

在和平利用原子能國際會議上

苏联代表团提出的報告

C27-2

苏联第一个原子能發電站
及
为实验用的重水物理反应堆

科学出版社

在和平利用原子能國際会议上
苏联代表团提出的報告

苏联第一个原子能發电站
Д. И. 布洛欣澤夫 等著
为实驗用的重水物理反应堆

A. И. 阿里哈諾夫 等著

景民 于封 譯
刘佑 冬生

科 学 出 版 社

1956年

內 容 提 要

本書包括“苏联第一个原子能發電站及原子能動力的發展道路”及“为实验用的重水物理反应堆”兩文，均係苏联代表团在 1955 年 8 月日内瓦和平利用原子能國際會議上所作的重要報告。前一文詳細地敘述了苏联科学院的第一个原子能發電站的全部装备——包括石墨反应堆，原子燃料，双迴路系統，熱交換器，蒸汽渦輪發電机，安全保護裝置及中央控制台等——的設計、構造、工作性能及工作經驗，討論了各种類型的反应堆作为動力反应堆的可能性及优缺点，並開明了原子能動力事業的未來發展道路。後一文介紹了苏联的額定功率为 6500 千瓦的重水反应堆的構造及工作特性，說明了苏联科学家如何利用这一反应堆來驗證反应堆的理論計算並進行了各种重要的原子核物理問題的研究工作。

苏联第一个原子能發電站 及 为实验用的重水物理反应堆

原著者 Л. И. 布洛欣澤夫等
翻譯者 景民于封等
出版者 科学出版社
北京東黃城根甲 42 號
北京市書刊出版業營業許可證出字第 061 號
印刷者 北京新華印刷廠
總經售 新華書店

1956 年 5 月第一版
1956 年 5 月第一次印刷
(京)0001-7,295

書號: 0440 字數: 50,000
開本: 850×1168 1/32
印張: 115/16 插頁: 5

定價: (9)0.39 元

目 錄

苏联第一个原子能發电站及原子能動力的發展道路	
.....Д. И. 布洛欣澤夫, И. А. 尼古拉耶夫	1—45
为实验用的重水物理反应堆	А. И. 阿里哈諾夫,
В. В. 符拉吉米尔斯基, С. Я. 尼吉廷, А. Д. 加拉寧	
С. А. 加伏里洛夫, И. А. 布尔哥夫	46—59

苏联第一个原子能發電站 及原子能動力的發展道路

Д. И. 布洛欣澤夫 И. А. 尼古拉耶夫著

緒 言

功率为 5000 千瓦的苏联第一座工業原子能發電站的修建工作是在 1954 年完成的,在 1954 年 6 月 27 日發電站已經能够用鈾原子分裂的能量發出电流。

第一座發電站的建成是物理学家、設計師、熱力学家、工藝師以及許多其他的專家的巨大的集体成就。各个研究部門和企業部門的廣泛合作是建成它的基礎。

要順利地建成原子能發電站,必須克服各种困难,而这些困难是远不能在短期間内解决的。如果沒有苏联科学家、設計師和技術人員各方面的巨大的準備工作,完成这样的任务是不可能的。在設計發電站時,我們已經積累了原子反应堆設計和計算方面的丰富經驗。

对实现原子能發電站有重大意义的一系列工作,已經在苏联科学院七月會議上做了報告^[1],同時在这次會議上也做了一些其他的報告(見参考文献目錄)。

在这个巨大的綜合性工作中,在苏联科学院的物理与技術反应堆^[2]裏完成的工作有着極其重要的意义,这一反应堆是專門为進行用於動力反应堆的物理和熱力技術的研究工作用的。

