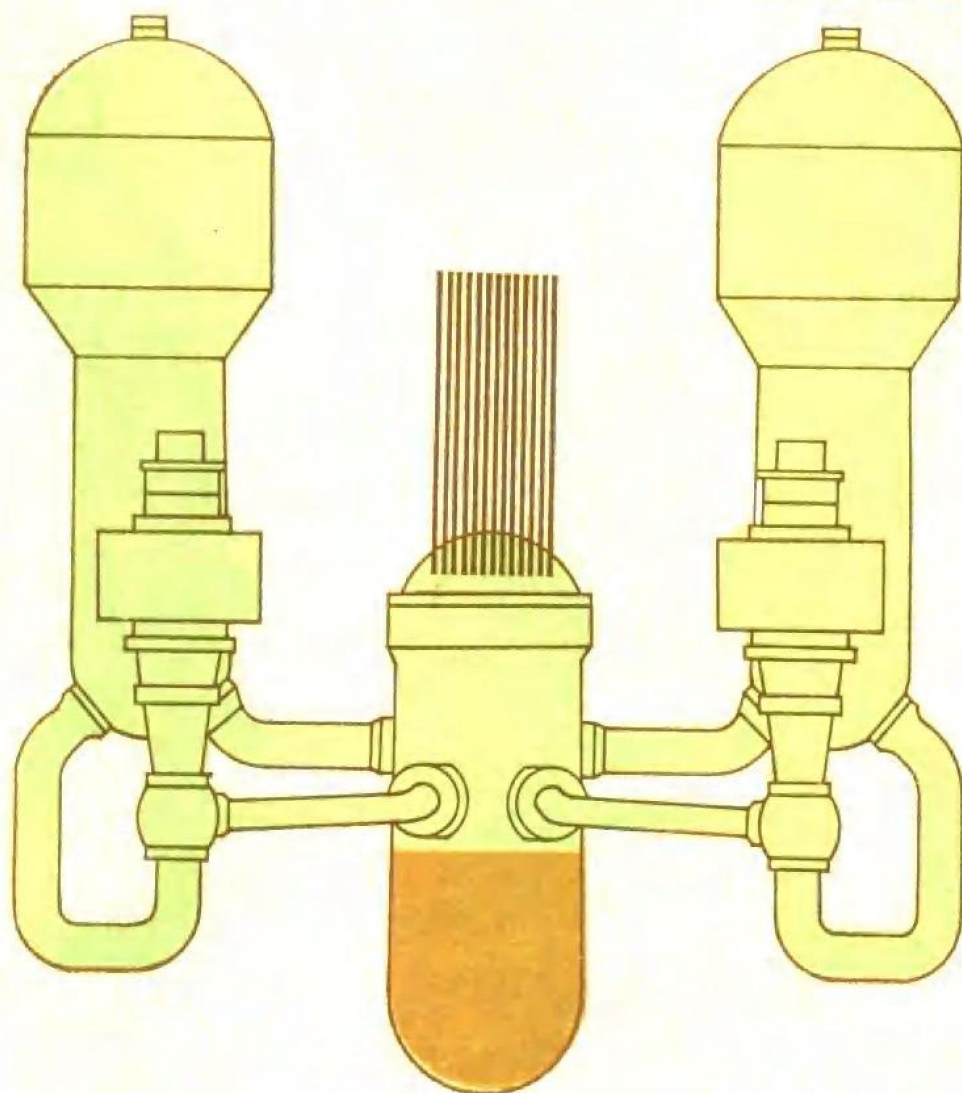


原子能出版社



[美] K·C·利什

核电站 系统和设备

内 容 简 介

本书主要描述了压水堆、沸水堆、高温气冷堆的系统和设备,涉及到反应堆本体、一回路系统、控制系统、余热导出系统、事故系统等主辅系统、特别是对压水堆、沸水堆核电站的各系统和设备作了比较详细的描述,有的提供了设计参数、有的给出设计、制造、运行等方面的注意事项。

本书是作者根据给参加核工程建设的年轻工程师们讲课的资料整理而成的,可供反应堆设计、建造、运行人员参考,也可供高等院校核动力工程有关专业师生阅读。

核电站系统和设备

Nuclear Power Plant Systems
and Equipment

Kenneth C. Lish

[美] K.C. 利什 著

丁作义 译

肖隆水 校

原子能出版社出版

(北京 2108 信箱)

北京 9203 信箱印刷厂印刷

☆

新华书店北京发行所发行·新华书店经售

开本 787×1092 1/16·印张 13·字数 260 千字

1985 年 3 月北京第一版·1985 年 3 月北京第一次印刷

印数 1—1120·统一书号: 15175·590

定价: 2.70 元

译者说明

本书译自《Nuclear Power Plant Systems and Equipment》。这是一本较好的专业书，专门叙述核电站的各种系统和设备，内容较为全面，涉及到核电站设计的各个方面，包括反应堆本体、一回路系统、控制保护、仪表、余热导出、事故系统、乏燃料贮存、放射性废物处理、通风等。原书的第十六章和四个附录，因内容对目前的设计已不适用，所以没有译出。

本书主要描述了压水堆、沸水堆和高温气冷堆及其各自的系统和设备，特别是对于压水堆、沸水堆核电站的各种系统和设备作了详细的描述，并在描述系统和设备的同时，给出了设计准则、规范或标准，有的提供了设计参数，还包括设计、制造、建造、检查、试验、运行等方面的注意事项。本书可供从事反应堆及其各种系统、设备的设计、制造和运行的工程技术人员参考，也可作为高等院校核工程有关专业的参考书。

