

核动力装置用的阀门

[苏]Д.Ф.古列维奇等著

肖隆水 译

肖宏才 校

原子能出版社

序 言

核动力经历了高速发展的时期，并以更快的速度发展着。由于化学能源（煤、石油、天然气）资源的有限，而且应把它们作为化学工业的原料加以合理的利用，这样核能就成为一种更有前途的能源了。经过考察，认为可以利用的核燃料储藏量非常丰富，再设计出能再生核燃料的新的增殖装置，就可以缓解地球上能源枯竭的危机。

苏联第十个五年计划的能源发展规划，规定了在欧洲部分优先发展核能，加速建造并掌握快中子反应堆。计划开工建造的核电厂总功率为1300—1500万千瓦，它约占全部新投入电厂功率的20%。

在核动力装置上，先是将核能转化为热能，然后再转变成机械能和电能。靠管道阀门控制多种热力过程，因此，阀门的质量和可靠性在很大程度上决定着整个核动力装置的工作可靠性。如果考虑到阀门工作条件之复杂和使用数量之众多，就可以更加明显地看到各种阀门的重要作用了。经验证明，整个核装置工作故障的许多情况是由于阀门不能很好的工作所引起的。

对阀门结构的强度要求、密封性要求、无故障性和耐久性要求等尤其重要。尽管在阀门设计和制造工艺方面取得了很大的成就，但要解决阀门制造方面的全部任务，使之能满足核装置的全部要求，以保证其可靠运行，那么就还有很多事情需要去做。搞阀门的设计师、制造工艺师和核动力装置的设计人员、运行人员，必须联合起来共同努力，才能完成好上述任务。

有关这个领域的现有结构、所用材料、各种可能的设计方案和发展趋势的资料和数据，对采用正确的方案会是有益的。为此目的，在本书内给出了有关核动力装置上阀门工作条件的数据、对阀门的技术要求、苏联工厂和其他国家公司生产的不同结构和驱动装置的阀门及其用途，阐述了运行中的某些问题；给出了典型部件的结构和它们的性能，研究了计算阀门可靠性的某些方法。本书主要论述苏联中央管道阀门制造工业设计局（ЦКБА）和其他设计单位、企业等所设计的供大功率机组用的各种阀门。

译 者 的 话

论述有关核电厂主要设备的书，国内外已经出版了不少，但论述有关核电厂阀门的书，出版得还不多，尤其国内尚没有一本较系统较完整的这类书问世。本书正填补了这一空缺。从以往核电厂所发生的事故的统计材料来看，因阀门故障而引起的事故占相当大的比重，美国三里岛核电厂的事故就是一例。在核电厂，阀门的重要性不仅在于它们使用的数量之大，而且种类繁多。因此，为了保证核电厂的可靠运行，需要正确地设计和使用阀门。首先就要很好地了解核电厂所使用的各种类型的阀门，包括它们的要求、功能、结构、特点、材料、作用力的计算和强度计算；为了提高阀门的质量，需要进行质量监督和各类试验，对它们进行可靠性分析。以上内容本书都做了详细介绍和论述。本书是核电厂的设计、建造和运行人员以及阀门设计和制造人员必不可少的参考书。这对我国正在建设核电厂的工作，会有所帮助。本书所引用的资料不仅来源于苏联，而且也来自世界其他国家的核电厂和阀门制造厂。

在翻译过程中，本书某些章节得到清华大学徐秉业教授和吕允文副教授，首钢大学杨学忠副教授的审阅和帮助，谨此表示感谢。

由于译者的水平有限，而且本书涉及的专业面较广，缺点和错误在所难免，敬请读者批评指正。

1987年2月

目 录

第一章 阀门的工作条件和对阀门的要求	
1.1 核动力装置的主要类型	1
1.2 阀门在回路和系统内的配置	6
1.3 核电厂回路和管道系统内的主要介质	9
1.4 对阀门的要求	12
第二章 阀门各部件所用的材料	
2.1 结构材料	16
2.2 垫片材料、填料材料和润滑材料	24
第三章 切断阀	
3.1 工作条件	28
3.2 闸阀	29
3.3 截止阀	43
3.4 蝶阀	51
3.5 电磁阀	53
第四章 调节阀	
4.1 对调节阀的要求	55
4.2 调节阀	55
4.3 手动调节阀	66
4.4 节流阀	68
4.5 直接作用式调节器	72
第五章 安全阀	
5.1 安全阀的结构	77
5.2 直接作用式安全阀	77
5.3 脉冲安全装置	81
5.4 防爆膜装置	89
第六章 保护阀和分相阀	
6.1 保护阀的功能	92
6.2 止回阀	92
6.3 保护阀	95
6.4 快速动作闸阀	100
6.5 分相阀	101
第七章 核动力装置阀门的标准部件	
7.1 阀体和阀盖的连接	104
7.2 阀体与管道的连接	108
7.3 填料密封部件	111
7.4 波纹管部件	115
7.5 阀门的关闭件	120
7.6 行程部件	124
7.7 操纵阀门的驱动装置	126

7.8 分流装置	131
第八章 阀门的流体阻力计算	
8.1 基本原理	134
8.2 流通特性	135
8.3 调节阀尺寸的选择	138
8.4 安全阀的选型和水力计算	141
8.5 确定凝结水疏水器的公称直径	143
第九章 切断阀作用力的计算	
9.1 保证关闭件密封性的条件	145
9.2 波纹管式截止阀作用力的计算	150
第十章 阀门的强度计算	
10.1 基本原理	153
10.2 可拆卸连接部件的作用力计算	155
10.3 法兰连接的螺栓上热变形和附加应力的计算	158
10.4 壳体壁厚的选择	160
10.5 圆形平底和圆形顶盖的厚度选择	163
10.6 阀门零件的强度验算	165
10.7 许用应力	176
10.8 在圆柱形阀体元件连接处的应力集中	177
10.9 轴向对称圆柱形零件的热疲劳计算	178
10.10 防爆膜的计算	180
第十一章 核动力装置阀门的质量监督和产品试验	
11.1 质量监督和产品试验的分类及其方法	182
11.2 对制造阀门零件材料的检查	185
11.3 新钢种的试验	187
11.4 毛坯缺陷的探测	188
11.5 焊接接头检验	191
11.6 阀门的水压试验	193
11.7 阀门的交货验收试验	198
11.8 核动力装置阀门的可靠性试验	201
第十二章 核动力装置阀门的可靠性	
12.1 阀门结构的故障	205
12.2 可靠性指标	209
12.3 在设计阶段阀门可靠性的评价	214
12.4 根据测定试验结果确定阀门的可靠性	217
12.5 根据检查试验的结果确定阀门的可靠性	223
12.6 在试验少量样品的基础上确定核动力装置用的重要阀门的可靠性	223
12.7 标准可靠性指标	225
12.8 核动力装置用阀门的可靠性运行数据	227
参考文献	234
附录 本书所用单位与国际单位制单位的换算关系	236

