

原子能出版社

核电厂培训教程



核电厂培训教程

孔昭育 等译

龚云峰 等校

原 子 能 出 版 社

京新登字077号

内 容 简 介

本书是压水堆核电厂的基础教程，共分18章，先从核电厂有关的基本概念讲起，以后逐章详述各主要系统及其设备的技术性能、它们的相互关系、运行中的问题、事故处理等实际知识。

本书译自美国核管理委员会在我国举办压水堆系统讲习班的讲稿，内容切合实际，深入浅出，并有大量插图，可供压水堆核电厂的研究设计、安装调试、运行操作、领导管理人员使用，也是大学核动力专业师生的重要参考教材。

核电厂培训教程

孔昭育 等译

龚云峰 等校

原子能出版社出版

(北京2108信箱)

北京地质印刷厂印刷

新华书店总店科技发行所发行·新华书店经售

☆

开本 787×1092¹/₁₆ ·印张38.75·字数948千字

1992年2月北京第一版·1992年2月北京第一次印刷

印数 1—1500

ISBN 7-5022-0531-4

TL·293 定价：23.30元

译 者 的 话

核电是一种重要的新能源，经过30多年的发展，生产技术日臻成熟，正在世界各地得到广泛应用。经验证明，核电比火电具有很多的优越性。根据预测，核电的比重今后将继续增长。

目前，我国正在兴建首批核电厂，即浙江秦山核电厂和广东大亚湾核电厂。随着我国四化建设对能源需求的增长，今后肯定还要继续增建更多的核电厂。因此，需要不断培训大批核电厂运行操作和管理人员。

为了向我国核电建设、运行和管理人员提供一部较为实用的培训教材，同时也作为献给我们核电建设的一份礼物，我们翻译了这本《核电厂培训教程》。

本书译自美国核管理委员会技术培训中心在我国举办压水堆系统讲习班的讲稿，它以美国西屋公司的标准压水堆系统为例，正符合我国目前所建核电厂的类型。我们在翻译中删去了一些不必要的内容和重复的插图，校正了原稿中的一些明显错误，并按我国国标《核科学技术术语》(GB4960—85)和《量和单位》(GB3100—3102—86)进行了名词统一，并将英制单位换算为我国的法定单位，同时在括弧中注明原单位。

本书的编排是，首先从基本概念和有关的法规及安全设施讲起，然后逐章详述各主要系统及其设备的专业知识、技术规格和运行中可能出现的问题等。本书的特点是，其内容切合我国核电厂的实际情况，着重于实际系统和部件的描述，全书按实际系统分章，包罗核电厂所有系统及其设备；对各系统讲解深入浅出，分析详尽，对相互联系交代清楚，并附有大量插图；各章最后都有一小结，可使读者全面、概括掌握全章主要内容。

本书除绪论外共分18章。绪论和第5、第7章由孔昭育翻译，第1章由李治国翻译，第2章和第4章的4.1、4.2节由柴芙蓉翻译，第3章和第13章由张本东翻译，第4章的4.3~4.7节由姜樾翻译，第6章和第17章由陈进贵翻译，第8章由张佩文翻译，第9、10、11章由赵守林翻译，第12章和第14、15章由崔朝晖翻译，第16章由高绣雯翻译，第18章由黄厚坤翻译。参加审校的有，龚云峰、陈叔平、杨水泉、姜樾、李治国和高泽民。

本书除作为核电厂的设计、建造、运行和管理人员用的基础培训教程外，也可供大学核动力专业师生参考。

本书几乎涉及核电厂的所有专业，参加翻译和校对的人较多，且时间仓促。虽然责任编辑尽了很大努力，但一些图中仍保留了英制单位，一些术语和单位不尽统一，可能还有其它不妥之处。敬希读者指正。

孔昭育

总 目 录

绪论	1
第1章 堆芯特性	36
第2章 反应堆冷却剂系统	70
第3章 化学和容积控制系统	150
第4章 专设安全设施	178
第5章 配电系统	259
第6章 二回路设备系统	288
第7章 棒的控制和仪器仪表	323
第8章 中子监测系统	360
第9章 一回路控制和仪器仪表	407
第10章 二回路控制和仪器仪表	421
第11章 反应堆保护系统	441
第12章 核电厂压缩空气系统	485
第13章 冷却水系统	490
第14章 放射性废物管理	507
第15章 辐射监测系统	537
第16章 燃料装卸系统	547
第17章 厂用计算机	573
第18章 电厂运行	599

