

第一个原子能电站 建設和运行經驗

Г.Н. 烏沙科夫

六-174

科学出版社

第一个原子能电站 建設和运行經驗

Г. Н. 烏沙科夫 著

文 維 彬
遠 智 麟 譯
彭 南 一

科 学 出 版 社

1961

Г. Н. Ушаков

ПЕРВАЯ АТОМНАЯ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЯ ОПЫТ СТРОИТЕЛЬСТВА И ЭКСПЛУАТАЦИИ

Госэнергоиздат 1959

內 容 簡 介

本书向讀者詳細介紹世界上第一个原子能电站，敘述了电站的建築和設備的安裝并且研究了起動及調整等問題。本书还广泛地敘述了石墨-水反应堆动力裝置的实际运行問題。

第一个原子能电站建設和运行經驗

Г. Н. 烏沙科夫 著

文 維 彬
遠 智 麟
彭 南 一 譯

*

科學出版社出版 (北京朝陽門大街 117 号)

北京市書刊出版業營業許可證出字第 061 号

中国科学院印刷厂印刷 新华书店总經售

*

1961 年 9 月第 一 版

书号: 2377 字数: 156,000

1961 年 9 月第一次印刷

开本: 787 1092 1/7

(京) 0001-3,700

印张: 7 3.27

定价: 0.88 元

序 言

1954年6月27日世界上第一个功率为5000瓩的原子能发电站在苏联投入运行,并向工业系统供电。

原子能电站的开动和五年来的成功运行经验实际上充分证明了在工业范围内利用核能生产热能及电能的可能性。苏联建造原子能电站的目的是建立发展核能动力事业的基础、培养科学和技术干部、积累运行经验以及建造新型大功率核动力装置有关一系列问题的全面实验性研究资料。根据第一个原子能电站的实际运行经验,目前正在建造一个在反应堆内直接产生过热蒸汽、汽轮机功率为100兆瓦的巨型原子能发电站。

苏联核动力事业的发展极有利地向广大工程技术干部提供了非常丰富而宝贵的实际经验,这些经验是在第一个原子能电站的建造和运行过程中获得和积累起来的。这些资料是从事于石墨—水和水—水型反应堆核能装置设计、安装和运行的人员所极感兴趣的。书中整理的材料对动力学院的大学生来说也是很有益的。

目 录

序言	iii
第一章 原子能反应堆及其热力设备和辅助系统	1
1. 反应堆类型、工艺系统和参数的选择	1
2. 反应堆结构	5
3. 高压放射性回路及其设备	21
4. 低压二次回路	42
5. 排水系统	46
6. 通风	48
7. 剂量检查	49
8. 供电和电气设备	51
9. 工艺-运输设备	55
10. 工艺检查系统	57
11. 设备布置	59
第二章 原子能电站的土建和安装问题	61
1. 反应堆装置的土建工作	61
2. 反应堆装置的安装	62
3. 原子能电站投入运行前的准备工作	79
第三章 原子能电站的运行	91
1. 提升功率前的电站准备	91
2. 由零功率提升反应堆功率	105
3. 从 0.01% 功率提升到反应堆的给定功率水平	122
4. 反应堆在稳定工况下的运行	127
5. 反应堆的过渡工况	137
6. 停堆	142
7. 反应堆装置备用设备的投入	149
8. 反应堆装置的自动化	151

9. 工艺管的换料装载.....	152
10. 反应堆装置的热平衡.....	159
11. 电站的水工况.....	161
12. 电站的气体工况.....	166
13. 可能的事故情况, 事故的限制和消除.....	167
14. 进行反应堆装置设备的计划-预防性检修和事故检修的特点...	174
15. 原子能电站的运行组织.....	180
結語.....	181
文献.....	182
附录.....	183