第一章

阀门的工作条件和对阀门的要求

1.1 核动力装置的主要类型

在图 1.1 中示出了核电厂由核能转变为电能过程的原理图。一回路冷却剂将反应堆中铀棒内发出的热量传入蒸汽发生器，并在这里将热量传给二回路的工作介质。用蒸汽发生器产生的蒸汽推动汽轮机，带动发电机的转子转动而产生电能。第一个回路是反应堆回路，第二个回路是蒸汽发生器回路。核电厂原则上可以是一个回路，也可以是两个回路或三个回路。为了保证在核动力技术方面所采用的每一专业术语都有其确切的含义，苏联部长会议国家工业安全生产和矿山检查委员会（以下简称苏联国家工业安全和检查委员会*）确定了下列定义^[10]：

水-水反应堆——有压水和沸水反应堆两种。在压水反应堆内，水既用来作慢化剂，又用来作冷却剂，在任何正常运行工况下，以及从一种工况过渡到另一种工况时，水的最高温度总应低于与冷却剂回路内可能出现的最低压力下相应的饱和温度。在沸水反应堆内，则利用规定工作压力下相应的饱和温度的汽水混合物作为慢化剂和冷却剂。

石墨水冷（铀-石墨）反应堆——在这种反应堆内，石墨用来作慢化剂，水、汽-水混合物或过热蒸汽用来作为冷却剂，它们是沿着布置在堆芯石墨块内的平行工艺管道流动着，这些工艺管道用冷却剂的进口联管和出口联管相互连接起来。

蒸汽发生器——它是由外壳和壳体内部的管系所组成的设备，用来生产蒸汽的，在其中靠一回路冷却剂来加热和汽化二回路内的给水而产生蒸汽。

稳压器——用来保持压水反应堆一回路内的工作压力不变的设备，靠采用蒸汽垫或气体垫来补偿一回路充水因温度变化而引起的水容积变化。

一回路——压水反应堆的主循环回路，它是由反应堆、蒸汽发生器（热交换器）、主循环泵、阀门和连接这些设备的管路以及稳压系统等所组成。石墨-水冷反应堆的一回路由反

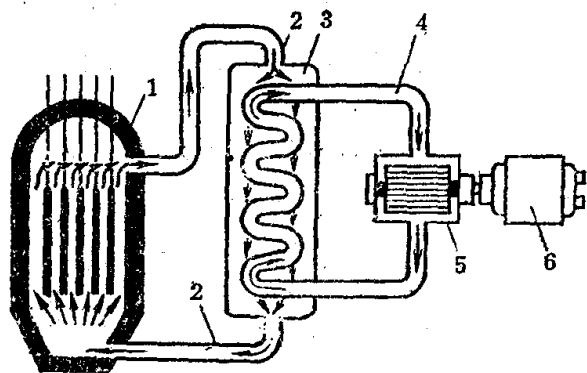


图1.1 核能转变为电能过程的原理图

1——反应堆；2——一回路；3——蒸汽发生器；
4——二回路；5——汽轮机；6——发电机。

* 原文的缩写为Госгортехнадзор СССР

应堆内的工艺管道、联管、分离汽包、驱使冷却剂在回路内实现强制复合循环的水泵*、阀门和连接回路设备的管路等所组成。

一回路系统——包括主循环回路及其辅助系统，如冷却剂的上充、排放和净化系统，回路内其他独立工艺回路的加热和冷却系统，放射性废物从一回路排放和贮存系统等等。

上述专业术语和定义是专用于核动力装置的，而常见于一般工程技术的还有下列各专业术语：

核电厂二回路——它是由蒸汽发生器或分离汽包到汽轮机前主汽阀的蒸汽管路、凝结水管路、给水管路、抽汽管路和蒸汽减压管路及其所有设备组成。

实验反应堆二回路——它是由接受一回路热量的有关的设备和管路等组成的。

工作压力——在正常运行条件下所产生的最大表压，并不考虑安全装置动作时所允许的短时间压力升高。

公称压力——在介质温度为20℃时的最大工作表压，在此表压下，阀门和具有一定尺寸的连接部件能保证长期工作。这是基于在选定的材料和温度为20℃下的强度特性所进行的强度计算而确定的。

试验压力——对设备进行强度和密封试验用的压力。

阀门的主要尺寸参数和动力参数在很大程度上取决于核动力装置工艺过程的容量参数和力能参数，而这些参数又主要取决于核动力装置本身的功率规模和类型。

核动力装置上的反应堆，根据裂变物质的分布情况可分成均匀堆和非均匀堆。在均匀堆中裂变物质以一种类似悬浮体的熔液状态均匀地分布在堆芯内。在非均匀反应堆中，裂变物质以管、棒或片的块状形式分布在工艺管道内。按反应堆慢化剂材料，反应堆可分成石墨堆、轻水堆、重水堆和有机堆。根据冷却剂的类型不同，它又分成气冷堆、轻水堆、重水堆、液态金属堆和有机堆。反应堆主要靠热中子、快中子或中能中子进行工作，其中快中子反应堆不需要慢化剂。

表1.1 给出了几种可能的反应堆类型。在当代世界上主要采用的是热中子反应堆，但它

表1.1 核反应堆特性

反 应 堆	燃 料	慢 化 剂	冷 却 剂
石墨-常压水冷堆	天然铀	石 墨	水
石墨-压水堆	低浓缩铀	石 墨	水
石墨-气冷堆	低浓缩铀	石 墨	气 体
石墨-钠冷堆	低浓缩铀	石 墨	钠
水-水反应堆	低浓缩铀	水	水
重水堆	天然铀	重 水	水或重水
重水-有机堆	低浓缩铀或天然铀	重 水	碳氢化合物
有机堆	低浓缩铀	碳氢化合物	碳氢化合物
重水均匀堆	天然铀	重 水	重 水
轻水均匀堆	高浓缩铀	轻 水	轻 水
快中子非均匀堆	高浓缩铀、钍或钚	无	液态金属
快中子均匀堆	铀或钚	无	蒸汽或气体

* 原文中的Нагревателей疑为Нагнетателей之误。——译者注

们并不能解决发展动力所面临的全部问题，而快中子反应堆则是一种更有发展前途的堆型。

按结构特点反应堆可分为压力壳式和压力管式两种。现今核动力中的主要堆型为热中子壳式压水堆或沸水堆、壳式石墨慢化或重水慢化气冷热中子反应堆以及压力管式的石墨水冷反应堆、重水或沸腾轻水冷却重水慢化反应堆等。

在苏联用下列符号表示反应堆的类型和功率，例如：BBЭP-440——电功率为440兆瓦的水-水动力反应堆；PBMK-1000——电功率为1000兆瓦的压力管式大功率石墨-沸水反应堆；BH-600——电功率为600兆瓦的快中子反应堆。