苏联設計第一座原子能發電站的主要任务,就在於解决建立能够可靠地進行工作的工業原子能發電站的科学技術問題。

如果在原子能發電站的建造中未能積累实际的經驗而僅指靠对

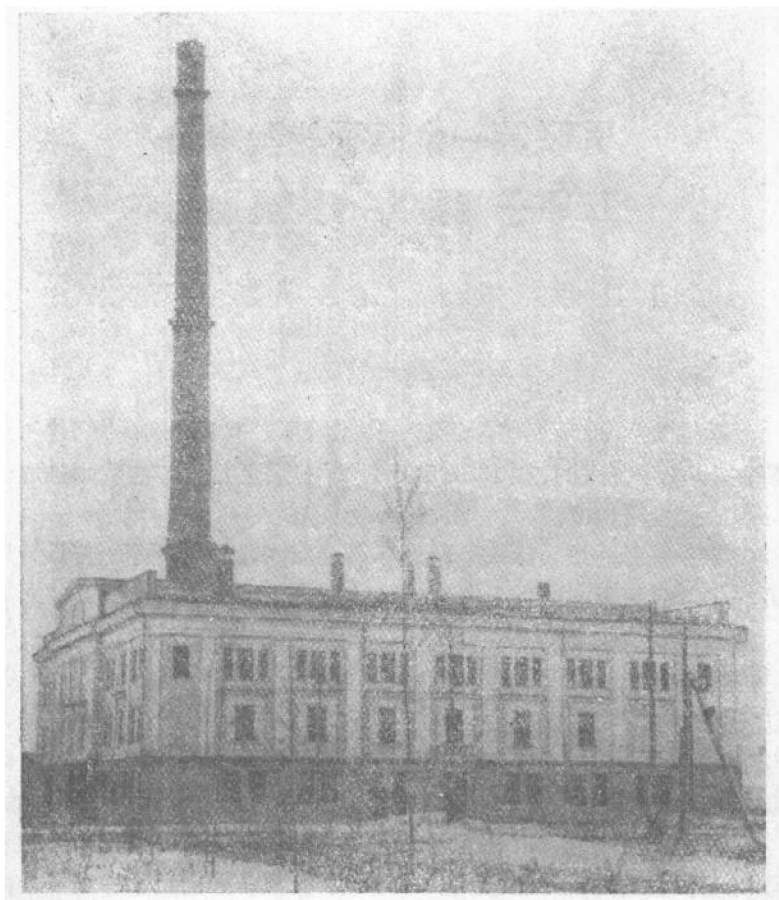


圖1. 原子能發電站建築的全圖

原子能發電站造價的一些預先估計，那就会犯很大的錯誤，因为原子能發電站的每一个方案都需要在实验工作上以及在各种新生产部門的組織工作上耗費巨大的費用。顯然，在原子能得到廣泛的發展時，这种費用决不会很固定；但相反地，在初建時这批費用則可能是相当大的。

我國第一座原子能發電站的建成应为今後建設更多的原子能發

电站積累技術上和經濟上的經驗，同時也對培養必需的幹部打下基礎。

現在，這一發電站已成為我國發展原子動力的實際基礎，而且，它的工作經驗也可能對有意於廣泛地利用原子能於和平目的的其他國家有所幫助。

圖 1 為發電站建築的全圖，原子能發電站的反應堆就安置在這一建築裏。

1. 原子能發電站的總線路

正在發電的原子能發電站的基礎為帶有石墨減速劑與高壓水冷卻裝置的熱中子反應堆。反應堆底額定熱功率為 30 000 千瓦。平均中子流為 $5 \times 10^{18} \frac{\text{中子}}{\text{厘米}^2 \times \text{秒}}$ 。

