



第二屆和平利用原子能國際會議文獻

核動力廠及反應堆工藝

5

中國科學院原子核科學委員會編輯委員會編輯

科學出版社出版

目 录

动力反应堆介绍

P/1885	印地安区原子能发电站·····	1
P/1792	希平港压力水反应堆的设计、建造与运行的经验·····	10
P/2129 [†]	苏联快中子实验性反应堆·····	58

反应堆安全及控制

P/232	反应堆运动学基本积分方程的推导·····	73
P/1207	测量原子反应堆中子通量的新方法·····	91
P/152	大量控制棒对热中子反应堆的反应性影响的计算·····	99
P/458	EBR-II 的预定动态特性·····	111
P/2458	核反应堆的内禀稳定性·····	130
P/1009	半密封建筑物的空气泄漏·····	140
P/57	核反应堆内破裂燃料元件的探测·····	149
P/267	卡德霍尔反应堆安全问题·····	158

反应堆工艺

P/2471	在大的温度和压力范围内对重水比容的实验测定·····	179
P/143	裂变产物气体与氮气及氩气的混合体的热传导系数·····	187
P/453	压力水反应堆的热工水力试验·····	193

印地安区原子能发电站*

密 倫 斯特勒 瓦尔德**

爱迪生联合公司在維斯脫契思特郡 (Westchester county) 內胡得遜河 (Hudson River) 东岸的印地安区 (Indian Point) 在紐約北面約 24 哩的地方正在建造一座原子能发电站。电站将安装压力水反应堆; 利用高浓氧化鈾和氧化鈾的混合物作燃料。从反应堆中获得的饱和蒸汽将在石油过热器中过热, 当反应堆功率为 16 万 3 千瓩时, 电站总功率可达到 27 万 5 千瓩。同时, 有了过热器則热利用效率也增加了。反应堆沒有过热器时每瓩电能耗热量为 3250.8 大卡, 而装有蒸汽过热器后, 則为 2696.4 大卡。

有关主要设备的制造、研究和勘测的合同与巴布科克-威耳科克斯公司签订。維特罗工程公司是有关物理問題方面的顧問, 并将保証必需的計算和設計。爱迪生联合公司将領導裝置的总的設計和构筑以及工程的安排。电站的全貌見图 1。

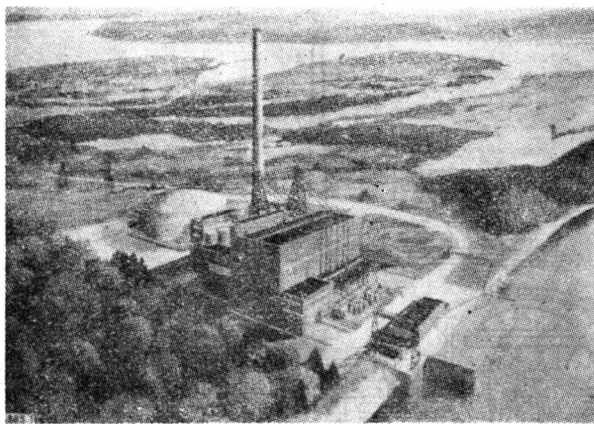


图 1 印地安区原子能发电站

装 置 特 性

反应堆活性区为鈾轉換区。反应堆是热型; 堆內載热剂、減速剂和反射层都是普通水。利用高浓氧化鈾和氧化鈾(作获取二次核燃料的原料)作燃料。二种材料均匀地混合并做成薄片状, 然后将其放到不銹鋼管内。

氧化鈾是根据下列原因而选用的: 生成的 U^{233} 是輔助核燃料, 它在輻照下稳定, 当与热水接触时具有很高的抗蝕性能, 并且, 它还能与氧化鈾和不銹鋼共存。

* The Consolidated Edison Company of New York Nuclear Electric Generating Station (第 8 卷, 第 1885 号报告, 美国)。

** G. R. Milne (紐約爱迪生联合公司), S. M. Stoller (紐約維特罗工程公司), F. R. Ward (紐約巴布寇克和威尔寇克斯公司)。

反应堆在外壳内的压力为 106 个计示大气压下工作，用四条平行迴路内的循环水冷却。反应堆耗水量为 24,500 吨/小时，水进口温度 252℃，水出口 269℃。

反应堆及其辅助设备的热功率设计为 58 万 5 千瓦。当压力为 285 个计示大气压和温度为 232℃ 时，将生产 1000 吨/小时饱和蒸汽。预计，由 120 个释热组件构成的第一个活性区，在满载时工作期限将达到 600 个工作日。

装置的布置

原子能装置(图 2)包括：1) 直径 48.8 米的球形保护壳体；2) 外部辐射保护层；3) 反应堆操纵室；4) 释热组件处理间；5) 直接在释热组件处理间后面的废料排除间。

保护壳体用来防止放射性沾污物渗入电站四周空间。壳体设计时考虑能抗住最大内压(~ 1.9 计示大气压)和承受最大外部载荷(~ 70 克/厘米²)。

保护壳体内放置反应堆本身、高压迴路和高温载热迴路的一切设备以及辅助设备。保护壳体用厚约 22 毫米的碳钢板制作。安设了电、蒸气、仪表、水和通风管线的引入管；有一台 75 吨的高架起重机。

在选择安装到壳体内的设备和制订保护这些设备的要求时是从下列假设出发的，即电站正常工作时人将不进入壳体。

壳体上有供控制冷却、通风、喷溅工况以及压力的仪表装置。

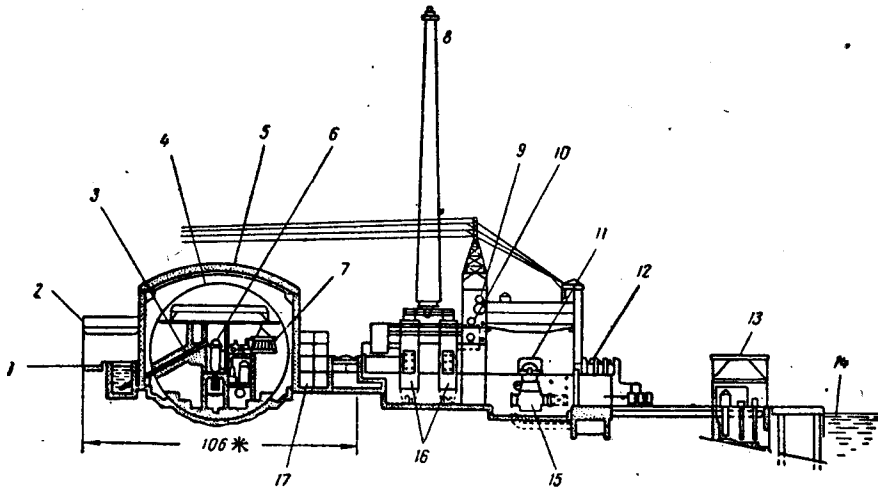


图 2 印地安区电站纵剖面图：

1——地坪；2——释热组件处理间；3——移动释热组件用的管子；4——直径 48.8 米的球形壳体；5——混凝土保护层；6——反应堆；7——汽锅炉；8——烟筒；9——除气器；10——蒸发器；11——透平发电机；12——配电设备；13——装有过滤器的窰井；14——河；15——冷凝器；16——过热器；17——反应堆操纵室。

