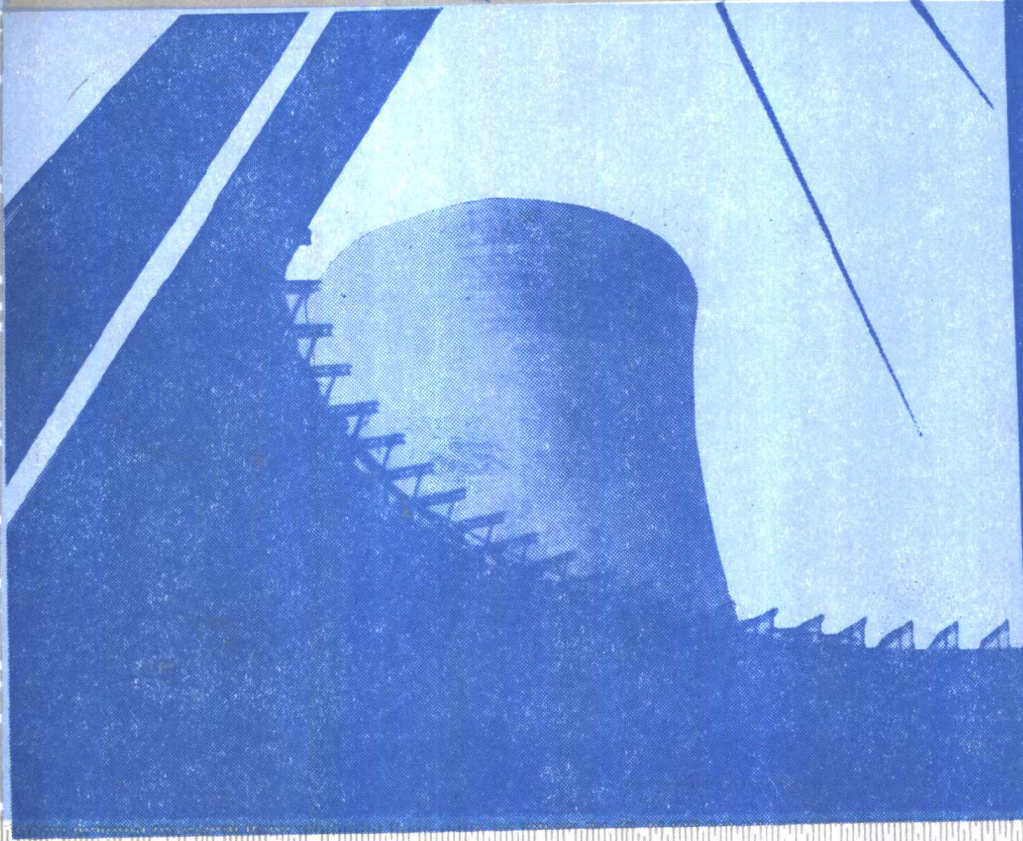


原子能出版社

HEDIANZHAN



# 核电站厂房的设计与施工

[苏]杜布洛夫斯基 等著

# 核电站厂房的设计与施工

[苏]B.Б.杜布洛夫斯基 等著

曹小玉 杨应生 译

方庆贤 校

原子能出版社

## 内 容 简 介

现代大型核电站是由很多极为复杂的厂房和构筑物组成的。核电站科研设计人员、安装施工人员所面临的任务是在提高设计和施工质量的同时，不断降低成本、减少劳动量并缩短工期。本书的目的就是帮助实现上述要求。

本书重点介绍了核反应堆的结构、主辅系统、厂址选择和总平面布置、核电站的施工与组织工作，以及核电站施工和安装工程的特点。在附录中给出了反应堆电站施工网络图的实例。

Строительство Атомных Электростанций В.Б.Дубровский

Издательство «Энергия», Москва 1979

### 核电站厂房的设计与施工

〔苏〕В.Б.杜布洛夫斯基 等著

曹小玉 杨应生 译

方庆贤 校

原子能出版社出版

(北京2108信箱)

原子能出版社印刷厂印刷

新华书店总店科技发行所发行·新华书店经售

开本787×109<sup>2</sup><sub>16</sub> ·印张17·25字数416千字

1988年7月北京第一版·1988年7月北京第一次印刷

印数：1—970

统一书号：15175·870 定价：5.20元

ISBN 7-5022-0016-9/TL·4

TU2  
4435

92906  
50

267

## 前 言

在核能发电方面，苏联只用二十年时间便走完了从世界上第一座功率为5kW的奥布宁斯克核电站到目前最大功率达2000MW（单机容量为1000MW）的列宁格勒核电站和库尔斯克核电站这段路程。目前核电已成为电力工业中一个独立的、用先进技术装备的重要部门。核电站生产的电能已在全国电力生产中占据显著地位。

苏联的欧洲部分和乌拉尔地区火力发电的紧缺促进了核电的发展，使之成为保证这些地区电力正常供应的决定性因素。

《1976—1980年苏联发展国民经济的基本方针》明确提出，要“优先发展苏联欧洲部分的核能发电，加速快中子反应堆的建设并掌握其技术，立即开始将核能用于城市供暖的准备工作”。

目前正在进行列宁格勒核电站和库尔斯克核电站第二期工程的建设。装有PBMK-1000型铀-石墨反应堆的切尔诺布尔斯克和斯摩棱斯克核电站正在施工。在加里宁、南乌克兰和洛文斯克已开始建造大功率的ВВЭР-1000型轻水冷却和慢化反应堆电站。到1980年，核电站将向电网输送13000—15000MW的电能。由于核电站建设步伐的加快，核电输入电网的功率将首先在西北部、中部、南部、高加索地区，然后在伏尔加河流域地区和乌拉尔地区超过有机燃料电站输入电网的功率。

核电站是最“清洁”的电站。它们不排放烟尘，不污染空气，运行时不需运进大量燃料，因而也不必占用大片场地用作燃料堆放场。

核电站和烧有机燃料的常规电站相比，对周围环境的污染最小，它还能以较小的代价使有害物质的排放达到容许限值。由于核电站具有上述特性，所以有可能将它建在居民和企业集中地区，作为供暖的核供热装置（或原子锅炉）。

核电站运行时始终伴随着一种电离辐射，这种电离辐射对周围环境（工作人员、设备、建筑物、自然界等等）无时无刻不产生影响。这是核电站与其他常规电站的最大不同之处。因此，设计人员在设计核电站的厂房和构筑物时必须：

- 保证所有部件和结构在规定的寿期内能可靠地使用；
- 为运行人员的工作创造符合卫生防护规范规定的卫生条件；
- 防止电离辐射和放射性物质对厂区外的环境产生有害影响。

