

PIUS: 现状与前景

评述基于“过程固有极度安全”原理

反应堆的设计和发展

Tor Pedersen

核能在未来的能源供应方案中占有重要的地位，但如果在世界上任何地方再发生类似三里岛或切尔诺贝利那样的恶性反应堆事故，那么核能方案就可能受到危害。

PIUS (Process Inherent Ultimate Safety, 过程固有极度安全) 反应堆的开发工作, 是建立在这样的信念基础上的, 即未来的民用核能开发工作应该引入一些新技术, 让防止恶性事故发生的安全功能成为反应堆结构的一种固有特性。也就是说, 设备的误动作或人为的干预不会危及这种反应堆的结构。在正在对 PIUS 概念进行或计划进行评价的几个工业化国家里, 这一要求正越来越被人们所认识, 而对于打算采用核动力的国家来说, 这一要求也是特别重要的。

简单地讲, PIUS 原理之实质, 就是利用反应堆结构本身的种种特点, 做到在一切合理设想的干扰条件下仍能保持堆芯的完整性。也就是说, 在这种反应堆结构中, 完全依靠以无可非议的自然规律 (例如重力和热工水力学) 为基础的那些工艺过程, 就能使反应堆停堆和得到冷却。只要堆芯的完整性有了保障, 就能确保不向环境释放大量放射性, 因而使安全风险很小。

Pedersen 先生是瑞典斯韦特罗斯 ABB 原子公司反应堆部的电气工程师。

电厂的设计

瑞典 ABB 原子公司在 PIUS 型反应堆的设计和 发展方面, 已经进行了 10 多年的开发工作, 并已推出了几种反应堆设计。所有这些设计都以成熟的轻水堆 (LWR) 技术和基础设施为基础, 只是在结构方面重新做了安排, 并增加了一些实现 PIUS 原理的专用部件。就发电而言, 早期的设计之一是一座

PIUS-600 的主要数据

堆芯热功率	2000 MW
净电功率	640 MWe
循环水温度	18 °C
燃料组件数	213
堆芯高度 (活性区)	2.50 m
堆芯等效直径	3.76 m
平均燃料线功率	11.9 kW/m
平均堆芯功率密度	72.3 kW/l
堆芯入口温度	260 °C
堆芯出口温度	290 °C
运行压力	9 MPa
堆芯流量	13 000 kg/s
平均燃耗	45 000 MWd/t
混凝土容器内腔直径	12 m
混凝土容器内腔容积	3300 m ³
混凝土容器总高度	43 m
混凝土容器厚度	7 m
蒸汽发生器和冷却剂泵数	4

1600 MWth (500 MWe) 的核电机组, 它的一个堆芯加上 4 条蒸汽发生器/冷却剂泵环路, 全都被装在一个巨大的混凝土容器内。随后又搞了另外几种涉及模块式概念的设计, 即把各自带有一条蒸汽发生器/冷却剂环路的堆芯, 组合成为具有不同输出功率的电厂。1987 年, 与国际合作者共同开辟了一些设计研究项目, 研究 PIUS 反应堆的改型堆, 堆芯装在混凝土容器内, 蒸汽发生器和反应堆冷却剂泵则安置在混凝土容器外。这种结构现已被定为标准设计。反应堆的输出热功率为 2000 MW, 核电机组的额定净输出电功率为 640 MW。(见附表和附图。)

这种反应堆的堆芯是压水堆 (PWR) 型堆芯, 由 213 个燃料组件构成, 使用 PWR 燃料棒的标准直径, 长度则短一些。堆芯置于反应堆水池的底部, 水池中装了大量的高硼含量水, 水池周围是一个预应力混凝土反应堆容器 (PCRIV)。反应堆堆芯中不设置使反应堆停堆或进行功率调整用的控制棒。反应性的控制是通过控制反应堆冷却剂的硼浓度和温度来完成的。

与 PWR 目前的做法相比, 其平均线功率、温度、流量和相关的压头损失等堆芯数据方面的要求都降低了许多。某些燃料棒中装有可燃吸收体 (钆), 用来补偿因燃耗损失的反应性, 慢化剂的反应性温度系数在整个运行周期内都保持较大的负值。

冷却剂被加热后的温度为 290 °C, 从堆芯流出后沿升液管向上流动, 通过分布在上联腔各侧面上的管嘴离开反应堆容器。冷却剂经过热段冷却剂管道后, 到达安装在 PCRIV 外侧的四个直管一次通过式蒸汽发生器。主冷却剂泵位于蒸汽发生器的下方, 在结构上与之连成一体。主冷却剂泵选用全密封型湿式电动机专用泵, 就是已被 ABB 原子公司沸水堆核电机组用作再循环泵的那种泵, 只是功率大一些。