外部辐射保护层就是反应堆壳体周围的混凝土壁及混凝土顶盖。一旦反应堆破坏时，保护层应限制事故影响的范围，保护周围地区的居民以及在这个建筑物内和在邻近建筑物内的工作人员。侧旁保护层用普通混凝土，厚约 183 厘米。高 20 米的顶盖之厚度将近 90 厘米。

反应堆操纵室与外部保护层的西壁相连。它有四层，里面设有办公室，实验室，计算

間和某些輔助系統的設備。

释热組件处理間与外部保护层东壁相接。这个构筑物是用来保存、运输和以各种方法操纵新的和用过的释热組件以及操纵杆的各种元件。考虑了对反应堆外壳和内部零件的检查和維護,以及反应堆的一些其他設備和仪表的修理和去活作用。

废料排除間与释热組件处理間的南面部分相連。这间屋內按装有設備,用以进行各种化学过程,諸如固体、液体和气体废料的处理,一級載热剂的清理和去活液体的处理。

反 应 堆 結 构

反应堆活性区几乎是正圓柱体,高 2.4 米,平均直径 1.95 米。圓柱体是由盒形释热組件构成(图 3)。释热元件数量共 206 个。每一释热組件占面积 36.1 厘米²。

在滿載时,达到額定热功率 58 万 5 仟瓩需要耗水 23,500 吨/小时,压力为 106 个示大气压;水的平均温度:反应堆入口处 252℃,出口处 287℃。全部耗水量的将近 85% 是供释热元件导热之用。水流的其余部分流过操纵杆并通过反射层与热屏蔽,活性区和热屏蔽內的水流的正确分配是借助带有精确校准孔的下部錐形隔板来保証的。

活性区的結構由以下各因素来决定:对于导热、結構完整性、一定工作期限內的剩余反应性等的要求,以及对反应性相应負温度系数的需要。活性区容积約有 76% 装載热剂和燃料(将近 20.28 吨)。其余部分由不銹鋼和鋳-2 合金占用。

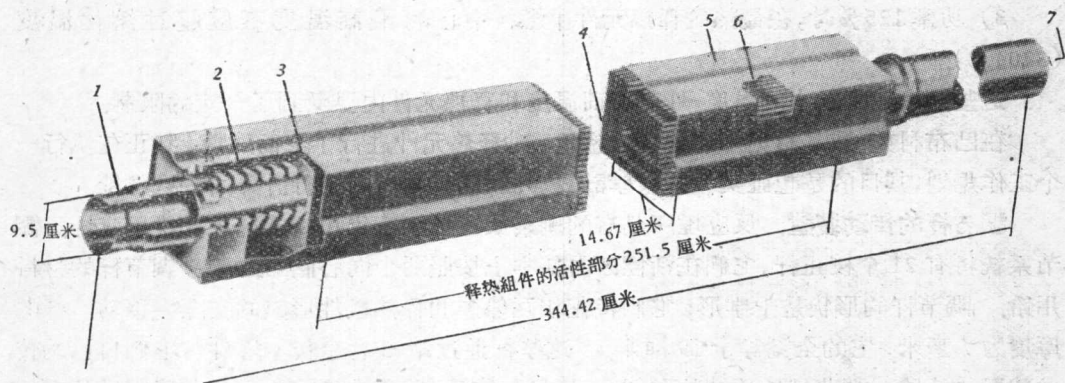


图 3 假設的反应堆释热組件:

- 1——出口; 2——压紧弹簧; 3——夹紧片; 4——释热元件;
5——組件盒; 6——撐杆; 7——入口。

活性区与反应堆外壳之間的三层不銹鋼和水的交替层用来作中子反射层和热屏蔽,保护外壳免受中子和 γ 輻射的影响。热屏蔽是一个两端开通的圓柱体,同軸地置于反应堆活性区和反应堆外壳之間。

释热組件的全长在活性部分为 251 厘米时等于 344 厘米。每一組件有 206 个杆形释热元件,它們置成方形柵格,并放在鋳-2 合金盒內。

組件上端部的支架考虑采用因科鎳-X 合金的弹簧固定,这是为了使組件能承受液压力的影响并可作热扩展。

端部支架用 304 号不銹鋼制作,底部支架鉚在盒上。上部支架在盒內用弹簧栓杆支撑住,在释热組件远距过载时可以很容易取下。

释热元件是用不銹鋼做的管子,外径 8 毫米,管壁厚 0.5 毫米,里面装燃料薄片。管

子端部焊上端盖以便堵住。元件两头的燃料借助絕緣薄片使之与端盖隔开。

释热元件組成間距 9.6 毫米的方形柵格。間距借助撐杆（短而細的管段）来保持，撐杆置于元件之間并与它們焊接起来。撐杆的置放平面是縱向沿元件約每隔 20 厘米装有撐杆。每組撐杆上，元件束用細条或带条纏起来，并紮住外面的一排棒。这样一来就能保証元件盒与元件束之間必要的空隙。

释热元件束置于厚 4.5 毫米鎢-2 合金板做的盒子內，組成释热組件，如图 3 所示。

燃料薄片用密度很高的 ThO_2 和 UO_2 均質混合物制做，它們的体积受严格的公差限制。也考虑了薄片与壳壁之間相应的縱向和横向空隙，这样就有了必需的膨胀余地。

反应堆基本的特性由传热的要求，水力学和机械方面的要求以及相应的保証稳定工作的核性能来决定。

曾对装置做了全面分析，其中仔細研究了很多問題，类如温度分布，局部沸騰和載热剂两相的压力降以及热管道过烧条件等。

預計，即使在功率分配和生产因素不能很好配合情况下，只要反应堆功率还没有达到 131% 时，就不会发生过烧。

活性区的設計依据是从下列各項热工要求出发的：

- 1) 功率 100% 时，不論任何一个管道中水不能有局部沸騰；
- 2) 功率 125% 时，不論任何一个管道中不能有体积沸騰；
- 3) 功率 125% 时，在最热的释热元件中燃料中心的最高温度不应超过熔化温度（3204°C）。