核电的快速发展已纳入规划，因此要求进行大规模综合性科学研究和结构试验工作，以进一步提高运行中的和新建的核电站的安全性、可靠性和经济性。

现代化的大型核电站是由很多极为复杂的厂房和构筑物所组成的综合体。核电站科研人员、设计人员、安装人员和施工人员面临的任务是，在提高设计和施工质量的同时，不断降低成本、减小劳动量并缩短工期。只有这样，核电站才有发展前途。只有不断提高工程技术人员的专业水平，才能顺利完成这一任务。为培养核电站的建设人才，1967年在莫斯科古比雪夫建筑工程学院成立了苏联第一个热力工程土建系。与此同时，迫切需要为现在和将来从事核电站建设的工程技术人员和高等院校的学生提供一本简明而系统地论述核电站建设的专著。

本书试图满足这方面的需要。它将核电站工程的基本原理应用于设计和施工实际。本书提出的核电站设计方案综合考虑了反应堆物理、热工和水力分析、材料性能、结构分析和设计以及工程经济学等方面的问题，因而能满足核电站一系列性能准则的要求。

本书材料的选取和内容的编排以两种读者为对象：一种是土建专业研究生和大学生，另一种是从事核电站设计与施工的工程技术人员。

全书共六章。第一章首先概述了核反应堆的基本结构和核电站的各种类型，并对各类核电站的主、辅系统和设备作了简要介绍。第二章收集了核电站厂址选择和总平面布置所必需的资料。第三章探讨了核电站厂房的设计和布置。第四章概述了包括钢筋混凝土和钢安全壳以及预应力混凝土反应堆容器在内的核电站主厂房的工程分析和设计原理。第五章介绍了辐射屏蔽分析和设计方法。第六章论述了核电站的施工组织设计，分析了核电站施工和安装工程的特点。六章中以第一、第三和第五章最为重要。

核电站的建设是一门涉及面极广的学科，在一本篇幅有限的书中不可能对其所有方面都给予相当深的阐述。虽然本书主要总结了苏联的实践，但也注意反映了国外的最新进展。本书材料取自核电领域的科技出版物、设计资料、作者在高等院校任教的讲义和个人多年的实践经验。全书一律使用国际单位制。

本书由莫斯科建筑工程学院教师和核电站设计和施工方面的专家集体撰写。参加撰写的人员有：B.Б.杜布洛夫斯基（技术科学博士，教授）；П.А.拉符丹斯基（技术科学副博士，讲师）；Ф.С.涅恕莫夫（工程师）；B.С.康维斯（技术科学副博士）；А.П.基里洛夫（技术科学博士）和Ю.В.波诺马廖夫（工程师）。

维列纽斯建筑工程学院土建系的同行和B.Н.康德拉坚柯工程师在本书撰写过程中提出过宝贵意见，并对整个手稿进行了校对，作者谨向他们致以深切的谢意。

本书各章、节的作者是：第一章和第五章（除第5-3节）——П.А.拉符丹斯基；第二章，第3-1、3-2和4-1节——Ф.С.涅恕莫夫；第3-3、3-4节——B.С.康维斯；第4-2和4-4节——А.П.基里洛夫；第4-3节——А.В.普霍夫斯基；第5-3节——B.Б.杜布洛夫斯基；第六章——Ю.В.波诺马廖夫。

B.Б.杜布洛夫斯基

# 目 录

第一章 核电站的系统和设备	1
1-1 核反应堆	1
1-2 核电站的类型和主要工艺设备	11
1-3 辅助设施的特点	27
第二章 核电站的选址和总平面布置	36
2-1 核电站的特点和对厂址的要求	36
2-2 工程勘测	38
2-3 总平面图	40
2-4 经济效益问题	48
第三章 核电站厂房的空间-平面布置	53
3-1 对厂房布置的要求	53
3-2 压力容器式反应堆电站	58
3-3 压力管式反应堆电站	72
3-4 压力容器式沸水堆电站和气体冷却石墨慢化堆电站	79
第四章 核电站厂房和构筑物的设计	87
4-1 核电站厂房结构	87
4-2 钢筋混凝土安全壳构筑物	107
4-3 钢安全壳构筑物	119
4-4 预应力混凝土的反应堆容器	135
第五章 辐射屏蔽	159
5-1 屏蔽设计的原则	159
5-2 屏蔽计算方法和辐射源	167
5-3 屏蔽材料	184
5-4 屏蔽的空间-平面布置和结构方案	197
第六章 核电站的施工组织与施工工艺	205
6-1 施工组织	205
6-2 建筑安装工程施工的特点	224
附 录	246
参 考 文 献	254
英汉名词对照表	258

# 第一章 核电站的系统和设备

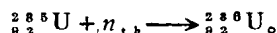
## 1-1 核反应堆

**核反应堆物理概述** 现代核发电的基本原理是利用天然铀-235 ( ${}_{92}^{235}\text{U}$ )、人造的易裂变材料钚-239 ( ${}_{94}^{239}\text{Pu}$ ) 和铀-233 ( ${}_{92}^{233}\text{U}$ ) 核裂变时所释放的能量。但是只有在一定的条件下, 只有在为产生核裂变而建造的复杂装置(核反应堆)中, 这种核裂变反应才有可能发生。

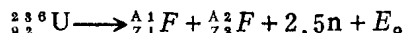
核裂变释放出的热能由泵唧循环的液体冷却剂或气体冷却剂带出反应堆。带出的热能可先传给汽轮机的工作流体, 然后转变为电能; 也可直接用于化学或冶金工业中的耗能工艺过程。

下面以铀-235为例对核裂变反应作一简要介绍。

铀-235的原子核吸收低能(热)中子后极易裂变。 ${}^{235}\text{U}$ 核吸收一个热中子 $n_{1,0}$ 后变为受激的 ${}^{236}\text{U}$ 核:



${}^{236}\text{U}$ 核约有85%的几率分裂为两个碎片 ${}_{Z_1}^{A_1}\text{F}$ 和 ${}_{Z_2}^{A_2}\text{F}$ ; 同时放出二或三个中子并释放出能量 $E$ :



裂变碎片大多是一些位于元素周期表中部的化学元素的原子核, 带 $\beta$ 放射性。裂变时生成的大部分中子(约99%)实质上是在裂变的瞬间放射出来的。这些中子称为**瞬发中子**, 以区别于在裂变之后很长时间从裂变碎片中释放出的**缓发中子**(约1%)。缓发中子的平均能量约为 $0.8 \times 10^{-13}\text{J}$  (0.5MeV), 瞬发中子的平均能量则达 $3.2 \times 10^{-13}\text{J}$  (2MeV)。为使反应能自持地进行, 必须减小裂变生成的中子的能量, 也就是说使中子慢化。中子只有在与轻元素的核相撞时才有可能慢化。