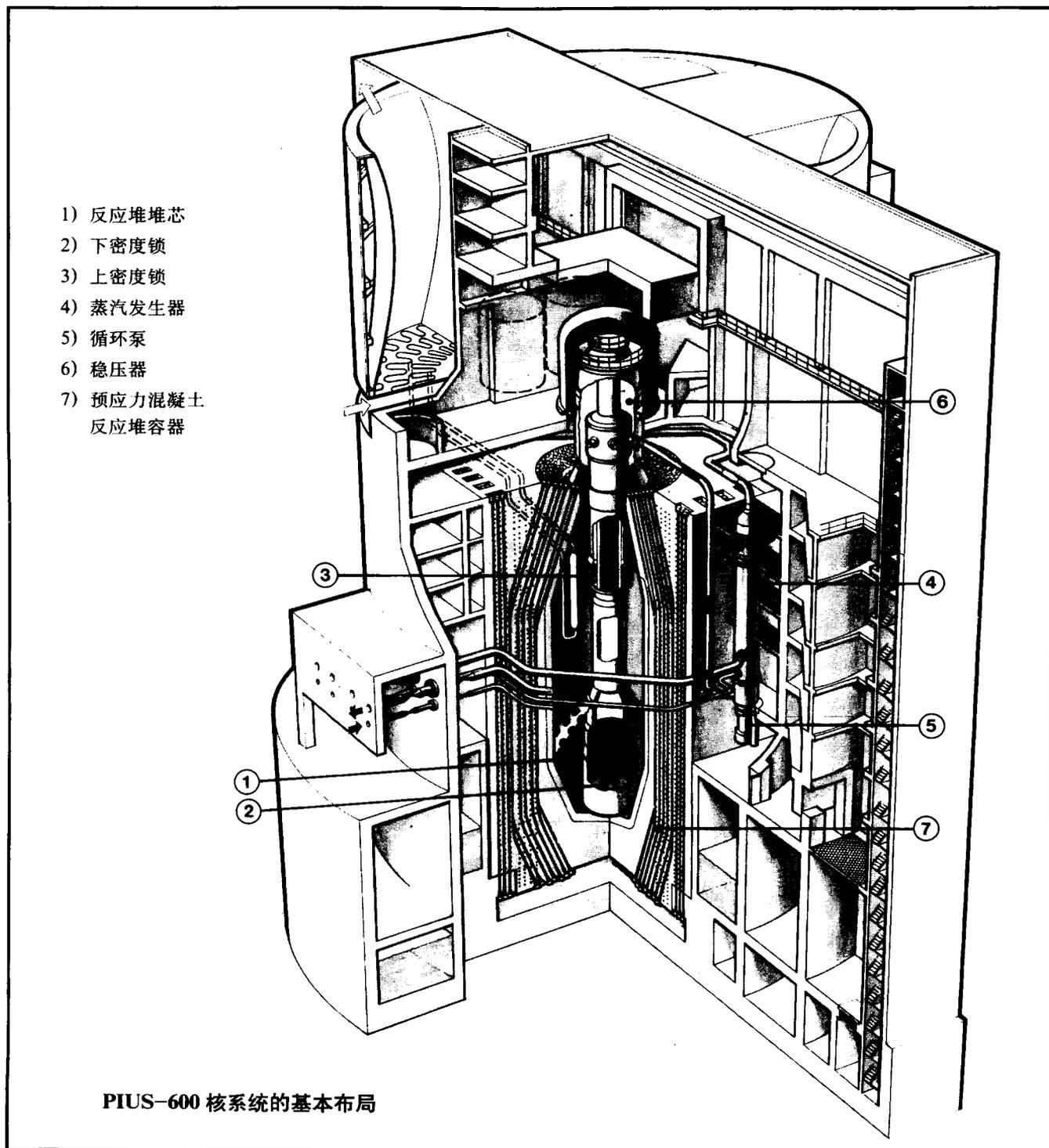
冷段管道通过上联腔上的管嘴进入反应堆容器, 管嘴高度与热段管嘴的相同, 回流水的温度为 260 °C, 经下降管道到达堆芯入口处。回流水在向下流动过程中被加速, 在下降管和稳压器之间有一些开式联接件, 形成虹吸式切断器的布局。该虹吸切断器可在冷段一旦发生假想的破裂事件时防止反应堆水池中的存水被吸走。在下降管和升液管之间也有一些开式联接件。在下降管底部, 回流水进入反应堆堆芯入口联腔。