这些要求使冷凝水的温度，外壳表面温度和释热元件內温受到了一定的限制。

在巴布科克-威耳科克斯公司实验室内，对释热元件进行了全面試驗，并正在执行一个工作规划，其目的是想証实一些数学計算，并正确确定尚未进行計算的某些特性。

調节杆的传动装置。 反应堆所具有的剩余反应性要求采用調节杆来补偿反应性。調节系統将有 21 个校正杆，它們在活性区内基本上按照两个同心圓布置的。調节杆的材料用鉛。調节杆的形状是十字形；它們将在相互邻接的释热組件形成的空隙中移动。杆的厚度为 7 毫米，它的全寬等于 19 厘米。这些杆通过鎢-2 合金传动零件与它們自己的传动装置相連接。調节杆的传动装置（电—机械—液压型）垂直地直接安装在反应堆外壳的下面。調节杆的拉杆經由带有封严套的套管通过反应堆外壳的底部，这些封严套可使一次載热剂的漏失达到最低限度。調节杆传动装置的机械将放在壳体内，壳体被設計的計算压力在一次系統內为 126 个計示大气压。

物 理 計 算

如上所述，本反应堆是属于压力水鈾再生反应堆一类。氧化鈾不会产生明显的分裂。但是它吸收中子并随后变成容易裂变的 U^{233} 。在活性区預定的工作期限（600 个整工作日）內将近有 64 公斤 U^{233} 作为輔助燃料燃耗，将近有 150 公斤 U^{233} 和 15 公斤 Pa^{233} 留在废活性区内不分裂。

活性区最初含有約 19,200 公斤的氧化鈾和接近 1,080 公斤的 U^{235} 氧化物。工作期限結束时废活性区内大概将还有 18,900 公斤氧化鈾和 632 公斤 U^{235} 氧化物。

冷态无毒反应堆的临界質量按計算是 605 公斤 U^{235} 氧化物。此外，还要将必要量的

多余燃料放到活性区中去形成后备反应性,以便补足热效应,抵偿中毒,燃料燃耗和其他现象。所有这一切都要求,燃料的初始装载量要有 1,080 公斤氧化鈾。

为了不使释热元件由于过热而烧尽,燃料中释出的平均功率和最大功率之比必须保持在一定的范围内。这要靠对校正杆的运动和活性区燃料的装载量进行程序控制来达到。

活性区分成三个同心辐射区,燃料浓度可以在由中央区的最低值到外部区的最高值之间变化。释热元件在所有三个区内是一样的,但鈾的浓度不同。

反应堆总的起始剩余反应性,根据计算约为 21%。

看上去有必要将燃烧添加剂譬如象 B^{10} 放入活性区,以及考虑将吸收剂溶液(硼酸)加入第一回路作为 21 根校正杆的补充。

准备为控制反应性的温度效应而使用可溶解吸收剂。不过对于这一点要注意保险措施,以使反应堆能够在一定时间有百分之几是处于次临界状态。

可溶解吸收剂在第一回路加热时,通过渗淡的方法排出。在活性区整个工作期限内这种吸收剂可保证辅助地精确控制反应性。

再生系数的计算值为 0.50,单位电能产量——将近 1,800 万瓩·天/吨鈾。

因为活性区将进一步加以完善,所以它的最主要核性能要求借助临界实验进行实验检查。

实验大纲中的最基本点就是考虑正确测量活性区的核参数,诸如象临界质量,调节杆的效应和反应性的温度系数等,进行的目的在于制造第一个活性区之前获得必要的精确的物理知识。

已作完了实验工作的重要部分,即测量有效鈾共振积分与鈾的共振级扩展陶泼莱耳(Doppler)系数。

冷却剂第一回路

一次冷却系统是由四个平行的回路组成,由普通水循环于反应堆外壳和蒸汽发生器之间(最大耗量 24,000 吨/小时)。回路在下列情况下工作:压力为 106 个计示大气压,载热剂平均温度 260°C 以及设计导热率达 0.504×10^6 大卡/小时。每条回路上有二台密闭水泵,二个 457 毫米的阀门,二个带有电传动装置的 635 毫米的排出阀,蒸汽锅炉和连接管道。回路各组分的设计参数是压力 126 个计示大气压和温度 343°C 。一次冷却系统的各组分是根据相应的美国高压容器安全检验室标准选用。与冷却水接触的各组分的主要结构材料是 304 号不锈钢。有很少一部分载热剂将经常在离子交换器和过滤器内进行清理。

印地安区反应堆中的压力将由电热器保证,电热器在冷却回路系统最高点的高压容器内造成蒸汽垫。预热器考虑在系统中要四个小时内达到压力高峰 106 个计示大气压。压力保持装置还补偿第一回路载热剂的热膨胀。

每个蒸汽发生器都有蒸发器和蒸汽筒。第一回路载热剂将在 304 号不锈钢做的 U 形管内流动,U 形管焊在管板上。第二回路的水在管外。产生的蒸汽进入带有蒸汽分离器的蒸汽筒。共设计四个产量为 10,000 吨/小时的蒸汽发生器。温度 232°C 和压力 28.5 个计示大气压。

反 应 堆 外 壳

反应堆外壳(图4)是用B级A212号碳钢做的圆柱体,内径297厘米,里面复盖一层厚2.8毫米的304号不锈钢。下面半球形部分置有四根引入管,其最小内径51厘米,上面也有同样大小的四根排出管。半球形顶盖上有21个孔,是供反应堆操纵杆棒使用的。反应堆外壳顶盖用50个螺栓固定。顶盖与外壳紧密焊在半超环面形不锈钢密封物上。还设有二个辅助密封物,以防止更换主要密封物时渗水。

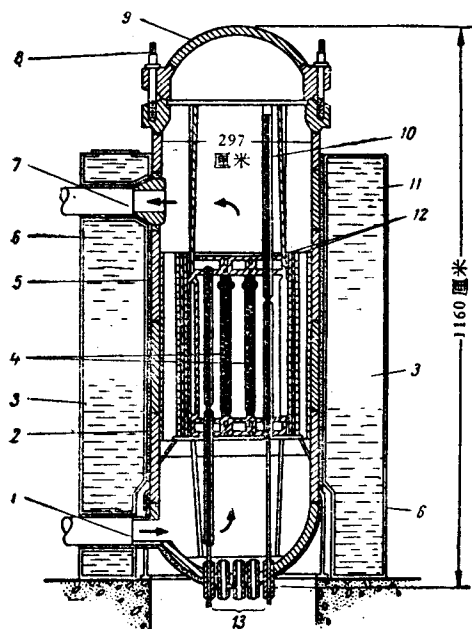


图4 反应堆纵剖面图:

1——外径61厘米的管接头; 2——不锈钢线材料;
3——水; 4——释热组件(120个); 5——碳钢外壳;
6——中子防护箱; 7——外径61厘米的管接头(四个);
8——直径14厘米的螺栓(50个); 9——碳钢顶盖;
10——操纵杆; 11——304号不锈钢做的镶面板,厚2.8毫米;
12——热防护屏蔽; 13——通过调节杆用的管接头。
(反应堆的某些特性:活性区高242厘米;载热剂温度:出口处269°C,入口处252°C;计算压力—126个计示大气压,工作压力—106个计示大气压;
大致重量将近282吨。)

外壳内安装有同心排列的圆柱形不锈钢热防护屏蔽。这层热防护吸收活性区放出的 γ -射线,减少外壳壁内的热应力。为使外壳冷却,部分载热剂在热防护层和外壳内壁之间流过。置于外壳四周的厚7.6厘米不锈钢线材料填料的绝热层作为减少跑向中子防护层去的热量消耗之用。

外壳安装在一个固定的位置上。一次载热剂的热膨胀由外径60厘米不锈钢制做的一次管道补偿或由滑动汽锅炉支柱补偿。进行外壳设计时参照了美国工程机械师协会在锅炉装置方面的现行要求。压力和温度的计算值,分别采用为126个计示大气压和343°C。所有不锈钢上的焊缝,应该用渗透涂料检验。建造结束时外壳利用放射性摄影法检查,并进行机械和液压试验。

透平机与标准设备

〈西屋〉公司的透平机是一台双流串置复激发电机,估计在1,800转/分时,最大计算运行功率为27万5仟瓩。蒸汽将被排至带有双外壳的单通冷凝器内,其冷却面积为19,080米²。对冷凝器的要求规定了把所有的管子焊到管板上代替通常采用的收口。冷凝器有

24个指示点可发现流失现象,供水温度依靠三个预热器提高到167°C,这三个预热器是同时排气器以及第二和第三预热器之间加热器用的节油器段顺次安装的。

自 用 供 电

为保证电站本身不断用电,考虑有四个互不相关的供电电源:一个来自透平发电机;其他两个各来自连接印地安区与爱迪生联合公司系统的138仟伏的馈电线路;第四个接自哈得逊河西岸奥兰芝-洛克兰公用事业公司动力系统内的138仟伏线。一切辅助性负荷,不管是核设备的还是电站一般仪表装置的都将在这四个电源中分担,所以一次载热剂

的八个水泵中每二个通常由这四个电源的每一个电源供电。反应堆操纵系统和操纵台，由直流电双母线供电，并且每条线路还装有自用充电机组和蓄电池。

运 行

辐射防护层是根据美国所采用的要求进行设计和构造的。反应堆在工作时的调节标准，就是使蒸汽发生器内的蒸汽压力恒定。这将避免在主干线上采用减压器，如果反应堆是以前温度的恒定来调节，那就不能避免要有减压器了。负荷增加时透平节流门就打开；蒸汽发生器内的压力降马上停止。从反应堆采用的调节系统来看，这种压力降将传递给操纵杆的自动装置并最后使功率水平提高。如果与此相反关闭透平节流门，将使蒸汽压力上升，并协同自动操纵杆动作，直至达到平衡为止。

每一条第一回路都有制动活门；当不需要达到全部功率时都能切断回路。

依靠二个平行的过热器，将保证蒸汽循环足够的挠曲性。

在停堆时释热元件因辐射分裂而产生的热量借助强制循环导出，直到排热量降到允许利用自然对流的数值时为止。

电站的总体布置

电站布置是按爱迪生联合公司建造一般电站所采用的原则进行的。不过这儿普通高压锅炉及其辅助设备的位置被核反应堆及其辅助仪表装置和防护外壳所占。核装置是作为功率3百万瓩大电站的第一个环节而计划的。根据这个计划以下各环节可以有这种样的核装置或普通的高压蒸汽锅炉。

热 循 环

电站热平衡图载于图5。热功率达到58万5千瓩时，电站能生产温度233℃和压力28.5个计示大气压的蒸汽1,000吨/小时。过热器内蒸汽温度将升高到538℃。在管道和

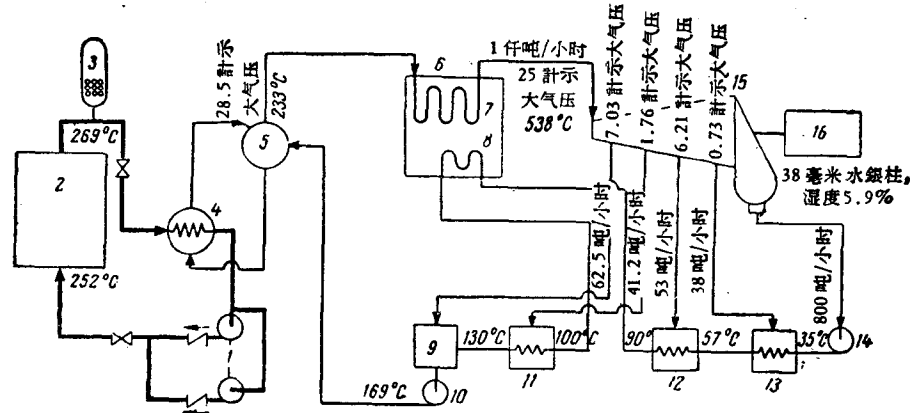


图5 电站热平衡图(仅示出四条回路之一):

1——第一回路水泵； 2——反应堆，压力106个计示大气压，耗水量23,500吨/小时； 3——电预热器； 4——蒸汽发生器； 5——蒸汽筒； 6——石油过热器； 7——过热器段； 8——节油器段； 9——排气器； 10——供水水泵； 11—13——供水预热器； 14——冷凝水泵； 15——透平机； 16——发电机(27万5千瓩)。

过热器内压力降下3.5个大气压,因此透平节流門上的压力在滿載时为 25 个計示大气压。透平机的四根导出管能保証給三个供水預热器和排气器194.7 吨/小时蒸汽。透平机出口处压力平均为 38 毫米水銀柱高。