第 一 章

原子能反应堆及其热力设备和辅助系统

1. 反应堆类型、工艺系统和参数的选择

原子能电站的能源是核反应堆。大家知道，核燃料和其它类型的燃料相比具有极大的优点，它能够在体积不大的裂变物质内及其消耗量很少的情况下放出大量能量。核燃料的这些优点必须利用到原子能电站的反应堆上。

在开始设计原子能电站之前，曾在各种低温和不利用其产生热能的实验堆上对热中子堆链式反应进行了详细的研究。而原子能电站的反应堆必须在高温下工作并利用反应堆热量来得到蒸汽和电能。

在已有经验的基础上，并考虑到运行和建造比较简单，选择了非均匀热中子堆作为原子能电站的动力反应堆。反射层和慢化剂都是利用石墨。在反应堆中采用石墨是因为它具有下列特性：

- a) 很好的机械加工性能，能够容易加工成各种结构的元件。
- b) 在高温下强度很高。
- b) 中子吸收截面很小。
- r) 在密度为 1.65—1.75 克/厘米³时具有很好的慢化特性。
- d) 在中子辐照的条件下，在 500—700℃ 惰性气体中性能稳定。

广泛被采用的载热剂——水（汽轮机的凝结水）也用在原子能电站反应堆内。用水作为反应堆载热剂的理由是：

- a) 中子吸收截面较小。
- b) 剩余放射性小。

- б) 比水銀、碱金属等載热剂使用起来安全。
- г) 成本低。
- д) 排热率高。
- е) 根据在动力装置中利用水的丰富經驗,許多工程問題比較容易解决。

图 1 和图 2 中所示为原子能电站的外景和原理图。原理图基本上是由两个传热迴路組成。



图 1 第一个原子能电站反应堆建筑物全景

在第一迴路中有高压水(未沸騰)循环, 它把反应堆释热元件的热量带出去, 并在蒸汽发生器中把这部分热量传给第二迴路的載热剂。

水在流过反应堆工艺管时受到中子照射而变为放射性的水。高压放射性迴路包括装有工艺管的反应堆、蒸汽发生器、循环泵、

容积补偿器、带有各种附件的主要管道和辅助系统。

在第二回路中，水在低压下汽化，并把第一回路的热量带走，在低压回路中获得过热度不大的蒸汽。

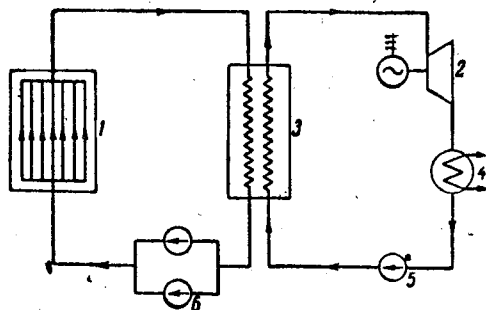


图 2 原子能电站原理图

- 1——反应堆；2——汽轮发电机；3——热交换器-蒸汽发生器；4——冷凝器；
5——给水泵；6——循环泵。

低压非放射性回路是由蒸汽发生器、汽轮机、工艺冷凝器、给水泵、带有附件的管道和辅助系统组成的。由于高压和低压回路完全隔离，所以低压回路中的蒸汽和水都是非放射性的。由于低压回路中没有放射性，就使得热力部份可以利用普通热电站的原理进行建造，有可能采用普通的汽轮机组和大大简化运行维护，这样，低压非放射性回路的维护实际上与普通热电站是没有什么区别的。因而下面讨论原子能电站的运行问题时，主要注意力将放在反应堆装置及它的特殊系统和设备上。

为了在足够高的效率下实现蒸汽动力循环，必须把水加热到比较高的温度，这可由第一回路中处于高压下的水来保证。原子能电站选择石墨慢化剂非均匀堆确定了解决利用高压水问题的可能途径。

贯穿在石墨砌体中的多工艺管系统的反应堆的建造是结构上最合理的解决。在这种条件下，每个装有释热元件的工艺管都被水冲洗着。在工艺管中采用管状的释热元件，它是在外表面附有铀的薄壁钢管。铀是用第二个外部钢管保护着，外部钢管将铀和

