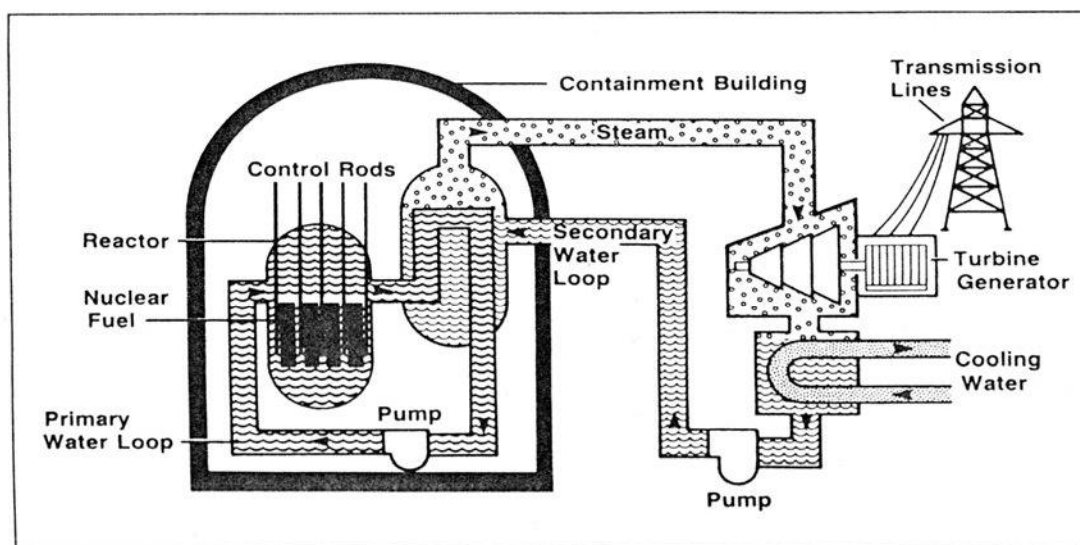
核电站使用的燃料一般是放射性重金属：铀、钚。

现在使用最普遍的民用核电站大都是压水反应堆核电站，它的工作原理是：用铀制成的核燃料在反应堆内进行裂变并释放出大量热能；高压下的循环冷却水把热能带出，在蒸汽发生器内生成蒸汽，推动发电机旋转。

转化过程：核能----热能----机械能---电能

1. 2. 核电站工作原理图

1) 压水堆:



Pressurized water reactor.

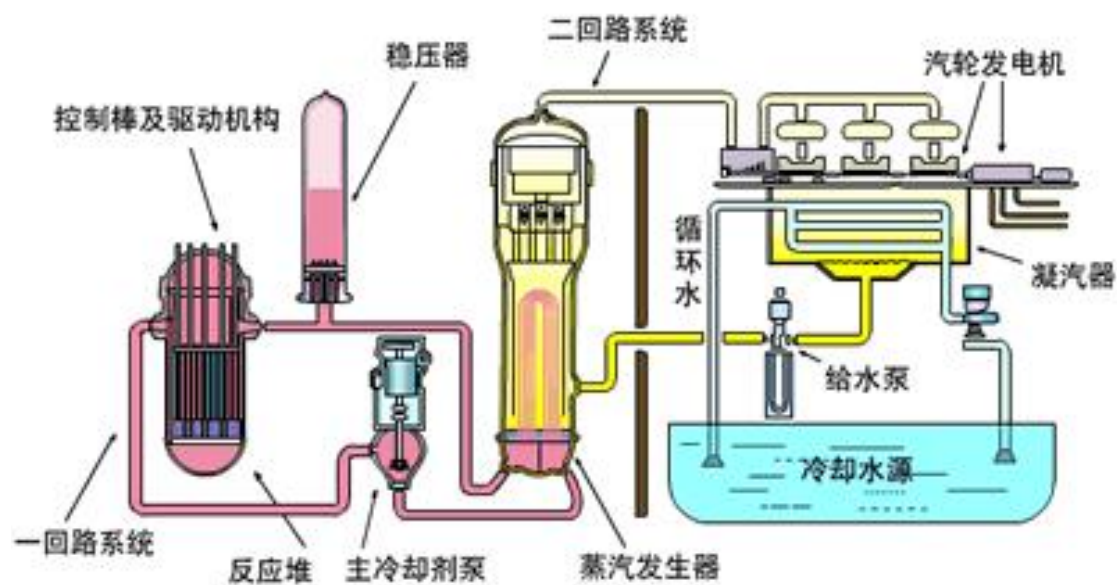
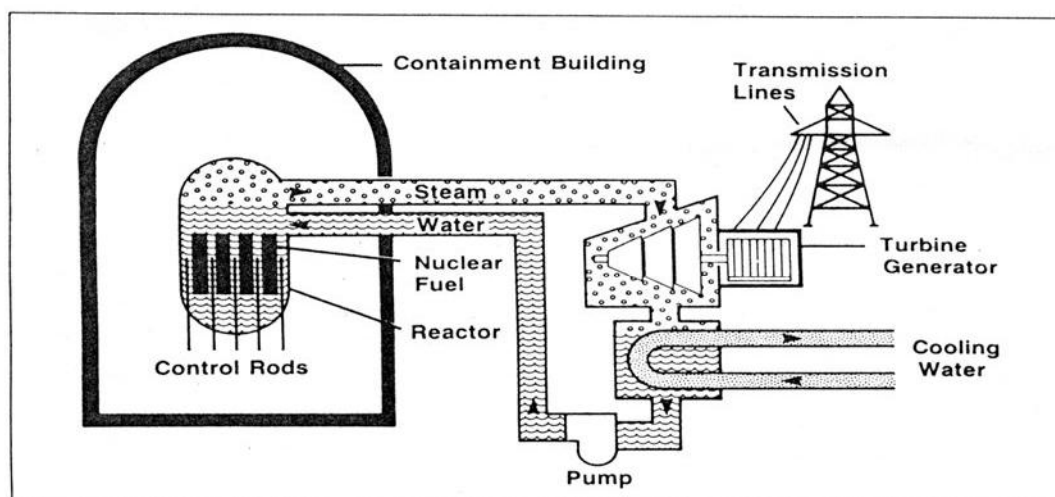


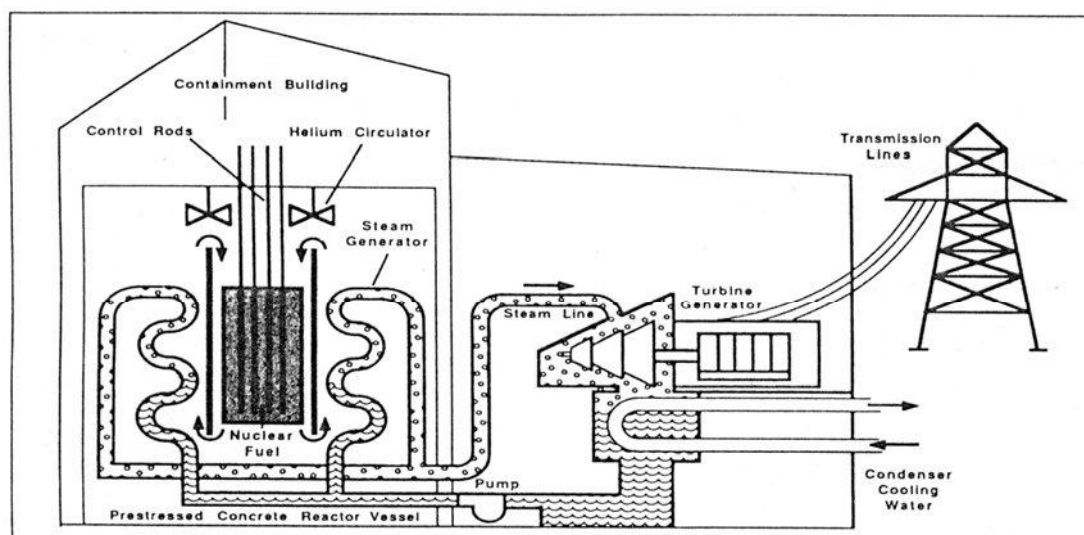
图2.1 压水堆核电厂原理图

2) 沸水堆



Boiling water reactor.