压力壳式反应堆(见图1.2)的外壳是直径为3.5—4米、高为15—18米的钢制压力容器，能承受内压100—180千克力/厘米²。在这种压力容器内安装了反应堆堆芯，它由释热元件组装成的释热组件所组成，释热元件是装有二氧化铀芯块的锆管。释热元件发出的热量靠流过反应堆堆芯的高压水载出(见图1.2)。水也作为慢化中子的慢化剂。具有各种不同的方法把热量传输到汽轮机，将热能转换为机械能，最后变为电能。一般是靠水将热量传送到蒸汽发生器，在蒸汽发生器的二次侧产生蒸汽，送到汽轮机(双回路系统)，或者在反应堆堆芯内直接产生蒸汽(单回路系统)，后一种情况是沸水堆系统，它的压力容器的设计压力为60—80千克力/厘米²。表1.2给出了压力壳式水-水反应堆所采用的一些参数。

压力管式反应堆(见图1.3)没有坚固的外部压力容器，释热元件是装在压力管内，高压水从中流过。在压力管之间放置了中子慢化剂——石墨或被冷却的重水。压力管式反应堆与压力壳式反应堆相比有它的优点和缺点。压力管式反应堆的尺寸比压力壳式反应堆要大得多，正因为它是由很多尺寸较小的同一型式构件所组成，因此它们的生产安排就比较容易，并在生产上能保证细心的加工工艺和可靠的检验。靠增加同样构件的数量，使压力管式反应堆的单堆功率可达2000兆瓦。单堆功率小的压力壳式反应堆所需要的费用比压力管式反应堆要少。

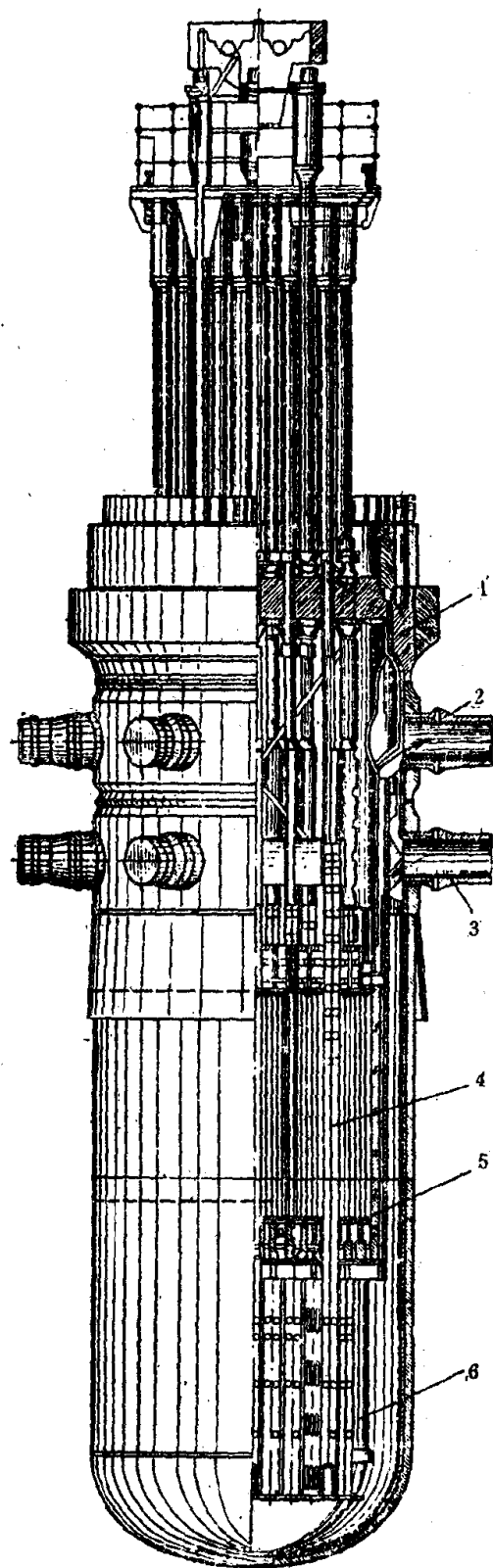


图1.2 压力壳式水-水型反应堆

1——压力容器；2——冷却剂的出口接管；3——冷却剂的入口接管；4——反应堆堆芯；5——堆芯吊篮；6——排放管。

表1.2 带压力壳式水-水反应堆的核动力装置的主要参数

参 数	BB3P-210	BB3P-365	BB3P-440	BB3P-1000
热功率, 兆瓦	760	1320	1375	3000
电功率, 兆瓦	210	365	440	1000
反应堆压力壳内的压力, 千克力/厘米 ²	100	105	125	160
冷却剂在蒸汽发生器的入口/出口温度, °C	273/252	280/252	301/268	322/289
饱和蒸汽温度, °C	236	238	259	278
饱和蒸汽压力, 千克力/厘米 ²	32	33	47	64
汽轮机前的饱和蒸汽压力, 千克力/厘米 ²	29	29	45	60
给水温度, °C	189	195	226	220
汽轮机数目	3	5	2	2