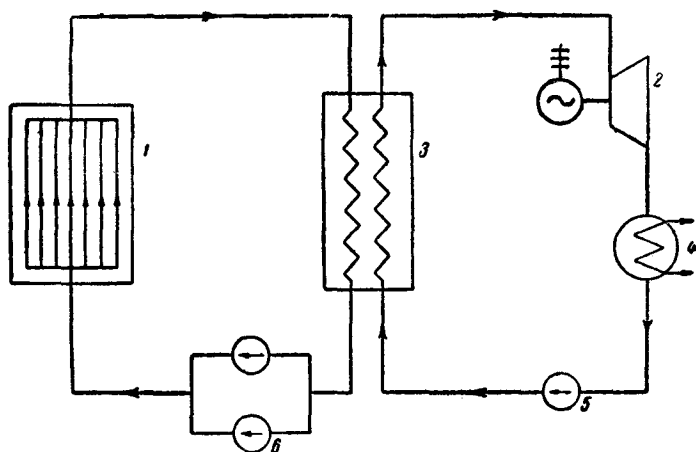


圖 2. 原子能發電站的原則線路圖

1—反應堆；2—汽輪發電機；3—熱交換器（蒸汽發生器）；4—冷凝器；5—供水泵；6—循環水泵。

原子燃料是含有 5% 同位素鈾-235 的濃縮鈾（обогащенный уран）。這種鈾的全部重量約為 550 千克。排熱系統採用雙迴路制：第一迴路中循環流經反應堆的水有 100 大氣壓，它在流經熱交換器

時就將本身的熱量傳遞給第二迴路中的水,使後者化為蒸汽而推動電功率為 5000 千瓦的渦輪發電機(圖 2)。

排熱雙迴路線路的運用,使有放射性的水不能進入渦輪機及與其相關聯的裝置。因此,渦輪機及其附屬裝置的操作與普通的火力發電站沒有絲毫不同的地方,因為這種裝置是並不需要(隔離放射性的)生物保護裝置的。

2. 原子能發電站反應堆的物理特性

水是比較好的輸熱物質(теплоноситель)中的一種,它的性質已經很好地研究過。選擇水來作原子能發電站反應堆的輸熱物質,就簡化了許多工程上的問題。但是,反應堆中有水存在就需要特別注意鏈式反應的調節問題。

問題在於,普通的水是很好的中子減速劑,也是非常強的中子吸收劑。水中的減速長度為 5.7 厘米,擴散長度為 2.8 厘米;石墨中這些數值則相應地為 19 厘米與 50 厘米。所以,反應堆中鈾分裂的鏈式反應對含水量非常靈敏。由於水的密度隨着溫度的高低而變化,

反應堆的含水量也就不可避免地會發生變化,這種現象在溫度很高時特別顯著(圖 3)。

含水量發生變化的另一個原因是:水偶然會從工作孔道中漏出來。這時,水就會進入儀器的石墨砌層。儀器含水量改變而引起的效應,與儀器中所採用的鈾、石墨與正常含水量的數量比例有顯著的關係。如果石墨的量大得已保證能很好的使中子減速,那末補加的水就成為中子的吸收劑,因而

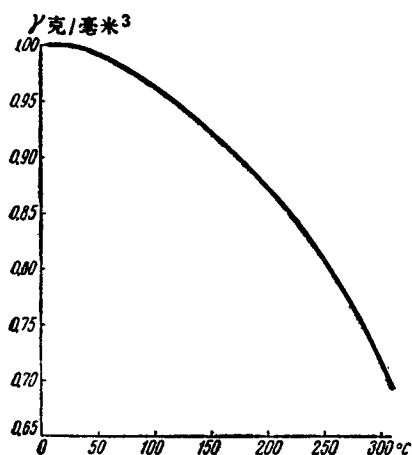


圖 3. 在 100 大氣壓下水的密度與溫度的關係

就会削弱儀器的反应性能(реактивность)。

石墨与鈾的數量比值比較小時,補加的水就会促進反应堆的減速能力,於是就加强了它的反应性能。

也有这样的鈾、石墨和水的數量比例關係,在这种比例關係下反应堆对其內部含水量变化的灵敏程度最小。然而,这样的选择会使得儀器內部結構鋼的數量大大地增加。所以,原子能發電站反应堆內含水量比与最小灵敏度相对应的含水量要少一些。