3) 高温气冷堆



High temperature gas-cooled reactor.

1.3 核电厂系统

1.3.1 系统功能

在压水堆核电站中，二回路蒸汽动力循环系统是将一回路蒸汽发生器产生的蒸汽所携带的热能转化为电能的系统。压水堆核电站的二回路系统具有与普通火电站的发电主回路一致的功能。但由于压水堆核电站反应堆的冷却剂带有放射性，因此压水堆核电站比普通火电厂多了二回路蒸汽动力循环系统。

1.3.2 系统组成

主要包括汽轮机、发电机、冷凝器、凝结水泵、给水泵、低压加热器、高压

加热器、除氧器、汽水分离再热器等设备和管道阀门部件。

在二回路系统上，安装有提供探测放射性装置保证了对放射的有效防护。二回路设置了很多系统和设备，保障一回路热量排出，如蒸汽发生器辅助给水系统、蒸汽排放系统、主蒸汽管道上卸压阀及安全阀等。

1.3.3 系统参数

典型的压水堆核电站二回路蒸汽初压约 6.5MPa，饱和温度约为 281℃，蒸汽干度 99.75%；而火力发电厂(亚临界)使用的新蒸汽初压约 18MPa，温度为 540℃甚至更高。

1.3.4 系统运行

压水堆核电站的二回路单相过冷水首先吸收了一回路的热量成为蒸汽，然后蒸汽进入汽轮机推动叶片做功，进一步带动发电机发电，将机械能变为电能，蒸汽在冷凝器内凝结为水，重新返回蒸汽发生器，构成封闭的二回路蒸汽动力循环。

1.4 核电站总体介绍

1.4.1 核电站总体按岛可分为：

核岛

常规岛

BOP

1.4.2 核电站总体布置分为：

- a) 核心区:核岛与常规岛（汽轮机厂房）组成。核岛包括反应堆厂房、核燃料厂房、核辅助厂房、电气与连接厂房、柴油发电机厂房、辅助给水箱厂房；
- b) 三废区：废液储存处理房、固化厂房、弱放废物库、固放废物储存库、特种洗衣房；
- c) 供排水区：循环水泵房、取排水管（沟、渠）；
- d) 动力供应：冷冻机、空压机、液氮储存气化、辅助锅炉；
- e) 检修车间、仓库区；
- f) 厂前区：行政办公楼、汽车库、消防生活服务区、警卫室等。

2. 发展简况

2.1 核电发展历程

2.1.1 第一代核电厂

第一代核电厂属于原型堆核电厂，是上世纪五六十年代初为了通过试验来验证核电在工程实施上的可行性。美国等建造的单机容量在 300MW 左右的核电厂。

2.1.2 第二代核电厂

第二代核电厂主要是实现试验核电厂的标准化，以提高经济性。在上世纪七、八十年代，国际核电发展形成以压水堆和沸水堆型的系列化第二代核电厂。中国机型大多属于此类。

2.1.3 第三代核电厂

第三代核电厂的定义目前主要有两个类型，分别为美国核电用户要求文件 URD 和欧洲核电用户要求文件 EUR 建立的核电厂，他们分别为革新型核电厂——非能动安全系统和改革型核电厂——提升的能动安全系统。

第三代先进反应堆的设计创新：

国际原子能机构在“先进轻水堆设计状况”（2004）中，提出先进核电厂设计的共同目标是“增强经济竞争性和提高安全性”。并指出先进核电厂设计包括两个基本类型：第一类是进化型设计(evolutionary designs)；第二类是革新型设计(innovative designs)。

第三代新建核电站工程设计在防止堆芯熔化和早期大量放射性物质向环境释放方面比较一致地作了如下方面的改进：

- 改进燃料棒和燃料组件的结构材料性能，采用低中子泄漏燃料管理方式；
- 增大核蒸汽供应系统冷却剂的水装量等措施来改善电站的瞬态响应；
- 增加燃料热工裕量；
- 改进压力容器和主管道的结构材料和工艺，完善一次冷却剂压力边界的完整性；
- 提高反应堆二次冷却系统的可靠性；
- 改进或创新安全系统设计，提供简化的和更为宽容的电站设计；
- 采取措施确保堆芯熔融物的冷却并防止与混凝土接触反应；
- 采用双层安全壳，实际消除可能导致安全壳失效的工况，消除安全壳开启状态下的严重事故和安全壳旁路情况下的事故。

GenII⁺ 和 GenIII 压水堆电站主要技术特点:

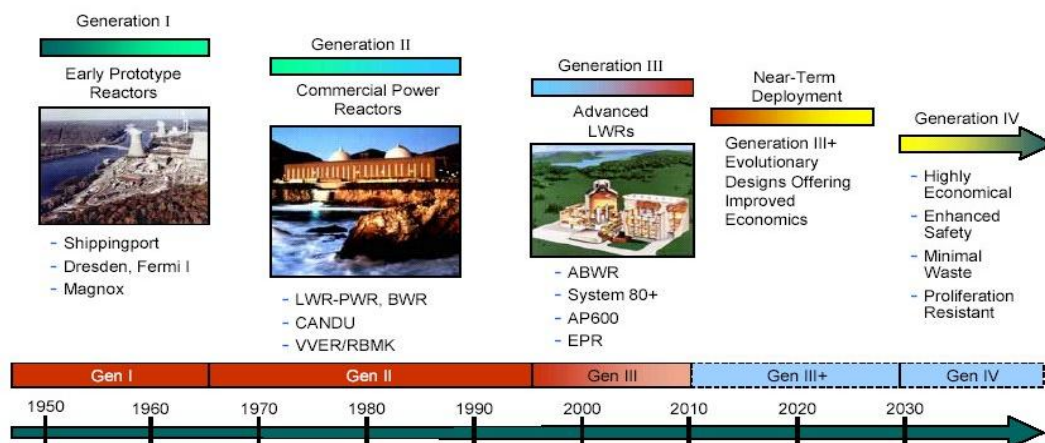
堆型	供应公司	技术定位	设计寿命	电功率 MW _e	燃料组件	换料时间 (月)	PRA应用和事故频率	严重事故预防和缓解	仪控系统	备注
AP1000	西屋公司	GenIII	60	1117	17x17 XL Robust 157组	18	PRA用于设计全过程 CDF 3×10^{-7} /堆.a LERF: 3×10^{-5} /堆.a	非能动安全系统, 堆芯熔融物包容在压力壳内	全数字化	商业无主采用
EPR	Areva NP公司	GenIII	60	1600	17x17 HTPL 241组	18 - 24	PRA用于设计全过程 CDF $< 1.0 \times 10^{-7}$ /堆.a LERF $< 1.0 \times 10^{-7}$ /堆.a	四个独立的 ECCS 系统堆芯熔融物引入 170m ² 区	全数字化	芬兰已建设
CPR1000	中广核集团公司	GenII ⁺	60	1080	17x17 AFA-3G 157组	18	[物PRA应用 CDF $\sim 1.0 \times 10^{-5}$ /堆.a	有严重事故预防和缓解措施, 增加堆坑注水	全数字化	借鉴技术改进建设, 宝岛木进台建设
CNP1000	中核集团公司	GenII ⁺	60	1100	17x17 AFA-3G 177组	18	[物PRA应用 CDF $\sim 1.0 \times 10^{-5}$ /堆.a	有严重事故预防和缓解措施, 增加堆坑注水	全数字化	借鉴技术改进建设, 宝岛木进台建设

