

军队“2110工程”三期建设教材

# 舰船核动力系统 控制原理

| 余刃 宋超 编著



国防工业出版社  
National Defense Industry Press

军队“2110工程”三期建设教材

# 舰船核动力系统控制原理

余刃 宋超 编著

国防工业出版社

·北京·

## 内 容 简 介

本书以船用压水堆核动力系统为主要对象,兼顾电站核动力系统,在核反应堆及其动力装置主要设备的传递函数、动态特性和稳定性分析的基础上,全面介绍了核反应堆功率控制、安全保护控制,以及核动力装置一、二回路主要工艺系统与设备过程控制的原理、方法、构成和实现途径。最后,以第三代核电机组为例,介绍了核动力先进仪表与控制系统的技术发展。

本书可作为高等院校核工程与核技术以及核动力工程专业的本科生教材,也可供从事相关专业的工程技术人员参考使用。

### 图书在版编目(CIP)数据

舰船核动力系统控制原理/余刃,宋超编著. —北京:国防工业出版社,2016.1

ISBN 978-7-118-10507-0

I. ①舰... II. ①余...②宋... III. ①军用船-核动力装置-控制系统 IV. ①U674.7

中国版本图书馆 CIP 数据核字(2015)第 259596 号

※

国防工业出版社 出版发行

(北京市海淀区紫竹院南路 23 号 邮政编码 100048)

北京奥鑫印刷厂印刷

新华书店经售

\*

开本 787×1092 1/16 印张 10 字数 227 千字

2016 年 1 月第 1 版第 1 次印刷 印数 1—2000 册 定价 45.00 元

(本书如有印装错误,我社负责调换)

国防书店:(010)88540777

发行邮购:(010)88540776

发行传真:(010)88540755

发行业务:(010)88540717

# 前 言

核动力装置是高度自动化的系统,各个分系统和设备的安全有序运行,必须依靠自动控制技术来实现。核动力装置运行过程中,人们主要通过各种控制系统实现对核动力装置各系统和设备的操纵与控制,各种控制系统对核动力装置的安全运行具有决定性作用。

核动力装置复杂,各个分系统和设备的构成、动态特性、控制与运行方式各异。船用核动力装置与核电站有许多共性的地方,但由于其应用的特殊性,使得其在控制原理和方法上有很鲜明的特点,其控制技术也在不断发展进步中。为适应我国船用核动力事业发展对高级专业人才培养的需要,编撰本书。

本书重点介绍船用压力堆核动力装置,同时兼顾电站核动力装置。在内容编排上,除了介绍核反应堆的功率控制相关知识外,考虑到一、二回路工艺系统与设备的控制,以及核安全保护控制等,是构成核动力控制系统不可缺少的部分,本书还全面、系统地介绍了核动力装置的安全保护控制,以及一、二回路工艺系统与设备的控制原理、方法和实现技术等相关知识。

本书第1章概要介绍船用核动力装置控制的特点、任务和要求,以及核动力控制系统的基本组成和结构、发展历程和未来发展趋势。第2章在建立核反应堆及其动力装置主要系统设备数学模型的基础上,分析了其各自的动态特性,并对整个核动力装置的内部反馈和耦合机理进行了分析。第3章分析了核动力装置的稳定性。第4章详细介绍了核反应堆功率控制的原理、方法,以及功率控制系统的组成与实现技术。第5章针对核动力装置一、二回路的主要工艺系统和设备,介绍了各过程控制系统的原理、方法和组成,包括稳压器压力水位控制、蒸汽发生器水位控制与蒸汽排放控制、主冷却剂泵控制、一回路辅助系统工艺过程控制、主冷凝器水位与过冷度控制等。第6章介绍了核动力装置安全保护控制的原理、方法和组成。第7章以 AP1000 核电机组为例,概要介绍了先进核动力仪表和控制技术的特点与发展。

本书可作为高等院校核工程与核技术以及核动力工程专业的本科生教材,也可作为从事船用核动力仪表与控制系统设计、维修的工程技术人员,以及核动力装置运行操纵人员的参考书。

