

EJ

中华人民共和国核行业标准

EJ/T 721-92

压水堆冷却剂压力边界材料 断裂韧性要求

1992-12-07 发布

1993-06-01 实施

中国核工业总公司 发布

压水堆冷却剂压力边界材料
断裂韧性要求

1 主题内容与适用范围

本标准规定了用于制作压水堆冷却剂压力边界承压部件的铁素体材料的最低断裂韧性要求、断裂韧性试验和验收标准,以使得在正常运行工况下和可能承受的预计运行事件及系统水压试验时具有足够的安全裕量。

本标准适用于下列材料:

- a. 规定的最低屈服强度不超过 345MPa 的碳钢和铁素体低合金钢的钢板、锻件、铸件及管件;
- b. 规定的最低屈服强度大于 345MPa 但不超过 621MPa 的高合金钢;
- c. a、b 中规定材料的焊缝金属和焊接热影响区;
- d. 规定的最低屈服强度不超过 896MPa 的螺栓和其他紧固件材料。

2 引用标准

- GB 2106 金属夏比(V型缺口)冲击试验方法
GB 2650 焊接接头冲击试验方法
GB 6803 铁素体钢的无塑性转变温度落锤试验方法
EJ/T 560 反应堆压力容器材料辐照监督要求

3 术语

- 3.1 铁素体材料 是指碳钢和低合金钢、高合金钢(包括所有铬不锈钢)、马氏体高铬合金钢和时效沉淀硬化钢,后者的主要组织是体心立方组织。
- 3.2 系统水压试验 是指所有运行前的系统检漏和水压试验,以及在压水堆冷却剂压力边界服役寿期内,反应堆冷却剂系统在役检查时所进行的所有系统检漏和水压试验。
- 3.3 最低使用温度 是指在正常运行时,部件所包容的介质的预期最低温度,或指正常运行时,预期的金属体积的平均计算温度。
- 3.4 参考温度 RT_{NDT} 是指由落锤试验和夏比 V 型缺口 (C_V) 冲击试验联合确定的铁素体材料的无延性转变参考温度。
- 3.5 调整参考温度 ART 是指考虑了辐照效应而经调正后的参考温度,即 $ART = RT_{NDT} + \Delta RT_{NDT}$,其中 ΔRT_{NDT} 是辐照前后材料的 C_V 曲线在吸收能量为 41J 时所对应的温度增

量。

3.6 反应堆容器束带区(简称“带区”)是指容器壳体正对着燃料组件有效高度(包括焊缝和热影响区)的区域和预计会经受足够的中子辐照损伤的容器壳体部分。

3.7 材料监督大纲是指在反应堆容器中放置“带区”材料的试样及定期取出和试验这些试样的规定。

4 断裂韧性要求

4.1 在系统水压试验和正常运行工况及预计的运行事件工况下,用铁素体材料制成的压水堆冷却剂压力边界的承压部件,必须满足下列断裂韧性要求。

4.1.1 材料必须满足 5 章和 6 章的要求。

4.1.2 容器(螺栓或其他紧固件除外)满足以下要求。

4.1.2.1 计算应力强度因子必须低于参考应力强度因子。其计算程序和裕量应符合附录 A(参考件)中 A1.1、A1.2.1 和 A1.2.2 中的规定。对于其他程序,根据国家核安全局的有关规定,在恰当地考虑了数据和分析中的所有不确定因素后,也能提供合适的防止断裂的安全裕量,这些程序亦可使用。

4.1.2.2 对于靠近几何不连续处的接管、法兰和筒体区域,除了附录 A 中 A1.2.2.2 规定的数据和程序以外,要求数据和程序所提供的安全裕量应与远离不连续处的壳体及封头所要求的安全裕量相近。

4.1.2.3 在运行之前的最初几次系统检漏和水压试验期间,如果堆中没有燃料,则检漏和水压试验的温度不得低于 $RT_{NDT} + 33^{\circ}\text{C}$;如果堆中有燃料,则检漏和水压试验温度取决于堆芯是否临界,其最低试验温度应符合 A1.3 的要求。

4.1.2.4 在堆芯未临界,而水压试验的压力超过 20% 规定压力时,对于封头、法兰和螺栓预紧的高应力区的温度,要求在正常运行时至少为 $RT_{NDT} + 67^{\circ}\text{C}$;在检漏和水压试验时至少为 $RT_{NDT} + 50^{\circ}\text{C}$ 。

4.1.2.5 由于堆芯临界时,反应堆容器的金属温度已足够高,因此,要求在考虑了预计的反应堆控制操作事故期间所产生的超应力和热冲击的潜在因素后,仍可以提供足够的防止断裂的安全裕量。当堆芯临界时(低功率物理试验除外),反应堆容器的温度不得低于 4.1.2.4 中规定的在役系统水压试验的最低允许温度再加 22°C 。

4.1.3 管道、泵和阀门的材料,应满足 6.2 的要求。

4.1.4 螺栓和其他紧固件的材料,应满足 6.3 要求。

4.2 对于反应堆容器束带区材料,要求未辐照 C_v 曲线的最低上平台能量不得低于 102J。除非用足够的数据并经过适当的分析向国家核安全局证明低于 102J 的上平台能量仍能提供足够的安全裕量;在服役寿期末期,其上平台能量不得低于 68J。

4.3 如果在服役寿期末期,预计上平台能量会低于 68J 或预计调整参考温度会超过 93°C 时,则所设计的反应堆容器应允许进行一次退火热处理,以恢复反应堆容器束带区铁素体材料的韧性。

4.4 反应堆容器束带区材料的在役要求叙述如下。