2.1.4 第四代核电厂

- 第四代核能系统概念首先由美国能源部提出, 后由美国、法国、日本、英国等核电发达国家组建了“第四代核能系统国际论坛 (GIF)”。
- 该计划拟在 2030 年左右能解决核能安全性、经济性、可持续发展、极少的废物生成、燃料增殖的风险低、防止核扩散等基本要求。
- 第四代核能系统包括三种快中子反应堆系统和三种热中子反应堆系统。

Generation IV

Nuclear energy systems deployable no later than 2030 in both developed and developing countries, for generation of electricity and other energy products



2.2 世界核电情况

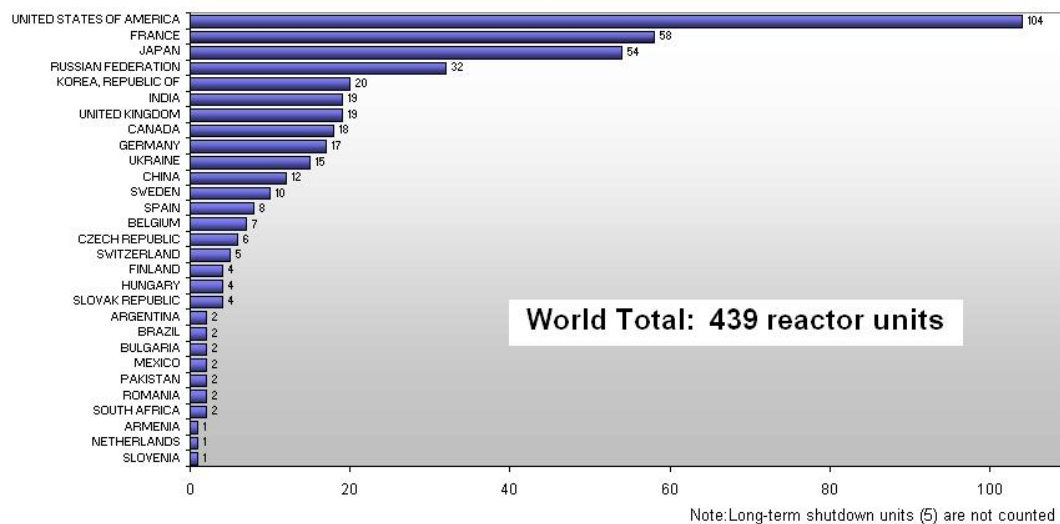
2.2.1 运行核电站情况

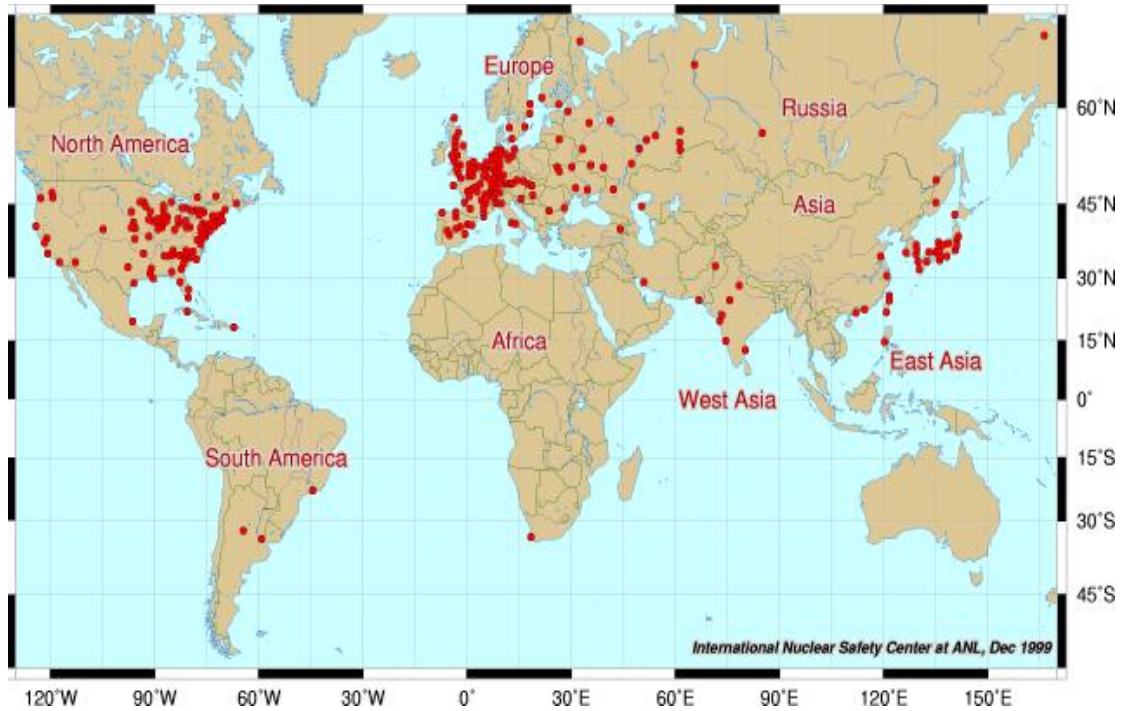
Type	No. of Units	Total MW(e)
BWR (Boiling Water Reactor 沸水堆)	92	83951
FBR (快中子堆)	1	560
GCR (石墨气冷堆)	18	8949
LWGR (轻水冷却石墨堆)	15	10219
PHWR (加压重水堆)	46	22840
PWR (Pressurized Water Reactor 压水堆)	267	246519
Total:	439	373038

Long Term Shutdown

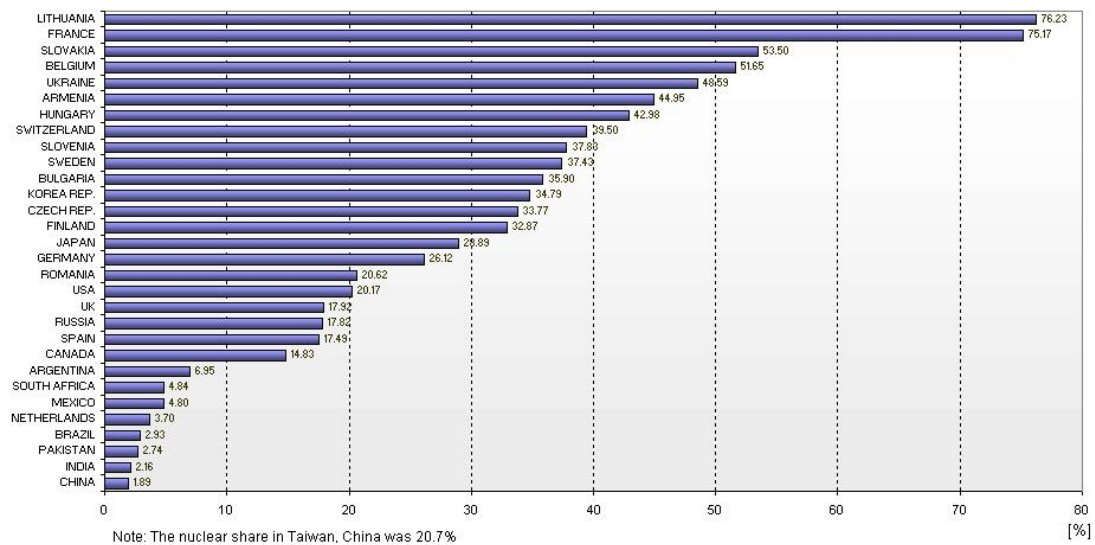
Type	No. of Units	Total MW(e)
FBR	1	246
PHWR	4	2530
Total:	5	2776