由于作者学识有限,经验不足,书中错误和不妥之处在所难免,恳请读者批评指正。

作者  
2015年10月

# 目 录

第 1 章 绪论	1
1.1 核动力装置控制的任务和要求	1
1.1.1 船用核动力装置的特点	1
1.1.2 核动力装置控制系统的任务和要求	2
1.2 船用核动力装置控制系统的基本组成和结构	4
1.2.1 船用核动力装置控制系统的基本组成	4
1.2.2 船用核动力装置控制系统的体系结构	4
1.3 核动力装置控制系统的发展历程与趋势	7
第 2 章 核动力装置传递函数与特性	10
2.1 反应堆核动力学模型与特性	10
2.1.1 集总参数分析方法	10
2.1.2 反应堆点堆动力学方程	11
2.1.3 反应堆核动力学传递函数	13
2.1.4 反应堆频率特性分析	18
2.1.5 影响反应堆反应性的主要因素	21
2.1.6 反应堆核动力学特性分析	22
2.2 核反应堆热动力学模型与特性	23
2.2.1 热动力学方程的建立	24
2.2.2 反应堆热动力学系统传递函数	25
2.2.3 反应堆热动力学特性分析	26
2.3 蒸汽发生器动力学模型与特性	28
2.3.1 假设	28
2.3.2 蒸汽发生器热动力学方程与传递函数	28
2.3.3 蒸汽发生器水位特性	30
2.4 冷却剂管道动力学模型与特性	35
2.5 反应堆及蒸汽发生器进出口混合效应动力学模型与特性	36
2.6 核动力一回路系统的传递函数与特性	38
2.6.1 一回路系统的内部反馈	38
2.6.2 核动力装置系统的耦合机理分析	39

第3章	核动力装置稳定性分析 .....	41
3.1	动态系统的稳定性 .....	41
3.2	核动力系统冷却剂温度反馈回路分析 .....	42
3.2.1	温度反馈回路开环特性 .....	43
3.2.2	温度反馈回路特性 .....	44
3.3	反应堆温度反应性反馈回路分析 .....	44
3.3.1	温度反应性反馈回路分析 .....	44
3.3.2	压水堆核动力系统的自稳自调特性 .....	49
第4章	反应堆功率控制 .....	52
4.1	反应堆功率控制原理与方法 .....	52
4.1.1	反应堆功率控制原理 .....	53
4.1.2	反应堆功率控制的基本方法 .....	54
4.1.3	反应堆功率控制系统的基本要求 .....	56
4.2	核动力装置的稳态运行方案 .....	56
4.2.1	稳态运行方案的概念 .....	56
4.2.2	反应堆进、出口平均温度恒定的稳态运行方案 .....	57
4.2.3	二回路蒸汽压力恒定的稳态运行方案 .....	59
4.2.4	折中方案 .....	59
4.2.5	考虑一回路冷却剂流量的控制方案 .....	60
4.3	核动力装置的负荷调节方案 .....	62
4.3.1	机跟堆的运行方式 .....	62
4.3.2	堆跟机的运行方式与负荷调节方案 .....	63
4.3.3	快速降功率和紧急停堆的控制 .....	65
4.4	反应堆功率控制系统 .....	65
4.4.1	反应堆功率控制系统的组成与工作方式 .....	65
4.4.2	控制棒驱动机构 .....	67
4.4.3	棒控系统 .....	70
4.4.4	反应堆功率自动调节装置 .....	75
4.4.5	棒位测量与指示系统 .....	78
第5章	核动力装置过程控制 .....	81
5.1	概述 .....	81
5.1.1	核动力装置过程控制系统的功能 .....	81
5.1.2	过程控制系统的一般要求 .....	81
5.1.3	过程控制系统的组成 .....	84

5.2	稳压器压力控制 .....	85
5.2.1	稳压器压力控制的基本原理 .....	85
5.2.2	船用核动力装置稳压器压力控制系统 .....	86
5.3	稳压器水位控制 .....	89
5.3.1	水位定值恒定的控制方式 .....	89
5.3.2	水位定值变化的控制方式 .....	90
5.4	一回路主冷却剂泵控制 .....	92
5.4.1	主泵控制系统功能 .....	92
5.4.2	系统组成与工作方式 .....	93
5.4.3	工作原理 .....	93
5.5	一回路辅助系统工艺过程控制 .....	97
5.5.1	余热排出过程控制系统 .....	97
5.5.2	净化过程控制系统 .....	98
5.5.3	安全注射过程控制系统 .....	99
5.5.4	补水过程控制系统 .....	99
5.5.5	设备冷却水过程控制系统 .....	100
5.5.6	应急控制 .....	100
5.6	蒸汽发生器水位控制 .....	101
5.6.1	概述 .....	101
5.6.2	船用蒸汽发生器水位控制系统 .....	102
5.7	蒸汽排放控制 .....	105
5.7.1	概述 .....	105
5.7.2	控制系统组成 .....	106
5.7.3	控制系统工作原理 .....	107
5.8	主冷凝器水位与过冷度控制 .....	108
5.8.1	概述 .....	108
5.8.2	主冷凝器水位控制系统 .....	108
5.8.3	主凝水过冷度控制系统 .....	109
<b>第6章</b>	<b>反应堆安全保护系统 .....</b>	<b>111</b>
6.1	概述 .....	111
6.1.1	反应堆安全保护系统的功能 .....	111
6.1.2	安全保护系统的保护参数 .....	112
6.1.3	安全保护系统的保护方式 .....	114
6.1.4	安全保护系统的范围及基本结构 .....	115
6.1.5	安全保护系统的一般要求 .....	116
6.2	反应堆安全保护系统设计准则 .....	117

