



轻水堆核电站的启动调试

[苏]A.П.沃尔科夫 等著

523

能出版社



ПУСКО-НАЛАДОЧНЫЕ РАБОТЫ
НА АЭС С РЕАКТОРАМИ ТИПА

ВВЭР.

А. П. ВОЛКОВ Б. А. ТРОФИМОВ

МОСКВА АТОМИЗДАТ 1980

轻水堆核电站的启动调试

[苏] А. П. Волков 等著

孔昭育译

陈效军校

原子能出版社出版

(北京2108信箱)

海淀区印刷厂印刷

北京市海淀区成府路48号

新华书店北京发行所发行·新华书店经售

☆

开本787×1092 1/32·印张5.125字数110千字

1987年7月北京第一版·1987年7月北京第一次印刷

印数1—1000·统一书号: 15175·675

定价: 1.35元

内 容 简 介

本书详细介绍了轻水堆核电站启动调试工作的组织和实施问题，强调了组织文件和技术文件的意义，说明了核蒸汽供应系统启动调试工作的主要阶段及其物理启动和功率提升。作者在编写本书时利用了科拉和亚美尼亚两座核电站启动时所积累的经验。

本书可供从事核电站设计、建造、安装和调试单位的专家及运行操作人员使用。

本书承我国核电经济专家罗安仁工程师推荐而翻译出版的。

目 录

第一章	轻水堆核电站的设备	1
第二章	核电站建筑安装工作的检查机构	20
第三章	启动调试工作阶段·启动调试文件和运行文件	26
第四章	核电站设备金属的检查	30
第五章	核电站电气设备的启动调试工作	38
第六章	工艺运输设备	51
第七章	水压试验和循环冲洗	57
第八章	反应堆的启动调试工作·第一次检查和第二次检查	64
第九章	热态试运行	77
第十章	控制保护系统的特点及其调整	85
第十一章	辐射监测系统	109
第十二章	反应堆功率提升到最低可监测功率水平和进行物理实验	123
第十三章	机组的功率提升	134
第十四章	核蒸汽供应系统工作中可能出现的某些不正常情况	151
参考文献		157

第一章 轻水堆核电站的设备

文献[1~5]详细叙述了BB3P（水-水动力反应堆）型核动力装置的设备 and 作用原理，这种装置的一回路压力超过堆芯出口冷却剂温度所对应的饱和压力。

本章简要介绍上述类型核动力机组的设备，以便理解以后的内容。

主工艺过程由以下各系统来保证：（1）辅助系统，使主要设备能正常地起作用；（2）监测系统，在稳定、瞬变以及事故状态下对设备的工作和工艺过程进行监测；（3）保护和联锁系统，在所有运行工况和事故状态下保证设备的完整性和工作人员的安全；（4）限制事故系统，防止堆芯损坏，防止核电站厂房和周围环境受到放射性物质的污染；（5）辐射监测系统，对核电站和周围环境的辐射情况进行监测。

保证核动力设备的安全性要依靠正常运行设备优良的性能，在设备制造、修理、改进和交付运行时严格地质量检查，在运行过程中保证观察和定期检查设备的状态，同时详细制订并执行厂区和周围地区的反事故计划。

表1列出了第三代BB3P型核电站动力机组的技术经济指标。BB3P-400型核电站机组达到了能与有机燃料电站竞争的经济指标。改进核电站的结构还可进一步提高它的经济性。

表1 BB3P型核动力机组的技术经济指标

性 能	反 应 堆			
	BB3P-210	BB3P-385	BB3P-440	BB3P-1000
机组的电功率, MW	3×70	5×73	2×220	2×500
反应堆热功率, MW	760	1320	1375	3000
机组的毛效率, %	27.6	27.6	32	33
汽轮机前蒸汽压力, MPa ^①	2.9	2.9	4.4	6.0
堆内冷却剂压力, MPa	10.0	10.5	12.5	16.0
环路数	6	8	6	4
通过堆内的水流量, m ³ /h	36500	49500	39000	76000
反应堆进口水温, ℃	250	250	269	289
堆内冷却剂平均温升, ℃	19	25	31	35
压力壳内径, mm	3560	3560	3560	4070
单个蒸汽发生器的蒸汽产量, 10 ³ kg/h	230	325	425	1469
铀的装载量, 10 ³ kg	38	40	42	66
在稳态工况下消耗的平均深度, MW·d/kg	13	27	28.6	26~40
堆芯的平均功率密度, kw/10 ⁻³ m ³	46	80	53	111
燃料的平均功率密度, kw/kg	10.5	33	33	45.5
比投资, 卢布/kw(电) ^②	406	273	200	170~190
发电成本, 卢布/(kw·h) ^③	0.95 (0.788)	0.743 (0.569)	0.643 (0.634)	0.573

① 1 Pa = 10.1972 × 10⁻⁶ kgf/cm², 1 MPa ≈ 10 kgf/cm².