还应指出，书中多处提到的 ASME 规范已经陈旧，请以最新规范为准，并应随时注意规范或标准改变的情况。

在本书的翻译过程中，得到我单位各专业很多同志的真诚帮助，肖隆水同志对全书进行了审校，黄祥瑞、孔昭育、张士贯同志也对本书提出了宝贵意见，这里一并表示感谢。

译者水平有限，如有译错或不当之处，请批评指正。

译者

前 言

本书取材于作者日常给从事核工程建设工作的年轻工程师们讲课的资料。这些年轻的工程师都已掌握了核装置设计所需要的传热、流体流动、应力分析和其它学科的知识。同样地，动力工程和核工程专业的学生们可以找到很多论述核动力商业应用分析方面的资料。但是，涉及组装核电站所需要的部件和系统的原始资料几乎是没有什么的，本书填补了这个空白。本书是定性的描述，其目的是回答“我需要什么？”而不是“它应该是多大规模？”的问题。

美国现在达到商业应用的反应堆有三种类型：沸水堆、压水堆和高温气冷堆。本书描述了这三种类型的反应堆及其所需要的各种系统，并进一步分析了有关轻水反应堆的设备要求。因此，在选择设备的定量参数之后，就可以确定机械方面的要求，如材料、规范、试验等要求。对于高温气冷堆，本书只是一般地描述，因为它还不成熟，有待进一步发展。高温气冷堆的设备也没有详细地描述，因为到目前为止还没有工业规模地制造。

核电站的设计还处在发展过程中，本书给出的设计资料是目前采用的，可以预料这些设计将随着经验的积累而修改，并设计出更合适的系统。作者尽可能给出确切的设计资料，在实际应用还有选择余地的情况下，给出了准则，以便工程师能够做出有根据的决定。

现在，美国工业界已逐步形成了“核蒸汽供应系统”（NSSS）的概念。在核系统中，核岛的大部分部件由反应堆制造厂家提供，然后，由设计全套装置的工程机构把这个核蒸汽供应系统与装置的其余部分结合在一起，作出完整的设计。这种结合的出发点是每一个核蒸汽供应系统的投标者提出的估算。整个电站需要进行概念设计，概念设计附有核蒸汽供应系统的供应范围。本书可为概念设计提供依据。

目 录

前 言

第一章	绪论.....	(1)
第二章	压水堆.....	(8)
第三章	沸水堆.....	(31)
第四章	高温气冷堆.....	(58)
第五章	安全壳.....	(90)
第六章	抗震要求.....	(110)
第七章	一回路系统.....	(114)
第八章	余热导出系统.....	(137)
第九章	应急冷却系统.....	(142)
第十章	一回路冷却剂的净化.....	(150)
第十一章	乏燃料贮存设施.....	(161)
第十二章	放射性废物处理.....	(166)
第十三章	闭式回路和厂用水系统.....	(178)
第十四章	电站通风.....	(182)
第十五章	监测仪表.....	(193)
术语汇编		(198)

第一章 绪 论

1.1 理论基础

核能的基本概念是从阿尔伯特·爱因斯坦的相对论得来的，爱因斯坦相对论用著名的方程式 $E = mc^2$ 表示。该方程式表明：质量和能量是等价的，其比例常数为光速的平方。在这个方程式中，标准单位是：能量 E ，用尔格表示；质量 m ，用克表示；光速 c ，用厘米/秒表示。爱因斯坦的理论发表于 1905 年，从那时起一直到 1939 年，世界各地进行了多方面的实验，这些实验证实了核能的存在。1939 年，奥托·弗里希 (Otto Frisch) 和 莉斯·迈特纳 (Lise Meitner) 解释了哈恩 (Hahn) 和斯特拉斯曼 (Strassmann) 的实验结果，意思是当一个铀原子核吸收一个中子时，常常分裂成质量大约相等的两部分，同时放出能量。恩里科·费米 (Enrico Fermi) 指出：如果这是正确的，除裂变所需要的中子之外，还应有多余的中子存在，而且进一步断定，如果备有足够数量的靶核可供利用，裂变反应就能自持。几年之后，又证明了如果存在足够的铀-235，能给出多余的中子，则产生连续反应或链式反应在理论上是可能的。众所周知，1942 年 12 月在芝加哥大学第一次实现了可控链式反应，这些理论得到了证实。

1.2 历史

第二次世界大战期间，在美国，作为军用曼哈顿计划 (Manhattan Project) 总目标的一部分研究了核能。战争结束后，不再执行曼哈顿计划，其工作移交给民用原子能委员会，原子能委员会负责发展核能的和平利用。为了寻求合理的方法，该委员会必须同时完成两个计划：第一，研究一种可行的方法，把核能变成有用的、可控的动力；第二，研究中子轰击对于材料的影响，并鉴定和（或）研究各种材料，这些材料都是建造核动力装置所必需的。1955 年 1 月，第一个动力装置“缸鱼号”潜艇试运转，该艇上装有压水堆核动力装置。第一批商业用核电站是 1957 年在宾夕法尼亚州的希平港 (Shippingport) 和英国的卡德霍尔 (Calder Hall) 起动的。希平港电站是一座压水堆核电站，是缸鱼号船用反应堆计划的直接产物。卡德霍尔电站是一座二氧化碳冷却、石墨慢化反应堆核电站。两种反应堆都产生 800 磅/英寸² (表压) 的饱和蒸汽。现在，压水堆产生的蒸汽大约为 1000 磅/英寸² (表压)，而高温气冷堆产生的蒸汽为 2300—2500 磅/英寸² (表压)。

原子能委员会与私人工业共同制定了反应堆的发展方针，并对这些第一代反应堆的建造提供了大量的财政上的帮助。原子能委员会的所有非保密技术可无偿地转让给工业界。因此，在五十年代后半期，很多公司都试图加入新建的核能工业，但是这些尝试大多数是不成功的，很多公司相继退出，最后留在这个领域里的只有六家承包者：通用电气公司生产第三章所描述的沸水堆；西屋电气公司、燃烧工程公司和巴布科克·威尔科克斯公司生产第二章所描述的压水堆；海湾通用原子公司生产第四章所描述的氦气冷却石墨慢化堆；以及北美罗克韦尔公司的国际原子部 (Atomics International Division of North American Rockwell Corp.)，该公司设计了并且在内布拉斯加州的哈拉姆 (Hallam) 建造了一座液