绪 论

本章目录

0.0.1	参考文献	2
0.0.1.1	联邦法规	3
0.0.1.2	最终安全分析报告	3
0.0.1.3	技术说明书	4
0.0.1.4	法规和标准	4
0.0.1.4.1	美国国家标准学会 (ANSI) 的标准	4
0.0.1.4.2	美国机械工程师学会 (ASME) 的标准	4
0.0.1.4.3	电气和电子工程师协会 (IEEE) 的标准	5
0.0.1.5	管理导则	5
0.1	压水堆发电系统引言	6
0.1.1	概述	6
0.1.2	一回路 (反应堆冷却剂系统)	6
0.1.3	二回路 (动力转换系统)	7
0.1.4	电厂控制	7
0.1.5	电厂布置	8
0.2	专设安全设施	9
0.2.1	引言	9
0.2.2	专设安全设施介绍	9
0.2.3	设计总则	9
0.2.4	设计总则/专设安全设施的要求	11
0.2.4.1	抗震等级	11
0.2.4.2	故障准则	11
0.2.5	专设安全设施序列或子系统	12
0.2.6	典型专设安全设施	12
0.2.7	事故分析	12
0.2.7.1	工况 I—正常运行	13
0.2.7.2	工况 II—中等频率的故障	14
0.2.7.3	工况 III—稀有故障	14
0.2.7.4	工况 IV—极限故障	14
0.2.8	应急堆芯冷却系统验收准则	15
0.2.9	专设安全设施动作信号	15

0.2.10	典型分析限值和假设	16
0.2.11	蒸汽管道破裂事故分析	16
0.2.11.1	蒸汽管道破裂分析中的假设	16
0.2.11.2	预防蒸汽管道破裂事故的系統	17
0.3	仪器仪表和控制	19
0.3.0	引言	19
0.3.1	探测装置	19
0.3.1.1	压力检测	19
0.3.1.1.1	布登管压力检测计	19
0.3.1.1.2	波纹管压力传感器	20
0.3.1.1.3	膜片压力传感器	20
0.3.1.1.4	力平衡变送器	21
0.3.1.2	流量测量	21
0.3.1.2.1	一次检测装置	21
0.3.1.2.2	波纹管流量传感器	21
0.3.1.2.3	膜片流量传感器	22
0.3.1.2.4	电磁流量传感器	23
0.3.1.3	液位检测	23
0.3.1.4	温度测量	24
0.3.1.4.1	充填流体温度传感器	24
0.3.1.4.2	热电偶	25
0.3.1.4.3	电阻温度计	25
0.3.2	控制器	26
0.3.2.0	引言	26
0.3.2.1	双稳态控制	27
0.3.2.2	比例控制	28
0.3.2.3	比例+积分控制	30
0.3.2.4	比例+微分控制	31
0.3.2.5	比例+积分+微分控制	33
0.3.3	逻辑图	33
0.3.3.1	“OR” (“或”) 逻辑	34
0.3.3.2	“AND” (“与”) 逻辑	34
0.3.3.3	“NOT” (“非”) 逻辑	35
0.3.3.4	保持存储	35

0.0.1参 考 文 献

引言

在编写本教程时，使用了西屋公司的原始资料。这些资料提供了有关西屋公司的反应堆系统及其运行的具体材料，其中包括各种西屋反应堆的最终安全分析报告(FSAR)、

西屋专题报告(WCAP)、西屋系统说明书和培训手册。虽然这些文献提供了具体的系统资料,但还有其它一些文献说明这些原始资料的编写要求,定义这些原始资料中所用的术语,并且在商用反应堆各系统构筑物的设计和运行最低要求方面给予指导和解释。

其中很多文献在核管理委员会(NRC,以下简称核管会)内部人员使用时(例如检查人员和管理人员在执行其任务中)可能是非常有益的。这类文献包括美国联邦法规(CFR)、技术说明书、管理导则和美国国家标准学会(ANSI)的标准。

以下几节提供主要文献的简要说明。

0.0.1.1 联邦法规(CFR)

《联邦法规》是由联邦政府执行部门及机构发表在《联邦纪事》中的通用性和永久性规定编纂而成的。这部法规划分为50个标题,这些标题代表联邦法规所包括的范围广泛的主题。每个标题划分为若干章,各章一般都载有发行机构的名称。每章又划分为若干分册各自涉及特定的管理领域。

《联邦法规》通过每期《联邦纪事》保持其内容为最新。任一规定的最新条文要同时利用这两种出版物来确定。每月公布一份与改动有关的《联邦法规》章节一览表,并载入《联邦纪事》。每年发行一个经修订的《联邦法规》新版本。