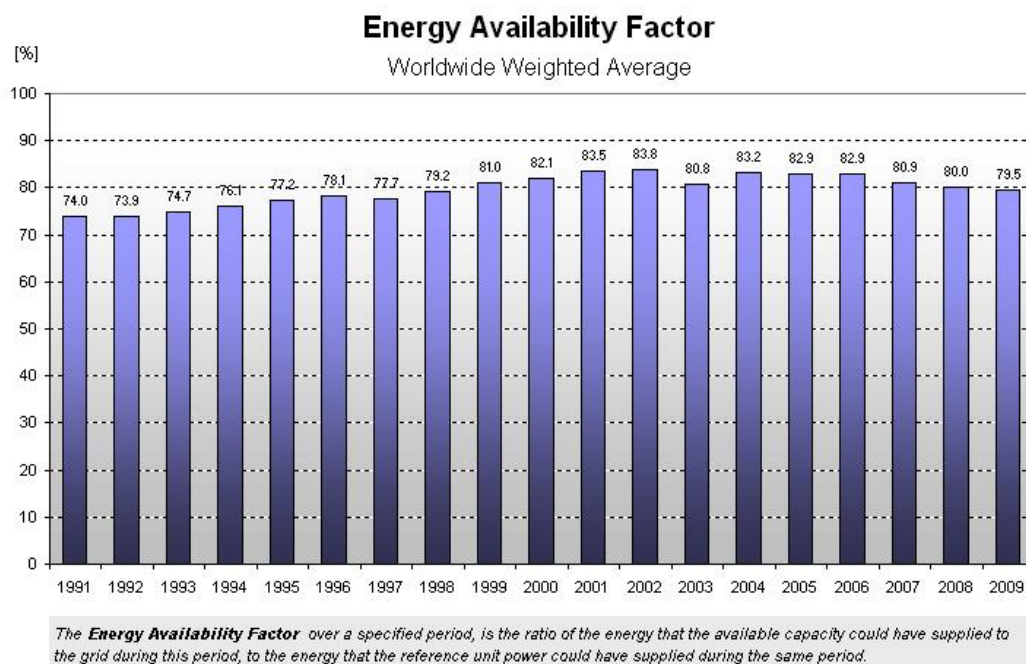
Number of Reactors in Operation Worldwide





Nuclear Share in Electricity Generation in 2009





2.2.2 在建核电站情况

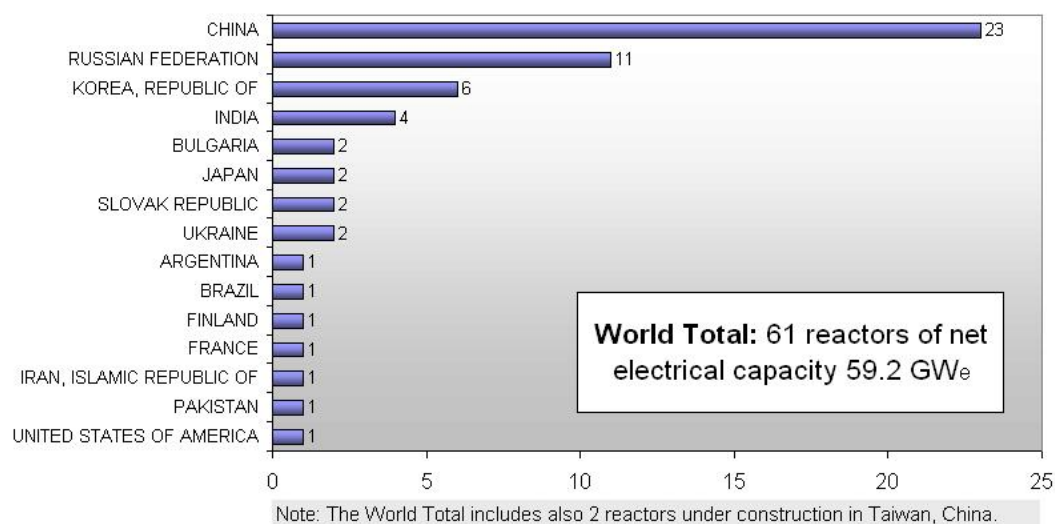
Country	No. of Units	Total MW(e)
ARGENTINA	1	692
BRAZIL	1	1245
BULGARIA	2	1906
CHINA	23	23620
FINLAND	1	1600
FRANCE	1	1600
INDIA	4	2506
IRAN, ISLAMIC REPUBLIC OF	1	915
JAPAN	2	2650
KOREA, REPUBLIC OF	6	6520
PAKISTAN	1	300
RUSSIAN FEDERATION	11	9153
SLOVAK REPUBLIC	2	782
UKRAINE	2	1900
UNITED STATES OF AMERICA	1	1165
Total:	61	59154

Under Construction Reactors by Type

Under Construction

Type	No. of Units	Total MW(e)
BWR (沸水堆)	4	5250
FBR (快中子堆)	2	1274
LWGR (轻水冷却石墨堆)	1	915
PHWR (加压重水堆)	2	894
PWR (压水堆)	52	50821
Total:	61	59154

Number of Reactors under Construction Worldwide



2.3 中国核电情况

2.3.1 规划

国家发展和改革委员会 2007 年 10 月发布了《核电中长期发展规划（2005-2020 年）》到 2020 年我国核电运行装机容量争取达到 4000 万千瓦，核电占比将提升到 4%，同时，考虑核电的后续发展，2020 年末在建核电容量应保持 1800 万千瓦左右。规划正在调整中，预计 2020 年投运 70000-80000MW，在建 50000MW 的目标。

我国在“十一五”规划中明确将核电发展战略由“适度发展”调整为“积极发展”。

2.3.2 现状

1) 1981年11月, 国务院正式批准自主建设秦山核电站(秦山一期)。
1985年3月, 秦山核电站开工, 1991年12月建成并网发电。

2) 1982年12月, 国务院批准采用进口法国成套设备建设大亚湾核电站。大亚湾核电站1986年开工, 1994年建成并网发电。

3) 截止2009年底, 共有11台核电机组在役商业运行, 核电装机容量达到9068MW, 约占全国发电装机总容量的1%, 4台机组正在正在调试并网(秦山二期扩建和岭东核电站)

4) 2000年9月, 完成了巴基斯坦恰其玛核电站的出口合同。

2.3.3 开工项目:

1) 辽宁省: 红沿河核电站(一期工程 4x1000MW)

2) 山东省: 海阳核电项目(一期工程 2x1000MW AP1000;)、荣成石岛湾核电(1x200MW)

3) 浙江省: 三门核电项目(一期工程 2x1000MW AP1000) 方家山核电项目(2x1000MW)

4) 福建省: 宁德核电站项目(一期工程 4x1000MW)、福清核电站(一期工程 2x1000MW; 规划 6 x1000MW)

5) 广东省: 阳江核电项目(6x1000MW CPR1000)、台山核电项目(一期工程 2x1600MW EPR)