外部介質隔離，不讓鈾裂变碎片跑到反应堆石墨砌体中去。

对电站运行而言，管状释热元件具有极重要的特性：承受压力的管子在任何损坏的情况下都不会发生水和第一迴路設備被鈾裂变的放射性产物沾污，因为高压水通过损伤元件向外流到反应堆砌体中去。此外，采用管状元件还可消除承受压力的管子在中子場內鈾“扩张”的影响下产生变形的可能性。这些管子以及鈾的外部复盖层都是用优质的奧斯汀体鎳鉻不銹鋼制造的，鋼的型号是1X18H9T，它具有很高的机械强度，在水中具有良好的耐腐蝕性能及在中子辐照下具有完全足够的稳定性。

第一迴路中载热剂参数的选择是与工艺管的结构有关。如前所述，水温的升高和提高迴路中的压力有关，提高压力将使承受压力的管壁厚度大大增加，从而增加反应堆活性区內的鋼材用量。由于鋼对中子的强烈吸收，因而增加了堆內中子的无益损失，使发生和維持鏈式反应的条件变坏。所以在設計导热系統时必须使反应堆活性区內鋼的数量达到最小，但是不能損害强度。

100—150 大气压是最适宜的压力范围，原子能电站第一迴路中水的压力曾为 100 大气压。

不采取特殊措施是不允許水在反应堆的工艺管內沸騰的，因为汽相的发生使水力阻力产生波动，从而破坏經過反应堆的水循环的稳定性。由于这个原因就可能使传热急剧变坏，当处于高热負荷时，就可能使元件过热，甚至烧損。

对沸騰水流动的水力稳定性研究得出，在反应堆平行工艺管內，所有释热元件都必须有节流孔板。

目前在每个释热元件入口都有一个节流孔板(或垫圈)，使水加热到沸騰温度，从而在出口得到蒸汽重量含量为 5—25% 的汽水乳浊液。在 1957 年就已經有半数以上的工艺管处于沸騰状态下工作了，以后又成功地进行了蒸汽直接在工艺管內过热的試驗。

在反应堆运行的初期采用低于沸点 30—40℃ 的水温。在 100 大气压下水在 309.5℃ 沸騰，反应堆入口处的水温采用 190℃，而出口水温为 270—280℃。

一迴路 270~280℃ 的載熱劑溫度可以保證在低壓二迴路內獲得弱過熱蒸汽。据此在二迴路中曾採取 12.5 絕對大氣壓，過熱蒸汽溫度為 260—270℃。在所述參數下，電功率 5000 瓩就決定了反應堆的熱功率為 30000 瓩。

一迴路的水在反應堆內加熱 90—80℃，為了導出相當於功率為 30000 瓩時的熱量，水經過反應堆的總流量是 250—290 噸/小時，每個工藝管內的平均流量為 2.0—2.4 噸/小時。

根據在額定功率下連續工作 80—100 晝夜的計算，選擇了反應堆內鈾的裝載量和鈾的最初加濃度。為此，必須在反應堆內裝載整整 550 公斤含有 5% U^{235} 加濃度的鈾。當一克 U^{235} 核完全裂变時，大約釋放出 1000 瓩·日的能量。反應堆在額定熱功率 30000 瓩下運行時，每晝夜消耗核燃料(U^{235})約 30 克。反應堆在高熱負荷條件下工作時，堆內釋熱密度可達每公斤 U^{235} 1100 瓩，堆內的平均中子通量約為 5×10^3 中子/厘米²·秒。

同位素 U^{235} 的燃耗深度對原子能站的經濟指標及反應堆不更換裂变物質的長期持續工作有着極重要的影響。在設計反應堆裝置時， U^{235} 同位素的燃耗深度定為 15%，這相當於 U^{235} 的燃耗為 7.5 公斤/每噸燃料。