要获得 16 万 3 仟瓩电能所需的热量,如果由反应堆单个发生这些热量,根据計算应为 3,251 大卡/1 瓩·小时,此时单个过热器又能在消耗 194 大卡/瓩小时的情况下增加生产 11 万 2 千瓩。結果总热耗将等于 269.4 大卡/瓩小时,这样就能同爱迪生联合公司的效率最高的蒸汽装置相比,該蒸汽装置每瓩小时消耗 239.4 大卡(包括鍋炉的效率)。

經 济 特 性

載于表 1 中的印地安区装置的計算經濟特性在每种方案內都包括 720 万美元的主要設備,勘测和設計費用。表中可以看出,如果建造电站不采用过热器,电站造价要达到 7 千 7 百万美元,并要在化費 472 美元/瓩时获得 16 万 3 仟瓩的全部功率。如果使用过热器以及它所有的附属設備,包括每月燃料儲备的石油庫(达到全部功率时工作之用)电站总造价增长到 9 千万美元,但在全部功率 27 万 5 仟瓩时,只化費 327 美元/瓩。这些費用可同在紐約西基建造的带有預热器新的普通高压蒸汽装置所化的費用 225 美元/瓩相比。

表 2 載有負荷系数为 0.8 时的电能价格。在生产饱和和蒸汽的核装置上 1 瓩小时电能的价格为 1.75 分,如将蒸汽过热則降到 1.32 分。这个价格可同建在紐約西基的現正在工作的普通高压蒸汽装置 1 瓩小时的电能价格相比,这个装置上的电能价格按目前計算約为 0.8 分。最后这个价格是从 1 瓩小时的基本投資(0.38 分),运行費用(0.06 分)和燃料价格(0.36 分)加起来得出的。最后一个数目 0.36 分与 10 美元 1 吨煤的价格相适应。如果煤和石油的价格为 20 美元/吨,那么紐約西基的装置的电能价格为 1.18 分/瓩小时。

表 1 印地安区原子能发电站的設計特性

特 性	带有饱和蒸汽	带有过热蒸汽
蒸汽发生器中的蒸汽压力,計示大气压	28.5	28.5
透平机入口处蒸汽压力,計示大气压.	27.5	25
透平机入口处蒸汽温度,℃	232	537
电功率,瓩	163000	275000
热耗量,大卡/瓩小时	3250.8	2696.4
装置总造价,百万美元	77	90
1 瓩总价格,美元	472	327
使用过热蒸汽时:		
增加功率,瓩	—	112000
增加費用,百万美元	—	13
增加功率时 1 瓩电能价格,美元	—	116
增加功率时 1 瓩电能的热耗量,大卡/瓩小时	—	1940.4

此外,可以預料今后核装置的电能价格同上述許多蒸汽装置相比会大大降低,因为看上去核燃料的价格亦将降低。

表 2 电能計算价格(以 1958 年 2 月 28 日計算)

用鍍和不銹鋼制做的活性区		每 年 費 用		
反应堆热功率, 仟瓩	585	飽和蒸汽循环:		
电功率, 仟瓩:			美元	分/瓩小时
反应堆的	163	基本投資— $77000000 \times 13\%$	10065000	0.95
过热器的	112	燃料	7360000	0.69
共計	275	运行和修理	1150000	0.11
有效电功率, 仟瓩:		共計	18575000	1.75
反应堆的	151	过热蒸汽循环:		
过热器的	104	基本投資— $90000000 \times 12.9\%$	11600000	0.65
共計	255	核燃料	7360000	0.69
每年淨发电量(負荷系数80%), 仟瓩小时:		石油	3015000	0.41
反应堆	1060×10^8	一般費用	10375000	0.58
过热器	727×10^8	运行和修理	1600000	0.09
共計	1787×10^8	共計	23575000	1.32

工 作 状 况

1955 年經爱迪生联合公司允承并于 1956 年准許建造 1 号动力反应堆。因为这是第一次将鈾用在动力反应堆上,所以需要化費大量時間和資金进行仔細的研究。以前对金属鈾和鋳合金同金属 U^{235} 的混合物的概念必須放弃,現在使用氧化鈾和 U^{235} 混合物的第二次临界实验已基本完成。其他的研究工作也大大前进了一步,例如对释热元件的組成部分和释热組件在迴路中做輻照影响的試驗。

对于当地情况的研究譬如象地震,水文,地質和气象的研究都已完成。研究結果对核装置說来都很好。在輻射方面对该地区进行了調查。这次調查的材料至少可作最近二年工作的原始資料。活性测量在空气中,水中和植物中都已做过。

在研究,設備和土方工程上已拨出将近 4 千 8 百万美元,其中将近 9 百万美元已經用掉。电站一般部分的全部設備和核装置全部主要設備都已訂貨。地方已准备停当,包括电站場地的凿岩工程。

爱迪生联合公司已为一小組工程师开始实施教学訓練大綱,这些工程师以后将指导印地安区电站的运行。除研究維脫罗工程公司的核装置操作規程外,这些人将在类似印地安区建造的动力反应堆上获得預先运轉經驗。

电站預計 1960 年末起动。

(譯自 Труды второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии. Избранные доклады иностранных ученых том. 4)

希平港压力水反应堆的设计、建造与运行的经验*

德胡夫 伊利斯 格利格 蘭 尼 倫杰耳 曉 沃**

1955年在瑞士日内瓦召开的第一届和平利用原子能国际会议文献中,由辛普森(J. W. Simpson)先生等详细介绍了宾夕法尼亚州希平港(Shippingport)的压力水反应堆的原子能发电站。自从报告了那个初步设计过程以后,根据继续分析和进一步的研究与创造的结果,这个设计曾经给予修正。电站已建造完成,并且经过六个月的运行试验。由于试验的结果,获得了关于电站发展、设计、制造、部件试验、建造和初次运行的很有价值的经验。本文概要的叙述这个发电站的设计概念,并讨论它在设计过程中对物理学、冶金学、堆芯设计、化学和原子能发电站等问题的考虑;通过这个原子能发电站的设计创造、部件制造和建设,曾经遇到过许多问题。别的原子能发电站的建造者或计划建造者将会对这些重要问题的解决方法发生兴趣。

这个发电站经过第一次六个月的供电运行与管理试验所得到的经验,使设计工程师有可能与预计的结果进行比较。这个发电站具有最优良的灵活性和可靠性;今天希平港发电站已经完成了它的设计使命并在继续运行中。它既是一个发电站又是一个实验室。它是一个探讨压力水反应堆运行数据与时间的关系的装置;在反应堆堆芯经过长期的燃烧以后,将会获得关于它的耐久性、操作运行和长期的反应特性等很有价值的资料。