在堆芯入口联腔的下方, 有一根朝密封的反应堆池开口的直径为一米的管子, 管子里面配置了管束。

这种结构可使水的混合减至最少, 保证反应堆环路的热水能在温度较低的反应堆池中水的上部形成稳定的层面。这根管子连同配备的管束和分层相处的水, 被称为下“密度锁”, 它是实现 PIUS 原理所需的专用部件之一。热冷水界面的位置可利用温度测量值求得, 这一信息被用来控制主冷却剂泵的转速从而控制水的流量, 以便在正常运行期间使界面保持在恒定的高度上。在水池的高处, 还布置了另一个密度锁, 它与上部升液管联腔相连。这个上密度锁具有类似的管束配置, 并在升液管与这个密度锁之间有许多小开口。

由于有了这两个与高硼含量水池相连而且总是敞开的密度锁, 因而使这种反应堆系统的结构为确保 PIUS 原理的实现奠定了基础。这种结构保证总是存在着一条常开的自然循环路径, 它从水池出发, 穿下密度锁, 经入口管段到达堆芯, 通过堆芯本身和升液管后, 再顺着从上部升液管联腔到达上密度锁的那条通道返回水池。在电厂正常运行期间, 通过控制主冷却剂泵的转速, 使下密度锁中出现稳定的热/冷界面, 再结合对一回路中水量的控制, 使上密度锁中也出现稳定的热/冷界面, 从而使这条自然循环路线保持非工作状态。在上密度锁中测得的与界面层有关的温度值, 被用来控制一回路中的水量。冷却剂的流量取决于堆芯出口处相对于反应堆水池的热工条件。冷却剂在穿过堆芯并通过升液管上升的过程中产生的压降, 必须与上下密度锁中的两个界面之间的静压差相等。在正常的稳态运行和负荷跟踪运行期间, 开动主冷却剂泵来建立这两个密度锁中的压力平衡。一旦发生恶性的瞬态或事故, 这种压力平衡就会突然消失, 从而使水池中的加硼水依靠自然循环穿过堆芯, 既能使反应堆停堆又能给堆芯提供不间断的冷却。两个密度锁的上半部分, 即热/冷水界面以上的空间, 平时充满着起缓冲作用的一回路热水, 以便在出现很小的运行扰动时阻止池水进入, 避免引起误停堆。

反应堆水池中的加硼水靠两个系统冷却: 一个是利用反应堆容器外的热交换器和泵使池水作强制循环的系统, 另一个是由反应堆水池中的冷却器和自然循环环路组成的非能动系统, 自然循环环路的顶端是位于反应堆厂房屋顶部上 (每个角上一个) 的干式自然通风冷却塔。这种自然循环系统能保证反应堆水池在事故情况下得到冷却, 而且即使有一个回路不工作也能阻止池水沸腾。若所有的水池冷却系统都发生故



障，则水池的水也能确保堆芯在一周内得到冷却。

PCRVR 内腔的直径约为 12 m，深约 38 m，内装约 3300 m³ 的水。整个混凝土容器的横向宽度约为 27 m，高约 43 m。整个容器用预应力钢筋固定在基础底板上。容器的抗压能力由大量的预应力钢筋（其中一部分是环绕内腔平放的，另一部分是从顶到底纵

向布置的）和加强筋保证。

PCRVR 腔的内侧加装了不锈钢内衬。此外，还有第二道屏障，即预埋在离混凝土内表面约 1 m 处的薄钢板，薄钢板的上部一直延伸到上密度锁以上的高度，以保证在这个高度以下的反应堆水池水不会因内衬泄漏而损失掉。在这个高度以下，混凝土容器不

容许有贯穿点。

在预应力混凝土容器的顶上，有一个钢质的容器延伸段，该延伸段依靠单独锚定在混凝土容器底部的钢筋束固定。这个延伸段有各种管嘴，有的用于连接热段和冷段的管道，有的用于连接反应堆水池冷却系统的强制循环环路，还有的用于连接其他系统的某些管道；此外，这个延伸段内还装有上部升液管联控和稳压器。

PCRV 和反应堆系统一起被封闭在巨大的弛压型安全壳构筑物内。在干井和位于湿井内的一个大型冷凝池之间，有许多排放管道。含有高压高温的反应堆环路水或反应堆水池水的一切设备，均被安置在安全壳内。安全壳设计成能承受最粗管道的双端破裂事故。该构筑物用钢筋混凝土筑成，其强度能承受坠落飞机的冲撞。为确保密封性，整个安全壳加装了钢内衬。