圖4的曲線表明了这个反应堆在熾熱与冷却時其反应性能由於含水量不同而發生的变化。坐标原點选择在冷却的儀器中正常含水量的這一點。

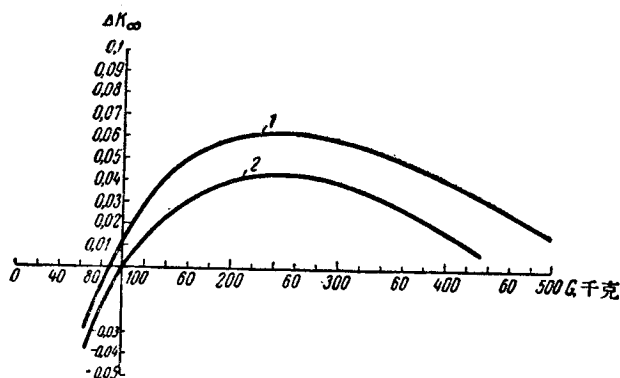


圖4. 由於反应堆活性區域(активная зона)內含水量不同而發生的反应性能的变化。縱軸表示中子倍增係數的增加量(ΔK_{∞}), 橫軸表示反应堆活性區域內的含水量(G)。

1—在工作溫度時的情形; 2—溫度為 20°C 時的情形。

曲線表明:在設計中所選擇的情況裏,儀器在變熱時的穩定性高於假定在最高值這一點時的穩定性。由於這些情況是與儀器的開動相關聯的,所以巨大的負溫度效應將對鏈式反應的穩定十分有利。工作點右邊的那部分曲線相應於儀器內含水量的增加,這部分曲線是比較傾斜的。但是,更為重要的是以下的情況,這就是儀器的冷却是一個緩慢的過程。當工作孔道內發生漏水現象時,由於特殊措施

(排水与自动切断裂开的工作孔道)的採用,水迅速地充滿儀器的現象就得以避免。因此,工作點右边反应性能的变化不可能是很快的。要注意的还有:由於水的冷却而引起的儀器反应性能的加强,部分地補償了由於在停止下來的儀器中所形成氙的附加量(所謂“碘坑”)而引起的反应性能的減弱。圖 5 所示为反应堆停止工作後其反应性能变化的典型曲線。在圖中可以看到:由於水的冷却,反应性能臨時增

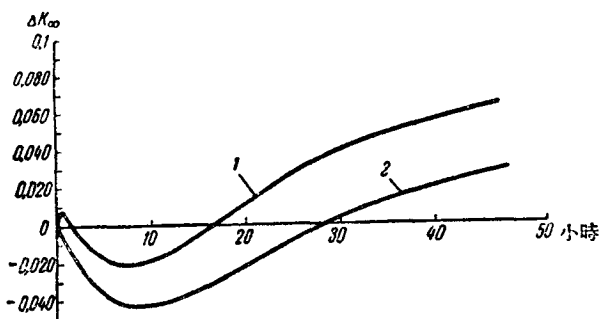


圖 5. 反应堆停止工作後其反应性能的变化。橫軸表示鏈式反应中断後的时间,縱軸表示中子倍增係数的增加量(ΔK_{∞})。

- 1—温度效应与曲碘形成氙(碘坑)所引起的儀器反应性能的变化;
2—假如没有温度效应時儀器反应性能的变化。在这种情况下“碘坑”就更深了。

强,然後,氙的積累引起了反应性能的減弱,而最後,由於元素的衰变,反应性能又復緩慢地增强。圖中也繪出了表示不將温度效应計算在內的反应性能变化曲線。

冷却時,温度效应部分地補償了“碘坑”,因而就可能用較少的反应性能的起始儲存量來進行工作。

由此可見,選擇最大值左边的工作點,可以保証鏈式反应具有对反应堆內含水量的变化而言的良好的穩定性。

原子能发电站反应堆內鏈式反应的特點是,鈾的單位發熱量相当高,为 55 千瓦/千克。鈾表面的熱流約为 $1.5 \times 10^6 \frac{\text{千卡}}{\text{米}^2 \times \text{小時}}$ 。