6.2.1	安全保护系统的可靠性 .....	117
6.2.2	安全保护系统的设计依据 .....	118
6.2.3	安全保护系统的设计准则 .....	118
6.3	保护系统设计的典型结构 .....	122
6.3.1	单通道安全保护系统 .....	122
6.3.2	冗余安全保护系统 .....	122
6.3.3	冗余总体符合逻辑安全保护系统 .....	123
6.3.4	冗余局部符合逻辑安全保护系统 .....	125
6.4	船用压水堆安全保护系统 .....	127
6.4.1	保护方式与保护参数 .....	127
6.4.2	组成与结构形式 .....	128
6.4.3	反应堆超功率保护 .....	129
6.4.4	反应堆短周期保护 .....	130
6.4.5	冷却剂流量信号处理及断流保护 .....	130
6.4.6	反应堆出口超温保护 .....	130
6.4.7	低压保护 .....	131
6.4.8	保护连锁 .....	131
6.5	信号报警装置 .....	132
6.5.1	信号报警装置的用途 .....	132
6.5.2	对信号报警装置的要求 .....	132
6.5.3	船用核动力信号报警装置 .....	132
<b>第7章</b>	<b>核动力先进仪表与控制技术 .....</b>	<b>134</b>
7.1	概述 .....	134
7.1.1	先进 I&C 系统的优势 .....	135
7.1.2	先进仪控系统的主要硬件技术 .....	137
7.1.3	核动力先进 I&C 系统中的信息处理技术 .....	140
7.2	先进压水堆核电厂控制技术 .....	142
7.2.1	先进压水堆核电厂 AP1000 简介 .....	142
7.2.2	AP1000 先进压水堆的控制 .....	143
7.2.3	AP1000 数字化仪表与控制系统 .....	145
<b>参考文献</b>	.....	<b>152</b>



# 第 1 章 绪 论

在核动力工程领域，通常将实现核能到热能、机械能和电能转换的能量转换体系称为核动力装置。它是核电站和船用核动力系统的主体，通常主要由核反应堆、一回路系统、二回路系统和相应的辅助系统与设备组成。

船用核动力装置以原子核裂变能作为推进动力的来源，它包括核反应堆、为产生动力推动舰船前进所必需的有关设备，以及为保证装置正常运行，并且不会对人员健康和环境安全造成特别危害的结构、工艺系统和部件。

1955 年 4 月，世界上第一艘核动力舰船，美国核潜艇“鳐鱼”号正式下水服役。这是世界上的第一个船用核动力装置。从那时起到现在，世界上已先后有近十个国家建造了约 500 艘采用核动力推进的潜艇、水面舰艇、客货商船、矿砂船、破冰船等，相继游弋在宽阔的海洋上了。事实充分说明，船舶在使用核动力装置以后，船舶推进能源就又进入了一个崭新的阶段。可以肯定，随着核能事业的发展，大规模建造核动力舰船，将会成为有关各国造船业今后十分关注的发展方向。

在工业生产过程中，经常要求某些物理量(如温度、压力、流量、功率、频率、物料成分比例等)保持不变，或者要求按照给定的规律变化。所谓自动控制就是在没有人直接干预的情况下，通过控制装置使被控制对象(如机器、设备或过程)的物理量(或工作状态)自动地按照预定的规律运行。

随着科学技术的不断发展，自动控制技术所起的作用越来越重要，自动化的水平也越来越高。自动控制技术广泛应用于工农业生产、交通运输、国防和航空航天等各个领域。在核工程领域中，自动控制技术具有更特殊的地位，核能和核应用技术的发展离不开自动控制理论的发展和自动控制技术的广泛应用。没有自动控制，人们对反应堆中的核反应就无法控制，人类对核能的和平利用也就无法实现。

本章概要介绍核动力装置控制的特点、任务和要求，以及核动力控制系统的基本组成和结构、核动力控制的发展状况和未来趋势。

## 1.1 核动力装置控制的任务和要求

### 1.1.1 船用核动力装置的特点

核动力装置是一个复杂且具有严格安全性要求的大型工程系统。电站核动力装置在正常运行时，普遍采用带基本负荷的运行方式，不需频繁变化功率。船用核动力装置需要在海上航行，经常变换航速，船体空间有限。因此，与陆上核动力装置相比较，船用