与核管会有关的法规和条例都包括在标题10(能源)卷1,0~199分册中。标题10的其余3卷是与能源部有关的。

下面列出的分册可能是特别令人感兴趣的,因为其中包括有关许可证要求、系统和构筑物的设计要求及工作人员辐射防护等方面的资料。在所这些分册内都包含工业人员通用术语的定义,这些定义对维持有效的交流是很重要的。

第20分册——辐射防护标准

第21分册——缺陷和不符合项的报告

第50分册——本国制造和利用核设施许可证的发放

第50.46分册——堆芯应急冷却系统设计验收准则

第50分册——附录A,设计总则

第55分册——操纵员的许可证

0.0.1.2 最终安全分析报告(FSAR)

《联邦法规》第50.34(b)分册中规定需要有最终安全分析报告,并规定了必须包括的最低限度资料。

最终安全分析报告包含描述核设施和介绍设计依据的资料及其运行限值。还介绍对构筑物、系统、部件以及核设施总体的安全分析。

最终安全分析报告包含对构筑物、系统和部件以及对核设施的描述和分析,着重于性能要求。例如,就核反应堆而言,对诸如堆芯、反应堆冷却系统、仪表和控制系统、电力系统及安全壳系统等物项,都要讨论它们对核反应堆是安全有关还是安全无关。

在最终安全分析报告中还包含另外一些资料,如经营上和行政上的管理、质量保证准则以及环境和气象监测大纲的结果等。这些资料都属于第100分册要求的范围。

0.0.1.3 技术说明书

在《联邦法规》第50.36分册中规定了要有技术说明书作为许可证申请的一部分的要求。

技术说明书规定核设施最低限度的运行准则。如果不遵守这些准则，就可能导致可允许运行功率水平的降低；在某些情况下甚至会导致机组完全停闭和冷却。各种运行方式的定义都应包含在技术说明书中。

在技术说明书中所规定的准则的基础是包括在安全分析报告中的分析和评价。只要在规定的准则范围内运行，就保证了在安全分析中所作的假设对所有运行工况都是成立的。

技术说明书由六部分组成，每一部分的定义如下：

(1) 安全限值 重要工艺过程变量的限值。这些限值是适当保护防范放射性物质失控释放的实体屏障的完整性所必需的。超过任何安全限值，反应堆都要停闭。

(2) 限制性安全系统整定值 与那些有重要安全功能的变量有关的自动保护装置的整定值。在对某一已设定安全限值的变量规定了限制性安全系统整定值的场合，整定值将保证自动保护动作在安全限值超过以前校正异常状况。针对超过限制性安全系统整定值的适当措施可包括停闭反应堆。

(3) 限制性运行条件 (LCO) 装置安全运行所需设备的最低的工作能力或效能水平。当超过限制性运行条件时，要求在规定的时间内采取纠正措施。

(4) 监督要求 与试验、校准或检验有关，为保证维持必需的系统和部件质量的要求。

(5) 设计特性 装置的某些特性，例如建筑材料和结构配置等。这些特性如有变更或修改，将会对安全有重要影响，并且它们不包括在(1)~(4)项内。

(6) 行政管理 与组织机构和经营管理、工艺规程、记录保存、审查和审计，以及在安全方面确保反应堆运行所需的报告等有关规定。

0.0.1.4 法规和标准

由于《联邦法规》中只有原则规定，故需补充文件进一步明确在法规中所述的要求。最有用的三种文件列于下面，并各有举例。

0.0.1.4.1 美国国家标准学会 (ANSI) 的标准

已发布的ANSI标准18.2和18.2 A扩大了10CFR50附录A的设计总则。

标准18.2规定了从正常运行到极限故障的设计运行工况。根据电厂与该工况有关的参数及其恶化到更坏工况的概率来定义每一种运行工况。给出了每种工况的若干例子，以及为满足那种工况对装置设计的要求。

标准18.2 A规定了安全等级，用于安全有关系统和部件的设计。这部分包括了对安全系统的定义。

“安全系统，是停闭反应堆、冷却堆芯、或冷却其它安全系统或（在事故后）冷却安全壳所必需的任一系统，或者是在事故时保持、控制或减少放射性排放的任一系统。”

