

CANDU 型重水堆核电站综述

朱维和

(秦山核电公司 浙江海盐 314300)

摘要 综述了 CANDU 型重水堆核电站的运行业绩、结构和安全性分析。

关键词 CANDU 型重水堆 核电站 运行 结构 安全性

1 运行业绩

CANDU 型重水堆是由加拿大原子能有限公司(AECL)设计、研制并推向市场的核电机组。据德国《原子经济与原子技术》1995年3月号统计,自从1971年第一台商用 CANDU 型重水堆核电机组在加拿大投入运行以来,截止1995年2月1日,世界上共有32台 CANDU 型重水堆机组投入运行,总装机容量为19792MWe,分别占世界总数的8%和6%。其中,加拿大有22台,印度有7台,韩国、巴基斯坦、阿根廷各1台;另有11台 CANDU 型重水堆机组正在建造,总装机容量为5375MWe,分别占世界总数的18%和9%。

据英国《国际核工程》1995年4月号统计,到1994年底,全世界重水堆核电站的平均累计负荷因子为64.9%,1994年的平均负荷因子为67.2%。从负荷因子来看,重水堆居于轻水堆和气冷堆之间。

重水堆有不停堆换料的优点,同轻水堆相比可提高负荷因子。到1994年底,全世界累计负荷因子最高的为首十台机组中,重水堆就有3台,其中最高的是加拿大的 Pt. Lepreau (680MWe CANDU 堆)为91.4%。由于机组的老化问题,近年来重水堆的平均负荷因子有所下降,这主要是加拿大老的 CANDU 堆的锆锡合金压力管被重水腐蚀和压力管变形。加合大打算分期分批把这些老堆的全部压力管更改成新的锆铌合金压力管,工程需要几年时间,因此今后几年负荷因子的降低

是不可避免的。

据《IAEA 成员国核电站运行经验年报》统计,1989~1993五年,重水堆核电站平均计划外停堆率为8.3次/机组·年,远高于世界所有核电机组的平均停堆率4.2次/机组·年。而其中与设备有关的计划外停堆次数占总停堆次数的百分率的五年平均值为89.2%,也高于所有核电机组的平均值83.4%。无论从计划外停堆事件率或由设备故障引起的停堆事件来看,重水堆的运行效率均高于轻水堆。

2 结构

重水堆是用天然铀作燃料,重水作慢化剂和冷却剂的反应堆(也有极少数是用低浓缩铀作燃料,轻水作冷却剂的)。重水堆按其结构形式可以分为 CANDU 型压力管式重水堆、MZFR 型压力容器式重水堆和“普贤”型重水慢化沸腾轻水冷却的重水堆。CANDU 型重水堆是用压力管将重水慢化剂和冷却剂分开的一种堆型。重水冷却剂在高温高压管内流动,重水慢化剂装在压力管外的反应堆容器(排管容器)里。

重水堆的核燃料是将天然二氧化铀芯块装入锆合金包壳内,两端密封,呈棒状。燃料棒长500mm。每个燃料组件由19~37根燃料棒组成一束,装入锆铌合金压力管内,每根压力管内装12~13个燃料组件。为了防止重水过热沸腾,压力管内保持较高压力。堆芯由几百根带燃料组件的压力管排列而成。作为

慢化剂的重水装在压力容器(排管容器)中。为防止热量传递给慢化重水,压力管外设置有同心套管(排管容器内管),两管之间充以氦气隔热以保持慢化重水温度低于 60°C 。压力管和容器管内管贯穿在排管容器中,两端法兰固定,与壳体连成一体。

控制棒设置在反应堆上部,穿过容器插入压力管间隙的慢化剂。反应性调节,除采用控制棒外,还可用改变反应堆容器中重水的液位来实现。快速停堆时,将控制棒快速插入,同时打开容器底部大口径排水阀,将重水慢化剂急速排入贮水箱内,以达到停堆效果。

CANDU 型重水堆为卧式结构。在反应堆容器的两端都设有密封接头,可以装拆。因此,可采用遥控的装卸料机进行不停堆换料。换料时,由装卸料机连接压力管两端密封接头,新燃料组件从压力管的一端推入,辐照过的燃料从另一端推出。反应堆仍保持运行状态,称为“顶推式双向换料”。由于 CANDU 堆结构和不停堆换料特点,在重水堆核电站中占重要优势,经过二十多年的改进和发展,目前已形成电功率为 60MW 的标准堆型(即 CANDU6)。

3 安全设计特点

CANDU 型重水堆核电站与严重堆芯损坏事故有关的设计特点如下:

1) 衰变热排除。重水堆有一些可防止或缓解严重堆芯损坏的燃料衰变热的应急热阱:(1)停堆冷却系统具有正常衰变热排除并冷却到 100°C 以下的功能。因此在蒸气发生器不能利用时,可用作热态、停堆、全压力工况的应急热阱。(2)大多数重水堆具有在设计基准地震后可排除衰变热的应急水系统。它与正常和辅助给水无关,可独立地向蒸气发生器供水。(3)在失水事故(LOCA)后应急冷却剂注入系统可再充燃料通道。应急堆芯冷却系统(ECCS)利用高压注入安注箱。用快速的蒸气发生器冷却帮助小破口再充水。一旦安

注箱耗尽,泵注和长期地坑水再循环将一起使用。(4)正常运行时,慢化剂系统可排除燃料产生热量的5%;严重 LOCA 情况下,该系统可以排除燃料通道的衰变热。(5)正常运行时,屏蔽冷却系统可排除排管容器外壳和侧屏蔽中产生热量(约为满功率时产生热量的0.3%)。

2) 安全壳。重水堆具有单层安全壳或多层真空安全壳。两者都利用一种高速水喷淋系统以冷凝事故中释放的蒸气并降低安全壳压力。位于厂房顶的大水箱为失水事故后消压提供喷淋。另外,应急过滤空气排放可用于长期压力控制。

3) 反应性控制和停堆系统。反应性控制元件贯穿低压慢化剂,但不贯穿冷却剂压力边界,因此不易发生压力助推弹棒。控制元件添加的反应性的最大深度由逐日控制要求决定,而不是由需要补偿的过剩反应性决定。不停堆换料是反应性控制的长期手段。

热力学效应可限制反应性引入的速率小于 4mk/s ,而堆功率起初提升速率为每秒(50~100)%,这些速率决定了停堆安全系统的速度。对最严重的 LOCA,它必须在2秒内起作用,而这种速度是机械或水力装置可能达到的。对假想的反应性引入,即使在瞬发临界以上,功率提升速率也受重水堆长缓发中子寿命(至少为轻水堆的十倍)的控制。因此,功率提升速率对重水堆超瞬发临界是不十分灵敏的。

所有新的重水堆均有两个完全独立的停堆系统。每个系统的不可利用率小于 10^{-3} ,对所有设计基准事件具有足够的速度和深度使反应堆停堆。一个系统是利用控制棒借助于重力和弹力落入低压慢化剂中;另一系统是利用高压氦作动力把硝酸钆溶液注入慢化剂中。这种双重快速独立的停堆系统方案意味着对这些反应堆未能紧急停堆的预期瞬态(ATWS)(包括 LOCA)概率是很低的,因此设计时可以忽略不计。

4 安全分析

自从70年代中期以来,加拿大对 CANDU 堆进行了概率安全评价(PSA).然而这些研究没有分析发生频率小于 $10^{-7}/a$ 的序列.1986~1987年,加拿大原子能有限公司(AECL)完成了 CANDU6的2级概率风险评价(PRA)研究,它包括频率低于 $10^{-7}/a$ 事件的概率评价、严重堆芯损坏事件和有关释放的后果分析.在此研究中,利用故障树确定起始事件的频率的缓解系统的故障概率,利用事件树评价起始事件后的电站响应.在事件树的准备中,鉴定了直到主要部件和电源级的系统之间的交叉耦合.

该研究分析了为 CANDU6设计的系统评审和与其他轻水堆的 PSA 相比较而选出的32个“内部”起始事件,其中包括20个瞬态事件,8个一回路传热系统失水事件,4个失去慢化剂和端屏蔽冷却事件.用详细的事件树分析估计了各种释放类别的频率,结果得出参考 CANDU6的严重堆芯损坏(堆芯解体)频率为 $4.6 \times 10^{-6}/a$.它可细分成:(1)部分熔化(PM)频率为 $4.0 \times 10^{-6}/a$;(2)晚期堆芯解体(LCD)频率为 $5.2 \times 10^{-7}/a$;(3)早期堆芯解体(ECD)频率为 $2.5 \times 10^{-8}/a$ 三类.如按起始事件分,其中失去厂用水占59.5%,失电占17.0%,LOCA+LOECI(丧失应急冷却剂注入)+失支慢化剂占10%,LOCA占9.5%,ATWS占0.5%,其他占3.5%.由此可见,严重堆芯损坏频率的主要贡献是失去厂用水,因为它影响诸如慢化剂、排管坑室、二次传热系统和应急冷却剂注入系统热交换器这些系统的冷却水.