反应堆功率的控制是靠调节反应堆冷却剂的硼含量和温度实现的。在电厂正常运行期间，反应堆功率只是利用很大的冷却剂负温度反应性系数就能得到控制，不必调节反应堆冷却剂的硼含量。至于功率的改变，只要简单地调节流向蒸汽发生器的给水流量就行了。给水流量的增大能使流向反应堆的一回路回流冷却剂的温度降低，从而使反应堆功率提高。这种程序适用的功率范围为 $\pm 40\%$ ，电厂功率变化的速率为每分钟 20% 。至于每日的负荷跟踪运行，只要在第一天的循环开始时微调一下硼浓度就能实现，例如在 100% 到 50% 之间进行跟踪。以后数日均不需再调节。超过这个范围，就需要调节硼含量，使堆芯冷却剂出口温度保持在容许的上下限以内。若要提高功率，可用注入蒸馏水的办法控制硼含量；若要降低功率则注入硼含量较高的水，同时抽出相同数量的水。这些程序与普通 PWR 电厂中使用的程序是相同的。

此外，这种核电机组象目前的 LWR 核电机组一样，也配备了用于停堆、导出余热、隔离安全壳等方面的各种测试、保护、逻辑和执行系统。但这些系统在确保安全方面的重要性大大降低。这些测试、监督、保护和执行系统的设备，同其他系统的设备是分隔开的，并安置在独立的、用坚固的实物充分保护起来的隔间。这些隔间位于反应堆厂房的底部。反应堆保护系统（采用四取二符合逻辑）的任务是，当反应堆工艺参数超出规定限值时，触发功率水平降低、正常停堆或紧急停堆。

在大多数情况下，比较恰当的对策是通过控制给

水流量使功率返回到较低水平，或者用向一回路冷却剂注入高硼含量水的办法使反应堆的功率进一步降低到热备用或热停堆工况。只有在少数情况下，才通过切断其中一台主冷却剂泵的办法触发反应堆紧急停堆。这时水池中的水将进入一回路系统，并使反应堆停堆，进入热次临界工况。一回路构件将受到下降约 $50-60$ 摄氏度快速冷却的威胁，但这种瞬态不会对这些部件的热疲劳性能产生严重的影响。

与目前的商用 LWR 设计相比，PIUS 取消了许多安全级系统：控制棒和安全注硼系统被密度锁替代；自动减压系统已不再需要；用以导出余热的辅助给水系统被反应堆水池替代；导出安全壳热量的系统和安全壳喷淋系统被反应堆水池的非能动冷却替代。安全级的闭路冷却水系统，加热、通风和控制系统，以及交流电源系统，都被非安全级的系统替代，从而使整个设计大大简化。剩下的安全级功能分别由以下各系统执行：反应堆保护系统，它可以切断一台冷却剂泵，以实现反应堆紧急停堆；安全壳隔离系统，它可以关闭隔离阀使安全壳隔离；反应堆容器安全阀，由压力差驱动；以及反应堆水池的非能动冷却功能。对于保护堆芯来说，只有最后一项功能才是需要的，而且仅仅在超过至少一周的宽限期后才需要。

因此，这种核电机组的操纵和维护必然比目前的 LWR 核电机组更简单。而且，由于人们实际上可以不再担心会发生恶性反应堆事故，因而必然有利于使运行简化。

对恶性瞬态的响应

多年来，对采用 PIUS 原理的各种核电机组设计在恶性瞬态和事故工况时的行为一直在进行广泛的分析，一部分是通过实验进行的，但大多数是借助计算机模拟进行的。为进行计算机模拟，已编制了专用于模拟这类核电机组动态行为的计算机程序，非常有效。通过在试验台架上进行实验并通过计算预测其结果，已对该程序是否有能力足够准确地模拟反应堆和核电机组的行为进行了校核。

已分析了大量的瞬态和事故工况，其结果不外乎反应堆停堆，或在安全的、有限制的功率水平下继续运行。没有发现会导致堆芯暴露和（或）偏离泡核沸腾（DNB）状态的事故序列。

从对安全壳的要求来看，在按 PIUS 原理设计的核电机组与目前的 LWR 核电机组之间，有一些很重

要的差别。在前者的情况下，核燃料的完整性受到自己启动的非能动功能的保护，在任何一种可信事件之后反应堆堆芯都不会裸露，燃料也不会过热。在管道破裂时释放到安全壳内的放射性物质，实际上是由堆芯内可能早已泄漏的燃料棒在事故前漏出的；事故本身不会引起燃料棒进一步损伤。在反应堆卸压过程中，只有部分一回路热水会释放到安全壳内。