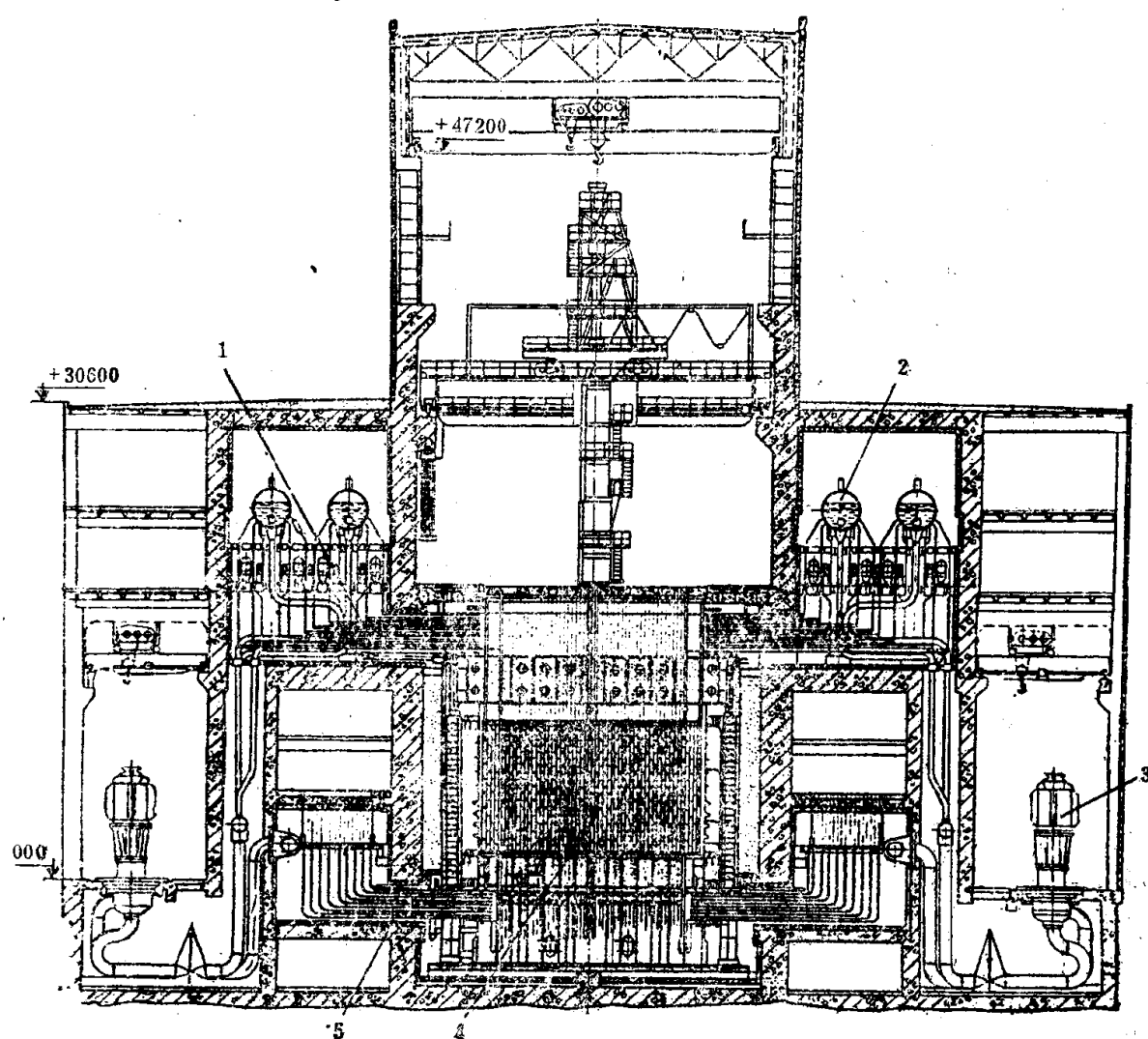


图1.3 压力管式反应堆PBMR (沿复合循环回路纵剖面图)

1——汽-水混合物引出管线; 2——汽-水分离器; 3——水泵; 4——堆芯; 5——给水管线。

在表1.3内给出了别洛雅尔斯克核电厂内功率为286兆瓦和 530 兆瓦以及这一系列生产的 PBMK更大功率反应堆的参数，这类反应堆是压力管式石墨-水冷反应堆。

快中子反应堆(图1.4)^[6]不应有慢化剂，因此可用液态钠作为冷却剂。当钠和水相接触时会引起爆炸。钠能很快氧化并有起火危险。因此引出堆内热量一般应采用三回路系统。在第一个回路内，冷却剂是液态钠，它预热后进入反应堆堆芯。在舍甫琴珂核电厂，液态钠的堆芯入口温度为300℃，而堆芯出口温度为500℃。在别洛雅尔斯克核电厂第三期工程中的快堆，根据设计参数，进入堆芯的液态钠，温度为375—410℃，而导出堆芯时钠的温度为545—580℃，在第一回路内的钠具有放射性，它必须利用热交换器将热量传给第二回路内的冷却剂（也是液态钠）。在舍甫琴珂核电厂，第二回路内的液态钠温度为450℃。二回路内的热量再传递给第三回路，在第三回路内的工质是水。在别洛雅尔斯克核电厂的蒸汽发生器内，产生压力为137千克力/厘米²的过热蒸汽，在汽轮机前的蒸汽压力为127千克力/厘米²，温度为505—540℃。BH型钠冷快中子反应堆的特性在表1.4中列出。

很多国家，如英、法、意，石墨气冷堆获得了很大的发展，它们是用二氧化碳气体作为工质。英国所有核动力就是立足于这种类型的反应堆。美国主要是建造压水反应堆和沸水反应堆，并设计建造快中子反应堆，表 1.5 上列出了国外某些不同类型核动力装置的主要参数。

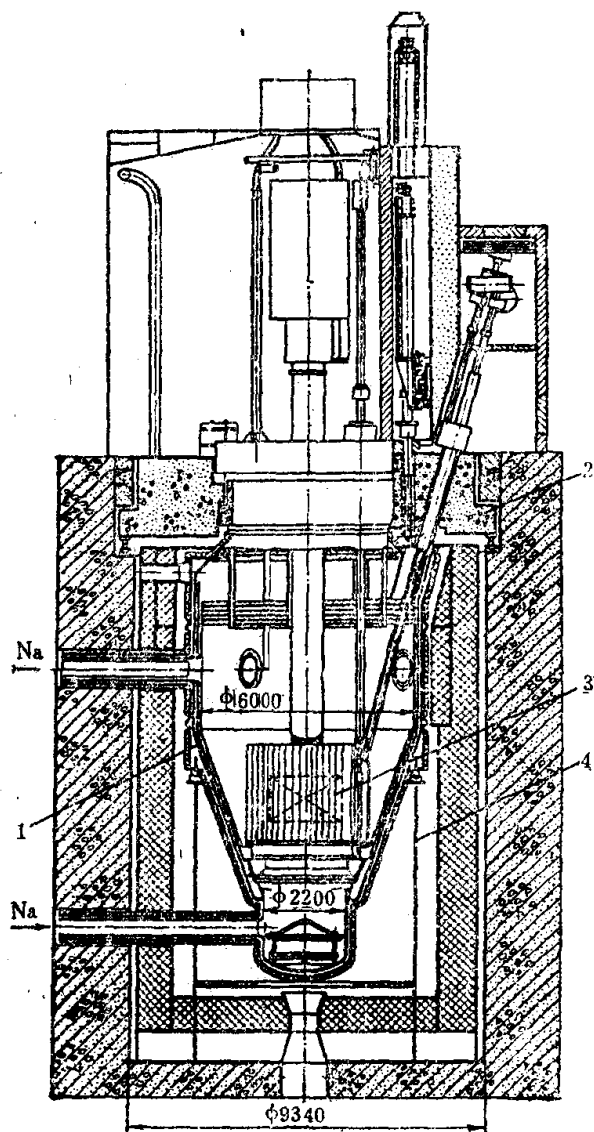


图1.4 带液态金属冷却剂的快中子反应堆EH-350

1——反应堆容器；2——屏蔽层；3——反应堆堆芯；4——反应堆支撑结构。

表1.3 压力管式石墨-水冷反应堆核动力装置的主要参数

参 数	别洛雅尔斯克核电厂		PBMK-1000
	1号堆	2号堆	
功率, 兆瓦	286	530	3200
热功率			
电功率	100	200	1000
汽机前的蒸汽压力, 千克力/厘米 ²	90	90	70
蒸汽温度, ℃	520	520	284
汽轮机台数	1	2	2