**自持裂变**反应只有在一定尺寸(体积)的反应堆中才能发生, 这时, 在裂变过程中产生的中子才能和**从堆芯逸出**的中子相平衡。这样的反应堆尺寸(体积)称为**临界尺寸(体积)**。在临界尺寸下装满堆芯的核燃料质量称为**临界质量**。小于临界尺寸的反应堆称为**次临界反应堆**。大于临界尺寸的反应堆称为**超临界反应堆**。

为减少中子泄漏, 在核反应堆堆芯的周围放置**中子反射层**。中子反射层是一种慢化材料, 它能有效地将一些逸出堆芯的中子反射回堆芯。设置反射层能增加反应堆堆芯内参加裂变过程的中子数, 因而能使反应堆在较小的体积下达到临界。此外, 反射层能使整个堆芯的中子通量稍稍拉平, 因而使运行中燃料的燃耗更加均匀。这一点对于核电站来说非常重要, 因为它能延长两次换料之间的时间间隔, 而每次换料不可避免地要停堆并中断电力供应。

一个铀原子裂变时, 产生的总能量为 $3.2 \times 10^{-11}\text{J}$  (200MeV)。一克铀裂变时释放出的热能为 $7.79 \times 10^7\text{J}$  ( $1.86 \times 10^7\text{kcal}$ ), 相当于2660kg煤燃烧时产生的能量。

应该区别核电站的两种功率: 电功率和热功率。核电站的电功率取决于汽轮机的容量, 而其热功率则取决于燃料装载量和反应堆的结构设计。

用 $^{235}\text{U}$ 作燃料的反应堆的热功率 $N_p$  (以瓦为单位) 可由下式求得:

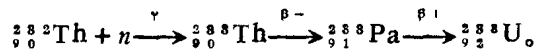
$$N_p = 3.0 \times 10^{-11} \phi \rho \sigma V,$$

式中 $3.0 \times 10^{-11} \text{J}$  (190MeV) 为一个 $^{235}\text{U}$ 核由一个热中子诱发裂变所释放出的热能;  $\phi$ 为反应堆中热中子通量的平均密度;  $\rho$ 为单位堆芯体积内可裂变燃料的原子核数;  $V$ 为反应堆堆芯的体积;  $\sigma$ 为以 $\text{cm}^2$ 为单位的**微观裂变截面** (对于铀-235,  $\sigma$ 可取为 $585 \times 10^{-24} \text{cm}^2$ )。

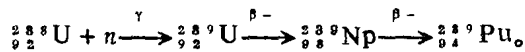
天然铀基本上含有 $^{235}\text{U}$ 和 $^{238}\text{U}$ 两种同位素, 其含量分别为0.7%和99.3% (重量百分数)。

天然铀中的 $^{235}\text{U}$ 和 $^{232}\text{Th}$ 受中子辐照后, 经过下述放射性反应系列有可能转化为新的易裂变物质 $^{239}\text{U}$ 和 $^{239}\text{Pu}$ :

钍循环:



铀循环:



上述反应的终端产物和铀-235一样可用作核反应堆的燃料。

在反应堆内生成的放射性核进行衰变并放射出 **$\alpha$ 粒子、 $\beta$ 粒子和 $\gamma$ 射线**。  $\alpha$ 粒子的电荷数 $Z = +2$ , 质量数 $A = 4$ ; 它们由两个中子和两个质子构成, 就是氦的原子核。  $\beta$ 粒子带有与一个电子电荷相等的单位负电荷, 其质量和一个电子的质量相等。  $\gamma$ 射线为波长很短的电磁振动或光子流。

**核反应堆的主要部件** 核反应堆可根据其用途、类型以及燃料、慢化剂和冷却剂的物理状态进行分类。虽然反应堆的特性各不相同, 但是其装置的布置结构在很多方面是相似的。任何核反应堆都由功能各异的若干个区域所组成。反应堆的中心区域叫堆芯, 燃料的核裂变就在这里进行。裂变释放出的热量由循环流经堆芯的冷却剂导出。

堆芯内诱发裂变数量的变化 (因而也就是反应堆功率的变化) 是由反应堆控制保护系统中的**控制棒**进行控制的。控制棒由能吸收中子的材料制成。堆芯及其周围的中子反射层则装在一个反应堆容器内。反应堆容器的四周用混凝土**生物屏蔽层**防护, 目的是将中子和 $\gamma$ 射线降低到安全操作的容许水平。为了吸收从堆芯发射出来的辐射热并保护生物屏蔽不受辐射损伤, 通常在反应堆容器和生物屏蔽之间设置**热屏蔽**。

**核燃料和核燃料元件** 如前所述, 铀-235、铀-233或钍-232均可用作堆芯的核燃料。燃料的核裂变反应不但可由**热中子**、也可由**中能中子**和**快中子**的作用下发生。根据使核燃料产生裂变的中子的能量, 反应堆又可分为热中子堆、中能中子堆和快中子堆。

裂变中子的平均能量小于 $1.6 \times 10^{-13} \text{J}$  (1ev) 的热中子堆主要用铀-235作燃料。

快中子堆内裂变中子的平均能量高达几十万电子伏, 它们的燃料大多用高浓铀或钍-232。

核燃料既可是固态的, 也可是液态的。使用固体燃料的反应堆叫**非均匀堆**。非均匀内堆的固体燃料封装在包壳内, 以防止燃料与冷却剂的相互作用和裂变碎片的流散。使用液体燃料的反应堆叫**均匀堆**。均匀堆内的液体燃料和冷却剂 (在热中子堆的情况下还有慢化剂) 均匀地混合在一起。

核燃料及其保护包壳组成**燃料元件**。燃料元件的结构形状 (图1-1) 可以是棒形的 (a)、平板形的 (b)、瓦棱板形的 (c)、管形的 (d)、小球形的 (e) 和空心体形的 (f)。其



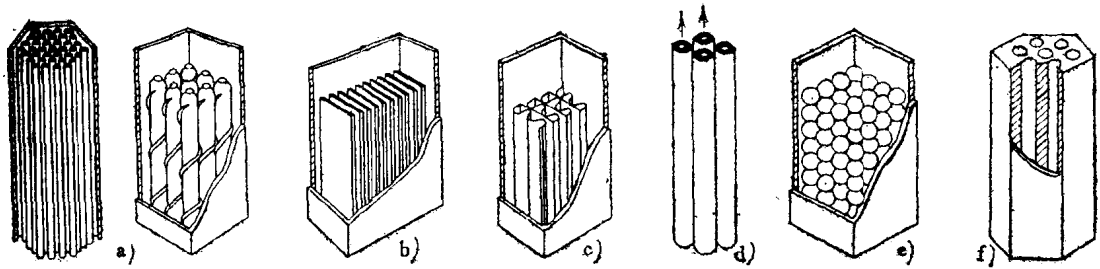


图1-1 燃料元件的结构形状

中，最常用的是棒形的和管形的**燃料组件**。

燃料元件由压紧板固定在反应堆堆芯的燃料通道内。有时将若干燃料元件组合成燃料棒束装入燃料通道。这种**燃料棒束**又叫**燃料组件**。

目前核动力反应堆通常采用的核燃料为二氧化铀 ( $\text{UO}_2$ )。它具有熔点高(约 $2800^\circ\text{C}$ )、辐射稳定性好、与大多数金属包壳和冷却剂材料接触时不易起化学反应等优点。在核动力的进一步发展中，碳化铀和碳化钷很可能用作高温反应堆燃料的主要材料。铀和钷的碳化物的熔点和辐照稳定性和二氧化铀相当，但密度更高，且热导率为二氧化铀的5至10倍。