② 根据新沃罗涅什核电站的数据。

③ 根据新沃罗涅什核电站机组的设计数据。括号内是1976年的实际数据。

BB3P型机组的原则性系统图如图1所示。

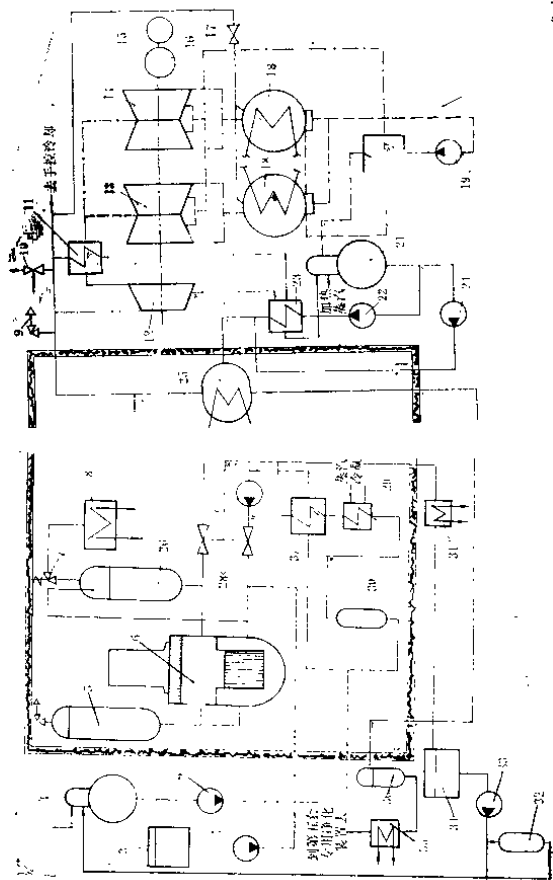


图1 BB3P型核电站机组的原则性系统图

1——堆芯应急冷却系统的泵；2——一回路补给水泵；3——应急冷却系统水箱；4——一回路补给水除氧器；5——堆芯应急冷却系统的安全注射箱；6——反应堆；7——稳压器的安全阀；8——卸压箱；9——蒸汽发生器的安全阀；10——将蒸汽排入大气的快速动作的减压装置；11——汽水分离再热器；12——高压汽缸；13——低压汽缸（第一台）；14——低压汽缸（第二台）；15——发电机；16——励磁机；17——将蒸汽排入冷凝器的快速动作的减压装置；18——冷凝器；19——凝结水泵；20——低压再热器；21——给水除氧器；22——给水泵；23——高压再热器；24——应急给水泵；25——蒸汽发生器；26——稳压器；27——一回路主循环泵；28——主闸阀；29——一回路下泄水补充冷却器；30——第一套专用净化装置的过滤器；31——一回路引漏水的热交换器；32——专用净化装置的过滤器；33——引漏水泵；34——引漏水箱；35——二回路排污水热交换器；36——二回路排污扩容器；37——再热交换器

所有BB3P型反应堆都是非均匀反应堆，利用热中子使核燃料裂变。它所用的燃料是铀-235浓度为4.4%的二氧化铀和在运行过程中生成的钚。用天然水（就同位素组成而言）作为慢化剂，并兼作冷却剂。燃料元件紧密布置的可能性允许从堆芯单位体积内取出很大的功率。

这种机组的蒸汽动力循环效率是与一回路冷却剂温度联系在一起，它要求提高一回路的压力，从而对核蒸汽供应系统这部分设备的强度提出更高的要求。

现以已得到推广的功率为440MW的反应堆作为实例，来说明反应堆的结构特点以及BB3P型机组各设备和系统的作用。属于这种类型的其它装置没有原则上的区别。反应堆乃是一个带盖的圆柱形容器，其内部在一个特制的圆柱形围筒内装有可拆卸的带堆芯的吊篮。被燃料占有的堆芯，其高度为2.5m，直径为3m。堆芯由六角形元件盒组成，其中312个是工作燃料盒（固定不动的）。另外37个是调节机构的组件盒（与控制保护系统相连接），在专门的驱动装置帮助下，