6) 广西省: 防城港核电项目

2.3.4 国家已允许开展前期准备工作

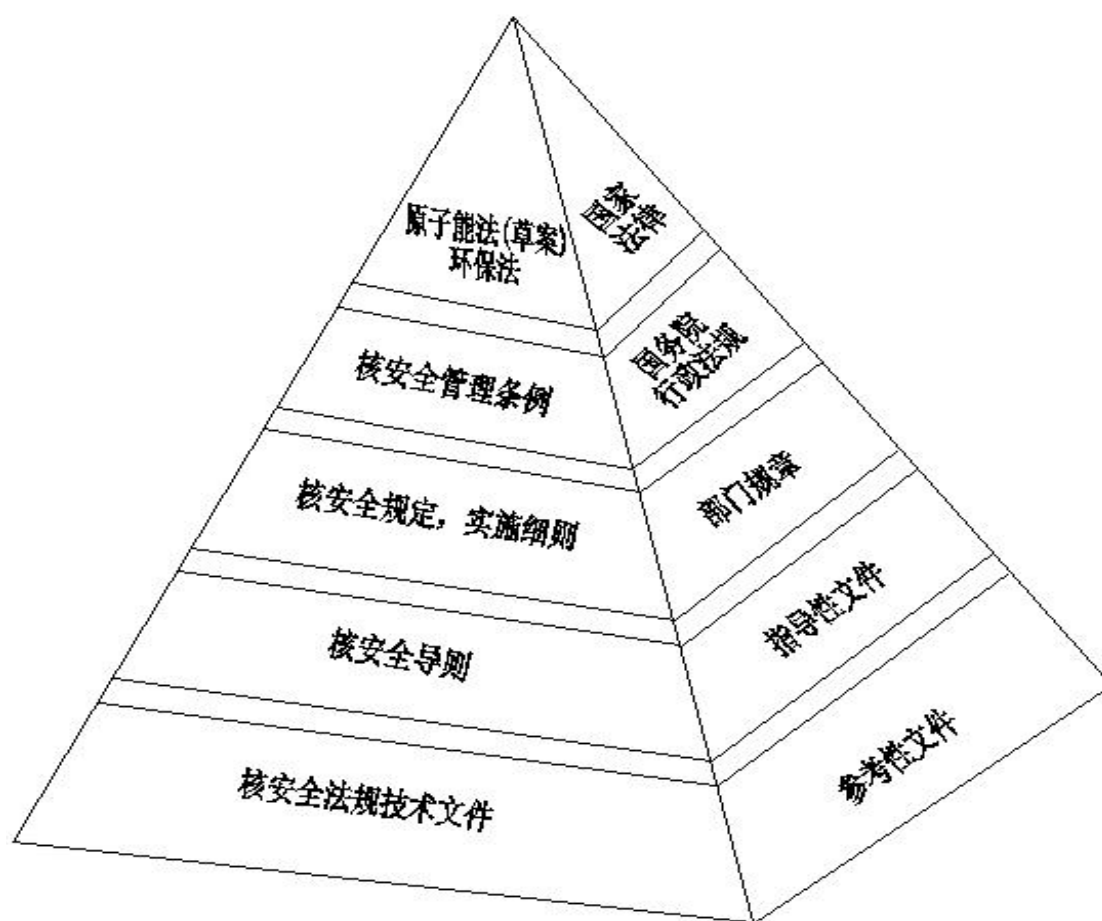
内陆地区: 湖南桃花江(中核)、湖北咸宁大畈(中广核)、江西彭泽县帽子山(中电投), 以三代核电技术为基础研究建设核电站的前期准备工作;

海南省: 海南核电项目厂址位于海南省昌江县海尾镇塘兴村, 计划采用二代改进型核电技术, 建设两台 65 万千瓦压水堆核电机组。

3. 核电站法规体系

3.1 我国核电站法规体系

我国自1982年开始广泛收集、仔细研究核电先进国家的核安全法律、法规, 参照IAEA的核安全规定和导则, 在此基础上确立了我国的核安全法规体系。它的组成见下图:



3. 2 核安全法规：

《中华人民共和国放射性污染防治法》

《中华人民共和国民用核设施安全监督管理条例》(HAF001) 及其实施细则 (HAF001/01 以及 HAF001/02)；

《中华人民共和国核材料管理条例》(HAF501) 及其实施细则 (HAF501/01)；

《核电厂核事故应急管理条例》(HAF002) 及其实施细则 (HAF002/01)；

《核电厂厂址选择安全规定》(HAF101)；

《核电厂设计安全规定》(HAF102)；

《核电厂运行安全规定》(HAF103)；

《核电厂质量保证安全规定》(HAF003)；

《民用核承压设备安全监督管理规定》(HAF601) 及其实施细则 (HAF601/01)；

《研究堆设计安全规定》(HAF201);

《研究堆运行安全规定》(HAF202);

《民用核燃料循环设施安全规定》(HAF301);

《放射性废物安全监督管理规定》(HAF401)。

3.3 核电厂质量保证安全规定

核电厂质量保证安全规定(HAF003)适用于核电厂及其他核设施,该安全规定明确要求制定和有效实施核电厂质量保证总大纲和每一项工作的质量保证大纲。安全规定明确指出在完成某一特定工作中,对要达到的质量负主要负责的是该工作的承担者。

安全规定对核电厂的厂址选择、设计、制造、建造、调试、运行和退役期间的质量保证大纲的制定和实施提出原则和目标。这些原则和目标适用于对安全重要物项和服务的质量具有影响的各种工作,同时这些原则和目标适用于所有对核电厂负有责任的人员、核电厂设计人员、设备供应商、工程公司、建造人员、运行人员以及参与影响质量活动的其他组织。

安全规定要求营运单位制定相应适用的核电厂质量保证大纲并报国家安全部门审核。营运单位必须负责制定和实施整个核电厂的质量保证总大纲。

安全规定的主要章节包括质量保证大纲(如大纲的适用范围、大纲的定期评价和修订、程序细则和图纸、管理部门审查等)、组织(如责任权限和联络、工作接口、人员配备与培训)、文件控制(如文件的编审批、文件的发布和分发、文件变更的控制等)、设计控制(如设计接口控制、设计验证、设计变更等)、采购控制(如对供方的评价和选择、对所购物项和服务的控制)、物项控制(如材料零件和部件的标识、装卸贮存和运输、维护等)、工艺过程控制、检查和试验控制(如检查大纲、试验大纲、测量和试验设备的标定、检查试验和运行状态的显示等)、对不符合项的控制(如对不符合项的审查和处理等)、纠正措施、记录(如质量保证记录的编写、质量保证记录的收集贮存和保管等)、监查(如监查计划等)。

该安全规定有如下导则:

- HAD 003/01 核电厂质量保证大纲的制定
- HAD 003/02 核电厂质量保证组织

- HAD 003/03 核电厂物项和服务采购中的质量保证
- HAD 003/04 核电厂质量保证记录制度
- HAD 003/05 核电厂质量保证大纲的制定
- HAD 003/06 核电厂设计中的质量保证
- HAD 003/07 核电厂建造期间的质量保证
- HAD 003/08 核电厂物项制造中的质量保证
- HAD 003/09 核电厂调试和运行期间的质量保证
- HAD 003/10 核燃料组件采购、设计和制造中的质量保证

3.4 核质量保证与 ISO9000 质量管理体系的比较

1) 核质量保证与 ISO9000 的联系：

- 质量保证的原理和方法相通；
- 发展完善过程中的相互影响和借鉴；
- 可以同时存在于某个组织中。

2) 核安全质量保证与 ISO9000 的区别：

- 核安全质保的目的是确保核安全，而 ISO 标准是以质量求效益；
- 核安全质保是核安全法规的一部分，具有法的效力，而 ISO 标准属工业（行业）标准，不是强制执行的；
- 核安全质保适用于参加影响核设施质量活动的所有单位，而 ISO 适用于一般企业单位。

3) 核质量保证的特殊要求：

- 核质量保证法规强调了要“保证公众健康和安全”的社会责任
- 核安全第一的管理理念
- 安全重要性的分级
- 质量验证人员的独立性
- 核安全文化的培育和推广
- 自我评价的原则

3.5 核电厂厂址选择安全规定

1991 年国家核安全局发布的核电厂厂址选择安全规定（HAF101）提出陆上固定式热中子反应堆核电厂厂址选择中在核安全方面应遵循的准则和程序。该安

全规定的范围包括与运行状态及事故状态（包括那些会导致需要采取应急措施的事故状态）有关的厂址的和厂址与核电厂相互影响的各种因素，以及对安全有重要影响的所有外部自然事件和人为事件。