**慢化剂和反射层** 慢化剂的功能是减低(或慢化)燃料核裂变产生的中子的能量。最好的慢化剂是不吸收热中子的轻质材料。常用的慢化剂有水( $\text{H}_2\text{O}$ )、重水( $\text{D}_2\text{O}$ )和石墨(C)；而铍(Be)则使用得较少。由于重水价格很贵，所以它一般只在不加浓的天然铀作燃料的链式反应系统中应用。对于加浓的铀燃料系统，最常用的慢化剂就是普通水。由于石墨是一种便宜的材料，气冷或水冷反应堆中也常用它作慢化剂。

**反射层**的功能是增加堆芯内的中子数量和使整个堆芯中子通量的分布更加均匀。热中子堆反射层的材料一般为水和石墨，和慢化剂的材料相同。快中子堆堆芯的周围通常包一层天然铀制的反射层。堆芯燃料元件的顶部和底部区域也用天然铀充填，构成上部和下部反射层。在快中子堆中，由天然铀制成的反射层同时又是发生钷再生反应的转化区或增殖区(见上面讨论过的钷循环)：

**冷却剂** 顾名思义，冷却剂是用来导出反应堆堆芯热量的流体。有两种不同的方法用来导出热量：一种是加压迫使冷却剂流经每一根工艺管，冷却剂的压力由管壁来承受；另一种是迫使加压的冷却剂流经整个堆芯，冷却剂的压力由堆容器壁来承受。所以前一种类型称为**压力管式反应堆**，后一种类型称为**压力容器式反应堆**。

用作冷却剂的材料主要有轻水和重水、气体、液态金属和有机液体。水是核动力堆中最常用的冷却剂(和慢化剂)。

核动力堆所用的水必须是洁净的，因为水中的杂质会对反应堆和整个回路的材料产生腐蚀和侵蚀，从而使冷却剂带有放射性。此外，核辐射还能使水分解为氢和氧(称为辐射分解)，同时生成过氧化氢。这些气体的混合物具有爆炸的危险，同时它们还能加速回路系统

\* 在某些反应堆，特别是增殖堆中，堆芯常由一个叫做“再生区”的、由可转化材料构成的区域，该区域设计上专用于转化或增殖。

的腐蚀过程。所以，反应堆运行时所用的水必须经过离子交换或高温过滤器进行净化。

由轻水慢化或冷却的反应堆称为**轻水堆**（LWR），由重水慢化和冷却的反应堆称为**重水堆**（HWR）。还有一类反应堆的冷却剂是水，慢化剂是石墨，因为燃料用的是天然铀，所以叫做石墨-铀反应堆。

水冷堆可分为**压水堆**（PWR）和**沸水堆**（BWR）两种类型。压水堆运行时用液态水作冷却剂，而沸水堆运行时堆芯中产生的蒸汽直接送往汽轮机。

最常用的气体冷却剂是二氧化碳（ $\text{CO}_2$ ），它常和石墨慢化剂配合使用。对于快堆和管式反应堆来说，氦是极有前途的冷却剂，它的热导率几乎是二氧化碳的十倍。但是，氦极易渗漏，而且十分昂贵，所以在大型核电站中很少采用。空气作为冷却剂也是可取的。但是由于它含有氩而极易活化，所以，在以高中子通量运行的大型电站中不能采用。

气体的热**中子俘获截面小**，导热系数小，而且传热系数也小。因此，用它们作冷却剂时，需要向堆芯送很大体积的气体。由于这一原因，作用在反应堆容器上的压力将大大增加，因而要求设计和制造高压反应堆容器。然而，气体的最大优点是能加热到很高的温度。气体的温度上限取决于燃料元件和堆芯材料能安全承受的极限温度。目前高温结构材料的工艺水平已有可能将现代反应堆中气体温度提高到 $1000^\circ\text{C}$ 。

液态金属也是一种良好的冷却剂。由于它们对裂变中子不起慢化作用，而且具有良好的导热性能，所以通常用于快堆。大部分液态金属的沸点很高，这一点使它们有可能在低压回路中达到很高的温度。最常用的液态金属冷却剂是钠。钠作为冷却剂的缺点主要有：与水接触时易发生爆炸；在反应堆中受中子照射后诱发的活性很高；在初始充填时或反应堆经过长时间停闭后必须将其预热至 $100^\circ\text{C}$ 以及为操作液态金属必须专门定制可靠的设备等。上述缺点在设计冷却剂系统时均须给予充分的考虑。

**反应堆控制和保护系统** 如前所述，每个反应堆都设有一个控制和保护系统，用以启动反应堆，将其提升到设计功率，增加并维持规定的功率输出，使反应堆停堆并**冷却\***。此外，在出现异常工况时，反应堆控制和保护系统应能保证事故停堆，使反应堆回到次临界状态。

（反应堆控制和保护系统的这种能力称为“快速停堆能力”）。

反应堆控制和保护系统是保证核电站安全的主要系统之一。系统由三组控制棒组成，每组控制棒都有其特定的功能：

1. **补偿棒** 补偿棒是粗调控制棒，当反应堆从冷态向热态变化（反应堆温度系数的变化）时，用以补偿反应性的变化，并用来补偿裂变产物中毒和燃料的损耗。

2. **自动或手动调节棒** 这是一种细调控制棒，通过反应性的微小变化将反应堆的功率和冷却剂的主要参数维持在规定的水平上。如果单独采用调节棒达不到要求的效果，还可同时采用某些补偿棒。

3. **安全（或快速停堆）棒** 用于异常情况下确保反应堆迅速停堆。

改变反应堆功率可通过改变堆芯中参加裂变反应的中子的数量来实现。往堆芯插入吸收中子的材料或增加从堆芯向外泄漏的中子数量（比方说，移动反射层）均可达到改变参加裂变反应的中子数量的目的。