核动力装置具有运行空间狭小、负荷变化范围大、机动性要求高、保障困难等特点不仅要求具有灵活而又快速的负荷跟踪特性，而且要求高度安全可靠。影响核动力装置动态性能的因素除了内在结构特性外，还与装置的运行方式及运行工况、外部条件和控制方法等因素有关。因此对船用核动力装置的控制有比电站核动力装置更高的要求。

船用核动力系统的典型结构组成如图 1.1 所示。

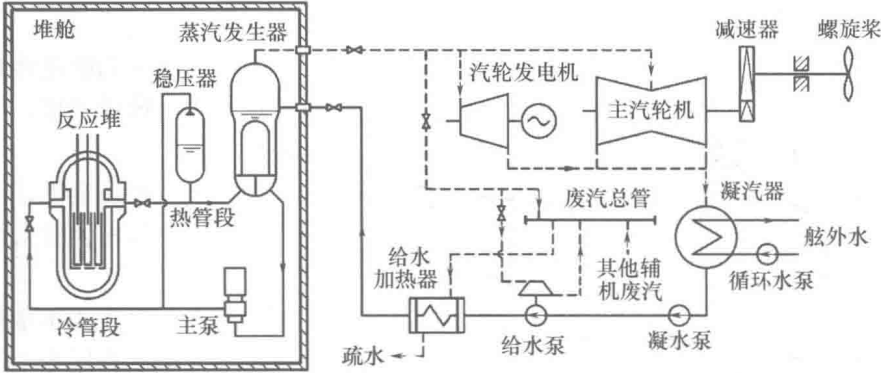


图 1.1 船用核动力系统的典型结构组成

核裂变发生在堆芯内的燃料元件中，裂变能在其中转换为热能，传输到堆芯冷却剂中，通过一回路冷却剂的流动将堆芯内的热量带出，并在蒸汽发生器中将热量传递给二次侧水，产生蒸汽，驱动汽轮机，带动螺旋桨或发电。因此，船用核动力装置的主要任务是实现核能向热能，进而向机械能和电能的转换，其工艺原理和过程复杂，并且是具有放射性的特殊对象。

### 1.1.2 核动力装置控制系统的任务和要求

要利用核反应堆裂变过程中产生的中子和能量，首先必须能够启动、停闭反应堆，并维持核反应堆中链式裂变的持续进行，同时又能够改变链式裂变反应的强弱，并维持各种运行参数在安全限值范围内。这些都需要采用相应的控制手段来实现。

不论是电站还是船用核动力装置，为了保证安全、可靠和经济地实现核能的利用，核动力系统中除了必要的用于能量传递和转换的工艺系统和设备外，都设置有仪表和控制系统(Instrument & Control System, 简称 I&C 系统)。仪控系统主要用于实现核参数和工艺过程参数的测量，以监测核动力系统的运行状态；驱动不同的控制机构，以改变核动力系统的运行状态；保护核动力装置，防止运行参数偏离正常值而导致事故的发生，并限制和缓解事故发生后产生的后果。具体包括以下几方面基本功能：

(1) 实现对核动力装置启堆、带负荷运行和停堆的操纵与控制，使核动力装置在各种正常运行工况下，控制对安全具有重要影响的变量，使它们维持在设计规定的正常运行限值内，以保证核动力装置的运行安全。

(2) 实现对输出功率的调节控制，满足负荷的要求。

(3) 通过对工艺流程中各种设备的操纵控制,实现对各种过程参数的控制,使核动力装置正常有效地运行。

(4) 当重要参数超过限值时,及时发出报警,并在必要时产生合适的保护动作,保证核动力装置的安全,防止设备损坏和放射性物质向环境的泄漏。

(5) 实现对各种运行参数的采集和显示,向操纵员提供核动力装置运行所需的完整而准确的信息,使他能正确地监督核动力装置的运行状况。

可以看出,核动力装置仪控系统作为核动力系统中的信息化装备,协调着系统内各装置设备的有序工作,并按照要求实现能量的转换和输出。其在核动力装置运行过程中,发挥着重要作用:

(1) 仪控系统是操作员的“眼、耳和神经”,也是“手”的延伸。为操作员提供准确而适当的核动力装置运行状态信息,并在正常和异常运行工况时为操纵员介入运行提供手段。

(2) 仪控系统在核动力系统正常运行时,为各系统提供各类自动控制的手段及监视信息,减轻操纵员的负担,并保证核动力装置能安全、可靠和经济地运行。

(3) 仪控系统在核动力系统异常状态时,为保证核动力系统及环境的安全提供快速自动保护功能,防止与缓解操纵员的失误或核动力系统设备故障而导致的后果。

核动力装置仪控系统的作用如图 1.2 所示。

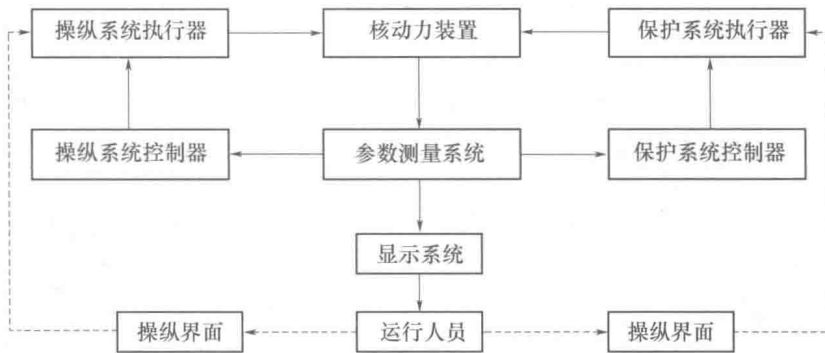


图 1.2 核动力装置仪控系统的作用示意图

核动力装置控制系统是影响核动力装置运行安全性的重要系统之一。根据控制设备对安全性的重要程度,一般将仪表和控制系统的设备分为两类,即安全重要设备(1E 级设备)和非安全重要设备(NS 级设备)。

(1) 安全重要设备:是核动力系统的电气设备和系统的一个安全级别。1E 级设备是完成反应堆紧急停堆、安全壳隔离、堆芯冷却,以及从安全壳和反应堆排出热量所必需的,或者是防止放射性物质向环境大量排放所必需的设备。在合格寿命期内,在正常运行和发生设计基准事故(Designed Basic Accident, DBA)之中、之后这类设备应能保持其安全功能。

(2) 非安全重要设备:这类控制仪表及其供电设备,在实现或保持核动力装置安全方面无明显作用。

## 1.2 船用核动力装置控制系统的基本组成和结构

### 1.2.1 船用核动力装置控制系统的基本组成

根据各控制系统的控制对象和作用，船用核动力装置控制系统总体上可分为一回路控制系统、安全保护控制系统、二回路控制系统三大部分。

#### 1. 一回路控制系统

一回路控制由反应堆功率控制系统和一回路过程参数控制系统组成。

核反应堆功率控制系统实现对核反应堆功率的控制，使得输出的核功率能够跟踪负荷功率的变化，并满足动态和静态指标要求。主要由棒控系统和功率自动调节装置组成，有手动和自动两种控制方式。

一回路过程参数控制系统实现对一回路主冷却剂系统与各辅助系统工艺流程的控制，使得各工艺流程和相应的温度、压力、流量和水位等热工水力参数能够满足安全运行的要求。

#### 2. 安全保护控制系统

安全保护系统的功能是在设备故障、误操作或其他不正常状态下，监督反应堆的异常状态，产生与保护动作有关的必要信号，防止反应堆运行状态超过规定的安全限值或减轻超过安全限值所造成损坏和损坏后果。

当反应堆出现异常，但还不至于马上危及反应堆安全时，为确保反应堆连续运行，安全保护系统可发出警告信号，提醒操作人员注意；当反应堆保护参数超过设定保护定值，将危及到反应堆安全时，安全保护系统能立即停闭反应堆，确保反应堆的安全；当出现超出停堆保护能力的事故时，安全保护系统能启动相应的专设安全设施，缩小事故范围和防止放射性污染；当反应堆运行达到某种状态时，安全保护系统允许手动或自动闭锁某些保护动作，防止系统误动作。

#### 3. 二回路控制系统

二回路控制系统实现对二回路系统设备和工艺流程的控制，使得各设备和工艺流程能够安全运行，并满足动态和静态指标要求。

船用核动力装置的二回路控制系统主要由汽轮机控制系统、蒸汽发生器水位控制系统、蒸汽排放控制系统、主冷凝器水位与过冷度控制系统、主抽汽器冷却水量控制系统、乏汽压力控制系统、辅蒸汽压力控制系统、滑油与调节油控制系统、辅冷凝水过冷度和水位控制系统，以及海水和轴系控制系统等组成。