该安全规定提出下述各项内容的基本要求：

- （1） 规定许可证申请者必须提供推荐厂址的资料范围；
- （2） 评价推荐厂址，以保证能充分考虑到与厂址有关的自然现象与特征；
- （3） 分析厂址区域的人口特点和在核电厂整个预期寿期内执行应急计划的能力；
- （4） 确定与厂址有关的设计基准；
- （5） 规定许可证申请者在厂址评价中的任务；
- （6） 说明国家核安全部门在厂址评价中的任务。

该安全规定从核安全的观点提出了在评价一个厂址是否适于建造核电厂时必须考虑以下几个方面的因素：

- （1） 在某个特定厂址所在区域可能发生的外部自然事件或人为事件对核电厂的影响；
- （2） 可能影响所释放的放射性物质向人体的转移的厂址特征及其环境特征；
- （3） 与实施应急措施的可能性及评价个人和群体风险所需要的有关外围地带的人口密度、分布及其他特征。

该安全规定提出了厂址选择的总准则、确定外部自然事件设计基准的准则、确定外部人为事件设计基准的准则、确定核电厂对区域潜在影响的准则、考虑人口因素和应急计划的准则。

对外部事件设计基准的评价、该安全规定提出需要考虑如下外部事件：由于降水和其他原因引起的洪水、因地震引起的波浪、因挡水构筑物受破坏而引起的洪水及波浪、地表断裂、斜坡不稳定性、地面塌陷沉降或者隆起、地震、基土液化；龙卷风、热带气旋、其他重要自然现象和极端条件、飞机坠毁、化学品爆炸、影响堆芯长期排热的厂址参数、其他的重要的人为事件、基土性能。

对影响核电厂对其所在区域产生影响的厂址特征，该安全规定提出需要考虑如下内容：放射性物质的大气弥散、放射性物质的地表水弥散、放射性物质的地

下水弥散、人口分布、土地和水利用、环境的放射性本底。

该安全规定有如下导则：

- HAD 101/01 核电厂厂址选择中的地震问题
- HAD 101/02 核电厂厂址选择的大气弥散问题
- HAD 101/03 核电厂厂址选择及评价的人口分布问题
- HAD 101/04 核电厂厂址选择的外部人为事件
- HAD 101/05 核电厂厂址选择中的放射性物质水力弥散问题
- HAD 101/06 核电厂厂址选择与水文地质的关系
- HAD 101/12 核电厂的地基安全问题
- HAD 101/07 核电厂厂址查勘
- HAD 101/08 滨河核电厂厂址设计基准洪水的确定
- HAD 101/09 滨海核电厂厂址设计基准洪水的确定
- HAD 101/10 核电厂厂址选择的极端气象现象
- HAD 101/11 核电厂设计基准热带气旋

3.6 核电厂设计安全规定

2004 年国家核安全局发布的核电厂设计安全规定（HAF102）提出了陆上固定式热中子反应堆核电厂的核安全原则，确定了保证核安全所必需的基本要求。这些要求的适用范围包括安全重要的构筑物、系统和部件以及有关规程和程序，该安全规定适用于核电厂设计、制造、建造、运行和监督管理。

该安全规定提出总的核安全目标：在核动力厂中建立并保持对放射性危害的有效防御，以保护人员、社会和环境免受危害。

总的核安全目标由辐射防护目标和技术安全目标所支持，这两个目标相互补充、相辅相成，技术措施与管理性和程序性措施一起保证对电离辐射危害的防御。

- （1） 辐射防护目标：保证在所有运行状态下核动力厂内的辐射照射或由于该核动力厂任何计划排放放射性物质引起的辐射照射保持低于规定限值并且合理可行尽量低，保证减轻任何事故的放射性后果。
- （2） 技术安全目标：采取一切合理可行的措施防止核动力厂事故，并在一旦发生事故时减轻其后果；对于在设计该核动力厂时考虑过的所有可能事故，包括概率很低的事故，要求高可信度保证热核放射性后果尽

可能小且低于规定限值；并保证有严重放射性后果的事故发生的概率极低。

建立并保持对辐射危害的有效防御，保护厂区人员、公众和环境。其中辐射防护的目标为：保证厂区和公众在运行状态下所受到的辐射照射低于规定限值并保持合理可行尽量低；保证减轻事故引起的照射。与事故状态有关的目标为：保证从总体上防止事故的发生；保证在出现核电厂设计中考虑到的所有事故序列（即使是概率很低的序列）时，其放射性后果不大；通过预防和缓解措施保证发生严重后果的事故的可能性极低。

该安全规定特别强调纵深防御是安全原理的重要组成部分，必须贯彻于安全有关的全部活动，包括与组织、设计和人员行为有关的方面以保证这些活动均置于重叠的防御之下，即使有一种防御失效，已得到补偿或纠正。纵深防御在设计过程中的第一种应用为提供多层次的设备和规程用于防止事故或在未能防止事故保证适当的保护：

- （1）第一层次防御的目的是防止偏离正常运行及防止系统失效。这一层次要求：按照恰当的质量水平和工程实践，例如多重性、独立性及多样性的应用，正确并保守地设计、建造、维护和运行核动力厂。为此应十分注意选择恰当的设计规范和材料，并控制部件的制造和核动力厂的施工。能有利于减少内部灾害的可能、减轻特定假设始发事件的后果或减少事故序列之后可能释放源项的设计措施均在这一层次的防御中起作用。还应重视涉及设计、制造、建造、在役检查、维修和试验的过程，以及进行这些活动时良好的可达性、核动力厂的运行方式和运行经验的利用等方面。整个过程是以确定核动力运行和维修要求的详细分析为基础。
- （2）第二层次防御的目的是检测和纠正偏离正常运行状态，以防止预计运行事件升级为事故工况。尽管注意预防，核动力厂在其寿期内仍然可能发生某些假设始发事件。这一层次要求设置在安全分析中确定的专用系统，并制定运行规程以防止或尽量减小这些假设始发事件所造成的危害。
- （3）设置第三层次防御是基于以下假定：尽管极少可能，某些预计运行事件或者假设始发事件的升级仍有可能未被前一层防御所制止，而演变成一种较严重的事件。这些不大可能的事件在核动力厂设计基准中是可预

计的，并且必须通过固有安全特性、故障安全设计、附加的设备和规程来控制这些事件的后果，使核动力厂在这些事件后达到稳定的、可接受的状态。这就要求设置的专设安全设施能够将核动力厂首先引导到可控制状态，然后引导到安全停堆状态，并且至少维持一道包容放射性物质的屏障。

- (4) 第四层次防御的目的是针对设计基准可能已被超过的严重事故的，并保证放射性释放保持在尽实际可能的低。这一层次最重要的目的是保护包容功能。除了事故管理规程之外，这可以防止事故进展的补充措施与规程，以及减轻选定的严重事故后果的措施来达到。由包容提供的保护可用最佳估算方法来验证。
- (5) 第五层次，即最后层次防御的目的是减轻可能由事故工况引起潜在的放射性物质释放造成的放射性后果。这方面要求有适当装备的应急控制中心及厂内、厂外应急响应计划。

纵深防御概念应用的另一方面是在设计中设置一系列的实体屏障，以包容规定区域的放射性物质。所必需的实体屏障的数目取决于可能内部外部灾害和故障的可能后果。就典型的水冷反应堆而言，这些屏障可能是燃料基体、燃料包壳、反应堆冷却系统压力边界和安全壳。

该安全规定中提出的安全管理要求包括管理职责、设计管理、经验证的工程实践、运行经验和安全研究、安全评价、安全评价的独立验证、质量保证等。提出的主要技术要求包括纵深防御要求、安全功能、事故预防和核动力厂安全特性、辐射防护和验收准则、核动力厂设计要求包括安全分级、设计基准（包括核动力厂状态分类、假设始发事件、内部时间、火灾和爆炸、外部时间、厂址特性、事件组合、设计规范、设计限值、运行状态、设计基准事故、严重事故）、在役试验维护修理检查和监测的措施、构筑物、系统和部件的可靠性设计。