以初期计划建成的原始目标日期与实际完工日期进行比较,兹将其主要项目列于表1内。1954年6月以后的项目是杜瓦斯尼电灯公司(Duquesne Light Company)加入这项工程后共同计划的。所有1954年6月以前的日期均系实际日期。

压力水反应堆的计划由美国原子能委员会提出,其目的是在最短时间设计、建造和投入运行一个由裂变物质作为燃料的发电站,以探讨和平利用原子能的现实性。因为压力水反应堆的工艺比较先进,所以被选为美国原子能委员会的一系列试验性的动力反应堆计划中的第一个。它是美国电力事业中第一个完整的商用原子能反应堆发电站,其发电量与现代的中央发电站差不多。它并不是企图在压力水反应堆发电的价格上与用普通燃料发电站相竞争,但是,它企图在压力水反应堆的发展与运行所提供的数据中将会在最后对这种型式的发电站作出可靠的成本评价。

为了达到上述目的,委员会希望在合作的基础上尽最大的可能使非政府组织的单位参与研究。因此,委员会建议由私营企业参与这个计划。为此曾经收到九项建议,并成立了一个委员会以审查这些建议。委员会决定采用宾夕法尼亚州,匹兹堡杜瓦斯尼电灯公司

* Experiences in the Design, Construction and Operation of the PWR at Shippingport (第8卷,第1792号报告,美国)。

** P. G. DeHuff, J. C. Rengel (贝地斯原子动力部,西屋电气公司), W. R. Ellis, J. C. Grigg, M. Shaw (美国原子能委员会,反应堆研究部,海军反应堆处)。

R. V. Laney (美国原子能委员会,反应堆研究部,匹兹堡海军反应堆运行办事处,海军反应堆处)。

表 1 压力水反应堆主要项目规划日程表

	計 划 日 期	实 际 日 期
确定方案研究		1953 年 7 月
完成方案研究报告,确定设计目标;准备初期工程研究		1953 年 9 月
开始设计研究		1954 年 2 月
准备主要设备组件的规格		1954 年 2 月
选择原子能发电站的建筑工程师		1954 年 2 月
开始堆芯设计		1954 年 3 月
订购反应堆容器和蒸汽发生器		1954 年 5 月
开始系统设计(发表系统规范)	1954 年 6 月	1954 年 6 月
发表整个计划进度表(主要项目)	1954 年 7 月	1954 年 7 月
确定堆芯设计(物理学),点燃区及少许浓缩的再生区 VS	1954 年 12 月	1954 年 12 月
开始进行模拟堆芯空负荷运行	1955 年 1 月	1955 年 1 月
选择再生区燃料合金	1955 年 3 月	1955 年 4 月
工地重型建造工程开始	1955 年 4 月	1955 年 4 月
订购电站容器	1955 年 6 月	1955 年 6 月
从事堆芯参考设计	1955 年 7 月	1956 年 1 月
完成系统说明	1955 年 7 月	1955 年 12 月
挑选原子能电站的总承包商	1955 年 10 月	1955 年 10 月
确定点燃区的装载和开始制造	1955 年 11 月	1956 年 6 月
批准最后的堆芯设计	1955 年 12 月	1956 年 3 月
完成电站容器	1956 年 4 月	1956 年 9 月
安装蒸汽发生器	1956 年 6 月	1956 年 8 月
18 吋的主冷却管道开始施工	1956 年 7 月	1956 年 9 月
安装反应堆容器	1956 年 8 月	1956 年 10 月
18 吋的主冷却管道施工完毕	1956 年 12 月	1957 年 5 月
辅助系统安装完毕	1957 年 1 月	1957 年 8 月
开始热试验(反应堆容器过滤器)	1957 年 1 月	1957 年 8 月
完成热试验	1957 年 3 月	1957 年 9 月
完成堆芯的制造	1957 年 6 月	1957 年 10 月
安装堆芯	1957 年 7 月	1957 年 10 月
冷态临界试验	1957 年 9 月	1957 年 12 月
100%负荷运行(净电功率: 60000 瓩)	1957 年 11 月	1957 年 12 月

提出的方案,因为它对政府最为有利。压力水反应堆发电站中的原子能部分系由西屋电气公司承包,由于它曾经对压力水反应堆取得了经验,所以选择它作为主要承包商。西屋电气公司曾经在由委员会管理的贝地斯(Bettis)工厂的运行中做过设计工作。这个反应堆在 1957 年 12 月 2 日首次达到临界,发生器在 12 月 18 日才达到同步,12 月 23 日达到全负荷运行。希平港原子能发电站占地 420 英亩,位于俄亥俄河的南岸,离开宾夕法尼亚州匹兹堡城差不多 40 英里,距离俄亥俄州界(Ohio State Line) 10 英里。

压力水反应堆的整个计划中包括了从发展原来反应堆得到的经验,再进行改进型堆芯的设计与试验。压力水反应堆电站的设计是可变的,以便采用不同设计的堆芯。压力水反应堆第一次堆芯的轮换安装将在 1961 年进行。发电站预计每隔大约两年的时间内就可对新的堆芯型式进行研究与发展。

压力水反应堆的计划系由美国原子能委员会负责的。计划由反应堆研究部的海军反应堆处替委员会执行。在希平港和贝地斯则由匹兹堡海军反应堆运行办事处作为委员会

的代表。发电站的原子核部分的设计、发展、建造和试验等由西屋电气公司作为原子能委员会的主承包商。发电站的蒸汽电力部分系由杜瓦斯尼电灯公司设计和建造；杜瓦斯尼提供了电站厂址，同时还运行和维护差不多 100,000 瓩的汽轮发电机部分。杜瓦斯尼也作为承建者接受委托运行和维护电站的原子核部分。压力水反应堆电站的描述包括在贝地斯电站报导⁽¹⁾中。

设计上主要存在的问题

压力水反应堆和反应堆电站的设计需要许多科学家和工程师去担任重要的工作，而这些工作的某些部分只能用过去仅有的很少经验去指导发展和设计。在许多情况下，过去的经验是可以采用的。在解决压力水反应堆的设计问题上需要建立新的和更严格的要求，这些在设计及设备制造上要比过去有经验的普通电站设计和设备制造要困难得多。本文的范围将不允许把这些问题作详尽的报告，而只是将一些主要的问题提出讨论。

主要电站设计特点的选择

在开始进行反应堆及电站的详细设计和发展工作之前，它需要确定下面的基本设计方案：(1) 反应堆供水回路的数目；(2) 反应堆冷却水工作压力；(3) 反应堆平均冷却温度；(4) 反应堆冷却水泵电力总耗量；(5) 反应性控制的方式。方案的选择和每个方案选择的基础将在下面几节中简单地加以叙述。