态钠冷却的原型堆。目前正在着重发展钠冷增殖反应堆，在这种反应堆中，生产出来的燃料将多于消耗的燃料。

1.3 反应堆概念

反应堆是将燃料按一定几何形状排列在适当的容器中构成的。为了最有效地达到预期的目的，反应堆装有控制链式反应的装置，并采用降低中子能量的方法。反应堆的燃料是可裂变材料，通常是铀-235、钚-239或钍-232，其最经济的排列是正圆柱体。还应提及的是：只要满足维持链式反应所要求的栅距、形状和燃料装载数量，反应堆的燃料可以由任何物态——固体、液体或气体的裂变原子组成。

商业用反应堆都采用固体燃料，例如氧化物或碳化物，因为固体燃料的处理最为方便。使用溶于有机溶剂或溶于熔盐的铀化合物形式的液体燃料仅仅以实验室规模进行了一些研究，但是，工程上实现这两种设计，造价太高，还不能达到商业应用。

关于反应堆所用的容器，水冷反应堆使用钢制压力容器，而高温气冷堆使用预应力混凝土容器。

1.3.1 控制棒——计算表明：如果裂变反应失控，中子将在一瞬间就成倍增加。因此，研究人员探索并研制了吸收中子的材料，以便能够控制这种反应。在芝加哥最初的实验也证实了这一理论。最初使用的吸收体是镉和硼，这些材料吸收中子，并放出 γ 射线和热能，所以必须对它们进行冷却，可是它们并不放出中子。然而，如果吸收体靶核用得太多，反应速度将会下降，因为它们吸收了过多的中子而不引起更多的核发生裂变。如果减少吸收体靶核的数量，裂变速度将增大，一直达到平衡状态为止，这时每单位时间裂变的原子数是常数，多余的中子都被吸收了。这就是反应堆控制棒的基本概念。为提供多余的吸收体靶核，要插入控制棒，而为减少吸收体靶核的数量，则要抽出控制棒。

“控制棒”这个术语指的是一种具有固定几何形状的机械装置。沸水堆中只使用这种形式的中子“毒物”，而压水堆的设计者采取了不同的方法。压水堆将一部分控制靶核，如硼酸，溶解在冷却流体中，而其余的吸收体靶核由机械装置提供。压水堆随着反应堆能量负荷的变化而改变控制棒的位置；硼溶液的浓度随着铀的燃耗和燃料中吸收中子的裂变产物的积累而慢慢地改变。

1.3.2 慢化剂——早期的研究和试验揭示了反应堆一个较重要的需要控制的特性。因为中子的速度与其能量成正比，所以，相应的中子速度就决定了该中子是否能进入原子核并产生不同的元素或同位素，或者是否能分裂原子核并放出能量。高能中子或“快”中子能进入原子核而不引起裂变；但低能中子或“热”中子能分裂原子核。因此，必须把快中子慢化或减速成热中子，以便参与裂变过程。最常用的“慢化剂”是轻水、重水和石墨。一般的反应堆或轻水堆使用去离子的轻水作为慢化剂。这种反应堆的优点是：慢化和冷却都可以使用流体，因此，冷却慢化剂和裂变铀芯只需要一个机械系统。第四章所描述的氦气冷却的反应堆用石墨作慢化剂，而加拿大的反应堆用重水。慢化剂材料的选择主要根据经济性和目前的工艺水平。由于重水的价格为每磅25美元以上，因此积极鼓励使用轻水或石墨作为慢化剂。

早期的动力堆，由于用轻水作慢化剂比用石墨容易解决工程上的问题（例如确定结构材

料和传热材料),因此,早期的动力堆都使用轻水。现在,石墨慢化动力堆也正在赶上来,美国有一座原型反应堆〔330兆瓦(电)〕即将投入商业运转。目前商业上已有1100兆瓦(电)的石墨慢化动力反应堆出售。

1.3.3 燃料——裂变反应堆的核燃料是某种形态的铀,其天然资源是沥青铀矿和钾钒铀矿,世界上很多地方有这些矿物。铀以化合物的形式存在,通常是作为氧化物而存在。天然铀是三种同位素:铀-238(99.274%)、铀-235(0.719%)和铀-234(0.0052%)的混合物。铀-235是三种同位素中最容易裂变的,而且是反应堆最好的启动燃料。铀-238能转变成钚-239,然后钚-239产生裂变并放出能量。天然铀金属或天然铀的氧化物都可以作为燃料。加拿大采用重水作为慢化剂和冷却剂,使用氧化物形式的天然铀燃料。轻水堆用浓缩的铀-235作燃料,典型的动力堆铀-235的浓缩度已提高到2.5—3%。最大的浓缩度为93.5%,通常称为“全浓缩”铀。早期,在工程上能够实现的浓缩方法是气体扩散法,在这种工艺方法中,使用多孔膜完成浓缩,而多孔膜技术是由美国政府保密的,但其余的气体扩散技术于1969年宣布解密。气体扩散法是一种消耗能量大和投资多的工艺方法。目前,在美国、日本和欧洲都采用了离心法,这种工艺方法大有前途,因为它需要的资金和能量比气体扩散法少。

浓缩过程是用成万个串联的精密扩散级完成的,每一级都把输入的铀化合物分离成两部分,一部分铀-235的浓度比进入的化合物高,一部分铀-235的浓度比进入的化合物低,较高浓度部分继续进入下一级,进一步浓缩,而较低浓度部分送入前级再循环。可以在任何相应的级加料,也可以从任何一级取出产品。因此,浓缩费用直接与所要求的浓缩度有关。现在,浓缩费用大约占燃料总费用的1/3。