该安全规定有如下导则：

HAD 102/01 核电厂设计总的的原则

HAD 102/02 核电厂的抗震设计与鉴定

HAD 102/03 由于沸水堆、压水堆和压力管式反应堆的安全功能和部件分

级

HAD 102/04	核电厂内部飞射物及其二次效应的防护
HAD 102/05	与核电厂设计有关的外部人为事件
HAD 102/06	核电厂反应堆安全壳系统的设计
HAD 102/07	核电厂堆芯的安全设计
HAD 102/08	核电厂反应堆冷却剂系统及其有关系统
HAD 102/09	核电厂最终热阱及其直接有关的输热系统
HAD 102/10	核电厂保护系统及有关设施
HAD 102/11	核电厂防火
HAD 102/12	核电厂辐射防护设计
HAD 102/13	核电厂应急动力系统
HAD 102/14	核电厂安全仪表和控制系统
HAD 102/15	核电厂燃料装卸和贮存系统

4. 设计基本程序及内容深度

4.1 术语和定义：

可能地区：在厂址选择技术任务书中指定的厂址选择区域内挑选出的地区。

可能厂址：在厂址选择准备工作阶段，经过区域分析和图上选点工作筛选出的厂址。

候选厂址：在厂址查勘阶段，经过对多个可能厂址的现场踏勘工作筛选出的厂址。

优选候选厂址（简称优选厂址）：在厂址查勘阶段，经过对多个候选厂址的比较和排列优劣顺序而筛选出的厂址（一般为排行第一和第二个厂址）。

4.1 设计基本程序

4.1.1 工作阶段的划分

初步可行性研究阶段[包括区域厂址普选（或规划选址）]；可行性研究阶段；初步设计阶段；施工图设计。

4.1.2 相应工作顺序

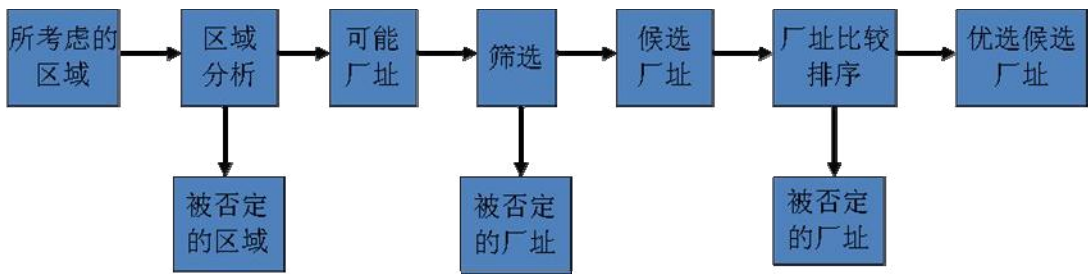
厂址普选（多厂址）→初步可行性研究（2个及以上厂址）→可行性研究（优选候选厂址）→初步设计→施工图设计。

核电厂选址应按《核电厂厂址选择基本程序》（EJ/T1127-2001）进行，划分

为初步可行性研究阶段进行的厂址查勘工作和可行性研究阶段进行的厂址评价工作两个阶段。

1) 厂址查勘阶段：厂址查勘的目的是在考虑技术、安全和环境及经济方面的问题之后，确定两个或若干个优先候选厂址。通过对大区域的研究与调查，否定不可接受的地区，对其余可接受的地区内的厂址进行系统筛选、选择和比较。厂址查勘过程分为三个步骤：

- a) 进行区域分析以查明可能厂址；
- b) 筛选可能厂址以选择候选厂址；
- c) 比较候选厂址、排列其优劣次序以获得优先候选厂址。



2) 厂址评价阶段：本阶段包括初步可行性研究报告审查批准的一个或若干个优先候选厂址的研究与调查，从技术、安全、环境和经济各方面，特别是从安全可靠性和环境相容性的观点出发证明该厂址是可以接受的。在本阶段中要确定和评价与所选推荐厂址可接受性有关的设计基准。

4.2 内容深度

4.2.1 厂址普选

对于新选厂址，为了合理布局核电厂、优化利用资源和尽可能降低对环境的影响，初步可行性研究工作前期一般应开展厂址普选工作，编制厂址普选报告，筛选推荐出2个或2个以上相对独立且条件较好的可能厂址继续开展初步可行性研究工作。厂址普选报告完成后应组织评审验收

《厂址普选报告》内容要点：

- 1) 概述；
- 2) 厂址概况；
- 3) 交通条件；
- 4) 地震、地质；

- 5) 工程水文；
- 6) 气象条件；
- 7) 电能送出条件；
- 8) 环境影响；
- 9) 工程方案初步设想；
- 10) 厂址条件比选；
- 11) 结论与建议。

4.2.2 初步可行性研究

初步可行性研究应按《核电厂初步可行性研究报告内容深度规定》执行，初可研阶段应基本排除厂址颠覆性因素；确定优先候选厂址和备选厂址；确定厂址规划容量；满足厂址列入国家核电发展规划的需要。

初可研阶段厂址比选的要求：

- 2 个或 2 个以上候选厂址开展初可研工作；
- 各厂址达到同等工作深度；
- 厂址间技术经济比较：与方案对应——量化——包括主要影响因素——精度不影响厂址排序结论。
- 基本排除颠覆性因素——明确建厂条件——明确厂址保护的对象

初可研报告章节和内容：

第一卷 总论（含支持性文件和附图）；

第二卷 电力系统；

第三卷 厂址条件；

第四卷 环境保护；

第五卷 工程方案与厂址比较（包括工程方案设想和厂址技术比较部分）

第六卷 投资估算和财务分析。

初可研阶段相应开展必须的专题（或单项）工作（一般有 6-8 个专题）。

4.2.3 可行性研究

可行性研究应按《核电厂可行性研究报告内容深度规定》执行，可研阶段应排除厂址颠覆性因素，研究确定厂址相关设计基准值。可行性研究的意义：

- a) 工程项目进行科学决策的需要；

- b) 编制和上报项目申请报告的需要;
- c) 工程准备阶段现场施工的需要;
- d) 开展长周期设备提前订货准备工作的需要;
- e) 工程开展初步设计的需要。

可研报告章节和内容:

第一卷 总论

第一册 总论

第二册 支持性文件汇编

第三册 报告附图

第二卷 电力系统

第三卷 厂址条件

第四卷 工程技术方案

第一册 总体方案

包括: 总体方案选择, 全厂总体规划及厂区总平面布置。

第二册 反应堆系统及设备

第三册 汽轮发电机组系统及设备

第四册 电气及仪表与控制

包括: 电气部分、仪表与控制、实物保护部分。

第五册 水工与电厂化学

包括: 供排水系统及水工结构、码头工程及其地基处理, 化学部分。

第六册 电厂消防

第七册 采暖通风和空气调节

第八册 辅助及附属系统

包括: 辅助锅炉、压缩空气、氢气、其它前提供应部分; 其它辅助附属系统部分。

第九册 主厂房布置

第十册 建筑和结构

包括: 建筑与结构及其地基处理。

第五卷 核燃料和放射性废物管理

第六卷 环境与安全及职业病评价

第一册 环境影响与安全评价

第二册 水土保持

第三册 职业安全和职业病危害

第七卷 工程建设管理

第八卷 资源利用和节能分析

第一册 资源利用

第二册 节能分析

第九卷 投资估算和财务分析

第十卷 经济和社会影响分析

第十一卷 其他报告

可研阶段相应开展必须的专题（或单项）工作（一般有 30-40 个专题）。

4.3 报告成果的审查

1. 厂址普选报告完成后应组织评审验收；
2. 初步可行性研究报告须经国家主管部门认可的咨询机构进行审查；
3. 可行性研究报告须经国家主管部门认可的咨询机构进行审查；
4. 可行性研究报告编制完成并审定后，建厂条件或技术方案有重大变化，或
5 年内未核准的项目，在项目重新申报核准前应编制补充可行性研究报告，重新审定。