很高的單位發熱量和巨大的熱流以及相当强的中子場,这一切

就对生產熱量的鈾金屬構件¹⁾的耐久性提出很高的要求。因此製造可靠的熱量生產構件的問題曾是設計原子能發電站時最重要的問題之一。

同位素鈾 235 耗盡的深度在所談到的反應堆中為 15%。因為共振俘獲的現象是很少發生的，所以在這一儀器中從鈾 238 中再生產出來的鈾是不多的，只佔 0.32。快速中子的倍增實際上是不存在的。

因此，原子能發電站反應堆幾乎是完全依靠同位素鈾 235 的燃燒來工作的，因而在工作過程中鈾的濃縮度就從 5% 降低到 4.2%。

3. 原子能發電站反應堆材料的選擇

正確的選擇材料是建造可靠的原子能發電站結構的基礎。在這種情況下，除了我們已很熟習的結構因素（像材料的力學堅固性、腐蝕性、熱膨脹性能和疲乏性能等等）外，還必須考慮很強的中子射線對所選擇的材料的特性的影響。

只有在蘇聯各科學研究部門對中子場內材料性能所完成的巨大的準備性的研究工作的基礎上，勝利的解決原子能發電站反應堆的建設任務才成為可能。

在原子能發電站反應堆的結構中，最重要的組成部分有作為中子減速劑的石墨和放射性的濃縮鈾。因此，必須要了解中子場內這些材料的性能。

對石墨而言，已經確定了，在中子射線的作用下，由於晶體點陣受到破壞，石墨的體積逐漸地增大，而且，石墨大小的相對變化與快速中子的積分曝射劑量有關。石墨的高溫與這些現象是不相容的。應當着重指出的是，石墨大小的增大效應是很強烈的各向異性的，這一點與石墨結構的特徵和其晶體組織是相關聯的。

所以，為了保證石墨砌層的穩固性和在任何時刻從儀器裏取出

1) “生產熱量的鈾金屬構件”係指將濃縮鈾加工處理以後而製成的原子燃料，為圓環形（詳見本文第 3 節後半部）。原文為 *тепловыделяющий урановый элемент*。以下為簡單起見，擬譯為“燃料構件”或“熱量生產構件”。——譯者註

工作孔道的可能性，我們必須準備一些空隙；这些空隙一方面應該相当小，以保証整个石墨砌層具有良好的導熱性，而另一方面它們不僅应当補償石墨的溫度膨脹，而且也应当補償石墨在中子作用下可能發生的膨脹。

我們也曾觀察到，当石墨被中子照射時其導熱性下降。这种效应与總照射剂量以及溫度均有關係，而且是各向異性的。处在快速中子作用下的石墨，也即靠近鈾塊的石墨，其導熱性要降低幾倍^[4]。

在对反应堆作熱工學計算時，这一情况必須加以考慮。

作为一种結構成分，鈾在很多方面更是一种不易处理的材料。大家知道，鈾有三种变态：菱形的，四角形的和立方的；其相应的轉換溫度为 660°C 和 800°C 。專門的研究工作^[5]表明，在溫度作週期性变化的影响下，即从 20°C 加熱到 500°C 然後又冷却，鈾的体積發生顯著的改变。

顯然，这种現象应与金屬（再結晶時）顆粒的各向異性生長有联系。正像 X 射線照相所表明的那樣，这种現象与內脅强的降低同時發生。

在中子射線和鈾的分裂碎片的作用下，會發生完全類似的現象——鈾的体積有顯著的改变。

專門的实验表明，在照射的过程中，鈾的可塑性差不多增加兩個數量級。如圖 6 所表明的，具有球形結構的鈾表面，在輻射的作用下变化是極其特殊的，这一圖是用电子顯微鏡以 15,000 倍的放大倍數所攝的照片。以上所指出的鈾的特性就使製造堅固的燃料構件的問題成为嚴重的問題，經過各方面的研究以後，這一問題已經以幾種方式得到了順利的解决。