燃料费用包括购买和精炼铀的费用、转变成气体六氟化铀、浓缩、转变成适当的固体形态(通常为二氧化铀)以及制成合适的燃料元件的费用。如果铀的所有权归美国政府,则动力公司占用铀时,除“使用费用”以外,必须支付转变、浓缩和制造费用。用完后,对燃料元件进行“后处理”。

后处理时,把燃料元件全部解体,并把有价值的元素(铀、钚、镅等)进行化学分离和回收。钚是由铀-238吸收快中子产生的超铀元素铀-239逐步转变而成。回收的各种元素属于动力公司,铀送回浓缩工厂,并重新制成燃料元件。钚可以卖给政府或贮存用作燃料。

1吨铀-235有效能量的理论值,其数量级为200000兆瓦日。目前,轻水堆的燃料,在从反应堆中卸出以前,释放能量可达20000—30000兆瓦日/吨。这种辐照完全处在安全范围之内,安全范围是根据目前对燃料设计和制造的认识与经验确定的。随着各种燃料设计的辐照性能经验的积累,能量释放数最终将会增加。

燃料性能基本上受两个因素限制:传热和结构材料。现在,虽然我们很好地掌握了传热问题,但由于还缺乏经验,传热仍是一个限制因素。材料在高温下的机械性能、应力和中子通量在设计和预期燃料元件的性能时都是控制因素。

反应堆运行时,铀产生各种裂变产物,其中有些是气体。典型的水堆燃料元件是把中空带端塞的锆合金管按一定方式(通常是正方形)排列,管内装圆柱形的二氧化铀芯块,芯块在管内的纵向位置靠弹簧来保持。在管内,为裂变产物气体留有空隙,当把端塞焊接就位进行组装时,这个空隙充以氦气。裂变产物贮存在二氧化铀的晶体结构内以及燃料管的气体空腔内,只有燃料管破裂时裂变产物才会释放出来。

1.4 原子能委员会

原子能委员会(AEC)是美国政府行政部門的一个办事机构,是1946年按照联邦立法组织起来的,1954年进行了改组,它是负责核应用的研究和发展的,包括核能、同位素装置、武器、高能物理等。并且,还负责控制可裂变材料以及美国所有核装置的审批和安全。原子能委员会首先建立了国立实验室;在控制可裂变材料方面,该委员会拥有铀的浓缩工厂,并制定了生产钚的计划;在核装置审批和安全方面,该委员会负责监督可能受到核装置影响的居民的健康和安全。

早期,审批工作是通过一个叫做反应堆安全咨询委员会(ACRS)的组织进行的,那时刚开始首批动力堆计划。但是,技术发展太快,而且每一个装置都是在各自的基础上进行研究的,因此在六十年代中期,当原子能委员会内只有一个部门负责反应堆发展以及审批和管理时,潜在的利害冲突暴露出来了,所以进行了责任分工,成立了一个新的反应堆审批部(DRL),而且审批手续也定型了。

目前,审批分为两个主要步骤:

步骤1,在选定反应堆承包者之后不久(通常在3—6个月之内),所有者要准备并向反应堆审批部提交一份初步安全分析报告(PSAR),以供审查。这个报告由反应堆所有者、承包者和负责电站设计的顾问工程师协同准备。反应堆审批部和反应堆安全咨询委员会将审查初步安全分析报告,并提出一些看来可能是合理的问题。公众听证会是反应堆审批部审查工作的一部分,而且任何公众成员在听证时都可以提问。反应堆审批部如果认为计划中的电站设计上考虑的比较周到,各种可疑的项目都具体地进行了鉴定,以及对所提出的设计方法和发展计划感到满意的话,他们将发给建造许可证。从申请到允许建造的平均时间大约为18个月,但这个期间内,电站的设计一直在进行。

步骤2,设计结束时,要编写并提交一份最终安全分析报告(FSAR),最终安全分析报告必须回答初步安全分析报告中未解决的所有问题,加上在设计和建造期间可能出现而还没有回答的问题。然后发给运行批准书,允许反应堆装料和达到临界,也可能是批准中等功率水平运行,也可能是最高功率水平运行。在设计和建造期间,原子能委员会的辅助部门(Division of Compliance)应检查设计规划和建造计划,以保证一切按次序进行。每两次检查之间没有特定的时间间隔,为了拿一项正在施工项目的质量给具体的工程树立一个“样板”,在反应堆开始建造时,巡回检查是相当频繁的。一旦确定了这个“样板”,将来的检查就按照这个“样板”的标准执行。

原子能委员会在美国联邦管理法第十号第五十部分中公布了初步安全分析报告的要求,要求的一个重要部分是“准许建造核电站的总的设计准则”,其中概述了反应堆装置所必需具有的最低安全特性,这些特性是设计和控制堆芯,封闭放射性物质,以及设计保护系统和屏障所需要的(共有55条准则)。本书描述符合某一特定准则的设计特征时,常常提到专门的准则,例如“准则No.50”。这些报告,即初步安全分析报告和最终安全分析报告,都是原子能委员会文献贮存馆中供参考的公开资料。

1.5 规范

早期的反应堆都是按照原有的规范设计的,主要有《非火压力容器规范》——《美国机械工程师学会(ASME)锅炉和压力容器规范》的第八篇。管道是按照美国标准协会(ASA) B31.1《压力管道规范》设计的。这些规范很快地被证明是写得不合适的,并试图根据五十年代末期和六十年代初期的核规范实例(nuclear code cases)来修改这些规范。当时,美国海军部(U.S Navy)制定了自己的核容器规范,由商业部(DePt.of Commerce)在PB-151987中公布。海军部的这个规范全部采用了新的分析方法,还考虑了存在的各种应力和由运行循环产生的疲劳。事实上,规范要求设计报告详细说明应力分析。然后,工业部门考虑了第八篇的不合适部分,并在若干年的工作之后,制定了自己的新规范,ASME第三篇,《核容器》。这个规范是1963年颁发的,这个新规范采用了海军部的规范中介绍的方法,并把应力分为一次应力、二次应力和第三应力。