0.0.1.4.2 美国机械工程师学会 (ASME) 的标准

ASME锅炉和压力容器规范是为系统和容器的制造检验和装配提供设计准则用的。两

个最有关系的部分是第Ⅲ分册和第Ⅺ分册。

第Ⅲ分册

本分册的条款规定对核电厂物项的设计、建造、标记以及过压保护的要求。这些物项诸如容器、混凝土反应堆容器和混凝土安全壳、贮罐、管道系统、泵、阀、堆芯支承结构以及部件支承件等，它们用于或包容任何电厂的核动力系统的各个部分。本法规中的核动力系统是指用于生产和控制核燃料热能输出的系统和为保持核动力系统的功能和总的安​​全所必需的那些有关的系统。

第Ⅺ分册

本分册的条款规定核电厂中泵和阀门的在役检查试验要求。这一分册对阀门启闭允许时间和泵的流量允差、卸压以及振动等作了规定。对使用本节的一些要求，包括在电厂技术说明书中。

ASME的标准经常修订。为了让人了解这些标准的版本和补遗对某一具体装置的适用性，10CFR50，55 a 根据建造许可证发放日期规定了适用范围。

0.0.1.4.3 电气和电子工程师协会（IEEE）的标准

IEEE标准适用于核电厂电气和仪器仪表的部件和系统的设计、运行和试验。下面列出IEEE制订的一些标准：

- （1）核电厂保护系统单一故障准则的应用导则，
- （2）核电厂保护系统质量鉴定试验导则，
- （3）核电厂专设安全设施电动机质量鉴定导则，
- （4）核电厂用电缆质量鉴定试验导则，
- （5）核电厂安全壳电气贯穿件质量鉴定试验导则。

0.0.1.5 管理导则

核管会的管理导则以前叫做安全导则。这些导则不是法定要求，但从中可以了解现时核管会审查人员在执行核管会规章的指定部分时共同使用的方法。

管理导则的用途如下：

- （1）扩大联邦法规，
- （2）补充工业标准，
- （3）在确保满足指定规章要求方面提供指导。

每个管理导则由四部分组成：

引言——提出与指定主题有关的适用法规、标准和联邦法规。

讨论——与主题有关标准的发展信息，并可能提到这些标准的不一致之处（如存在的话）。

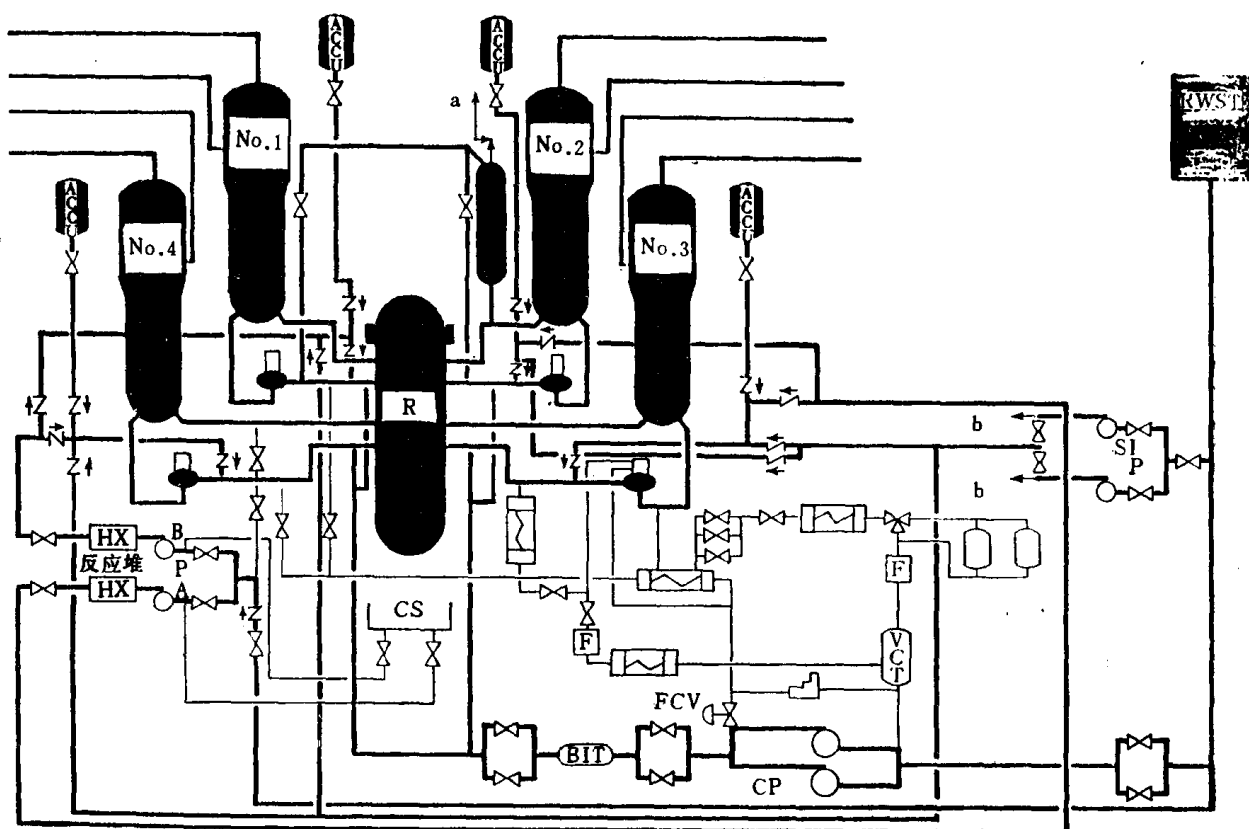
管委会观点——核管理委员会可接受的看法，为建立委员会对指定主题的观点所需的准则、准则的根据以及任何附加资料。