回路的数目

近代的发电站常常用一个锅炉配一个汽轮机。这种单机组的设计当主要设备损坏时，就会影响整个机组系统的运行。因为普通发电站的设备有一定的可靠性并且容易修理，同时因为已发展了将输电接入巨大的电网中，因此，这种系统的设计被证明是经济的；正是注意到这些，故基本上原子能电站的造价在较新型的设计中也会进一步降低，因为这种设计要求较少的分开机组组件和较少的主冷却回路。

无论如何，反应堆发电设备的大修不是容易地或是短时间能够完成的。这些设备中很多主要的项目都是新创的而且又不易购置。显然，假如象普通的设计中一样，一座反应堆仅配置一台蒸汽发生器时，那么原子核发电厂的可靠性将会大大的降低。除此之外，假如在压力水反应堆中冷却水回路采用一条时，则水泵、阀门和蒸汽发生器等机组的尺寸就要求对于一般设计及制造上到当时为止所获得的知識作过多的推算。

在决定采用回路的数目之前，首先研究决定第一次的投资设备的尺寸和当其中一条回路系统发生故障时对电站的输出额的影响。研究结果表明，电站回路的数目并不会过分影响总投资，因为减少回路就需要加大设备，而加大设备意味着增加研究费用。采用四条冷却回路，水泵的总容量将为先前最大容量的四倍，在推算的方面也算是合理了。采用四条回路所需要的管子尺寸接近了过去工业上所安装过的最大的壁厚的尺寸。除此之外，采用四条回路时，如果有一条回路发生故障，整个电站的容量将仅降低 15—20%。为了这些原因，所以采纳了四条回路的设计，在每一条回路中的所有设备的大小均是这样规定的，即在 60,000 瓩满负荷的运行中只要三条回路运行就能够满足要求。

反应堆冷却系统的压力

反应堆冷却系统的压力选择时需要调和好几个因素，现在反应堆冷却系统的标称工

作压力为 2000 磅/吋² (绝对)。为了减少发电站投资, 反应堆冷却系统的压力希望低一些。假如要防止堆芯产生沸腾现象的话, 无论如何, 較低的冷却系统压力必然会使堆芯燃料元件表面温度降低; 燃料元件温度的降低意味着汽轮机間蒸汽压力的降低, 反过来也说明降低了蒸汽发电的效率和增加了投资。因此, 决定不进行压力水反应堆最合适压力的研究, 就采用最高可能的燃料元件温度及蒸汽压力。这样将对反应堆的工艺做出更大的改进。

在这样明智的基础上和根据所有可以得到的关于鋁合金在高温水中的特性的資料, 燃料元件表面的最高温度被采用为 630°F。于是就确定冷却系统沸腾压力为 2000 磅/吋² (绝对), 这时的饱和温度为 636°F。这样由设计最高温度到沸点温度之間尚有 6°F 的差額以防仪表上的誤差。设计压力为 2500 磅/吋² (绝对), 这包括瞬时过程中工作压力变化的 200 磅/吋², 和包括安全閥的压力 300 磅/吋²。

反应堆平均冷却温度

为了蒸汽发生器的施工设计和堆芯设计能够进行, 必須在电站设计的初步阶段就决定平均冷却液温度。在选择平均冷却温度之前, 要确定另外两个极限温度。发电厂的规范中规定蒸汽温度为 486°F 对于压力为 600 磅/吋², 該温度是饱和温度。堆芯的最热点温度为 630°F, 这个温度在上节已经叙述过了。当蒸汽温度不变, 而将冷却温度增加时, 則蒸汽发生器的热传导面积和投资均减小; 但是冷却温度增加时, 堆芯的热传导面积和投资就增加。尽管如此, 因为堆芯的热传导面积比蒸汽发生器的热传导面积的投资要高得多, 故在蒸汽发生器的尺寸不致于过分的增加的情况下, 应尽可能的降低平均冷却温度。

泵的功率

由于压力水反应堆要作为一个实验性的发电站, 它的建造使它能够在較大幅度的范围内变动的堆芯型式。在考虑反应堆冷却水流量时, 需考虑将来新的堆芯的需要量, 它将出现这样的情况, 第一个压力水反应堆堆芯的要求是流量大而它的压力降是小的, 将来的堆芯則要求流量小而其压力降大。正如反应堆冷却系统中的其他设备一样, 水泵要设计得适应两种情况。为了将来堆芯压力降要变高, 在水泵的壳体内必需进行叶輪的更換, 这种工作是比较容易作的。增加水泵的功率以尽量减少堆芯热传导面积, 从而有了降低堆芯的投资的可能, 这在经济上的优越性是值得研究的。但是, 由于泵的功率在任何固定系统中是与冷却液流量增加成三次方的比例, 看来, 在每一迴路中, 总的流体功率約 1200 馬力时, 将会在希望减少水泵功率以增加发电站的效率和降低投资費, 以及在希望增加水泵功率以减少堆芯投资之間得到很好的平衡。

反应堆反应性控制的型式

已经对于采用化学方法来控制溶解在反应堆冷却系统内的核毒物含量的可能性进行了研究, 以此代替用机械的控制棒来控制反应堆的过量反应性; 虽然化学方法并不一定比用控制棒的方法来得优越, 但是从研究中表明, 这种化学方法对某种类型的堆芯是可行的。同时也需要一定的控制以提供迅速的安全停車。当点燃区和再生区堆芯设计被采用以后, 化学控制方法的研究即結束了, 因为即使反应堆冷却液內存在一点点核毒物, 就会使能够从天然鈾再生区得到的功率显著地减少; 除此之外, 看来, 在化学控制系统失灵时要保证安全也是很困难的。因为反应堆控制对于电站的安全起着非常重要的作用, 这就是化学控制的主要缺点。

在决定采用机械控制棒控制方法以后,就开始研究,以便确定采用以温度不变的平均冷却温度($T_{\text{平均}}$)为基础的或者是以不变的蒸汽压力为基础的控制方案。 $T_{\text{平均}}$ 控制比较简单,因为固定的负温度系数可能足以使在电站正常负荷变化中不会发生控制棒的移动。但是这种型的控制会造成从无负荷到满负荷条件下,蒸汽压力的很大下降。这样就必须使蒸汽动力站的管道和设备的设计至少应达到 850 磅/吋²(无负荷时的压力),虽然在全负荷时的工作压力为 600 磅/吋²。采用平均冷却温度恒温控制的形式估计在整个电站的投资中将增加 50,000 美元。然而,使用这种型的控制其结果使得电站的运行更稳定。决定采用这种形式而造成投资费用的增加是值得的,故电站的控制是基于平均冷却温度的恒温控制基础上。