新规范包括容器的三个等级。把容器分级是所有者或工程师的责任。对于象反应堆压力容器或蒸汽发生器的一回路侧之类的容器应使用最高质量的容器——A级容器。作为准则来说,用于封闭链式反应的那些容器、从运行系统切除能使链式反应发生危险的容器,或内装一回路冷却剂在电站停堆期间不能经常检查的那些容器都列为A级。

B级容器用来封闭其它容器和设备,水冷反应堆装置的安全壳就是一个典型的实例。C级容器是贮存放射性流体而没有划入A级或B级的容器。

1969年11月,经过一年的试用和评论之后,美国国家标准学会(ANSI)的规范B31.7《核电站管道》正式颁布了,其中包括管道的三个等级:I、II和III,这三个等级大体上类似于ASME规范第三篇中的三个等级。带放射性的管道或可能带放射性的管道必须按照美国国家标准ANSI B31.7制造。其它管道由设计者决定,可以按国家标准的规范制造。按照ANSI B31.7的III级来设计处于放射性系统与末级冷源之间的闭式回路冷却系统是很常见的。

1968年秋,ASME颁发了《核电站泵、阀门规范草案》,供试用和评论。打算将这个规范与ANSI B31.7一起使用,该规范与管道规范相同,也分为三个等级,但是这个规范未全部颁发,因为II和III级泵的设计准则没有准备好,而不能包括在最初颁发的规范之内。这个规范只关心设计与压力边界的检查,而不涉及泵的运行特性和阀门的不同类型。确定设备技术条件和引用这个规范的工程师必须象他经常做的那样,对结构和运行的详细情况给予充分的注意。举出一个具体的实例来说明,ANSI B31.1.0的规范实例N-2要求放射性系统的所有阀门都采用双填料,在双填料之间装一个引漏环,并在引漏环上装一根填料箱引漏接管。在新的泵阀规范中删去了这个要求,因此,工程师必须把这个特点作为订货技术说明书的一部分。

这三个规范是互相补充的,而且,按照各项规则,可以颁发放射性系统的每台设备和管道零件的核规范印章*。

有人试图使ASME规范第三篇、ANSI B31.7和泵阀规范统一起来,但所作的努力不大成功,因为第三篇的B级是专指安全壳容器的,其它两个规范中没有类似的。同样地,II级管道在第三篇中也没有类似的,许用的材料不总是相同的。1970年冬,对ASME规范第三篇补

遗了特殊标准,使得其它两个规范的使用成为强制性的,并建立了一种体制。从而,整个放射性系统的每一个单独的零件都能够有规范印章,而且还有为整个系统颁发的规范印章。

但是,尽管有这个进展,在体制上仍有不足之处,1968年的ASME规范是专指金属容器的,没有考虑混合式的容器,最常见的混合式容器是装有内钢膜或衬里的混凝土容器。第Ⅲ篇的1971年7月版有较多的改变,其中包括了以前包含在第Ⅲ篇、ANSI B31.7和泵阀规范中的所有设备。现在的第Ⅲ篇中有三个设备等级:1级、2级和3级,每一级都包括容器、管道、阀门和泵。此外还包括反应堆内部构件、金属安全壳以及设备支承等篇章,而且将颁发第二部分,第二部分还将包括混凝土安全壳。因而,目前所有核机械系统都是按照一套单一的规范建造的。

ASME规范还没有考虑所有加工工艺的差别。按照惯例,容器、阀门和泵的制造厂家都有他们自己的工程技术队伍,所以,当其中一个公司授权使用规范印章时,其工程部门也已经受到规范中各项规则的约束。管道则不同,有一个独立的工程机构设计管道系统,并规定出诸如材料、尺寸、导向、支承等所有要求。持有“N”印章的管道制造厂家将根据工程师的图纸制造管道。有如所见,管道设计机构授权使用规范还是整个工作中脱节的一环,而管道设计机构还尚未要求授权使用规范,因此,核装置的所有方面都应当有经过批准的规范。

1968年秋季,颁发了第四个规范《核反应堆冷却剂系统的在役检查》。以前的规范只与运行中的核电站的检查有关,而这个规范基本脱离以前的作法。简短地说,这个规范要求每次停堆时检查一回路系统的压力边界部分,并要求十年完成一个检查循环。此外,在开始运行之前,对新装置进行“初始”检查,然后把它作为该装置的标准。这个规范规定了要进行的检查型式、位置和次数,这个规范的目的之一是保证在设计中采取措施,以便能接近一回路冷却剂系统,这样,在电站按计划停堆期间,就能够进行检查。这个规范还规定了能够采用的无损检验方法。必须认识到,这些检查要求把遥测方法和接触方法结合起来了。对这些问题最初提出来考虑是在1969年和1970年,核动力反应堆的申请者现在都遵循着规范中的这种“可靠近性”的观点。反应堆承包者开始在他们的反应堆上着手研究和发展各种方案,并发展执行规范的手段和技术。

通常,在订购核电站系统时,按照规定所使用的规范必须是所有者定货日期仍然有效的规范。此后,在颁发建造规范之前作了一些修改,而且反应堆审批部要求对这些修改作出明确的决定。最后,修改了审批条例,即任何核电站的生效规范应是设备而不是系统定货日期生效的规范。举例说,反应堆系统可能在1971年9月订货,而该系统的主泵于1972年6月由反应堆供应者订货,泵所要求的规范为1972年6月生效的规范。