可与它上面的吸收棒一起移动。调节机构的驱动装置安装在反应堆顶盖上的套管内。

燃料盒的外套管（使栅格和元件的包壳定位）是由以锆为基体的合金做成的，其中含1%的铈。

燃料元件的极限热物理特性

UO ₂ 的熔化温度, °C	2800
使燃料包壳丧失机械强度的温度, °C	600~800
线功率密度, W/cm	700

由围筒、吊篮、围筒底板和保护管组件组成堆内构件，用来安置堆芯和温度、中子物理监测设备，以及作为调节机构的导向管和冷却剂通过堆芯的导流机构。

冷却剂通过下接管流入反应堆，并沿着围筒与压力壳之间的环形间隙下降到围筒底板的下面，然后向上流经流量分配格板，进入装满燃料盒的堆芯吊篮（这些燃料盒依靠保护管组件的压板压住，以防浮起）。冷却剂经堆芯后在混合腔内进行交混，并通过围筒的侧孔从反应堆出口流向上接管，然后再流入蒸汽发生器。

为了减少外围燃料盒中子通量，在可取下的吊篮上装有多棱围板。

反应堆某些技术特性的极限值

反应堆压力壳的升温速度, °C/h	20
反应堆压力壳的冷却速度, °C/h	30
允许反应堆压力壳的金属进行水压试验的温度	

（这一温度要由压力壳金属的脆性转变温度与运行期限的关系曲线来确定），℃	不希望小于100~120
允许提升控制保护系统驱动机构的压力，MPa	4.0
允许反应堆从冷态升温的极限压力，MPa	3.5

冷却剂在一回路内的循环是靠主循环泵实现的。主循环泵与蒸汽发生器都是环路的组成部分，可用主闸阀把它们与反应堆隔开。

目前，核电站使用两种主循环泵：一种是转子处于水中的无填料密封泵；另一种是带飞轮的水力轴封泵。无填料密封泵的共同缺点是转动惯量太小，而且不能用装设飞轮的办法来提高它们的惯性，因此这种泵甚至对短时间供电电压降低都是很敏感的。这种泵不得利用辅助的厂用发电机作它的电源，并在应急情况下利用蓄电池供电。设有飞轮的水力轴封主循环泵与无填料密封泵相比，具有以下优点：其效率高出10~15%（转子没有在水中的摩擦损失）；电动机中没有带放射性的水，可以在普通条件下进行修理；装设飞轮可以降低对供电可靠性的要求，并允许应用简单的电源装置线路。

主循环泵安装在框架上，框架又安放在可以在水平面内向任何方向移动的球形支座上。可以用基准装置或三向坐标位移传感器来估计框架的位移。

到目前为止，苏联的BBOP型核电站都采用卧式蒸汽发生器。蒸汽发生器用管子作传热面，管子分成两束并固定在两个与环路管道连接的垂直联箱上。饱和蒸汽经过汽水分离装

置进入支管，再从各支管进入总蒸汽管。从蒸汽发生器来的一部分水（不超过蒸汽产量的0.5%）通过连续排污系统或定期排污系统进行净化。

为了减少温度脉动对含有一回路冷却剂的蒸汽发生器联箱金属的影响，在联箱水位波动的地方装有围板，设有专用的监测系统对它们的状态进行监测。安放蒸汽发生器的铰接式支吊系统允许蒸汽发生器及与其相连接的一回路管道在热膨胀时移动。

蒸汽发生器技术特性的某些限值

给水和饱和蒸汽之间的温差，℃	100
蒸汽发生器外壳允许进行水压试验的金属表面温度，℃	50
蒸汽发生器一回路侧的压力变化速度不应超过，MPa/h	0.05

在循环回路上的主闸阀有楔形闸板，它由两个阀盘和阀座组成。阀门用驱动装置启闭，其中包括电动机和齿轮减速器。在闸板关闭的情况下，阀门被水压紧，水是靠压力送到阀盘之间的中间腔内的。主闸阀应始终处于极限位置（全开或全关）。