另外，船用核动力装置的综合控制系统还包括综合管理系统，实现对所有运行参数的数据采集、传输、存储、显示、报警、堆舱视频监视、综合供电等，并提供操作界面。

### 1.2.2 船用核动力装置控制系统的体系结构

核动力装置仪控系统是核动力装置的神经网络和大脑中枢，运行人员要求实现对核动力装置的有效控制，上述控制系统必须能够互相交换信息，密切配合，构成一个有机

的整体。由于核动力装置的复杂性，使得核动力装置仪控系统是一个典型的集散式控制系统，并向着分布式和现场总线控制系统的体系结构发展。

### 1. 控制系统总体体系结构

船用核动力综合控制系统普遍采用集中管理、分散控制的体系结构。其总体体系结构和组成如图 1.3 所示。一般分为三层，即输入输出层、控制与保护层以及运行管理层。

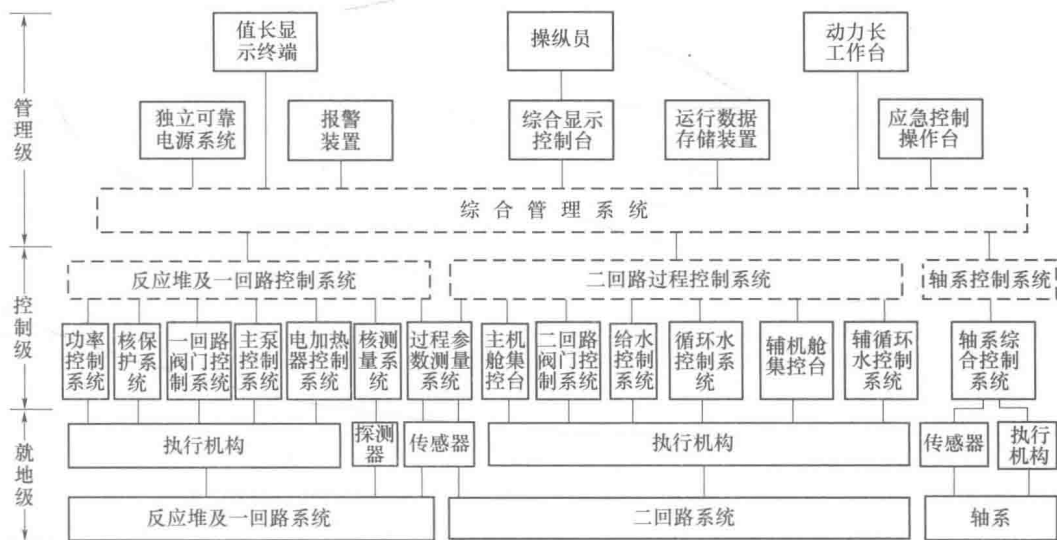


图 1.3 船用核动力装置仪控系统的体系结构

输入输出层由就地级设备组成，主要包括各种传感器、测量变送器、电气控制设备和执行机构，实现对各被控对象运行参数的测量和控制指令的执行，由各种传感器和执行机构组成，安装于被控对象上或附近。

控制与保护层设备，主要实现接收传感器得到的测量信号并进行适当处理后，传输至上一级设备；同时，根据上一级的操作指令，或通过自动控制器，产生相应的控制或保护信号，作用于各执行机构，产生控制动作。这一级设备主要安装于主控制室或其他各舱室。

运行管理层设备提供系统的人机接口，主要用于对所有的运行数据进行管理，并集中显示给运行人员，同时向运行人员提供操作界面，使其能够发出操作指令。这一级设备主要安装于各控制室，是核动力装置运行操纵的主要人机接口设备。

三级控制设备彼此之间通过信号电缆或网络进行连接，实现信息的传输和交换。

### 2. 船用核动力系统的的主要控制部位

一般而言，船用核动力系统的操纵控制部位设置有：动力单元主控室、应急控制室(或部位)、各舱室控制站、驾驶室动力监视指挥部位，以及就地操控台盘等，实现在正常和应急情况下对整个核动力系统的监视、操控与指挥。此外，如果采用的是全数字控制系统，则通常在主控室还设置一套模拟控制表盘作为全数字控制系统的备份，用于应急操纵。

信息的显示通常采用大屏幕显示器，单个参数的显示应采用读数准确直观性强的显示仪表，如光柱式数字显示仪表。状态和报警信号采用指示灯显示。

操作动作的输入通常采用操作开关、按钮与显示器软操作界面相结合的方式实现。各种操作界面都应充分考虑防误操的措施，以及操作的便捷性。对于需要快速反应的操作动作，通常同时在操作台屏上设置直接操作手段。

#### 1) 主控制室

主要实现对整个核动力系统运行情况的全面集中监视和操纵控制。通常应包括一回路系统控制台、二回路系统控制台、电力系统控制台、剂量监测系统控制台等。

主控制室中布置有核动力系统主要的监控设备。这些设备的布置应既便于操作、管理和维修，又尽可能地为操纵人员创造一个良好的环境，使操纵人员能长期最大限度地发挥其操作管理水平。

综合显示控制台上的操作开关、按钮的布置按系统和设备分区相对集中布置。为了便于区分，位于各区的开关和按钮分别采用不同的颜色进行，并与设备编号一一对应。

#### 2) 应急控制室(部位)

主要用于在主控制室功能失效的情况下，实现核动力系统的安全运行和停堆，有效导出衰变热。在应急控制室(部位)，至少应包括停堆控制，以及对主冷却剂泵、余热排除系统等控制功能和反应堆出口温度、稳压器压力和水位等安全关键参数的监视功能，以便保证在主控制室功能丧失的情况下，能够安全停堆，并导出衰变热。