表1.4 快中子反应堆核动力装置的主要参数

参 数	BH-60	BH-350	BH-600
功率, 兆瓦			
热功率	60	1000	1430
电功率	12	350	600
反应堆出口的钠温度, °C	550—600	500	580
汽轮机前的蒸汽温度, °C	540	440	540
汽轮机前的蒸汽压力, 千克力/厘米 ²	90	50	127
循环的环路数	2	6	3

表1.5 国外某些核动力装置的主要参数

国 名	装 置 名 称	功率, 兆瓦		一 回 路 冷 却 剂			汽轮机前的蒸汽参数	
		热功率	电功率	介 质	压力千克力/厘米 ²	温度°C	压力千克力/厘米 ²	温度°C
美 国	印第安角-2	2758	902	水	157	313	51	260
	德累斯顿-2	2527	809	水	70	302	66.5	280
	恩里哥-费米-1	200	65	钠	8.4	462	42.2	407
英 国	唐瑞PFR	600	250	钠	6.8	560	162	538
	丹季尼斯-B	3000	1320	二氧化碳	34.5	670	163	566
西 德	布龙斯比特耳KKB	2292	806	水	71	286	67	281
	菲利浦斯堡-1KKP	2572	900	水	71	285	68.5	281

1.2 阀门在回路和系统内的配置

管道阀门在核动力装置的所有回路、管道、动力设备、储存缸、各种容器和水池, 以及与利用或传送液体和气体介质有关的部件上均有配置。装置的功率越大、管道的直径越大、介质的压力和温度越高, 则因设备或管道损坏和事故而造成的后果就越严重, 在这些系统上安装管道阀门的作用就更加重要, 对阀门的强度和可靠性也就提出了更高的要求。

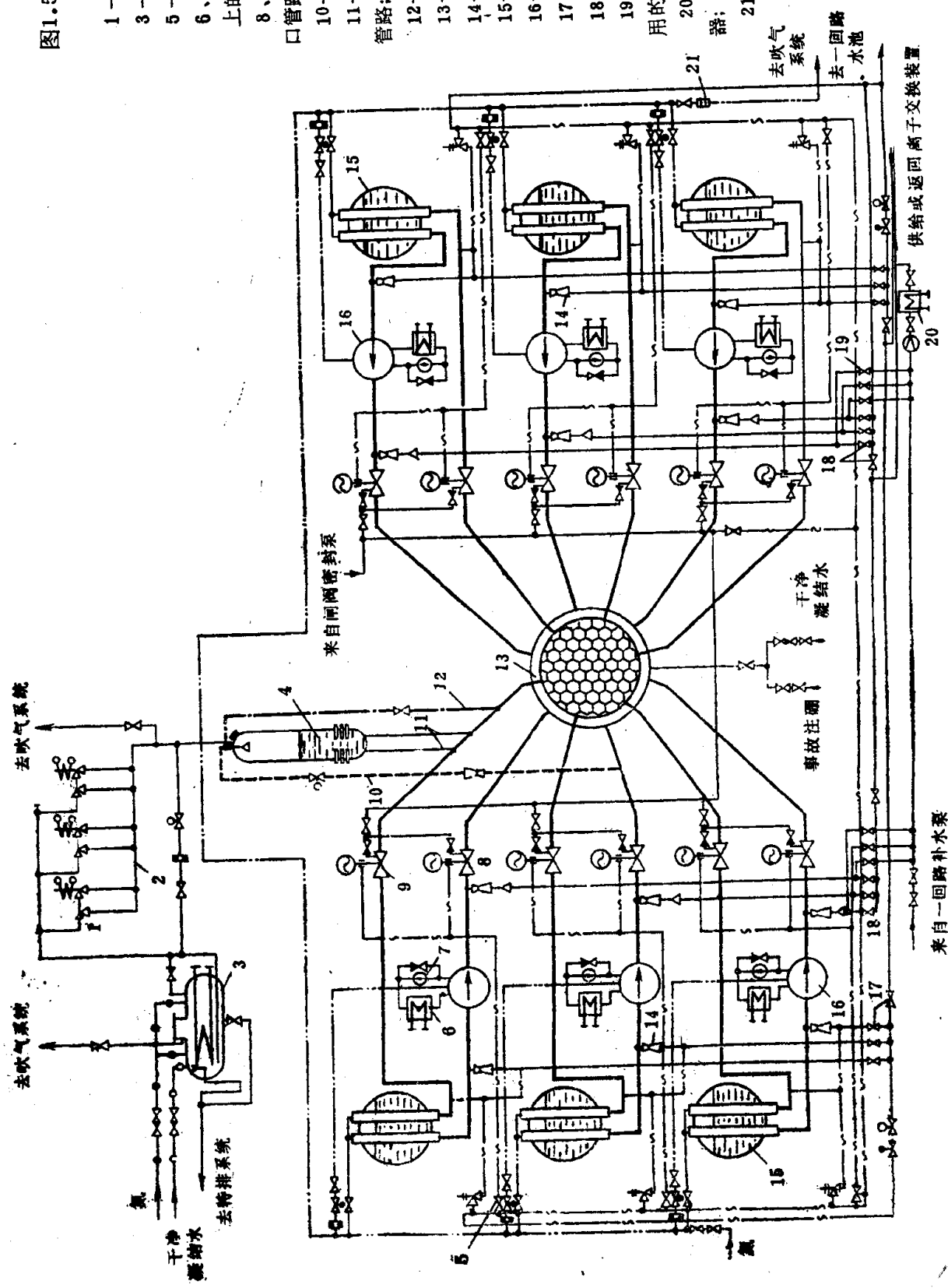
阀门可安装在以下系统上: 一回路的稳压系统(如果冷却剂不汽化), 水的净化系统, 反应堆的补水和事故冷却系统, 排污系统, 除气和抽气系统, 燃料运输和贮存系统, 反应堆装置的定期去活性系统, 以及当石墨作慢化剂时的石墨砌体的充气系统, 等等。

图1.5和1.6为BB3P-440和BB3P-1000反应堆装置的系统图和辅助系统图。由图可见, 包括在这些系统内的有: 装有主闸阀的主循环管路、辅助管路、疏水排放管路、净化凝结水管线、工艺水管线以及其他管线。这样, 在反应堆装置上采用了不同等级、不同类型和不同形式的阀门, 它们在不同条件下工作, 并有不同的通径。

核动力装置上的阀门可分成一回路系统阀门、高压和中压参数的动力回路阀门(二回路阀门)以及辅助系统和管路阀门。一回路阀门具有最重要的意义和最大的通径, 并在最复杂的条件下工作。因此, 不论是在材料的化学成份和机械特性方面, 还是在结构的密封性和可靠性方面, 都提出了一系列的特殊要求。当一回路内的水或蒸汽流过阀门时, 对它们的个别部件可造成放射性沾污。放射性水平取决于进入工作介质内的腐蚀产物的固体颗粒的数量,