实施——规定审查人员使用管理导则的方法和任何满足管理导则要求的其他方法。

0.1 压水堆发电系统引言

0.1.1 概 述

本教程中所述压水堆发电系统是用于双回路核电厂的，其中包括一座反应堆和四个密闭的并连到反应堆压力容器的反应堆冷却剂环路，以及为发电而设置的独立的动力转换系统。使用双回路设计可使释放到动力转换系统中而随后又释放到大气中去的裂变产物的量减到最低限度。



复合流程图

图 0.1—1 复合流程图

图中，NO.1—NO.4—1—4号蒸汽发生器；ACCU—安全注射贮水箱；R—反应堆容器；HX—热交换器；RHR—余热排除；P—泵；CS—污水坑；BIT—硼注入箱；F—过滤器；VCT—容积控制箱；CP—上充泵；FCV—流量控制阀；SIP—安全注入泵；RWST—反应堆水贮存箱；a—至稳压器卸压箱；b—至热段

复合流程图示于图0.1—1，该图表明了双回路压水堆的设计。

0.1.2 一回路（反应堆冷却剂系统）

每个反应堆冷却剂环路包括：一台反应堆冷却剂泵，一台蒸汽发生器，环路管道和仪器仪表。反应堆冷却剂系统还包括连接到一个环路上的电加热式稳压器，用于系统压力控制。

反应堆冷却剂用泵唧送通过堆芯，把由核裂变产生的热量带出。加热的水从反应堆压力容器引出，通过冷却剂环路的管道送到蒸汽发生器。热的反应堆冷却剂在那里循环通过管子将其热量传给给水以产生蒸汽。然后反应堆冷却剂通向反应堆冷却剂泵入口，由泵泵入反应堆压力容器，完成循环。

0.1.3 二回路（动力转换系统）

动力转换系统开始于蒸汽发生器壳侧，进水在那里因与含有热的反应堆冷却剂的管子接触取得热量而沸腾。这些U型管在一回路（反应堆冷却剂）和二回路（动力转换）之间提供了屏障。

在蒸汽发生器壳侧产生的饱和蒸汽经过蒸汽管线及其隔离阀，通向主汽轮机的高压缸。在通过汽轮机的高压缸后，能量低的湿蒸汽通向汽水分离器/再热器，在其中除去过量水分并把蒸汽加热到新的内能水平。再热后的干蒸汽进入低压汽轮机，在那里放出能量，然后进入主冷凝器。汽轮机的高压缸和低压缸都安装在同一轴上，由此轴驱动主发电机。发电机产生电能，供给电力公司的配电网或高压输电网。

在冷凝器中，乏汽通过内含电厂循环水的管子表面被冷凝。被冷凝的蒸汽（凝结水）集中于冷凝器的热井中。然后用热井泵把凝结水从冷凝器泵出，排入共用集流管，经过密封用蒸汽的冷凝器，主给水泵的冷凝器，并经过三条并联的低压加热器管线到凝结水升压泵。这些升压泵的出口接中压给水加热器。由这些加热器出来的凝结水就送到主给水泵。这些给水泵把水送到四个蒸汽发生器，给水在那里沸腾，产生蒸汽，从而开始第二次循环。