2. 反應堆結構

反 應 堆

圖 3 為原子能站反應堆縱剖面圖。

反應堆基本結構元件是石墨砌體，它是一個直徑 3 米高 4.5 米垂直放置的圓柱體。砌體中央直徑為 1.5 米的部份是反應堆活性區，它是由 151 個在整個高度上帶有直徑為 65 毫米圓孔的垂直六面柱組成。垂直的孔道柵格是供放置 128 個裝有鈾釋熱元件的工藝管及 23 個調節棒和安全棒的管道用的。石墨砌體柵格的平面是正六面形，其節距為 120 毫米。六面柱是由單個的石墨塊一個迭一個地砌成的。

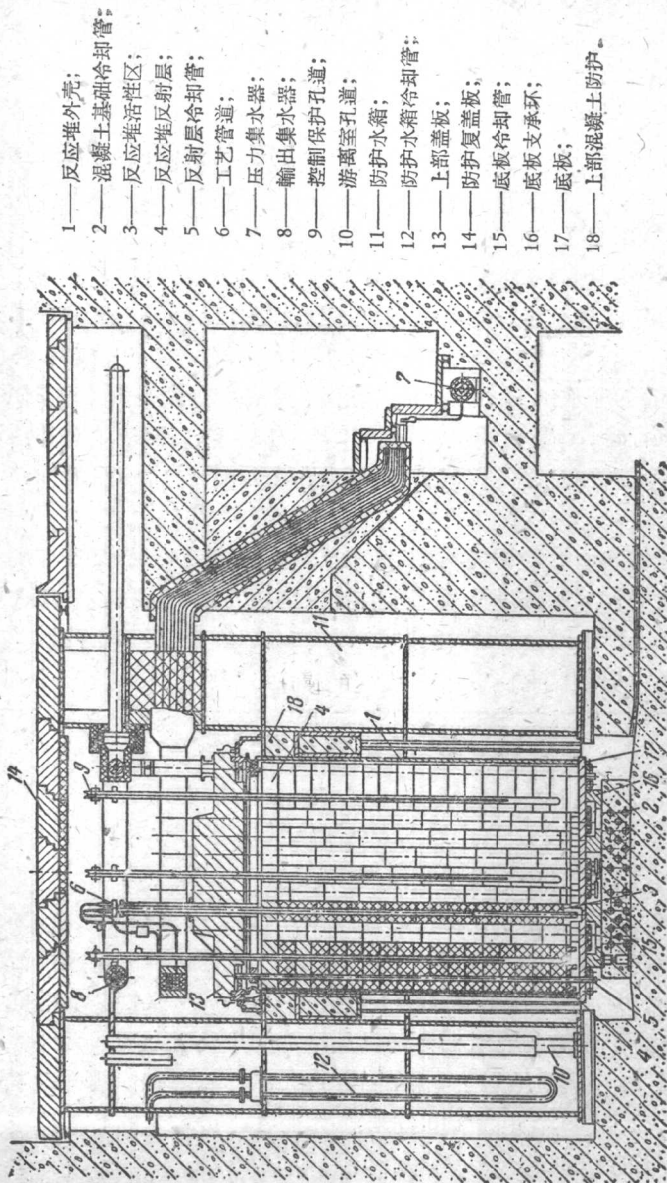


图3 反应堆纵剖面图

图4所示为反应堆砌体的石墨块。块体,扇形体,套管和其他砌体结构元件都是用高纯度、密度为 $1.60-1.65$ 克/厘米³的石墨制造的。

反应堆各部份释热特性是由铀核裂变时放出能量的物理特性所决定的。铀核裂变释放出来的能量分为裂变碎片的动能,它们的放射性辐射能(γ 和 β 辐射),中微子能量,裂变中子能量和瞬发 γ 辐射能量。裂变碎片动能和部分放射性辐射能在释热元件内转变为热能。裂变碎片的瞬发 γ 辐射、 β 辐射能(约占全部能量的5%)则在释热元件、慢化剂、载热剂、活性区、反射层和防护层的结构材料中转变为热能。裂变中子的能量在慢化剂和反射层内以热量形式表现出来。这样一来,反应堆工艺管释热元件内分出的热量就占反应堆总热量的90%;此外,约8%的热量分布在活性区的慢化剂和结构材料中,同时大约2%的热量分布在反射层和防护层中。根据这些数值,为了从反应堆各个部份将热量带出,