图1.5 BB3P-440反应堆—回路
系统图

- 1——安全阀；2——蒸汽联管；
- 3——排放箱；4——稳压器；
- 5——集漏管线的截止阀；
- 6、7——主循环泵自冷却回路上的热交换器和泵；
- 8、9——在一回路入口管路和出口管路上作切断用的主闸阀；
- 10——喷淋管路；
- 11——稳压器与主回路热端的连接管路；
- 12——溢流管路；
- 13——反应堆；
- 14——节流装置；
- 15——蒸汽发生器；
- 16——主循环泵；
- 17——主回路回水截止阀；
- 18——主回路吹洗用的截止阀；
- 19——一个环路的加热和停堆冷却用的截止阀；
- 20——预热和停堆冷却用的热交换器；
- 21——泄漏信号装置。



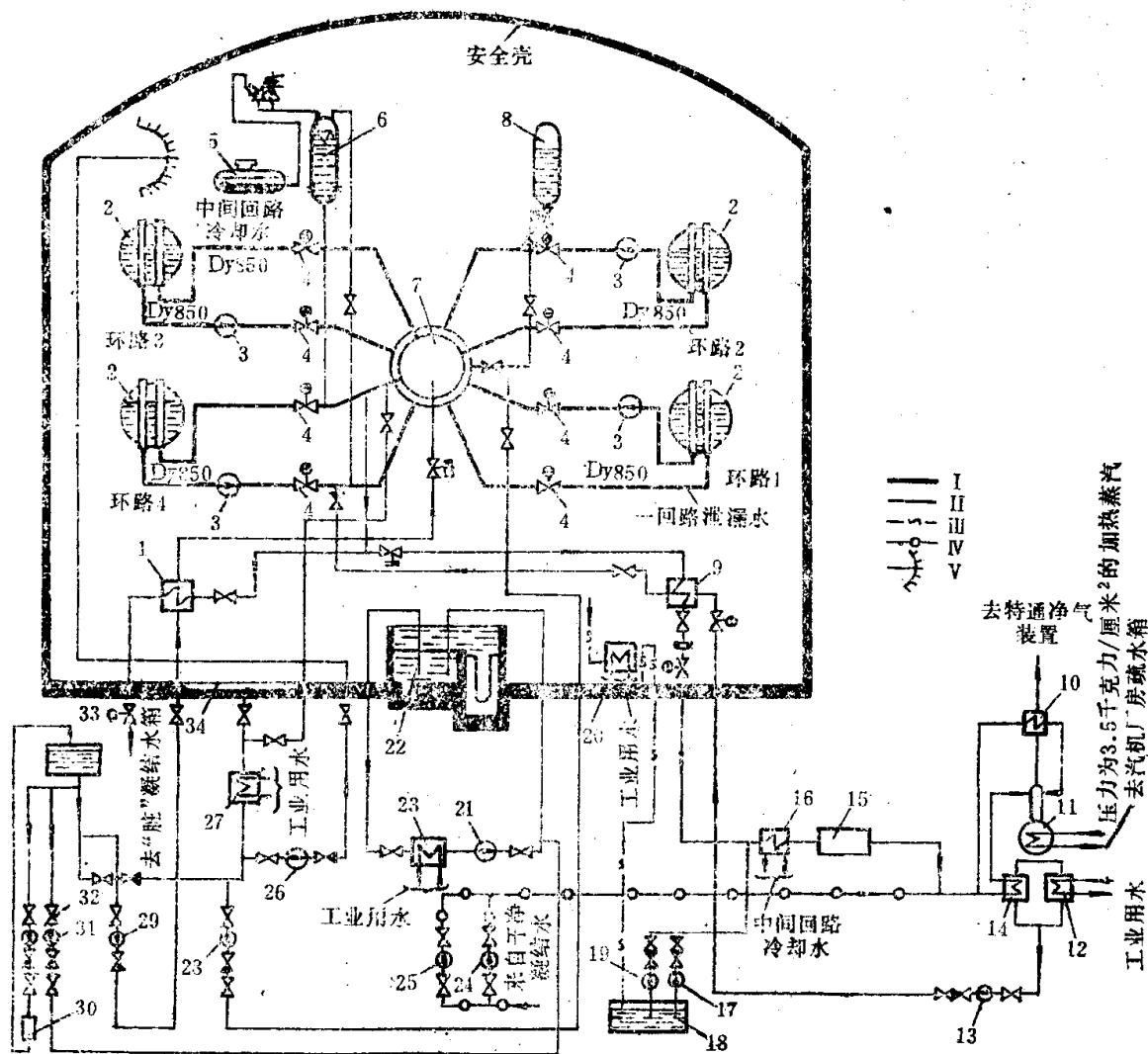


图1.6 BB3P-1000反应堆装置系统及辅助系统图

- 1——硼事故注入回路热交换器；2——蒸汽发生器；3——主循环泵；4——切断用的主闸阀；5——排放箱；6——稳压器；7——反应堆；8——事故冷却水箱；9——一回路过滤器回路上的热交换器；10——补水脱氧器的余汽冷却器；11——一回路补水脱氧器；12——一回路补水预热器；13——补水泵；14——一回路补水冷却器；15——特排水净化过滤器（ $P=20$ 千克力/厘米²）；16——一回路净化预热器；17——集漏水水泵；18——集漏水箱；19——集漏水辅助泵；20——一回路集漏水冷却器；21——储存水池停堆冷却回路泵；22——储存水池；23——储存水池停堆冷却换热器；24——净凝结水泵；25——净凝结水辅助泵；26——喷淋泵；27——事故冷却换热器；28——事故冷却泵；29——事故硼注入泵；30——特排水净化过滤器（ $P=6$ 千克力/厘米²）；31——储存水池充水泵；32——送硼溶液净化用水泵；33——事故硼溶液箱；34——集水坑；I——主循环管路；II——辅助管路；III——疏排水管路；IV——净凝结水管路；V——喷淋装置的喷嘴。

因此，主回路管道及其阀门都是用耐蚀钢制造的。所有的连接方式都采用焊接，而采用法兰连接的只是极个别的情况。由于主回路具有高放射性，所以主回路的部件，其中包括阀门，它们的内腔应当具有非常简单的形状，使能进行精心加工、清洗和排水。二回路介质具有低放射性，但这个回路的管道也应要求精心制作，在回路内的阀门同样采用焊接连接。

布置在反应堆大厅内的所有阀门都是处于特别复杂的条件下。反应堆大厅具有严格的制度，它的所有房间根据对允许工作人员的进入条件分成三类：第一类是在工作期间不允许进

人的房间——非操作间；第二类是经特殊批准在短时间允许进入的房间——半操作间；第三类是操作间，即在工作期内工作人员可经常进入的房间。

实际上所有的系统都设置了阀门，其中最广的是闸阀、截止阀、止回阀和安全阀。为了按备用原则来提高可靠性，很多阀门都是成对工作并串联放置着。大量的阀门设有电动装置和其他类型的驱动装置。切断阀、调节阀、保护阀、安全阀、节流阀和其他类型的阀门广泛地获得了应用。核电厂、实验和研究用核反应堆及其装置的设备安全运行和建造规程^[10]（以后简称规程[10]）规定了在一定的管段上需安装相应种类的阀门。在蒸汽、水和气体的引入和引出管路上应设置切断阀。在稳压器、蒸汽发生器上以及在单回路装置的分离汽包上至少应设置两个安全阀，其中一个供检验用的阀。