动力堆中使用的控制棒有圆柱形的、棱柱形的、十字形的、棒状十字形的和球形的。控

---

\* 冷却反应堆是指反应堆停堆时按一定的程序将冷却剂的温度和压力降低到正常数值。

制棒由热中子俘获截面很大的材料，如硼和镉的合金或化合物封装在包壳内制成。有时还往冷却剂中注入液体吸收材料（硼酸溶液），这就是化学补偿系统。

**辐射屏蔽** 核电站反应堆的辐射屏蔽执行多种功能，其中最主要的作用是减少辐射源附近的工作人员所受的辐照。用于这一目的的屏蔽叫做生物屏蔽。在某些反应堆中，屏蔽也用来降低反应堆容器上所受到的 $\gamma$ 射线照射的强度，从而防止容器由于吸收 $\gamma$ 射线而过热。这类屏蔽则称为热屏蔽。容器或混凝土屏蔽吸收能量后将出现很高的温度和温度梯度，因而在材料中引起相当大的热应力。此外，长时间处于堆芯辐射的作用下，材料的性能会发生变化：钢材变脆，混凝土的骨料产生不均匀膨胀以致丧失混凝土的强度并引起事故。为避免这种情况发生，在负荷较重的关键结构（如反应堆容器或堆腔）以及混凝土生物屏蔽前需用热屏蔽保护。热屏蔽需用吸收过量辐射能量后仍能保持耐热和辐照稳定性能的材料制作。对于反应堆容器，可设一层由铸铁或钢材制成的热屏蔽；而对于混凝土生物屏蔽层，可在其前面设一层耐热混凝土或热导率尽可能高的其他耐热材料制成的热屏蔽。

反应堆的生物屏蔽用于将中子和 $\gamma$ 照射降低到安全工作的容许水平。由于混凝土比较便宜，而且能有效地防护中子和 $\gamma$ 辐射，所以在核电站中通常用普通重混凝土来制作生物屏蔽（见第五章）。

### 核电站反应堆的结构简图

**压力容器式轻水反应堆** 目前最成熟的、在核电站上得到广泛应用的动力堆是轻水堆（LWR）。它又可分成压水堆（PWR）和沸水堆（BWR）两种类型。

下面以新沃罗涅什核电站所采用的BBЭP-1000型反应堆为例对压水堆的原理结构作一简要说明（见图1-2）<sup>[46]</sup>。

作冷却剂用的水，在主循环泵的压力下由冷却剂进口接管进入压力容器，沿反应堆容器和堆芯吊篮之间的环形空间向下流动。向下流动的冷却剂既可冷却反应堆容器，又能起到补充屏蔽的作用，保护容器少受裂变中子的辐照。水从堆芯底部上升，在通过燃料组件之间的间隙流道时被加热，然后经由出口接管流出反应堆。堆芯的上部和下部装有各种辅助设施，如反应堆功率控制机构、温度指示器等等。由燃料棒组成的燃料组件安装在堆芯吊篮内，与反应堆容器内的控制棒组件按一定方式排列。连接主管道的接管分布在反应堆容器筒体的上部表面。整个反应堆由容器的托架或凸缘支承在混凝土堆腔内的环形支架上。堆腔周围的混凝土即为生物屏蔽层。

混凝土堆腔的热屏蔽通常做成一个位于容器和堆腔之间的环形槽，内充以水，它同时还用作反应堆**控制棒电离室**的慢化层。但是，现已证明有一种普通混凝土或耐热混凝土制成的“干”屏蔽，不但造价便宜，性能可靠，而且使用也更方便。

表1-1列出了苏联建造的压水堆的主要参数。

反应堆容器内带有汽水分离器的沸水堆的结构简图示于图1-3。控制棒和控制棒驱动机构通常位于堆芯的底部。控制棒的结构与压水堆中采用的相似（在燃料组件之间上下移动的十字形棒或碳化硼管）。因为沸水堆的临界热负荷较低，所以燃料棒的直径应做得比压水堆大些。堆芯位于反应堆容器内。在堆芯吊篮的顶部装有汽水分离器组件，它与堆芯之间形成一个圆柱形腔室，即汽水混合物室。蒸汽和水的混合物从该室进入涡轮式分离器，经过分离得到湿蒸汽（湿度在10%以下）。湿蒸汽的进一步干燥由位于反应堆容器顶部的波纹板式**干燥器**来完成。

表1-1 苏联建造的压水堆的主要参数

参数名称	BBEP-210	BBEP-365	BBEP-440	BBEP-1000
功率, MW				
热功率	760	1320	1375	2940
电功率	210	365	440	1000
总效率, %	27.6	27.6	32	34
汽轮机进口处的饱和蒸汽压, MPa	2.9	2.9	4.5	6.0
反应堆容器内的压力, MPa	10.0	10.5	12.5	17.0
环路数	6	8	6	4
主循环泵流量, m <sup>3</sup> /h	5600	5600	6500	17000
每台汽轮机的功率, MW	70	73	220	500

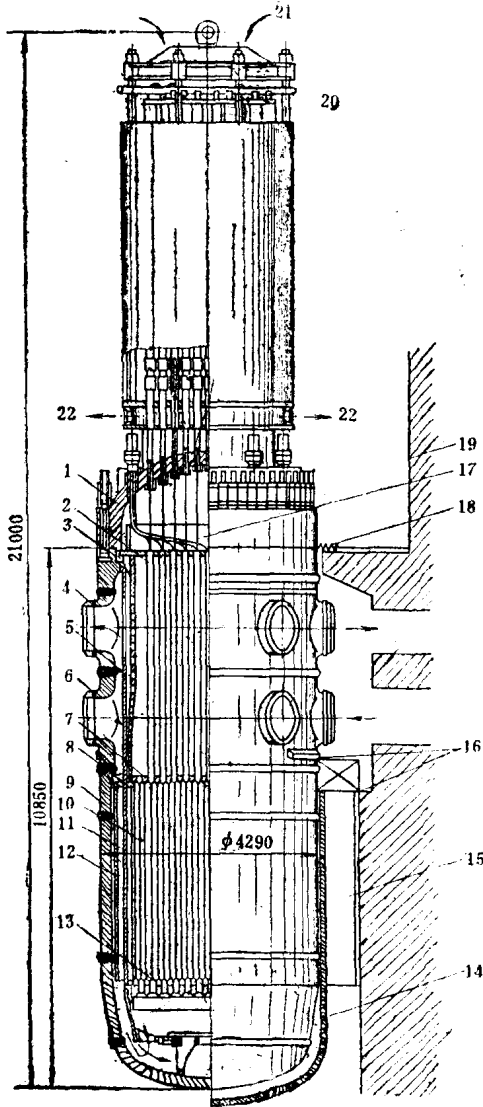


图1-2 BBEP-1000型压水堆简图

- 1——可拆卸的容器顶盖；2——控制棒导向管；  
 3——压紧环；4——冷却剂出口接管；5——隔离筒；6——冷却剂进口接管；7——上部定位板（堆芯上栅格板）；8——堆芯围板；9——反应堆容器；10——燃料组件；11——堆芯吊篮；12——反应堆容器的热屏蔽；13——堆芯支承板（堆芯下栅格板）；14——保温层；15——环形水槽或“干”式热屏蔽；16——反应堆容器的变耳和支承构架；17——控制棒驱动机构连杆；18——环形密封和补偿垫片；19——堆腔覆面；20——控制棒驱动机构封壳；21——冷却空气进口；22——冷却空气出口。