对反应堆的高压水冷却管的結構材料而言，必須選擇堅固的、不会腐蝕的和在中子作用下不会損坏的材料。不銹鋼能很好地滿足这些条件。

从不銹鋼在中子場內的特性的研究表明，不会產生奧斯丁体的分解与不会有鉄銻氧磁物的形成。鋼的机械性能在堅固性方面仍然

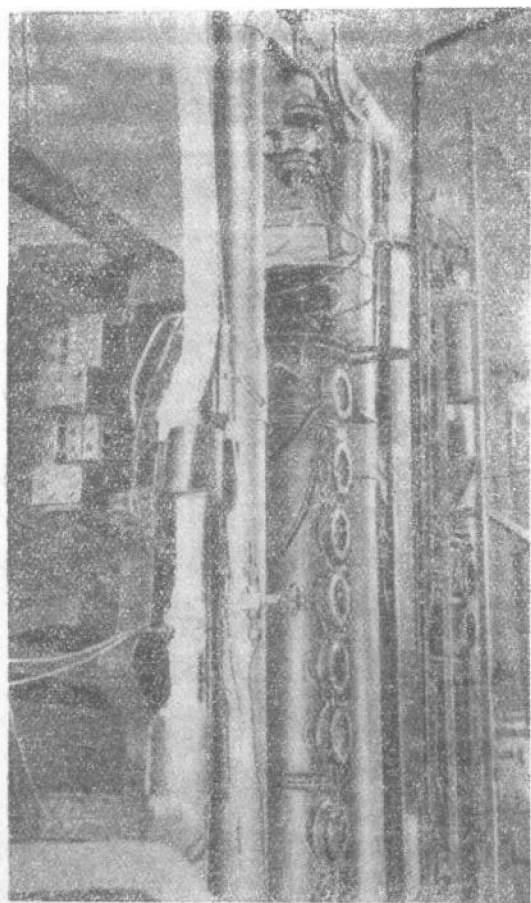


圖 7. 控制从鈾到水的熱流的台架。在圖上可以看到有許多小窗的圓柱, 通过这些小窗可观察到燃料構件底表面。

是要改变的(坚固性的限度和硬度会增大)。鋼的持久能力則大大地减小, 但也仍然不会超出所能允許的限度^[6]。

因为鋼是一种很强的中子吸收剂, 反应堆內的所有管子都应当是很薄的, 这样也同時使熱脅强 (термический напряжение) 减小。

反应堆最主要的部分是燃料構件。熱如何从鈾經過鋼管壁而流

到水裏去，是在特殊的架子上研究的，在這裏熱的發出是用通過電流摹臨下來的。這些架子後來在工業組裏用來精選燃料構件。

但是，在物理與技術反應堆(РФТ)的水圈(водяная петля)裏的燃料構件的試驗是最為重要的。這些試驗不僅使我們檢驗了熱的發出，而且也使我們確定了燃料構件處在強中子場的條件下，即處在鈾內有分裂過程而且溫度為動力原子反應堆工作時所特有的溫度條件下仍是堅固的。

同時為了能完全複製出原子能發電站反應堆的條件，在試驗樣品裏會將濃縮的程度提高。試驗延續了幾千小時，然後在蘇聯科學院“燃料”實驗室裏對這種燃料構件進行了研究^[7]。這些試驗使選擇最可靠與最穩定的燃料構件成為可能。

燃料構件為圓環形，插在第一迴路水所流經的內鋼管與防止分裂碎片飛入充滿儀器的氣體裏去的薄壁外套管之間的環形縫隙裏。濃縮鈾即以特殊的合金形式放在環形縫隙裏，這種合金能保證有很好的熱接觸和中子場內的堅固性。