必须考虑好各个冷却系统的相应容量值。从反应堆释热元件向外传热是通过主工艺系统实现的。而慢化剂、侧面反射层、侧面生物防护层和反应堆结构中的热量则利用辅助冷却系统将其导出。

围绕活性区砌体四周是侧面反射层,其厚度为750毫米。反射层是用来减少中子跑到活性区以外的洩漏损失。侧面反射层由24个垂直的扇形柱体组成。在反射层中,沿整个高度同样有六个放吸收棒的垂直孔和24个放反射层冷却系统立管的孔。同时这些立管又是结构元件,它们将所有反应堆石墨砌体联结在一起。此外,在扇形柱体内还有放置实验孔道的水平孔。

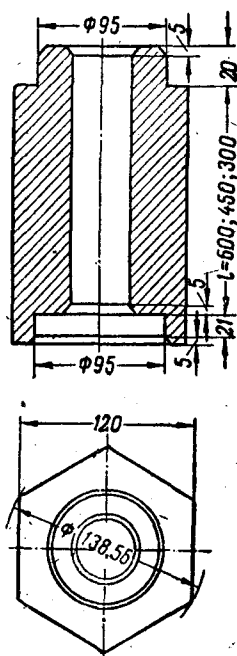


图4 反应堆砌体的石墨块

由于在石墨砌体第一层中装放不同厚度的块体和扇形体，而在其他各层中装放相同厚度的块体和扇形体的緣故，这就保证了相邻柱体沿高度方向的接縫是錯开的，从而形成了柱体的錯縫，这就保证了砌体的高强度和整体性。反应堆砌体在石墨块和扇形体之間留有間隙，用来补偿石墨受热后的膨胀。

在选择間隙值时，要考虑到必須获得砌体的最小热阻。石墨块边界处的間隙是由选择适当的机械加工公差来保证的。实际上，在砌体安装时，块体边界間隙的平均值約为 0.3 毫米，最大間隙允許达到 1 毫米，而最小間隙为 0.0 毫米。

在反应堆活性区中，石墨占有主要的体积，它的份額是 90.5%。其余 9.5% 的活性区体积为水(2.9%)、鋼(0.9%)、空穴(3.1%)和释热元件的鈾(2.6%)所占有。

反应堆活性区沿砌体高度方向是 1.7 米，在它的下面垫了 0.7 米厚的石墨层——下部反射层，而在它的上部同样也有 0.7 米的石墨层——上部反射层。在上部反射层的上面放置中子防护层，它是附加的 1.4 米厚的石墨层。此外，有 200 毫米厚的鑄鉄块和扇形体直接放在砌体上面，用来减少反应堆 γ 射綫的向上輻射。反应堆砌体装放在圓柱形鋼外壳內，外壳和下底板焊在一起，并經過热补偿节和上部頂板焊在一起。装有石墨砌体的密閉容积，通常叫做反应堆空間。反应堆空間充滿着氮气以防止在高温时（大于 400°C）石墨燃烧。

支撐底板平稳地放在下支撐环上，此环由反应堆鋼筋混凝土基础上的千斤頂支承着。为了排除鋼筋混凝土基础和下底板由于吸收反应堆的射綫而产生的加热，預先考虑了它們的冷却問題。冷却是由水流过分布于鋼筋混凝土基础內的蛇形管和紧貼在下底板上的蛇形管实现的。在反应堆砌体上部放有直径为 3290 毫米、在活性区上部为 500 毫米厚、在反射层上部为 250 毫米厚的鑄鉄頂板。上頂板借助于支撐环和千斤頂安装在防护水箱的环形梁上。在頂板上有 157 个垂直孔和石墨砌体上的孔准确地重迭在一起。在上頂板上面安装有鋼制带法兰盘的立管用来固定和密集工