0.1.4 电厂控制

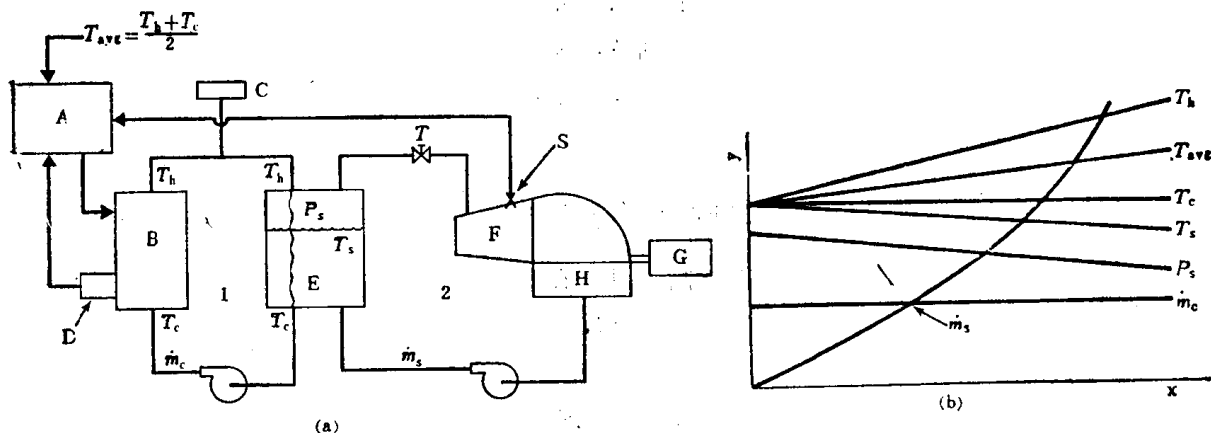
核电厂控制系统的设计要保证负荷变化能力达到阶跃变化10%，或在正常功率15%至100%负荷区段以内，每分钟5%的线性变化，并具有在50%甩负荷情况下不导致停堆的能力。

改变功率水平是通过汽轮机控制系统选择所要求的负荷和负荷变化率，使反应堆功率跟踪汽轮机负荷变化。如果改变汽轮机的负荷， T_{avg} （反应堆冷却剂的平均温度）将按程序整定值而变化。核电厂控制系统会测出这个 T_{avg} 的变化，而移动控制棒，把 T_{avg} 恢复到程序整定值。由此，一回路和二回路的功率达到平衡（图0.1—2）。

0.1.4.1 可调 T_{avg} 控制（图0.1—2）

如果改变汽轮机的负荷，用可调的（按程序） T_{avg} 控制系统来调整反应堆的功率，使 T_{avg} 保持程序整定值。增加汽轮机的负荷将会使 T_{avg} 和蒸汽压力降低。控制系统可抽出控制棒来增加反应堆的功率并维持 T_{avg} 等于程序整定值。还可以利用比较汽轮机和反应堆功率的前馈信号，达到控制系统的最佳瞬态响应。

由一回路到二回路动力转换的能量与温度差值（即 ΔT ）成正比。增加 T_{avg} 和 T_s （蒸汽温度）之间的 ΔT ，既可以通过提高 T_{avg} ，也可以通过降低 T_s （从而降低蒸汽压力 P_s ）来实现。这样控制方式在全负荷下可产生满意的蒸汽参数，又可尽量少移动控制棒。



(a) 平均温度 T_{avg} 可调程序

(b) 平均温度可调程序的特性

图 01.2 平均温度 T_{avg} 可调程序及其特性

图中, A—反应堆控制系统; B—反应堆; C—稳压器; D—中子探测器; E—热交换器; F—汽轮机; G—发电机; H—冷凝器; S—压力传感器; T—节流阀; T_c —冷段温度; T_h —热段温度; T_s —蒸汽温度; P_s —蒸汽压力; m_c —冷水质量流量; m_s —二回路循环水质量流量; 1—一回路; 2—二回路; y —温度或压力; x —负荷

0.1.5 电厂布置 (图0.1—3)

整套反应堆冷却系统都放置在抗震 I 类的安全壳建筑物内, 发生泄漏事件时, 安全壳可以把带放射性的反应堆冷却系统与环境隔开。安全壳建筑物设计成能耐由于反应堆冷却系统管道破裂, 冷却剂完全排放到安全壳建筑物内所产生的压力。