在环路各设备本身之间和设备与反应堆之间由主循环管连接，其上装有安全阀并连接有核蒸汽供应系统辅助系统的各种小直径管道。

主循环管加工制造十分仔细，并在运行过程中对它们的状态进行系统地监测，因为这些管道的破裂可以在电站内引起极其严重的事故。根据同样原因，一回路管道的长度要尽

量选择得短一些。

容积补偿系统在机组稳定工况和过渡工况时补偿冷却剂体积因温度变化引起的变化。

稳压器是一个容器，在正常情况下充水到额定水位，依靠布置在容器下部的（水中的）电加热器来加热、蒸发稳压器内的水，并建立起一回路压力。

稳压器下部充水的部分用两根管子与一回路环路热段中不会被主闸阀隔断的部分连接。

稳压器上部的蒸汽部分用两根管子与环路“冷”段不可隔断的部分连接。把稳压器用这样的方式与一回路相连，可利用连接点之间存在的压力差（主循环泵的压头）实现喷雾。

为了在一回路升温和冷却时保证环路的工作，在稳压器内要建立氮气垫，气体由氮气-氧气总站供应。

为了防止一回路的结构材料在额定参数工作时间和冷却状态下受到腐蚀，制订了水质指标，如表2和表3所示。当反应堆带功率运行时，不管反应堆压力壳用或者不用耐腐蚀（不锈钢）的堆焊层，其水质标准实际上是一样的。

表2 反应堆带功率运行时，一回路水的
成分和杂质的允许浓度， $\text{pH} > 6.0$, mg/kg

成分和杂质	含量
与硼酸浓度有关的钾	2.0~16.5
氨	<5.0
氧	<0.01
氢	30~60
氟	<0.10

续表

折合成铁的腐蚀产物	
稳定工况下	<0.2
过渡工况下	<1.0

表3 停堆换料和设备检修时,水的成分和杂质的允许浓度, mg/kg

成分和杂质	反应堆压力壳不用 耐腐蚀(不锈钢)的堆焊层 (pH>7.0)	反应堆压力壳用 耐腐蚀(不锈钢)的堆焊层 (pH>5.0)
	磷酸	12×10^3
氨	100	无规定
氯	0.5	0.15

核蒸汽供应系统主要设备的正常运行由下述各辅助系统来保证。

一回路补给水系统 一回路的补给水系统用来在机组正常情况下补充有计划和无计划冷却剂的泄漏,在事故工况下部分地补充泄漏,保持一回路中规定的水质指标,以及进行一回路系统和设备的水压试验。

中间回路系统 中间回路系统用来冷却一回路的设备和热交换器,并排除放射性元素流入工艺水中的可能性。

工艺水系统 工艺水系统用来冷却反应堆车间的和特制内壳中的设备,并排除反应堆车间各密闭室的热量。

蒸汽发生器排污系统 蒸汽发生器二回路侧的排污系统用来从蒸汽发生器排出一部分水,并用给水代替。这样做是为了防止蒸汽发生器水中的盐份、泥渣等的浓度过高。

换料池和存放池的冷却系统 这个系统用来排除存放在

水池中的乏燃料的热量，保持池水的温度不超过50℃；进行换料池和存放池的初次充水，以及在装卸燃料时向反应堆竖井充水；把换料池的水送去净化，使之澄清。

事故加硼系统 事故加硼系统用来向一回路加入含硼水，其硼酸浓度不低于停堆浓度，其目的是当一回路发生失水事故时补偿冷却剂的损失，并使反应堆堆芯处于可靠的次临界状态。

自动喷淋系统 这套装置用来降低蒸汽发生器和主循环泵隔间内的剩余压力。通过向隔间内喷水，使汽水混合物的蒸汽相在水滴上冷凝。这些汽水混合物是在隔间内回路发生失水事故时充满蒸汽发生器和主循环泵隔间的。

气体净化系统 气体净化系统用来消除和净化排气的放射性。这些放射性是在吹洗处、一回路计划引漏和疏水中释放出来的。

去污系统 去污系统用来去除被污染的设备、工具和房间表面上的放射性核素。监测区的各房间内要敷设这个系统的管道，以便向核蒸汽供应系统一回路设备、放射性水处理系统的设备和工作表面可能受污染的房间供应去污液（酸、碱、水）。设备在修理和检查之前，先要消除放射性。例如，用自动去污装置对蒸汽发生器一回路侧进行去污。可以取出的设备和工具在专门去污槽内进行处理。维修人员的工作服和衬衣要在专用洗衣房内进行清洗，消除放射性。

房间通风系统 在工作人员经常停留的房间内，要建立这些房间的通风系统，去除存在的放射性气溶胶和放射性气体。在无人的房间内，要建立最大的负压，空气通过剩余压力阀从定期或长期有人停留的房间进入这些房间。当无人房