所有正在审查的建造规范主要供材料鉴定、设计要求和工艺规程以及车间制造使用,几乎没有考虑现场的加工。关于保证高质量的加工工艺和维持设备开始装运与电站启动之前这一段时间内现场的清洁度,还没有规范。正象可预料的那样,尽管每个工程师尽其所知尽其全力准备了各种各样的详细技术要求,但这个不受控制的缺口已是困难的主要根源。随着工作进展,各项要求在变化,而且由于通常既没有足够的时间,也不能用单项计划的钱去作所要求的详细而全面的工作,所以忽视了很多问题。原子能委员会的辅属部门

• 核规范印章 (nuclear code stamp) 是由ASME授权某公司使用的一种钢印,其印字为“N”。授权使用核规范印章的公司必须按ASME规范的等级和各项规则的要求制造核部件,并用钢印在产品上作标记。ASME在颁发印章的同时,还颁发一份使用印章的证明或执照。——译者注

已经懂得，如果不立即改进保管和材料贮存，在现场有停止工作的危险。

已经考虑了这个不受控制的方面，而且，ANSI 的 N-45 委员会已负责准备所需要的规范。关于现场贮存和现场控制质量的规范和标准也在准备之中。可以预料 1971 年末或 1972 年初将首次颁发这些规范。

第二章 压水堆

2.1 概述

压水堆核电站装有加压水闭式回路，用回路中的水带走堆芯内产生的热量，并将热量传给二回路水系统，产生蒸汽，然后，蒸汽驱动汽轮发电机组发电。这个流程示于图 2 - 1。

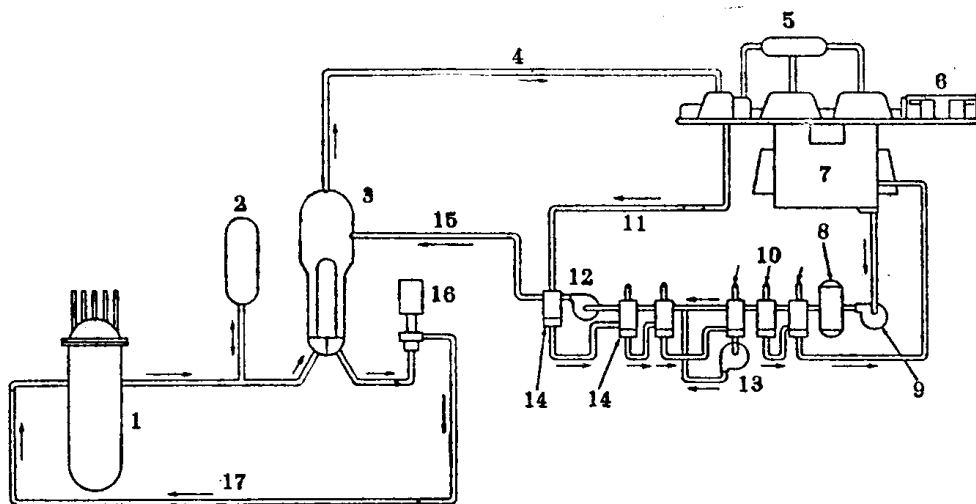


图 2 - 1 压水堆核电站布置示意图

图中有反应堆一回路和汽轮发电机。加热器和疏水泵只是示意性的，并不是实际的循环回路。其中，冷凝水除盐装置是一个可以自由选择设备。

1 ——反应堆容器；2 ——稳压器；3 ——蒸汽发生器；4 ——蒸汽管线；5 ——汽水分离器和再热器；7 ——汽轮发电机组；7 ——冷凝器；8 ——冷凝水除盐装置；9 ——冷凝水泵；10 ——抽汽；11 ——抽汽；12 ——给水泵；13 ——疏水泵；14 ——给水加热器；15 ——给水管线；16 ——主泵；17 ——反应堆冷却剂管线。

反应堆系统是由压力容器、蒸汽发生器、主泵以及稳压器组成的。压力容器包容产生热能的核燃料；蒸汽发生器利用热能产生蒸汽；主泵用于循环冷却剂；稳压器保持和控制系统的压力。冷却剂为去离子水，典型的运行条件是2300磅/英寸²（绝对）和600°F——过冷度很深。蒸汽发生器产生的蒸汽压力为850—1000磅/英寸²（绝对），湿度通常为0.20—0.25%。有一个制造厂家采用了一种不同的蒸汽发生器设计，产生了过热度为35°F的过热蒸汽。在图 2 - 2 中，示出了系统中产生蒸汽部分的最简单流程图。反应堆系统可有几个冷却环路，这些环路从反应堆容器向各方伸出。图 2 - 3 示出了一回路系统的典型布置。

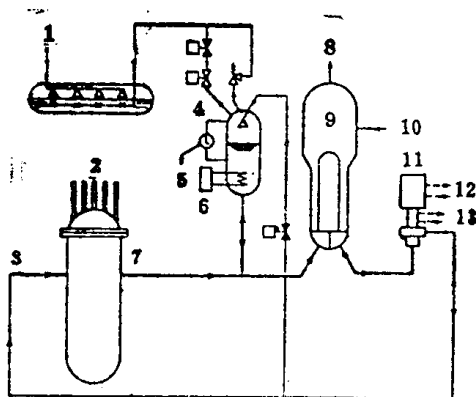


图 2 - 2 一回路系统的一个环路流程图

反应堆可有 2—4 个环路，随反应堆的大小而定，额定热功率为 1875—3423 兆瓦。

1——去离子水；2——控制棒驱动机构；3——冷段（代表 4 个环路）；4——稳压器；5——充水泵；6——加热器；7——热段（代表 4 个环路）；8——蒸汽出口；9——蒸汽发生器；10——给水进口；11——主泵；12——辅助冷却水；13——密封水。