与安全有关的和可能有放射性的辅助系统都放置在抗震 I 类的辅助建筑物内, 该建筑物位于控制室和安全壳之间。

燃料储存区 (辅助建筑物的一部分) 是供装卸和储存新、乏燃料用的。

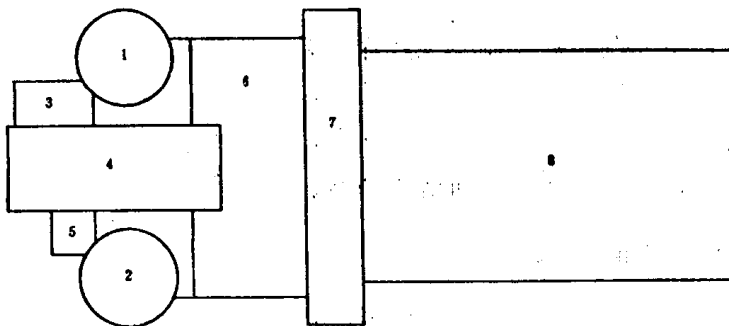


图 0.1—3 电厂布置图

图中, 1、2—反应堆厂房 1、2 号机组; 3、5—辅助设备厂房; 4—辅助厂房的装卸料区; 6—辅助厂房; 7—控制室; 8—汽轮机厂房

控制楼, 抗震 I 类结构, 包括主控制室、电缆敷设间, 辅助仪表室, 计算机和蓄电池室。

汽轮机厂房包括所有动力转换系统。主汽轮机及其辅助设备、汽水分离器/再热器、给水加热器、主冷凝器、凝结水升压和给水泵等, 全都位于汽轮机厂房内。

0.2 专设安全设施

0.2.1 引言

核电厂内的专设安全设施 (ESF) 系统是为防止发生反应堆设备严重事故或减轻事故后果而设置的。设计总则的一些章节和10CFR第50分册的附录B都要求提供专门系统作为专设安全设施系统。安全壳系统、余热排除系统 (RHRS)、应急堆芯冷却系统 (ECCS)、安全壳排热系统 (CHRS)、安全壳空气净化系统 (CACS) 和某些冷却水系统等, 都是被要求提供作为专设安全设施系统的一些典型的系统。每个专设安全设施系统都设计成能容许单一故障, 而在事故工况期间或事故之后仍不丧失其保护能力。

专设安全设施一章的介绍已按教学计划格式列出。这一章的每一页都将包括在课堂上讲授的专设安全设施介绍的课程中。

0.2.2 专设安全设施介绍

任务

- (1) 介绍核电厂“设计总则”的总的要求。
- (2) 把设计总则的要求与专设安全设施系统联系起来。
- (3) 提供典型专设安全设施实例。
- (4) 考察典型核电厂专设安全设施系统的一览表。
- (5) 考察运行工况的种类, 这些工况必须在许可证申请的事故分析部分中加以考虑。
- (6) 概述应急堆芯冷却系统的验收准则。
- (7) 提供专设安全设施系统典型的动作信号一览表和说明。
- (8) 介绍在事故分析中所用的限值和假设。
- (9) 提出对指定事故所用的分析方法。

任务 (1)

0.2.3 设计总则

如《联邦法规》中所述, 设计总则规定安全重要构筑物、系统和部件的必要的的设计、加工、建造、试验和性能要求; 即要求构筑物、系统和部件都要提供合理的保证, 使装置可以运行, 而没有不适当的危害公众健康和安全的风险。

下面是设计总则的 6 个类目和每一类的题目。

I. 总的要求

1. 质量标准和记录。
2. 防止自然灾害设计基准。
3. 防火。
4. 抗环境和飞射物设计基准。
5. 构筑物、系统和部件的共用。

II. 裂变产物的多道防护屏障

1. 反应堆设计。
2. 反应堆固有保护。
3. 反应堆功率振荡的抑制。
4. 仪器仪表和控制。
5. 反应堆冷却剂的压力边界。
6. 反应堆冷却剂系统设计。
7. 安全壳设计。
8. 电源系统。
9. 电源系统的检查和试验。
10. 控制室。

III. 保护系统和反应性控制系统

1. 保护系统的功能。
2. 保护系统的可靠性和可试验性。
3. 保护系统的独立性。
4. 保护系统的故障模式。
5. 保护系统和控制系统的分隔。
6. 针对反应性控制失误的保护系统要求。
7. 反应性控制系统的冗余度和能力。
8. 反应性限值。
9. 针对预期运行事件的保护。

IV. 流体系统

1. 反应堆冷却剂压力边界的质量。
2. 反应堆冷却剂压力边界断裂的预防。
3. 反应堆冷却剂压力边界的检查。
4. 反应堆冷却剂的补给。
5. 余热排除。
6. 应急堆芯冷却。
7. 应急堆芯冷却的检查。
8. 应急堆芯冷却的试验。
9. 安全壳排热。
10. 安全壳排热系统的检查。
11. 安全壳排热系统的试验。
12. 安全壳空气净化。
13. 安全壳空气净化系统的检查。
14. 安全壳空气净化系统的试验。
15. 冷却水。
16. 冷却水系统的检查。
17. 冷却水系统的试验。