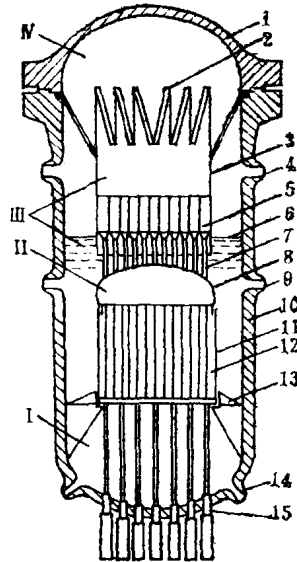


图1-3 沸水堆的堆芯布置

- I——压力室；II——汽水混合物室；III——分离后的水和湿蒸汽区；IV——干蒸汽室  
 1——顶盖；2——波纹板式干燥器；3——分离器组件；4——蒸汽出口；5——涡轮式分离器；6——水面；7——汽水混合物管；8——汽水混合物室罩盖；9——分离水出口；10——钢容器；11——堆芯吊篮；12——燃料组件；13——堆芯支承和流量分配组件；14——泵循环水进口；15——控制棒液压驱动机构。

压水堆和沸水堆都必须在停堆和卸压后才能换料。为此需要拆除容器的顶盖，取出带汽水混合物室的汽水分离器。沸水堆容器内的压力根据堆内能否实现汽水分离和中子通量是否稳定等因素来选择，通常为7.0MPa左右。

**石墨慢化反应堆** 这种堆型在核电站中之所以得到相当广泛的应用是因为它们有可能采用天然铀、稍加浓的金属铀或二氧化铀作燃料，转换系数比轻水堆高，在石墨作慢化剂的情况下能采用高温气体作冷却剂，而且还能设置不停堆换料系统。

石墨慢化堆又可分为容器式和管式两种堆型。在容器式石墨慢化堆中，冷却剂是二氧化碳、氦气，偶而也用其他气体（这时它们也可叫气冷石墨堆）；而在管式反应堆中，冷却剂用的是轻水（这时它们便叫做水冷石墨堆）。

石墨慢化堆里的石墨是在高温和相当高的中子通量下工作的，因此对石墨的清洁度、结构和辐照稳定性的要求均极高。这些都是这种堆型的主要缺点。结构上的困难还在于：对大量的压力管和工艺管的几何尺寸、垂直度、同心度的要求极严；对大量的、各自独立的压力管冷却系统的可靠性要求极高。

**水冷石墨堆** 水冷石墨堆由一组插进石墨砌体孔道中的燃料通道构成。燃料通道四周的石墨既是慢化剂又是反射层。**石墨堆装**在一个密封的、充满惰性气体的容器内，容器内的气压与大气压相近。堆芯的重量由底部支承板承受。与底部支承板相似的顶板安置在充水的贮槽上面。水槽的作用是为混凝土生物屏蔽层提供热屏蔽。在反应堆室的顶板和顶部支承板之间布置有**冷却剂补给系统**，将集水母管来的冷却剂分送到各个燃料通道。燃料通道穿过需由冷却剂导出热量的整个空间，末端与换料接头相连。换料由一台安装在反应堆室顶部的专用机械进行。反应堆的下面空间装有控制棒驱动机构。

反应堆的重量通过焊接的金属结构传递到混凝土上，混凝土结构同时又用作生物屏蔽，它与内壳一起构成一个内充氮和氦的气体混合物的密封空间，石墨砌体即安装在此空间内。

在别洛雅尔斯克核电站，**过热蒸汽**是直接在水冷石墨慢化堆的燃料通道内产生的（见表1-2）。为此目的，堆芯内设有两类通道，即**汽化通道**和**过热蒸汽通道**。在汽化通道内，水变为汽水混合物，然后通向汽水分离器。在分离器中除去水份的蒸汽进入过热通道，离开反应堆时温度高达480℃，压力为9MPa（此即称为**核蒸汽过热**）。蒸汽通过堆芯时被活化，

表1-2 别洛雅尔斯克核电站水冷石墨慢化堆的主要参数

参 数 名 称	一号机组	二号机组	超临界工况
功率, MW			
热功率	286	530	2220
电功率	100	200	1000
总效率, %	36.3	37.8	45
环路数	2	1	1
每台气轮机功率, MW	100	100	500
堆芯直径, m	7.2		10.2
堆芯高度, m	6.0		6.0
燃料	UO <sub>2</sub>		UC
石墨砌体重量, t	810		1200
汽轮机进口蒸汽参数			
温度, °C	500		540
压力, MPa	9.0		24.0

所以这种类型核电站的汽轮机冷凝器、直接蒸汽管线和其他辅助设备的四周均须设置生物屏蔽层。

这种类型的反应堆已从下述几个方面得到了进一步的改进：简化了燃料通道的结构（使冷却剂一次通过），用锆代替了中子俘获截面很高的不锈钢作管子材料（改善了中子平衡性能），采用了工艺成熟的二氧化铀燃料和锆包壳，增大了单机功率，而且几乎可以不停堆换料。在苏联，这种代号为РБМК（意即“高功率压力管式反应堆”）的反应堆（图1-4）正在很多核电站上运行（例如列宁格勒核电站，库尔斯克核电站，斯摩棱斯克核电站和切尔诺布尔核电站等）。