一座反应堆只有一台稳压器，与环路数无关。每一个环路上安装一台蒸汽发生器和一台或者两台主泵，这取决于制造厂家。在 1969 年的设计中，600 兆瓦（电）的反应堆有两个环路，800 兆瓦（电）的有 3 个环路，而 1100 兆瓦（电）的有 4 个环路，图 2 - 3 示出了有关设备的相对位置。

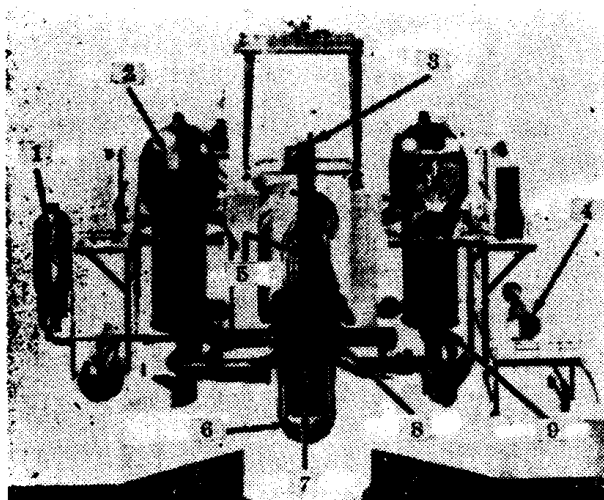


图 2 - 3 压水堆系统的典型布置

注意蒸汽发生器和反应堆容器的相对高度，管线破裂时，不能从反应堆容器中排出冷却剂。

1——稳压器；2——蒸汽发生器；3——燃料输送设备；4——一回路的辅助部件；5——控制棒驱动机构；6——反应堆容器和内部构件；7——反应堆堆芯；8——控制棒；9——主泵。

美国的西屋电气公司、燃烧工程公司和巴布科克·威尔科克斯公司都出售压水堆，西屋电气公司还领有在欧洲和亚洲建造压水堆的许可证。西屋和燃烧工程公司采用 U 型管蒸汽发生器（如图 2-2 所示）产生饱和蒸汽，而巴布科克·威尔科克斯公司采用直流蒸汽发生器产生过热蒸汽。电站可采用三种额定功率：1750 兆瓦（热）、2700 兆瓦（热）和 3100—3400 兆瓦

(热),其对应的电功率为550、9900和1150兆瓦(电),电站的功率将随着经验的积累而增加。

西屋公司自己制造循环泵,每个环路通常装一台泵。燃烧工程公司、巴布科克·威尔科克斯公司的循环泵是外购的,每个环路装两台。这三个厂家都自己制造蒸汽发生器和稳压器。

2.2 厂房

压水堆电站的核岛由三个或四个厂房组成,取决于各厂家的设计。必不可少的三个厂房是反应堆安全壳厂房、燃料处理厂房和辅助厂房。第四个厂房,即控制厂房,可集中布置,也可分开建造。不论哪种情况,总是需要占据一定的空间。有一些设计是把控制厂房作为一个侧翼建在另一个厂房上。

2.2.1 反应堆厂房 反应堆厂房为顶部呈半球形或椭圆形的圆筒形结构,底部形状或与顶部相同,或是平的,这取决于结构设计。整个厂房结构应按Ⅰ级地震(见第六章)的要求进行设计。该厂房内布置一回路系统的所有设备(如图2-3所示)和图2-7中所示的贮水罐,而在厂房顶部起拱线之下,还设置一台极座标吊车,承载能力通常为100吨,这台吊车用于正常换料、在役检查和一般维修。此外,正常和应急冷却的空气处理设备和燃料操作时需要的其它设备也都安放在反应堆厂房内。

2.2.2 燃料处理厂房 燃料处理厂房内设有乏燃料贮存池,贮存池上方,有一台100—150吨的桥式吊车,以吊运乏燃料运输容器和乏燃料冷却系统(图2-9)的所有设备。这个厂房通过图2-9和2-15中所示的燃料输送管与反应堆厂房相连接。燃料贮存池必须按Ⅰ级地震的要求进行设计,而且在贮存的乏燃料的上面,通常必须有大约25英尺深的水层屏蔽。厂房结构的其它部分或桥式吊车不必按Ⅰ级地震的要求设计。但是,若按Ⅱ级地震的要求设计,则在地震时,必须保证抗震等级较低的设备损坏时不能破坏贮存池的完整性和危及贮存池中的燃料。通常,按照Ⅰ级地震的要求建造整个厂房结构和吊车比对抗震等级较低的设计提供保证措施较为简单。

2.2.3 辅助厂房 辅助厂房是一个具有多种用途的钢筋混凝土厂房,厂房内设有余热导出系统(图2-8)、化学和容积控制系统(图2-6)、安全注入系统(图2-7)、放射性废物处理系统(图12-2)、闭式回路冷却系统(图2-11)以及该厂房必需的空气处理与冷却设备。上述工艺系统都是抗Ⅰ级和Ⅱ级地震的综合体,在考虑一个结构的两个地震等级的要求时,厂房和设备的布置必须反映出是一种经济的结构设计。此外,厂房内的某些设备必须装有“隔离室”,给操作人员提供生物屏蔽。在布置这个厂房时,必须始终考虑把安全系统的设备、管道和导线分开,这样,结构、设备、管道或导线的单一故障就不会使系统失去安全作用。按照这种分开的准则,对于装有供事故用的电动机房间,需要增加设备隔离室或保护墙和冷却装置。