艺管。在立管之間布置有工艺管連接管綫。在上頂板上部布置了环形出口联箱。压力联箱放在单独的房間內，具有輕型的鑄鉄防护。从集流管有管簇沿斜通道通往反应堆，并分別和工艺管立管相接。为了吸收反应堆的放射性輻射和保証运行維護人員工作的絕对安全，設計有反应堆的生物防护层(側面的和頂部的)。

在反应堆周围設置了組合的側面生物防护层，由 1 米厚的水层和 3 米厚密度为 2.6 吨/米^3 的普通建筑混凝土組成。側面防护层的当量厚度为 840 克/厘米^2 。水防护层是充滿冷凝水的环形水箱，水箱由四个互不相通的单独小箱構成的。因此当一个 small 箱失去密封时不会使其他小箱內的水漏掉。

制造防护水箱的材料是炭鋼板。

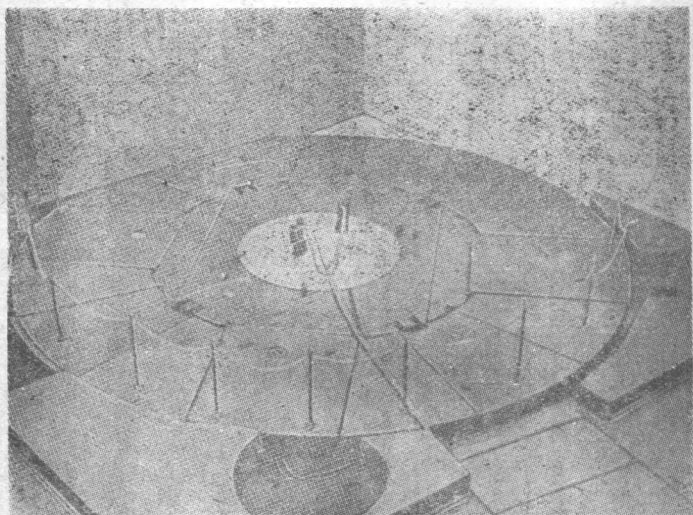


图 5 反应堆在装好所有上部防护复盖板后的情景

在每个水防护层小箱內，都装有冷却用的蛇形管，把反应堆輻照产生的热量帶走。在水防护层小箱內又分布了 12 个垂直孔道，其中在反应堆活性区高度处放置有电离室。在活性区高度范围内，电离室孔道有鉛屏蔽，用来減弱 γ -射綫流。此外，防护水箱也是反应堆上部防护盖板的支撐結構，反应堆上部盖板构成生物防

护,它是由鑄鉄板、瀝青和鉛組成的。在防护水箱和反应堆壳体之間,于石墨防护的水平面上裝有上部混凝土防护。上部防护盖板、上部鑄鉄板、上部混凝土防护、块体和扇形体的上部鑄鉄块,以及石墨层綜合构成整个反应堆上部的生物防护层。防护层的总厚度在垂直方向是 1000 克/厘米²。

图 5 所示为反应堆的上部防护盖板。

反应堆工艺管

工艺管是反应堆最重要的部份。工艺管中裝有在高温状态下工作的鈾释热元件。由释热元件向水传递的热通量超过 1.5×10^6 大卡/米²·小时,而在現代的火力鍋炉中它仅为 $(2-3) \times 10^5$ 大卡/米²·小时。此外,在反应堆裂变物质比較小的体积內得到大量的热量(在原子能电站反应堆中,每裝載 1 公斤 U²³⁵ 可以释放出功率为 1100 瓩的热量)。通过释热元件表面的巨大热通量和大的释能密度要求释热元件具有特殊的可靠性和耐久性。