在反应堆系统初步卸压之后，堆芯就靠反应堆水池环路的自然循环冷却，反应堆的余热被带到反应堆水池中。自然循环的水池冷却系统，能始终确保余热经由干式自然通风冷却塔导入大气。反应堆容器内的水绝不会沸腾。

在反应堆排水过程中短时间释放的蒸汽和热水，可以被冷凝池吸收。安全壳内的压力会增加到 2 巴。绝不会长时间地释放蒸汽，而且由于蒸汽会凝结在构筑物 and 部件上，所以在二三个小时内压力就会下降到稍高于大气压。根本不需要安全级的安全壳冷却系统。

释放到安全壳内的放射性物质不会很多；由于安全壳内的压力高出大气压不多，时间也不长，因而向环境释放放射性物质的最大可信释放率将是非常小的。

计算出的厂区边界处的剂量，大大低于美国环境保护署 (EPA) 《保护行动实施细则》(PAGS) 规定的较低水平。该实施细则规定，最大全身剂量为 1 雷姆，最大甲状腺剂量为 5 雷姆。这就为降低厂外应急计划要求提供了依据。

电厂的建造

电厂的建造涉及到在关键路径中起重要作用的几个大物项：如 PCRV 连同反应堆厂房的安全壳部分、以及反应堆压力容器钢质延伸段。由土建、安装和调试工作的领导人员组成的一个小组，曾对电厂的建造活动进行过分析，这些人曾经建造并调试了瑞典的奥斯卡斯哈门-3 号机组，这套机组从第一次浇灌混凝土到开始商业运行共用了 57 个月。本文所述的这种反应堆的安全壳，与奥斯卡斯哈门-3 的安全壳相似，其 PCRV 可以套用相同的施工技术。因此，在制定这种电厂的施工进度表时，该规划小组利用了他们自己的经验。

制定出的进度表表明，从浇灌第一块混凝土到开始商业运行，这种核电机组的总施工时间为 45 个

月，或者说到装载燃料为止的施工时间为 39 个月。这个时间表多半是比较保守的，因为未考虑采用现场或厂外预制（或模块化）可能缩短的时间。

对于在斯堪的纳维亚条件下制造和建造的这一类核电机组的第 n 套机组，以及常规的 ABB 原子公司改进型 BWR 核电机组 (700 MWe)，已经估算出了详细的总承包费用。这些费用概算表明，在每千瓦电净输出功率的隔夜建造费用 (overnight cost) 方面，PIUS-600 核电机组比 BWR 700 MWe 核电机组便宜得多。

这种机组的蒸汽压力和蒸汽温度较低，导致热效率降低，因此燃料循环费用略高于 BWR 核电机组。另一方面，由于建造时间缩短，并且由于人事费用因核电机组简单而预料会降低，因此发电成本估计会比 700 MWe 核电机组的低。

今后展望

10 多年来，ABB 原子公司一直在研究采用 PIUS 原理的反应堆，对一些设计方案进行了相当详细的研究和分析。在这些工作的基础上，加上电力公司及其它部门的投入，已逐渐形成了一种极有希望的设计概念，而且是一种最大限度地利用了经过验证的部件工艺的概念。为了消除对这种概念的技术可行性和实用性的担心，对所有的新特点都进行过充分的研究，尤其是从安全性和可靠性的角度进行了充分的研究。尽管如此，还是计划进行某些补充试验，以便为商用电厂的详细设计和配置提供旁证的资料和数据。

已同不同国家的电力公司讨论过 PIUS。目前，正在对这种 PIUS 适合意大利条件的实际可行性以及联合设计研究等问题，进行评价和估计。中华人民共和国也正在可行性研究。其他国家中也在进行评价研究。此外，还正在为在美国建立一个联合企业而努力，以便推销这种设计，并请美国核管理委员会审查这种设计和发给许可证。1985 年，美国对这种反应堆概念进行过评价性研究。此项研究的中间结果，也许是在研究如何使这种设计适合美国的条件并与在美国销售有关的下一步活动方面，作出共同安排。

反应堆采用 PIUS 原理是核安全方面的一大进步。由于它采用的是现成的和成熟的 LWR 技术，因而为验证最终设计而需要进行的试验很少。费用概算和建造进度表表明，这种反应堆是能够同其他能源设备相竞争的。