间内的负压减小时，剩余压力阀在平衡重块和这些房间内存在的附加压力的作用下关闭。由通风系统从反应堆工段和专用厂房内排出的空气，要经过佩特里亚诺夫(ПЕТРИАНОВ)滤布式过滤器和吸收式过滤器，以清除气溶胶。从蒸汽发生器和主循环泵隔间来的以及从仪器井来的余热，由再循环通风系统排除。

核电站的水净化系统 放射性的水要在专用的净化装置中进行净化和处理。一回路的水在第一套专用净化装置的离子交换树脂床中进行净化。

为了净化计划引漏水和一回路疏水，应用第二套专用净化装置，这个装置由离子交换树脂床组成。

第三套专用净化装置用来处理地漏水和非计划泄漏水。首先把水放在蒸发装置中蒸发，然后把蒸汽的凝结水在离子交换树脂的阳离子和阴离子床中净化。把蒸发后的残渣送到液态废物库埋藏起来，而净化后的水汇流到监测水箱。经过监测水箱的水重新进入工作循环。

第四套专用净化装置用来净化乏燃料盒存放池的水和应急硼酸溶液贮存箱的水。

第五套专用净化装置是在离子交换床中净化蒸汽发生器的排污水。

核电站辐射安全 核电站启动和运行时的辐射安全由下列综合措施来保证：技术措施（建造屏蔽设施，建立辐射监测系统）；清洁卫生措施（建立清洁卫生放行制度，应用个人防护用品，消除设备和房间表面的放射性等）；管理措施（建立辐射防护站，外部剂量实验室，制定必要的规程，进行辐射安全的培训和考核等）。

辐射监测系统用来对辐射环境和核电站工作人员及个别居民的受照射剂量进行监测。

对辐射环境和直接在核电站上工作的人员受照射剂量的监测，由辐射防护站来完成。在进行计划监测时，要测量核电站各房间内的 γ 射线剂量率，空气中放射性稀有气体、气溶胶和碘同位素的含量。

对核电站卫生防护区和监测区内辐射环境的监测（对外部环境和个别居民受照射剂量的监测）都由外部剂量实验室来完成。

辐射环境的分析和辐射安全工作的组织表明，维修人员所受到的剂量负荷的60%以上都是在预防性计划检修和装卸燃料期间造成的。

核电站范围的分区 保证辐射安全的主要技术组织原则是，严格遵守分区制度，并对穿过区域的工作人员及放射性物质进行检查。

对工作人员的工作服和皮肤受放射性污染的检查在卫生通行门的入口和出口以及核电站出口处进行。

核电站厂区分为卫生防护区（核电站周围半径3km内）和监测区。监测区内的房间分为三类：在反应堆运行期间不准进入的密闭房间（在检修时要通过卫生检查口进去工作）；工作人员定期停留的房间；工作人员长期停留的房间。

设备和房间表面污染的主要形式是 β 放射性核素的污染。放射性作用的主要形式是具有穿透能力的 γ 射线（工作人员外照射）。仅在检修工作期间，当打开一回路设备时才有可能出现内照射（由于吸入放射性气体和放射性气溶胶）。

屏蔽设施 为了防止穿透性的 γ 射线,不准进入的 房间与工作人员定期和长期停留的房间用重混凝土屏蔽墙、密封屏蔽门、铁板、特殊的电缆和管道贯穿件隔开。

堆芯是主要 γ 射线源,要用铁和水组成的屏蔽层(吊篮,围筒,反应堆压力壳和它们之间的水)和由重混凝土筑成的生物屏蔽层加以屏蔽。

所有一回路的设备都安置在密封间内。

乏燃料 在每次换料停堆时,1/3的燃料盒 要进行更新。经过三年,实际上将更换完全部最初装载的燃料盒。铀-235的裂变碎片是具有不同半衰期的不稳定新元素的原子核。不稳定元素衰变时放出 β 粒子和 γ 射线。

乏燃料在存放池的水下保存。

事故保护 BB3P型核电站设有反应堆装置的事故保护系统,其任务是利用及时停止或减缓链式反应来保护堆芯,防止其基本参数发生不容许的偏离。当自动调节器不能把动力机组的参数保持在容许限值内时,则事故保护装置开始动作。

按照对反应堆的功率所起作用的程度,事故保护信号可分成四类。当出现第一类事故保护信号时,将极为迅速地减少中子和热功率。这是在重力作用下(自动推进)把控制保护系统的所有调节棒以 $20\sim 30\text{cm/s}$ 的速度,同时插入堆芯来实现的。

在下列情况下引起第一类事故保护动作:

反应堆功率增加,使中子通量密度达到危险值;

中子通量密度的增长周期减少到规定要发出事故信号的数值;