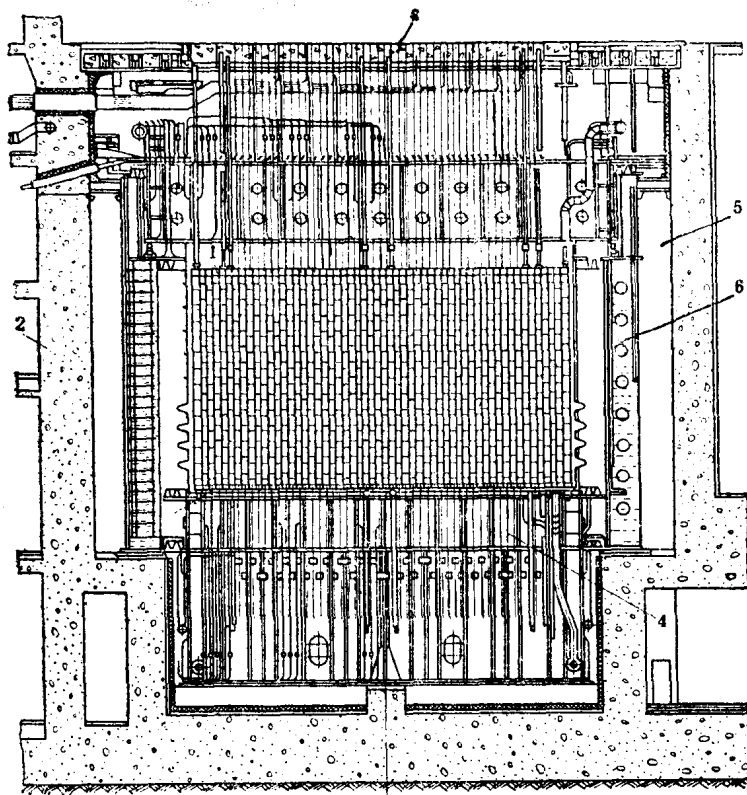


图1-4 РБМК-1000型核电站反应堆厂房剖面图（反应堆堆腔）

1——铜垫；2——普通混凝土；3——铁钢蛇纹石水泥预制块；4——蛇纹石；5——砂子；6——水。

经过不断的改进和完善，目前在苏联这类反应堆已有下列几种不同功率的定型设计：РБМК-1000，РБМ2К-000，РБМКП-2000，РБМКП-2400。在后两种型号里已考虑了蒸汽的过热问题。РБМК型反应堆的主要参数列于表1-3。

由于在用工业化方法组织反应堆部件制造和安装，以及在使单机功率按规定的功率要求而变化这两方面的努力取得了成效，所以发展了РБМКП-2400型分段组合式水冷石墨堆（图1-5）。反应堆由定型设计的中段和两个端部组装而成。堆芯的平面剖视图为矩形，其长度随其中段的段数而变化。反应堆的各段运输方便，本身自成系统。它运到现场时已是一个包括所有控制组件、监测仪表和其他附件的完整的装配件。

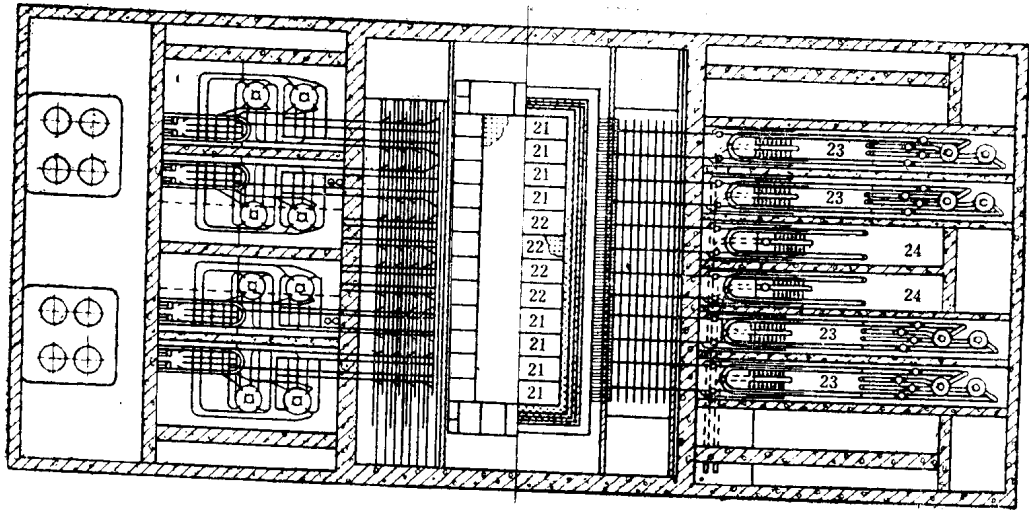
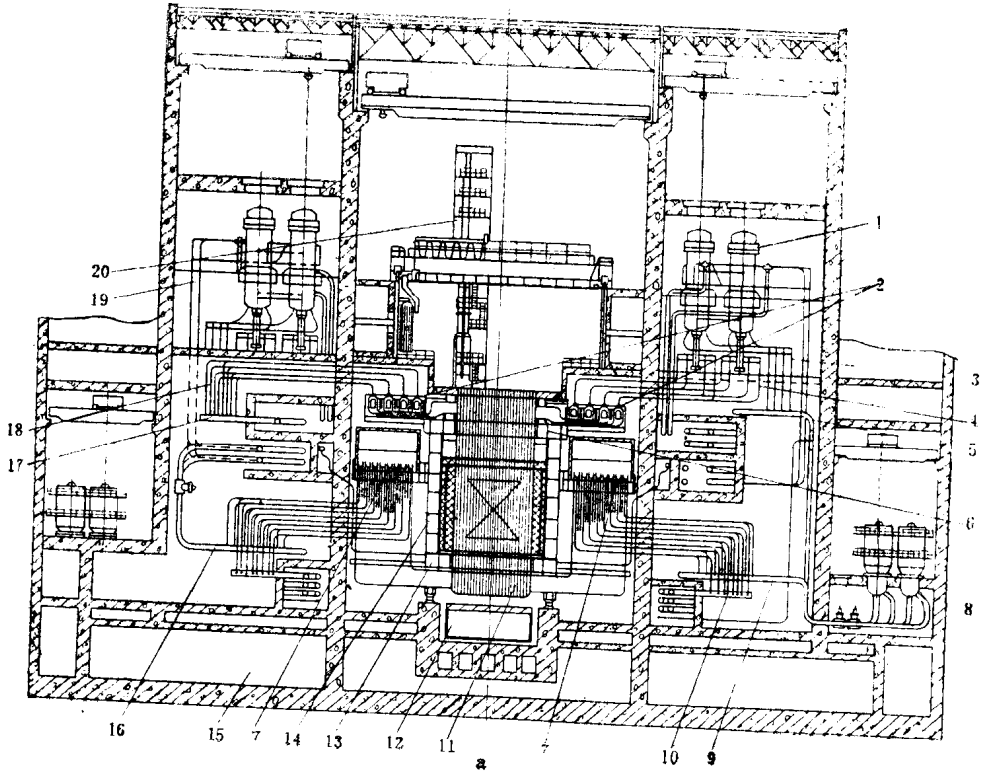


图1-5 РБМК-II-2400反应堆厂房的平剖面

(a) 剖面; (b) 平面。

1—汽水分离器; 2—集水母管组; 3—上部水管; 4—汽水混合物管; 5—吸入集水母管; 6—上部石墨砌块; 7—出口集水母管; 8—主循环泵; 9—压力集水母管; 10—给水集管; 11—反应堆堆芯; 12—底部检修机械; 13—下部石墨砌块; 14—侧面石墨砌块; 15—卸压水池; 16—饱和蒸汽集管; 17—过热蒸汽集管; 18—过热蒸汽管; 19—饱和蒸汽管; 20—装卸料机; 21—蒸发区; 22—过热区; 23—蒸发回路设备室; 24—过热回路设备室。