2.2.4 控制厂房 控制厂房(或侧翼)内设有中央控制室和继电器室。中央控制室内装有控制台和控制盘,继电器室内装有各种继电器和控制器。由于这个厂房控制着整个电站,因此它是一个至关重要的区域,必须按Ⅰ级地震的要求进行设计。控制室和继电器室共用一个空调系统来冷却电子设备和保护全体工作人员免受核事故后可能存在的室外辐射。这个厂房内还设有仪表空气压缩系统和双重直流电源——两个蓄电池组和一个电动

机发电机组。厂房内，在继电器室的下面，还有一个“电缆室”，电缆室是从电站到控制室来的所有电缆的汇集点，所有来自电站的电缆都分别引到控制室内和继电器内的各个端子排上。

2.3 安全等级

美国核协会（ANS）的N-18委员会制定了四个安全等级，描述了电站的全部运行工况。美国核协会的用词与ASME规范第Ⅲ篇中的用词稍有不同，但他们都指的是同一工况。ANS和ASME所描述的四种工况如下：

工 况	ANS	ASME
I	正常运行	正常运行
II	中等频率的事故	失常
III	稀有事故	紧急事故
IV	极限事故	偶然事故

工况 I 包括所有正常运行情况，也包括设计功率范围内的温度和（或）压力的瞬变过程。工况 II 包括预计会经常发生的偏离正常运行的情况，因此，设计应能够经得起这种工况，而又不影响运行。（工况 II 的情况下不需要被迫停堆，即使被迫停堆，也不需要机械损坏进行检修）。工况 III 包括小几率的被迫停堆，这时需要对机械损坏进行较小的检修，但要保证不能严重损坏结构的完整性。工况 IV 是几率极小的偶然事故，它可包括严重的结构损坏，而且可包括需要顾及公众的健康和安全。这些工况与下列的安全等级有关：

1 级安全 1 级安全（SC-1）适用于反应堆冷却剂系统的设备，这些设备故障会引起工况 III 或 IV，失去反应堆冷却剂。这里所说的“失去反应堆冷却剂”系指冷却剂的损失率超过了正常的反应堆冷却剂补给系统的容量。

2 级安全 2 级安全（SC-2）适用于安全系统的结构和设备。这里所说的安全系统是用于停堆、冷却堆芯、冷却另一个安全系统或冷却安全壳的系统，以及封闭、减少或控制事故时排放的放射性的系统。这个安全等级分成两个分等级，称为 2a 级安全和 2b 级安全。

2a 级安全 2a 级安全适用于安全壳和安全系统的设备或有反应堆冷却水流过的部分，这些反应堆冷却水直接来自反应堆冷却剂系统或安全壳内的集水坑。

2b 级安全 2b 级安全适用于 2 级安全的所有其它设备。应注意：这两个分等级允许象热交换器之类的多室容器同时属于两个安全等级。因此，设计者可把整个容器规定为一个最高的规范等级，或把容器的各个独立部分规定为不同的规范等级。

3 级安全 3 级安全（SC-3）适用于不属于 1 级或 2 级安全的设备，这些设备故障会导致放射性气体向周围环境排放，而这些放射性气体通常是贮存在设备内以待衰变的。

根据这些叙述，下表中给出了ANS的N-18委员会的安全等级和ASME规范第Ⅲ篇的

规范等级之间的逻辑关系:

N-18的安全等级	第Ⅲ篇的规范等级
1	1
2 a	2 和MC*
2 b	3
3	3

• MC为Metal Containment (金属安全壳)的缩写。——译者注

由于ASME规范的限制,各个规范等级不包括设计压力处在大气压力至15磅/英寸²(表压)范围内的容器。对于这类大型容器,建议设计者采用美国国家标准学会ANSI B96.1、美国石油学会API-620或650或者美国水工学会AWWA-D100中最适合于所指定容器的标准。对于这些标准,必须加上抗地震和焊接检验的附加要求。

2.4 反应堆本体

反应堆本体是由带有热屏蔽的压力容器、堆芯支承板、堆芯吊篮、控制棒等组成的,如图2-4所示。冷却剂进入压力容器,沿堆芯吊篮和压力容器壁之间的环形空间向下流动,在这个过程中,冷却了热屏蔽。然后,冷却剂转向上流,通过燃料元件,再由压力容器流出,进入蒸汽发生器。控制棒穿过顶部封头插入堆芯,控制棒驱动机构安装在顶部封头上。在电站反应堆换料时,驱动机构和顶部封头作为一个组件吊出。

从底部封头插入的中子探测器与测量单根燃料组件的冷却剂温升的热电偶统称“堆内监测仪表”,这些仪表不仅用来进行信息测量,还为计算各个燃料组件的燃耗和堆内各区的功率提供数据。堆内监测仪表归类为“消耗品”,因为中子对它们的损伤把它们的寿命减少到三或四年。

在换料操作时,位于堆芯吊篮内侧和堆芯上格板以上的所有内部构件都吊出,这可直接选取需要装卸的燃料组件。

设置热屏蔽是为了屏蔽压力容器壁,避免堆芯的直接辐照,使压力容器壁上受到的中子冲击和热应力最小。但是,燃烧工程公司设计的一些核电站,却没有热屏蔽,这是因为该公司的计算表明,在没有热屏蔽的情况下,反应堆压力容器的材料只发生有限的变化。

反应堆内部构件都是用奥氏体不锈钢、因科镍(Inconel)或锆合金制造的。压力容器的材料是低合金钢,内衬奥氏体不锈钢或因科镍覆面。压力容器的设计按照ASME规范第Ⅲ篇的1级以及I级地震的要求来进行(关于抗震设计要求见第六章)。

2.4.1 堆芯 堆芯是由装在锆合金管内的烧结的二氧化铀圆柱形芯块组成的。芯块直径在各制造厂家之间有所不同,但一般约为0.5英寸,长度大约与直径相同。许多芯块堆积在锆合金管内,因此,在运行温度下,燃料芯块与管子之间是接触的,这对传热有