反应堆材料的类型

腐蚀,在任何发电厂都容易发生这个问题,而在一个原子能反应堆中是一个主要的问题,由于腐蚀物可能产生放射性,因而变成放射源。腐蚀产生的物质也可能被带入冷却蒸汽中和贮存在燃料元件的热传导表面上,这就会降低由燃料到冷却系统的热传导。这种情况,可能由于放射性的微粒的阻塞而限制冷却液的流通,结果造成局部地区严重过热和燃料元件可能熔化。

为了上述的理由,在整个压力水反应堆发电站穿过反应堆与冷却循环水接触的地方都采用防腐蚀的材料。在电站设计之前,曾对一些设备:如反应堆容器的主要冷却管道、蒸汽发生器和水泵等,考虑使用碳钢来代替不锈钢。但是,在订购这些设备时,尚不可能证明碳钢与高温反应堆冷却系统在接触后是否能在各方面得到满意的结果。与其危害电站的运行,不如决定用完全抗腐蚀的初级系统。

发电站设计的问题

容器设计

在开始反应堆设备的具体设计之前,决定将这些设备置于一个压力密闭容器内。在开始计划时,假如这个发电站置于一个城市的附近时,就要考虑,最好在压力密封容器内能安装任何类型的反应堆电站。无论如何这是必须重视的。在设备的零件设计之前,需决定反应堆设备被封闭在压力密闭容器内,而容器之必需并非研究中得出的结果。在开始容器的设计之前,需决定下列事项:(1)这个容器需安置在地下作为一个附加的安全特点;(2)反应堆更换燃料的工作要在水下进行,以保证简单而灵活地进行燃料处理;(3)在电源损失的情况下需在反应堆与蒸汽发生器热交换器之间建立自然循环,以容许散发衰变热。

第一个设计的问题是决定容器的形状和结构的材料。曾做出几种初步设计,并估算了投资费。其中有单个圆筒形、单个球形、多个圆筒形和多个钢球形。钢筋混凝土结构也在考虑之中,但是因为造价太高,故废弃不用。也不采用单球形,因为建造在地下费用太高。简而言之,几种球形设计都不如单圆筒形或多圆筒形的设计来得实用与经济。当圆筒形的设计作为最经济的形状被选择以后,接着对于容器埋放在地下面而不需要第二层封闭器(如混凝土封闭器)的情况进行了研究。这种设计方案是可以减少投资,但是它被否定了,因为不可能进行外部的检查工作,而且如果由于损失冷却液而造成事故时,会由突然温度升高而引起严重的膨胀问题,而冷却液的损失却是需要容器的主要原因,最后,

在設計中对单圓筒和多圓筒的装置进行了选择。在企图解决这些問題之前,要决定容器的材料、壁厚和直径。SA 201 式 B 級火箱鋼板被选为适合的材料。壁厚决定为 1.25 吋。这是在这种型号的鋼材中最厚的鋼板,不需要消除其內应力就可以焊接。而且前面的經濟研究中說明了采用厚壁的容器是实用的和优越的。(一个厚壁的容器减少了容器的体积,随之而减少了挖土和混凝土屏蔽的造价)。这个容器設計的压力为 50 磅/吋²,因为設計的压力如果太高,在設計和容器穿透孔的制造中将产生一系列的問題,尤其是需要电力穿透时。这个圓筒形的容器直径为 50 呎,总的壁厚为 1.25 吋,因而設計压力的結果为 52.8 磅/吋²。要将 2 台蒸汽发生器很紧凑的安装在这个容器內,这个直径也几乎是最低限度的要求了。

由于考虑到反应堆本体与蒸汽发生器之間的反应堆冷却系統有良好的自然循环和要在水下加进燃料,故它們之間的标准不一样,而它最实际的布置方法是将反应堆本体置放在分开的容器內,而容器位置低于两台相邻的蒸汽发生器容器。燃料輸送槽的頂允許接近地平面和直接置于反应堆容器之上。为了尽量减少反应堆冷却迴路管道的长度,反应堆壳体設計成球形,而且作得尽可能小。控制棒操纵机构安装在反应堆本体的頂上,同时可以装入伸进燃料槽的一圓柱形的頂內。反应堆容器球体直径很小,因而反应堆冷却系統管道的长度也縮得最短。

为了更好的利用电站厂址內可利用的空間,把兩間鍋炉房空間的长度尽量縮小,而所需增加的容积是由安置在另外三个容器旁边的第四个容器供給的。这个容器是圓筒形的。它的混凝土屏蔽标高与槽的地坪一样,屏蔽的頂部提供了更易接近槽的可能性,并使其作为設備运送和存放之用。

容器零件的具体設計与制造要求灵巧,但并不是异常的設計問題。容器的容积是通过計算最大的內压力来决定的,而該压力又是在反应堆冷却系統突然破裂后,而引起所有热的冷却液流出而产生的。这个压力升高的計算系假定所有的冷却液及一个蒸汽发生器內的水忽然被放至容器的大气內。在容器的設計制造和試驗中将会产生出許多关于零件設計的問題。例如:可靠的而且防漏的电力穿透孔的制作等都証明是比較麻煩的問題。在穿透孔中用一般的陶瓷和玻璃絕緣物。但是关于将这些絕緣物安装在密封的压力容器內的工艺問題,只有在完成了相当的研究工作后才訂出了最后的制造工艺。容器的漏損試驗同样要求十分小心,以保証結果的正确性。容器被封閉在混凝土結構之前,要观察其准确的滲漏率是非常困难的,因为容器內空气的温度有所变化以及不同温度的空气层形成靜止层。容器最后的滲漏試驗在所有設備均已安装完毕和完全封閉以后进行。这时可以得到更精确的結果,因为容器周围的空气仅有很小的温度变化。同时也因为技术的改进,可以将压力几乎不随温度的变化而测出。这就包括必須在容器內安装一个密封受压的銅管系統,这个系統內也必須封入一个容器使其中空气的平均温度与反应堆容器內空气的平均温度相等。最后的試驗得出容器的滲漏率在 24 小时內大約为 0.15%。

水的化学规范

过去的研究工作和压力水反应堆的运行經驗帮助确定了水的化学要求的資料。例如:希望在水中保持过量的溶解氫。过量的氫通过与堆中水的离解而产生的氧的混合,有助于确定低平衡的氧含量。同样也証明必需維持低的含氧量。在反应堆冷却系統中虽然初級系統采用高度防腐蝕的材料,但由于高含氧量的結果而使反应堆冷却剂中仍然会产