表1-3 高功率压力管式反应堆的主要参数

参数名称	РБМК-1000	РБМК-2000	РБМКП-2000	РБМКП-2400
功率, MW				
热功率	3200	6280	5620	6500
电功率	1000	2000	2000	2400
总效率, %	31.3	31.8	35.6	37.0
单机功率, MW	500	1000	1000	1200
堆芯直径, m	11.8	13.5	13.5	27×7.5*
堆芯高度, m	7.0	7.0	7.0	7.0
燃料	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
石墨砌体重量, t	2000	4000	4000	—

\* 长×宽

容器式气冷石墨堆 英国的和法国早期的核电站大都属于这种堆型。图1-6示出一座装在预应力混凝土容器内的先进气冷堆的结构简图。

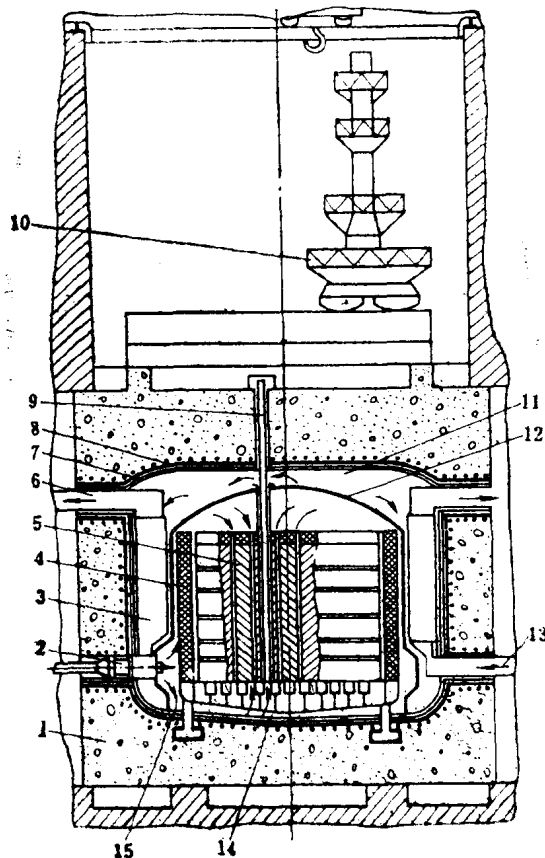


图1-6 装在预应力混凝土容器内的气冷石墨堆

1——预应力混凝土反应堆容器；2——气体循环机；3——蒸汽发生器；4——热屏蔽；5——堆芯砌体；  
6——蒸汽出口；7——容器的保温层；8——容器密封衬里；9——顶部贯穿件套管；10——装卸料机；11——  
热蒸汽室；12——冷却室内壳；13——给水进口穿管；14——支承结构；15——由气体循环机来的气体的进口。



最有前途的核动力堆是**快中子增殖反应堆**或简称快堆。如前所述，这种堆既能产生能量又能增殖易裂变物质，即能使产生出的易裂变物质大于所消耗的易裂变物质。快堆中所用的冷却剂是气体或液态金属（最常用的液态金属是钠）。

正在别洛雅尔斯克核电站建造的BH-600型快中子动力堆采用了一体化（容器式）结构，其中的堆芯、泵和中间热交换器系统布置在同一个气密的容器内（图1-7）。反应堆冷却剂离开堆芯时的温度很高，这可提高核电站的效率，它所产生的蒸汽的温度和压力完全能满足现代热电站的需要（表1-4）。

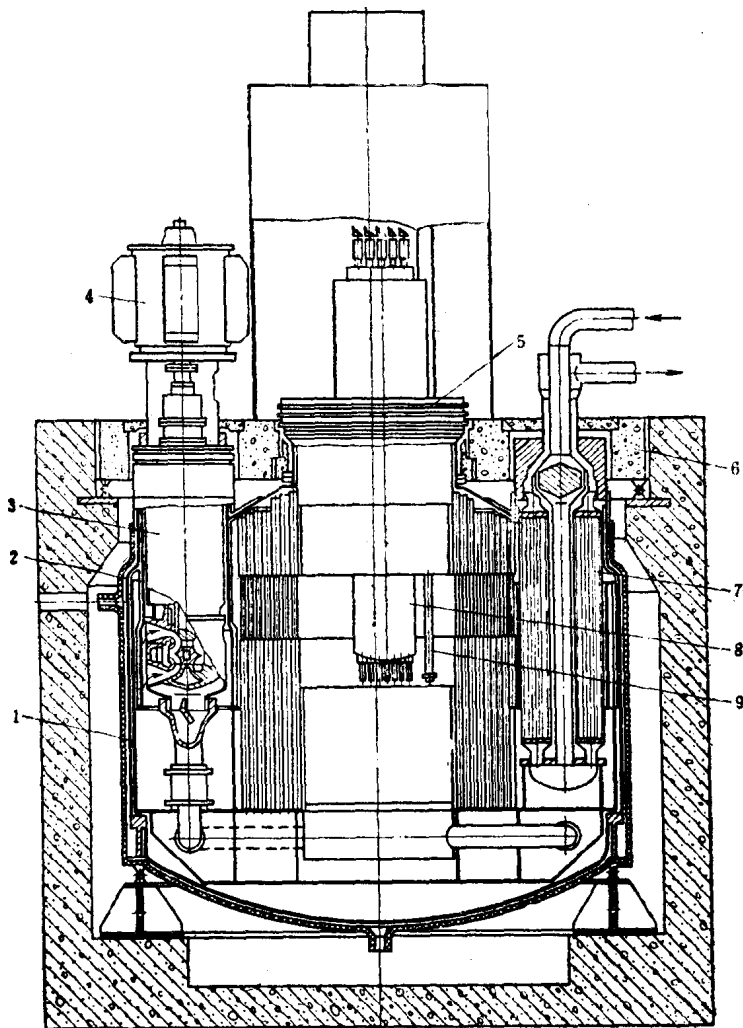


图1-7 BH-600快中子增殖堆

1——承载结构；2——反应堆容器；3——主泵；4——主泵电机；5——旋转塞；6——顶部固定屏蔽盖板；7——热交换器；8——中心控制棒组件；9——装卸料机。

## 1-2 核电站的类型和主要工艺设备

**核电站工艺流程图** 所有类型电站的负荷曲线都是不断地在变化的。它随一天的昼夜而变化（黑夜陡然下降，白昼上升，中午休息时又出现一个马鞍形）；随一周的始末而变化