4. 原子能發電站反應堆的構造

以上敘述的所選用的材料的特性決定了原子能發電站反應堆結構的基本方向。

圖 8 表示這一個反應堆的全部構造。反應堆放在一個不漏氣的鋼做成的圓柱形外殼內，下面是混凝土的底座。外殼內砌滿了石墨層，砌層中有許多經過適當選擇的縫隙。為了避免石墨燃燒起見，外殼內還充滿了氮氣(或氬氣)。

穿過石墨砌層中心部分共有 128 個工作孔道。每一個工作孔道都是一個長石墨圓柱體；在其中放有薄壁鋼管，第一迴路的水即沿着這鋼管流過。水從流入集水器(входный коллектор)與收集集水器(сборный коллектор)相連接的孔道上端流入，沿着管道往下流，以後又變為往上流，在水流動時就洗滌了燃料構件的表面。

燃料構件的分佈是這樣的：其總體組成一個大小為 150×170 厘

米的圓柱形的反应堆活性區域，它的四面都被石墨反射器所包圍。
圖 8 虛線所示的地方就是指这个活性區域。

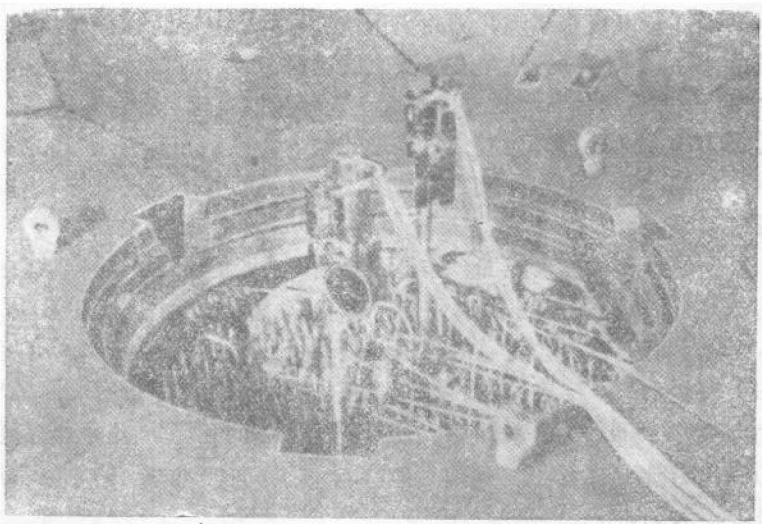


圖 9. 揭開頂蓋後的反应堆上部。可以看到緊急保護棒
的伺服電動機及其電纜。下边是工作孔道的聯絡裝置
(коммуникация рабочих каналов)。

圖 9 所示的就是孔道的分佈情況，这是去掉頂蓋後儀器上部的
照片。

流經孔道的水量及在流出孔道時水的溫度是按每一个孔道進行
控制的。指示儀器安置在中央操縱台上面，並与緊急保護裝置相聯
接，这緊急保護裝置是在流經孔道時的水量受到破坏或是水的溫度
超过了規定的限度時用以使原子核反应停止的。

在 100 大气压的情况下，水的沸點为 309°C 。在任何一个孔道
中超过这个臨界數值，就会引起熱輸出量的急剧減低，因而引起过热
現象，並可能破坏燃料構件。因此，控制水从孔道中出來時的溫度是
很重要的，因为这样就能觀測到孔道的工作情況。实际上这样的控
制是藉助於在四周轉動着的裝置來進行的，这种裝置用灯光信号指
出，在那些孔道中水的溫度超过了規定的限度。此外，还有独立的插

塞控制板(штекерная панель),它可以用來測量任何一个选定的孔道中水流的绝对温度。

除了藉温度來观测孔道的工作情况以外,还輔助以控制水的流量的方法。水的流量是用流量測定儀表盤(щит расходмерных приборов)來控制的,当水的流量与規定量發生偏离時,就有預告灯光信号傳向中央操縱台。孔道中水流量的減少会使从孔道內流出的水的温度升高。孔道中水流量的增加就表明孔道的管子及与其相联的裝置破裂了。