5. 前期工作要点及特点

5.1 选址过程

5.1.1 区域分析

在区域分析工作中，采用方法是根据收集到的资料，对所考虑区域中不适宜建核电厂的部分地区进行淘汰。用于进行区域分析的厂址特征主要有供水水源、地形地貌、地震活动性、地基条件、火山活动、洪水、极端气象、军事设施、人口分布、外部事件、运输条件、电力出线等条件。

5.1.2 图上选点

图上选点是在区域分析的基础上，通过更为详细的具体资料分析，综合各方面的因素的综合判断，选择可能厂址的范围。可能厂址应满足以下要求。

(1) 从外部人为事件角度分析,核电厂址半径 30km 范围内应没有重要军事设施,半径 10km 范围内没有机场,4km 范围内没有飞机航线,半径 5km 范围内没有爆炸源。

(2) 从人口分布角度分析,核电厂距 10 万人口以上的城镇发展边界,宜保持 10km 以上的直线距离。考虑到应急撤离的要求,厂址距人口稠密(1 万人以上)的城镇也宜保持 5km 以上的直线距离。

(3) 厂址半径 5km 范围内不存在能动断层,区域地质条件相对稳定,厂址区域地基不存在液化或沉陷的可能。

(4) 从取排水角度分析,单机百万千瓦级核电机组的循环水量约为 $50\sim 60\text{m}^3/\text{s}$,采用带自然通风冷却塔的二次循环供水系统,单台机组百万级的核电厂补充水量约为 $1.25\text{m}^3/\text{s}$ 。

5.1.3 现场踏勘

收集资料,并根据《核电厂厂址查勘》(HAD101/07)安全导则的规定,从地理位置、地形地貌、地震活动性、地基条件、人口分布、取排水条件、军事设施分布等方面综合分析。

1) 尽可能考虑在人口低密度区建厂。即考虑:

半径 $R=0.5\sim 1$ 千米范围为非居住区范围(具体要进行计算)。

半径 $R=5$ 千米范围内为烟羽应急计划区(内区),也是规划限制区,不希望出现集中居住人口达万人以上的居民点,并且必须规划限制区域内人口的机械增长,不得兴建、扩建大的企业事业单位和生活居住区、大的医院或疗养院、旅游胜地、飞机场和监狱等。

半径 $R=5\sim 10$ 千米范围的烟羽应急计划区(外区),应符合《核电厂核事故应急管理条例》,在此范围内需依据实际情况做好实施防护措施的准备。此外,在 $5\sim 10$ 千米范围内建造大型工业项目时应考虑到核电站的存在,在核电厂址定点时,也要充分考虑到现有此范围内的工矿企业现状及未来发展的可能性,充分地研究核设施与外界工矿企业的互为影响是必不可少的。

离开 10 万人口及以上城市的距离应大于 10 千米;离开 100 万人口及以上城市的距离应大于 40 千米。10 千米半径范围内有机场或者 4 千米范围内有航线

或 30 千米范围内有轰炸演习区或者 5~10 千米半径范围内有爆炸源者应进行初步评价。

2) 应特别关注厂址的区域地震地质背景, 厂址场地地震动参数 SL-2 所对应的最大峰值水平加速度。

3) 每个厂址一般应考虑布置 4-6 台百万千瓦规划容量核电机组(考虑不同布置方案)。

4) 交通运输比较方便。

核岛大件运输货物的重量及外形尺寸表

机组 型号	设备名称	外形尺寸 长×宽×高 (m)	运输总重 (t)	备注
M310 机组	反应堆压力容器	13.25×5.8×5.8	400	整体运输
	蒸汽发生器	21.05×5.5×5.5	380	整体运输
AP1000 机组	反应堆压力容器	10.4×6.7×6.7	296	整体运输
	蒸汽发生器	22.6×5.6×5.6	664	整体运输

(CPR1000 控制性大件的重量及尺寸: 最重件: 反应堆压力容器, 运输总重(采用陆路时)四环路压水堆为 597 t, 三环路压水堆为 346 t, 蒸汽发生器运输重量约 700 t。最长件: 常规岛主行车梁 44.5 m; 最高件: 反应堆压力容器 7.45 m; 最宽件: 低压缸约 8.0 m。)

5) 应注意与工业、军事设施、机场、港口、航道、通讯设施、文物古迹、生态系统的关系。

6) 土石方一般应小于 3000 万方。

7) 厂址所在地政府对核电站的建设应明确表态予以支持。

5.2 核汽轮机特点

(1) 目前世界上压水堆核电汽轮机单机功率已达到 1000MW 级, 核电汽轮机的主蒸汽来自核蒸汽供应系统的蒸汽发生器, 其中的主蒸汽是具有一定有湿度的饱和蒸汽, 压力和温度较低, 湿度较大, 有效焓降小, 通常约为火电再热机组的一半, 如岭澳核电站汽轮机在最大连续工况下主汽阀前蒸汽的压力为 6.43MPa, 温度为 279℃, 焓值为 2773kJ/kg, 湿度为 0.47%; 而火电 600MW 亚临界机组的主蒸汽压力和温度分别为 16.7MPa 和 538℃。在相同的输出功率下, 核电汽轮机的主蒸汽流量约为火电汽轮机主蒸汽流量的 2 倍。蒸汽的容积流量增大导致核电机组的流通面积要大于火电机组, 因此核电汽轮机的进汽管、阀门、汽缸的外形尺寸等

比常规高参数火电汽轮机大。

(2)核电汽轮机分为全速核电汽轮机和半速核电汽轮机。

核电汽轮机的转速有半速(1500r/min)和全速(3000r/min)两种。采用半速，低压缸可用较长叶片，可以提高低压缸效率。机组甩负荷时，水分汽化，易超速。半转速时叶片弯应力只有原来的 1/4-1/3，即使超速，也只有原来的 1/2。1000MW 及其以上等级的汽轮发电机组通常采用半速机组。

(3) 核电汽轮机为单轴多缸结构，由一个双流高压缸和多个双流低压缸组成。

因蒸汽在核电汽轮机内膨胀过程的焓降较小，可采用较少的热力过程级数。但低压缸发出的功率约为整机的 65%-70%。虽然核电汽轮机的新汽的压力和温度比火电机组低得多，但由于湿蒸汽与金属表面接触时的放热系数很大的特殊工作条件，要考虑高压缸的热应力，所以我国的核电 NH310 型机组仍采用双层结构的高压缸。

(4)常见的压水堆核电站有多台蒸汽发生器向一台汽轮机供汽，需有蒸汽母管。因蒸汽流量大，要用多条主蒸汽管引至这台汽轮机。由蒸汽母管连接的一个反应堆及一台汽轮机组成一个单元，故称为母管式单元制系统。

(5)汽轮机设备是以汽轮机为核心，包括凝汽设备、回热加热设备、调节和保护装置及供油系统等附属设备在内的一系列动力设备组合。

5.3 核电厂造价水平

2000 年后建设的核电厂，1000MW 核电厂的基础价均低于 1500U\$/kW（除德国、英国外），其中韩国 1495 U\$/kW，美国 1237 U\$/kW，法国 1179 U\$/kW。

5.4 百万千瓦级核电与火电的燃料消耗与废物产生比较

核电 燃料：27 吨（合天然铀 160 吨） 废物： 高放 35 吨 中放 310 吨 低放 460 吨	煤电 燃料：260 万吨 废物： CO ₂ 650 万吨 SO ₂ 900 吨 NO _x 4500 吨 灰 32 万吨 （其中含有毒重金属 400 吨）
---	--