在稳压器、分离汽包和一回路的其他容器上，以及蒸汽发生器上只能设置脉冲式安全阀。而且辅阀应是直接作用式的直径不应小于15毫米，并配有电磁驱动机构进行开启和关闭。在其他情况下，可允许设置通径不小于20毫米的杠杆-重锤式或弹簧式（直接作用）安全阀。安全阀应安装在设备的管接头上或直接与设备连接的管段上，中间不能有关闭件。

在石墨-水冷堆上，如有过热蒸汽管道时，脉冲式安全阀（非直接作用）应安装在过热蒸汽管道的出口联管上或主停汽阀前的蒸汽管道上。

在那些工作压力低于流入介质压力的设备和管道上，应设置自动减压装置，并在它们的低压侧安装压力检测装置及安全阀。在安全阀与被保护的设备之间不允许再设置任何关闭机构。在泵的出口管线上安装止回阀时，它应设置在泵与容器的切断阀之间。在结水管路上应设置切断用的截止阀或闸阀和止回阀，而止回阀应布置在截止机构之前（沿流程方向）。在给水管路上还应设置调节阀。

规程[10]规定了必须设置检验-排放阀的一系列具体条件。在两个闸阀之间的管段最低点，应设有排放管，并装有供排放和排污用的切断阀。为了排出空气，在管道的最高点应设有出气口。为了从一回路和它的辅助系统排出空气，在管道上应装备两种阀门——节流阀和切断阀。

在所有能用关闭件截断的蒸汽管段上，为了能对它们预热和排污，应在两端点处设有带截止阀的支管，当与一回路系统联络的蒸汽管道压力高于22千克力/厘米²时，设置的支管应有两个串联放置的阀门（切断阀和节流阀）。在公称压力为200千克力/厘米²以上的蒸汽管路上，支管应串联设置切断阀和调节阀及节流孔板。在管段可从两个方向进行预热的情况下，应在管段的两端都设置排污管。在排污装置上，需设置必要的监测手段，以便在对管道进行预热时能监督其工作状况。

在饱和蒸汽管道及过热蒸汽管道的死管段上，必须考虑凝结水的连续排放。

1.3 核电厂回路和管道系统内的主要介质

在核电厂的回路和管道系统内所采用的液体或气体冷却剂，主要包括加压水、蒸汽、液态钠和氦气。也可采用二氧化碳气体、重水、有机载热质等等作为冷却剂。在核电厂各种不同系统的管道内，也输送着如工艺水、去盐水（蒸馏水）、氮气、氩气、化学试剂以及一系列其他专用介质。

水和蒸汽是应用得最广泛的介质，因而绝大部分管路阀件都是在这类介质中工作的。电

厂的长期运行经验表明，在阀门制造这个领域内，还存在一些问题，需继续加以研究改进，但目前已积累了大量的成功经验。水在辐射作用下易于离解，具有一定的腐蚀作用。由于水在常压下沸点很低，因此在回路内必须保持很高的压力。

一回路内的水必须清除氧化物及其他悬浮物，因为它们在反应堆内要活化，沉积在管壁上不利于传热。同样要除氧，因为它能氧化金属表面。设备和管道在运行过程中产生的氧化物要比水中的天然杂质多。设备的金属表面产生氧化是与水在反应堆内辐照分解产生具有腐蚀-浸蚀性原子态的氧和氢有关，氧引起设备的腐蚀，而氢与稳压器内的气体（可能是氮、氮或蒸汽）进行反应。如果杂质（在一回路水内的腐蚀产物）的含量很多，它们在反应堆、蒸汽发生器、水泵和阀门等设备内进行沉淀，这会使设备的工作性能变坏，提高了它们的放射性水平，并造成检修困难。

液体介质在阀门内可产生流体动力作用，形成水击、振动、因汽蚀磨损而产生金属和侵蚀以及其他现象。除压力和温度外，介质流动速度也影响到上述现象的强度。表 1.6 内给出

表 1.6 核电厂循环管路内冷却剂的流速

冷 却 剂	管道材料	介质流速, 米/秒
加压水	碳 钢	2—4
	奥氏体钢	8—12
重 水 汽水混合物	奥氏体钢	8—12
	奥氏体钢	10—15

了核电厂循环管路内冷却剂的流速，而动力装置内水和蒸汽一般所采用的流速列于下表。

介 质	流速, 米/秒
进入汽轮机的过热蒸汽	
高压	40—60
中压	60—70
中间过热蒸汽	35—50
低压蒸汽	40—70
饱和蒸汽	20—40
进入降温减压装置的蒸汽	60—90
压力母管内的水	
补水母管	2.5—4.0
凝结水、生水母管	2—3
泵吸水母管内的水	0.6—1.5
排水和溢流母管内的水	1—2
燃气和空气	10—20

当冷却剂为液态钠时，一回路内阀门的工作条件就更为复杂了。蒸汽参数越高，核电厂的经济性就越好，因此，也必须相应地提高冷却剂的温度。液态金属冷却剂与水不同，它不需要很高的压力就能获得很高的温度。从可供使用的液态金属冷却剂中（铅、汞、钠、锡以及其他）只有钠获得了实际的应用。重液态金属冷却剂的缺点是它对很多结构材料都有强侵蚀性，密度过高，多数具有毒性。

钠的熔点不高 (97.8℃)，沸点下的液体密度为 0.93 克/厘米³。钠的沸点为 883℃。的腐蚀性相对地并不大。在室温下空气中的氧就与钠相互起作用，但在表面迅速形成氧化膜，使得这种相互作用过程不再继续，而随温度的提高，这种作用过程的强度急剧增加。钠与水的相互作用非常强烈，当换热器的连接处不严密时，或者当回路尚未完全吹干就往里充钠时，在反应堆内水与钠有可能发生接触。在钠与水大面积接触时可能引起爆炸，因为钠与水反应的结果会释放出巨大的热量和气态氢。当温度在 400℃ 以下时，钠不与氮起作用，在 600℃ 以下时，也不与碳酸气起作用。