V. 反应堆安全壳

1. 安全壳设计基准。
2. 安全壳压力边界断裂的预防。
3. 安全壳泄漏率试验能力。
4. 安全壳试验和检查设施。
5. 贯穿安全壳的管道系统。
6. 贯穿安全壳的反应堆冷却剂压力边界。
7. 一次安全壳隔离。
8. 封闭系统的隔离阀。

VI. 燃料和放射性控制

1. 放射性物质向环境释放的控制。
2. 在燃料贮存和操作期间临界的预防。
3. 燃料和废物贮存的监测。
4. 放射性释放的监测。

任务 (2)

0.2.4 设计总则/专设安全设施的要求

鉴于设计总则提出了“安全重要系统”,现对安全系统的设计原理概述如下:

(A) 安全重要构筑物、系统和部件,必须设计成能经受住诸如地震、龙卷风、飓风、洪水、海啸(潮波)和湖震(湖或陆围海的表面变化)等自然现象的影响。

(B) 部件及设施必须具有合适的冗余度,以保证在假想的单一故障情况下,安全系统仍能完成其安全功能。在该系统内的单个系统或部件不会妨碍安全系统执行对其要求的功能。

0.2.4.1 抗震等级

抗震 I 类

电厂的安全重要构筑物、系统和部件,如有必要,应设计成在发生安全停堆地震*(SSE)时仍保持其功能。

(A) 反应堆冷却剂压力边界的完整性。

(B) 停堆和保持安全停堆状态的能力。

(C) 防止或减轻事故后果的能力。所说事故是指可能导致的潜在的厂外照射量比10CFR100分册规定的照射量指标相差不大的那种事故。

这些构筑物、系统和部件,包括它们的基座和支撑,都要按抗震 I 类设计。

0.2.4.2 故障准则

专设安全设施系统要设计成能在任意单一故障情况下,不失去对堆芯和安全壳的保护。

* 安全停堆地震(Safe Shutdown Earthquake)(SSE)是从区域性和局部性地质学和地震学考虑能产生最大振动性地面运动的地震。

所指故障限于事故随后短期（注射）阶段的能动故障或长期（再循环）阶段内的能动或非能动故障。

能动故障的定义是，机动部件在执行其设计功能时的故障。

非能动故障的定义是，静止部件的结构损坏。当用于流体系统时，这意味着那个系统的压力边界产生在30分钟内不超过189.25l/min (50gpm) 的不正常泄漏。

所有的事故都在假想的断电（失去外部电源）情况下进行分析。断电不属“单一能动故障”。

任务（3）

0.2.5 专设安全设施序列或子系统

诸如应急堆芯冷却系统（ECCS）之类，包括能动部件的专设安全设施都设计成有两个独立“序列”或“子系统”。每个序列都能在发生事故之后满足安全关闭电厂或符合验收准则的所有要求。

作为一个例子，应急堆芯冷却系统的两个系列或子系统都包括：

- （1）一台离心上充泵；
- （2）一台安全注射泵；
- （3）一台余热排除泵；
- （4）一条从换料水贮存箱（RWST）至反应堆冷却剂系统（RCS）和从安全壳地坑返回到反应堆冷却剂系统的可供使用的流道；
- （5）用于上述各项的电源和仪器仪表。

任务（4）

0.2.6 典型专设安全设施

- （1）安全壳——提供有效的不泄漏的屏障，以阻挡裂变产物释放。
- （2）安全壳排热系统——降低安全壳内压力和温度，并从安全壳内空气中清除裂变产物。
- （3）安全壳隔离系统——对各种贯穿安全壳的管线提供隔离能力。
- （4）安全壳内可燃气体控制系统——控制可能释放到安全壳内的氢、氧和其它可燃气体的浓度，以确保安全壳的完整性。
- （5）应急堆芯冷却系统——在假设事故后向堆芯输送加硼水。
- （6）控制室可居住系统——为控制室提供合适的屏蔽、空气净化和气候调节。
- （7）辅助给水系统——通过蒸汽发生器的热交换，提供排热能力。
- （8）1E级电力系统——向专设安全设施的能动部件提供可靠电源。
- （9）必不可少的支持系统——为支持上述各系统而要求运行的任何部件、系统或子系统（部件冷却，重要的原冷却水等）。

任务（5）

0.2.7 事故分析

每个装置，作为发放许可证的条件，在它的安全分析报告中，应包括标题为“事故分