此外,释热元件的工作条件还因为冷却水的高压和元件外表面积达 400—450℃ 的高温而变得更复杂。

在释热元件中,在鈾和鋼套管之間的热接触被破坏时,可能导致鈾的急驟过热,以至熔化。

例如,当热通量为 1 百万大卡/米²·小时时,在鈾和鋼套管之間存在 0.02 毫米間隙的情况下,鈾的温度立即上升至 500℃。

图 6 所示为工艺管剖面图。

每根工艺管都是由五根平行的薄壁不銹鋼管构成的,这些鋼管都埋在石墨套管中。石墨套管的直径为 65 毫米,长为 150 毫米,它們互相之間是靠同心的凸緣和凹槽、并借助于石墨环(在活性区和反射层內)和鋼环(在防护层內)联結在一起的。

工艺管外形是总长 6775 毫米的圓柱。在工艺管下部离开下端头 700 毫米的地方,在四个边緣管中,放有长为 1.7 米的鈾释热元件。

释热元件由两根同心鋼管(里面的的是 $\phi 9 \times 0.4$ 的管子,承受

压力,外面的是 $\phi 14 \times 0.2$ 的管子)組成,管間的環形間隙內充填着合金鈾。四根鋼管中的每一根在上部350毫米長度處都有螺旋裝置,用來補償鋼管相對中心部份的溫度伸長。在工藝管頭部份,所有四根管子用一個总的出口小室把它們連通在一起,小室上有一個管接頭用來把工藝管和出口集流管接在一起。所有薄壁工藝鋼管均採用跨步式接觸焊接。第一迴路的水,經過工藝管頭部份的入口管接頭進入工藝管的中心管。水沿着 $\phi 15 \times 0.6$ 的管子由工藝管頭部下降到分配小室,同時把石墨的熱量帶走。水在工藝管內的平均速度為3.5—4.5米/秒。在下部小室內,水分配給四根邊緣管子,並沿管壁上升,將熱量從釋熱元件內表面帶走,從而將水加熱到280—290°C。一根工藝管的總散熱面積為0.175米²。在釋熱元件外表面和石墨套管之間留有1毫米的間

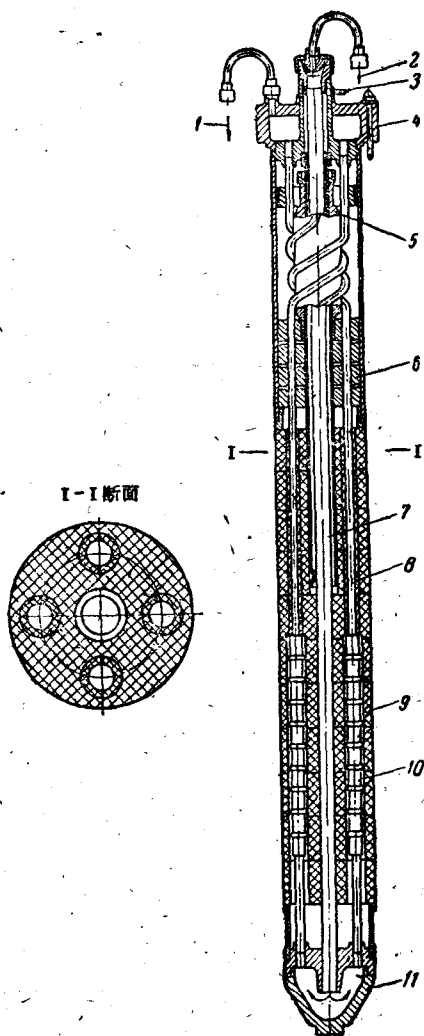


图6 工艺管断面图

- 1——水的出口; 2——水的入口; 3——排气孔;
4——上部管头; 5——缓冲器; 6——鋼衬套;
7——15×0.6管子; 8——9×0.4管子; 9——
石墨套管; 10——释热元件; 11——下部管头。