钠通过反应堆堆芯时成为放射性的，但二回路的钠为非放射性的。液态钠与其他液态金属冷却剂相比具有良好的热物理性能，并对大多数相接触的结构材料具有最小的侵蚀性。

在回路内液态钠的温度一般为 450—600℃。图 1.7 给出了舍甫琴珂核电厂液态钠在管路各段的温度分布。在快中子反应堆 BH-60 和 BH-600 上，钠在反应堆出口的温度分别为 550—600℃ 和 580℃。由于蒸汽温度日益提高，使得最新核装置上的钠温也逐渐接近 900℃。因此，阀门制造的设计人员和生产技术人员也应完成相应的研制工作。在钠回路内的工作压力一般并不高 ($p = 15$ 千克力/厘米²)，而且二回路内的压力一般高于一回路 (反应堆回路) 内的压力，这是为了避免在管道密封受到破坏时一回路内的放射性钠往二回路漏流。为了驱动回路内的钠使之循环，消耗的功率并不很大。

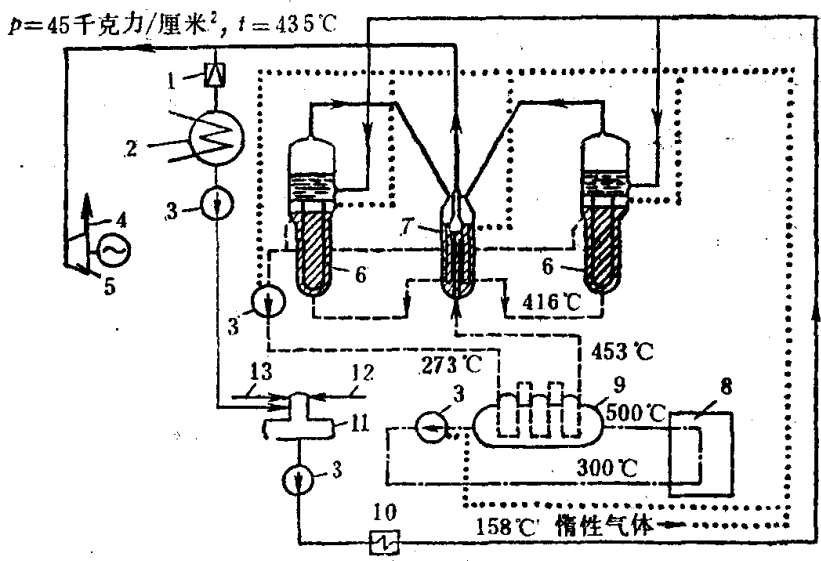


图1.7 带BH-350反应堆舍甫琴珂核电厂的热力系统

- 回路内的钠； - - - - 中间回路内的钠； ——— 蒸汽； ——— 给水； ····· 燃气。
- 1 — 降温减压装置； 2 — 冷凝器； 3 — 泵； 4 — 引到淡化装置； 5 — 汽轮机； 6 — 蒸发器； 7 — 蒸汽过热器； 8 — 反应堆； 9 — 热交换器； 10 — 回热加热器； 11 — 脱氧器； 12 — 输入补给水； 13 — 凝结水返回。

液态钠要求对氧和碳清除得特别干净，因氧会加速腐蚀过程，而碳在结构钢，特别是奥氏体钢中有产生渗碳作用的危险，往钢里渗碳会使钢脆化，因为渗碳作用是沿晶界进行的。碳可从润滑油、泵和阀门的密封填料以及由石墨材料制成的系统其他部件中进入钠内。当氧在系统内的含量不超过 0.01% 时，即使在钠的流动条件下比静态下腐蚀增加一些，但对耐蚀钢都不会造成任何现实的危险。如钠中的含氧量超过 0.02% 时，即使在长期静置下也会

钢产生不允许的脆化。

在稳压器内的工业纯氮中,含有一定数量的氧,它会引起液态金属冷却剂的氧化,因此,一回路内的冷却剂要保持连续清洗。

运行时从钠中去除氧是在冷阱和热阱内进行的。在冷阱内,当温度接近于钠的熔点温度时,钠的氧化物就沉淀出来。在热阱内,锆强烈地从钠中吸取氧,并形成相应的氧化物留在热阱内,然后挂结在锆的表面上。

液态钠是一种很好的还原剂,清除金属表面后能促进那些固态相互共溶金属的扩散过程,因此,在互相接触的金属构件之间,在温度比通常焊接温度低很多的情况下即发生冷焊(自粘接)过程。这种现象可发生在阀门结构的零件之间(截止阀和其他阀门),当它们长期处于力的作用下,并且随着温度和作用力的提高,互相粘接的牢固程度也会增大。

液态金属冷却剂具有高导热性,因此,在液态钠中工作的阀门零件比在水或气体冷却剂的阀门零件更易于承受热冲击。由于一回路的钠具有放射性,因此,对于阀门结构提出了相应的密封要求,并限制采用含有某些在这种情况下不允许有的金属元素(钴)的钢和合金。

氮对金属不产生腐蚀,并具有良好的传热性能。但氮气很昂贵,并且流动性大,易于泄漏,因而使应用氮做冷却剂的规模受到一定的限制。

二氧化碳气体(CO_2)在温度为 500°C 时辐照,会分解成 CO 和 O ,而 O 能引起金属的腐蚀。如果系统内存在着水蒸汽,它能和 CO_2 的分解产物起反应并释放出氢气,这时即不宜采用那些在氢作用下有脆化倾向的材料或与氢起反应的材料。

重水(D_2O)的热中子俘获截面几乎是普通水的七百分之一,其他物理性能与普通清洁水的性能相接近,重水的腐蚀作用比普通水的还要小。

有机体冷却剂(二联苯、三联苯等)不腐蚀结构材料,因此,选择在有机体冷却剂介质中工作的零件材料就不会遇到困难,但是它们在中子作用不会分解,并释放出氢气,而氢会使结构钢脆化。

1.4 对阀门的要求

由于在核动力装置的系统中,阀门故障可能引起严重的后果,所有参与阀门制造过程和运行过程的单位和工厂,应对阀门工作的安全可靠按照自己所参与的范围和职能承担相应的责任。对阀门的主要要求应由定货单位(设计单位)明确规定,定货单位负责正确选择阀门的类型。阀门设计者(或设计单位)应研制出能完全满足定货要求的结构,设计者应对所有采用的结构方案负责,其中最重要的方案应和定货者协商确定。

制造厂必须供应合格产品,完全满足由阀门设计人员制定的技术文件中所提出的产品要求。制造厂对所提供产品质量负责。安装单位应完全按照阀门的结构特点(介质的流向、衬垫和填料的材料、紧固件材料等)安装在设计所规定的位置上,它对全部安装工作的质量负责。运行单位和运行人员应遵守阀门的运行规程,负责按时进行技术维护和检修。

为了制造出高质量的阀门,并对它们进行进一步的改善,所有参加制造与运行的单位必须共同合作。为了满足其功能和运行条件等诸方面的综合要求,创造出适当的结构,必须在设计和加工工艺方面采用有效措施,如选择适当的结构材料、制定零件制造的正确方法、制造出可靠的部件等等。只有那些有条件的企业和专业化单位才许可制造用于核动力装置上