达到这一低堆芯熔化频率的原因大部分是由于作为热阱的重水慢化剂防止了 UO_2 熔化并对很多可能导致堆芯熔化的事件能保持堆芯的几何构形所致.

慢化剂作为热阱的事态不会导致燃料熔化.然而,燃料过热度足以释放出大量裂变产物.如果这一事件与安全壳失效或旁路相

结合,则释放是很显著的.慢化剂作为热阱和安全壳失效或旁路的总和平均频率为 $6.4 \times 10^{-7}/a$,其中慢化剂热阱和安全壳隔离故障为 $1.3 \times 10^{-7}/a$,慢化剂热阱和经过 ECCS 的安全壳旁路为 $4.9 \times 10^{-7}/a$.

对 CANDU6推导出 V 事态(通过安全壳外低压 ECCS 的 LOCA 和慢化剂在其工作期间不能起热阱作用)的频率为 $3 \times 10^{-9}/a$

该研究也求出导致功率剧增结合不能停堆的起始事件是不大可能的,其频率为 $3 \times 10^{-8}/a$.

大多数堆芯解体的后果将限于一部分惰性气体和有机碘化物的释放,其他同位素将凝结或溶解在安全壳大气中,并且过一定时候最后到达底板的水池中而不会释放.

严重事故释放的分析包括燃料通道周围的慢化剂水的效应和排管周围屏蔽冷却水的效应.这些水也能保持固有热阱达几个小时,从而限制严重堆芯损坏序列的发展,因而减少严重事故引起的可能释放.如果序列进一步发展,CANDU6预应力混凝土安全壳由于过压可能裂纹.

由此分析研究得出下列最重要的结论:

1)CANDU 的固有特性是:(1)慢化剂可作为燃料热量的分散应急热阱;(2)由于配有充水屏蔽箱,可以防止排管的熔穿;(3)在假想过压工况下,安全壳显示出宽容的特性.由此导致严重堆芯损坏的概率是很低的,大约为 $5 \times 10^{-6}/a$,并且限制了堆芯损坏的不良后果.

2)堆芯解体并伴有安全壳旁路或通过未隔离的泄漏通路的泄漏所特有的很大释放的频率是低的,为 $<10^{-8}/a$

3)因为利用了可靠的控制系统和两个分别独立的不同停堆系统,所以有可能使由安全壳引起的明显早期释放事件的总频率很低,为 $3 \times 10^{-8}/a$

4)大多数堆芯解体事件的释放是比较适度的,并且主要限于惰性气体和有机碘,由于对大多数堆芯熔化物来说,安全壳泄漏仍是

很小的,故没有大量释放其他放射性同位素. 对于可能导致安全壳过压的一些较严重事件,安全壳可能会裂纹并且压力会释放,这就限制了结构破裂的可能性.

5)在 CANDU 堆中利用大量水排除燃料产生的热量,这就为操作员干预限制释放提供了时间. 同样,水也能为气溶胶提供冷凝的气氛.

参 考 文 献

- 1 核电站堆型(核电讲座),核科学与工程,1993,3
- 2 World Nuclear Industry Handbook, 1988
- 3 CANDU Safety Under Severe Accidents: An Overview, Nuclear Safety, 1990,1:31
- 4 Summary of CANDU6 Probabilistic Safety Assessment Study Results, Nuclear Safety, 1990,2:31

Survey of CANDU Nuclear Power Station

Zhu Weihe

(QinShan Nuclear Power Co., Haiyan, Zhejiang 314300)

Abstract This paper summarizes the performance of CANDU nuclear power station, its structure and safety analysis.

Key Words CANDU PHWR nuclear power station performance structure safety

我国强流质子回旋加速器建成

本刊讯 我国自行研制的“强流质子回旋加速器及生产中短寿命放射性同位素装置”在中国原子能科学研究院建成. 这台性能优良的加速器其性能达到并部分超过原设计指标,达到目前世界先进水平.

经过一年多的试运行,该装置已生产出钴⁵⁷、铊²⁰⁶、氟¹⁸、镓⁶⁷、镅¹¹¹、锆⁶⁸和镉¹⁰⁹七种放射性同位素,并研制了一些放射性药物和医用同位素制品. 其中,有些产品技术指标已达

到国际先进水平并出口国外. 这标志着我国已开始具备用加速器批量生产中短寿命放射性同位素的能力.

通常,放射性同位素有丰中子同位素和缺中子同位素之分,前者由核反应堆生产,后者则由粒子加速器生产,从而为放射性同位素生产和应用形成了相互配合和互为补充的关系.