#### 3) 各舱室控制站(部位)

实现对主机舱、辅机舱设备的集中监控。分别设置相应的集中控制台等。

各舱室控制站的功能与主控制室的相关功能互为备份和相互补充。正常情况下以主控制室集中操控为主，以方便对动力系统设备的集中操作管理。

#### 4) 驾驶室动力指挥部位显示台

用于在驾驶室的动力指挥部位显示重要运行信息，供动力指挥员监视动力系统中的重要运行信息，并发出指挥命令。

#### 5) 就地操控台盘

在重要设备和部位分别设置就地操控台盘，用于对这些重要设备的就地手动操作。

### 3. 核动力系统控制的基本要素

一般的，实现对核动力系统的控制，必须具备以下几个部分：

(1) 测量与指示:用于随时掌握核动力系统与设备各主要参数的现状。例如：中子注量率或功率、温度、压力、流量等。在此前提下，才有可能做出正确的判断，从而采取相应措施来有效地控制反应堆。这些参数是通过核参量和热工参量的测量系统来获得的。

(2) 控制系统:根据测量系统的指示与期望得到的参数值进行比较、判断，然后，按某种要求来确定出控制参数变化的规律。

确定控制参数变化规律的方法可以是运行人员自身，这称为手动控制系统。而用一套仪器设备代替人的功能，这就称为自动控制系统。后者不仅减轻了运行人员的劳动强度，更重要的是能提高控制的准确性和速度，能完成更加完善、更加复杂的控制。

(3) 执行机构:将控制指令转化为驱动作用，实现对被控对象的操作。例如，对控制棒来说，就是控制棒驱动机构，包括控制电机、传动机械和控制棒本身。有时，也指逻

辑电路。

(4) 功率放大装置: 控制器的控制信号往往是低功率的电信号, 无法驱动执行机构动作。因此, 通常需要在控制系统和执行机构之间设置功率放大环节。

在核动力装置中, 还较其他对象多了一种称为安全保护控制的要素。对核动力装置来说, 安全必须被放在非常突出的地位上。而在确保安全的前提下, 特别是船用核动力装置, 并不希望频繁地停堆。所以, 有必要对事故加以分类。重者停堆; 轻者发出声、光信号, 提醒操纵人员注意, 以便采取措施排除故障, 使反应堆继续正常工作。

## 1.3 核动力装置控制系统的发展历程与趋势

核动力装置控制系统的发展是与电子技术、计算机技术和网络技术的发展紧密关联的, 大致经过了三个阶段。

### 1. 以常规模拟控制组合单元仪表为主的控制系统

控制系统主要由以运算放大器为基础的功能元件以及继电器等硬逻辑电路构成。因而, 系统所需要的仪表器件数量多, 运行操作管理和维护工作任务重, 主控室较大。

我国 300MW 秦山一期核电站控制系统采用 FOXBORO 公司的 SPEC200 组装仪表, 大亚湾 2X980MW 核电站控制系统采用的 Baily9020 系统, 以及早期的船用核动力装置控制系统都属于这一类。

### 2. 以模拟控制和数字控制混合运用的控制系统

这一阶段的控制系统采用数字控制技术对原有模拟控制系统进行局部升级改造, 是模拟控制加上数字式集散控制系统(DCS)。除模拟控制以外, 数字控制则依托以大规模集成电路为基础的数字技术、网络通信技术、CRT 显示技术等。利用这些先进技术形成模拟控制、逻辑控制以及系统保护等综合考虑的集散型控制系统, 特点是系统所需仪表数量大为减少, 大量采用硬件和软件自诊断技术、冗余技术, 提高了系统运行可靠性, 局部采用网络通信技术, 使数据管理更加科学和方便。

广东岭澳核电站(2X980MW)控制系统属于这一类。其中核岛 KIT/KPS 系统采用的是法国的 4100 系统, 常规岛采用的 DCS 系统是法国 Cegelec 公司 ALSPA P320。秦山二期 2X600MW 核电站, 常规岛部分选用的是国产的 DCS 系统。

目前的船用核动力装置控制系统基本上都属于这一类, 只是数字化程度不同。

### 3. 一体化数字式控制系统

随着控制技术、计算机技术、通信技术以及显示技术的发展, 计算机被广泛应用到核动力系统的监测、控制和保护中, 构成核动力系统的集散型分布式数字控制系统, 其特点是分散控制、集中管理, 具有极强的数据处理和通信能力, 可以方便地实现复杂控制方法, 并可方便地实现信息共享和利用。

