



中华人民共和国国家标准

GB 12789.2—91

核反应堆仪表准则 第二部分：压水堆

Criteria for nuclear reactor instrumentation
Part 2: pressurized water reactors

1991-04-11 发布

1991-12-01 实施

国家技术监督局 发布

中华人民共和国国家标准

核反应堆仪表准则 第二部分：压水堆

GB 12789.2—91

Criteria for nuclear reactor instrumentation

Part 2: pressurized water reactors

本标准等效采用国际标准 IEC 231D(1975)《对 231(1967)出版物核反应堆仪表一般原则的第四次补充：压水堆仪表原则》。

本标准是在 GB 12789.1—91《核反应堆仪表 第一部分：一般原则》的基础上，结合压水堆具体情况补充提出有关压水堆仪表的标准。

文中条款的编号与 GB 12789.1 有关条款一致，但有几点说明：

- a. 本标准中所缺少的条款，就是 GB 12789.1 中对应的通用条款，对压水堆而言可以直接采用；
- b. 本标准中所列的条款，是针对压水堆仪表的，用以取代 GB 12789.1 中对应的条款；
- c. 本标准中用*号作标记的条款，是对 GB 12789.1 对应条款所作的补充，或是增加的条款。

1 主题内容与适用范围

本标准规定了压水堆仪表及其应用的一般原则。关于核电厂(压水堆)事故监测仪表的完整要求，另有标准规定。

本标准适用于压水堆(PWR)仪表。压水堆具有以下特点：

- a. 加压轻水冷却剂作为慢化剂，并且在反应堆压力容器内不发生明显的沸腾。驱动汽轮机的蒸汽在蒸汽发生器中产生；
- b. 燃料和一次冷却剂被包容在一个高度完整的壳体(一回路冷却剂压力边界)内，这壳体通常又被包容在一个高度完整的安全壳结构内；
- c. 固体陶瓷燃料封装在金属包壳内；
- d. 燃料、慢化剂、反射层的几何形状固定；
- e. 通过远距离驱动的机构移动堆芯控制部件，实现反应性的操作控制；
- f. 有时应用固定安置的中子吸收材料和(或)缓慢改变溶解于慢化剂中中子吸收材料的浓度来实现辅助的反应性操作控制。

2 引用标准

GB 12789.1 核反应堆仪表准则 第一部分：一般原则

GB 4083 核反应堆保护系统安全准则

3 总的要求

3.4 燃料包壳温度被看作最重要的参数。它不是直接测量的，而是根据测量一次冷却剂系统的温度、压力和流量以及产生功率的大小和空间分布来推断的。

根据核测量、热工测量以及那些验证合适的控制棒分布型式与功率水平和其他反应堆状态保持一