所有这些偏离現象都算作是緊急情况,於是緊急保護棒就会動作起來,而使鏈式反应中断。

为了避免在工作孔道的管子破裂時反应堆过快地被水所充塞,以致可能引起其反应性能的迅速增强,在每个孔道中都有切断裝置与逆流閘(обратный клапан),用以將损坏了的孔道与集水器隔离。为帶出剩餘的放射性熱(радиоактивное тепловыделение)的水流依然是並不大的。

儀器中水与气体底放射性是經常受到控制的,因此就可以很快的按照水与气体放射性的增强來確定燃料構件的损坏情况。

如果损坏了的孔道底漏水量不大以致不能为流量測定儀器所發現時,可以用由孔道附近吸出的气体的湿度來確定损坏了的孔道的位置。

除了对每一个孔道的控制以外,中央操縱台上还标有流經儀器的水的總流量、压力及其在流入集水器与流出集水器中的温度的讀數。

为了補償反应堆底过剩的反应性能,在其內部放有 18 根碳化硼補償棒,其中 6 根靠近儀器的中心,另外 12 根分佈在活性區域的四周。这些補償棒可在特殊的孔道中移動,这些孔道所用的水冷却系統是独立的。石墨反射器也同样是用独立的冷却系統來冷却。

这些補償棒藉細索与伺服電動机的幫助鉛直地上下移動。它們的位置是由中央操縱台的一个特殊的信号盤來確定的。此外,还探

取了特殊的措施，使值班員不能过快地將補償棒提起來。用補償棒就可以調節各工作孔道中水流出時的溫度。

全部補償棒(在反应堆工作时)下沉的總深度標示出儀器反应性能的全部儲存量，因而也標出超过中肯限度的原子燃料的儲存量。所以，燃料儲存量是可以厘米單位的長度來表示的。這時，補償棒每一厘米对儀器反应性能的影响的數值是用特殊的分度來確定的。

除補償棒以外，还有四根分佈在反射器中的自動調節棒。这些棒的位置是利用电离室操縱的伺服電動機來自動調節的。

自動調節棒在鏈式反应增强時會自動下降，而在鏈式反应衰减時則自動上升。同時工作的有一对自動調節棒，另一对則是备用的。这些調節儀器將鏈式反应維持在發送机(задатчик)所確定的額定功率的水平上，其精確度達到3%。此外，还有兩根緊急保護棒，为縮短协同動作的時間起見，它們的伺服電動機直接安裝在儀器的上保護板上方。这些緊急保護棒在接到緊急信号時就会自由下落到儀器的活性區域中去，从而使鏈式反应停止。總計有十二种不同的緊急信号。其中最重要的有：功率超出規定水平20%的信号，鏈式反应增强速度过高的信号，主要的循环泵的电源断絕的信号，各工作孔道中水的流量与溫度發生变化的信号等等。

发电站的反应堆裝备有用以進行物理与材料檢驗实验的設備。

反应堆中有六根弯曲的孔道，这些孔道一直通到活性區域与反射器的边界。它們可用來研究各种材料样品在强中子流 $2-8 \times 10^{13}$ $\frac{\text{中子}}{\text{厘米}^2 \times \text{秒}}$ 与高温条件下的性能。此外，还有三根筆直的水平孔道，其中有一根直通到儀器的中心。这根孔道可用以研究中子密度按儀器半徑的分佈情况。由这些直孔道送出來的中子射線束强度達到 10^7 与 10^9 $\frac{\text{中子}}{\text{厘米}^2 \times \text{秒}}$ 。这些射線束是用來進行原子核物理学研究用的。另外，还有一个熱石墨圓柱緊緊与反应堆的反射器联接着。此圓柱中熱中子流的密度約为 10^9 $\frac{\text{中子}}{\text{厘米}^2 \times \text{秒}}$ 。圓柱上还裝有远距离操縱的插塞(дистанционно перемещаемая вставка)，因而在更換儀器与所研