在核电站领域内, 代表这一最新技术水平的控制系统有: 美国 AP1000 核电站的 Ovation 和 CommonQ 集散控制系统, 德国西门子的 TELEPERM XS+XP 系统, 日本日立等公司开发的 NUCAMM-90 系统, 法国法马通公司 N4 控制系统, 美国燃烧工程公司 ABB 公司的 NUPLEX80+系统, 美国西屋公司的 Eangle21(或 Advant)+WDPFII 系统等。AP1000 核电站主控制室分布如图 1.4 所示。



核动力装置仪控系统发展历程如图 1.5 所示。其总的趋势是功能越来越丰富，数字化和智能化程度越来越高，体积、重量、功耗越来越小，而控制性能、可靠性和可维护性越来越好，人机界面越来越友好。提高核动力仪控系统对信息的处理和利用水平，在仪控系统中提供包括运行故障实时诊断等功能在内的操纵员运行支持能力，是世界核能界在仪控系统实现数字化以后探求的下一个目标，是当今先进核动力仪控系统研究领域的一个热门的前沿课题。这也是今后船用核动力装置仪控系统发展的必然趋势。

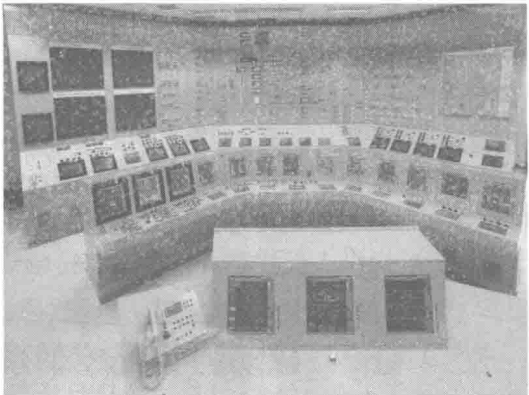


图 1.4 AP1000 核电站主控制室

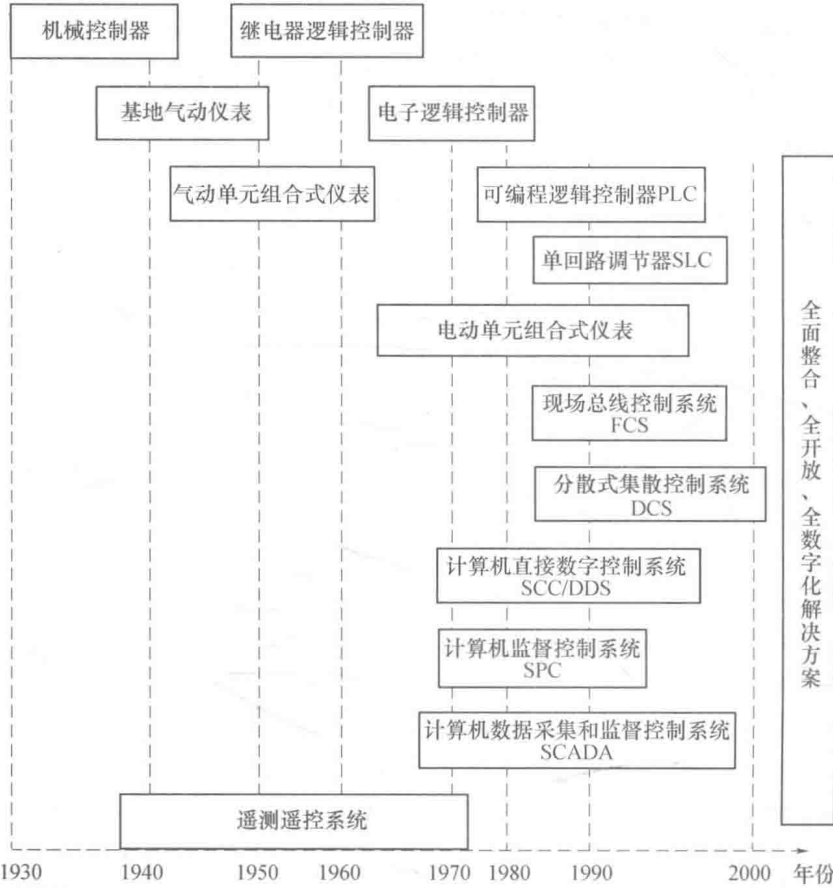


图 1.5 核动力装置仪控系统发展历程



## 复习题

1. 船用核动力装置有哪些特点？
2. 核动力装置控制系统的主要任务有哪些？
3. 什么是安全重要设备和非安全重要设备？
4. 船用核动力装置控制系统的组成和体系结构是怎样的？有哪些主要控制部位？
5. 试述核动力装置控制系统的发展历程与未来趋势。