

UDC 621.039.564
F 82



中华人民共和国国家标准

GB/T 12789.4—94

核反应堆仪表准则 第四部分：液态金属冷却快堆

Criteria for nuclear reactor instrumentation
Part four: Liquid-metal cooled fast reactors

1994-12-07 发布

1995-05-01 实施

国家技术监督局 发布

(京)新登字 023 号

中 华 人 民 共 和 国
国 家 标 准
核反应堆仪表准则
第四部分:液态金属冷却快堆

GB/T 12789.4—94

*

中国标准出版社出版
北京复兴门外三里河北街16号

邮政编码:100045

电 话:8522112

中国标准出版社秦皇岛印刷厂印刷
新华书店北京发行所发行 各地新华书店经售

版权专有 不得翻印

*

开本 880×1230 1/16 印张 1/2 字数 11千字

1995年7月第一版 1995年7月第一次印刷

印数 1—1 000

*

书号: 155066·1-11589 定价 8.00 元

*

标 目 266—18

中华人民共和国国家标准

核反应堆仪表准则

GB/T 12789.4—94

第四部分：液态金属冷却快堆

Criteria for nuclear reactor instrumentation

Part four: Liquid-metal cooled fast reactors

本标准等效采用国际标准 IEC 231G(1977)《对 231(1967)出版物核反应堆仪表的一般原则的第七次补充：液态金属冷却快堆仪表的一般原则》。

本标准是在 GB 12789.1—91《核反应堆仪表准则 第一部分：一般原则》的基础上，结合液态金属冷却快堆(以下简称快堆)具体情况补充提出的有关快堆仪表的标准。

本标准中条款的编号与 GB 12789.1—91 有关条款一致，但有几点说明：

- a. 本标准中未列的条款，就是 GB 12789.1—91 中对应的通用条款，对液态金属冷却快堆来说可以直接采用；
- b. 本标准中所列的条款，是针对快堆仪表的，用以取代 GB 12789.1—91 中相应的条款；
- c. 本标准中用 * 号标记的条款，是对 GB 12789.1—91 相应条款的补充，或是增加的条款。

1 主题内容与适用范围

本标准作为 GB 12789.1—91《核反应堆仪表准则第一部分：一般原则》的补充，规定了快堆仪表及其应用的一般原则。

本标准适用于一次冷却剂是钠或钠-钾合金的液态金属冷却快堆及其他在堆上用这些液态金属作冷却剂的回路系统。

本标准不适用于不用液态金属做冷却剂的三回路系统。

2 引用标准

GB 4083 核反应堆保护系统安全准则

GB 12789.1 核反应堆仪表准则 第一部分：一般原则

3 总的要求

3.6 必须设有适当的仪表，以便在反应堆首次运行之前和首次运行期间证明反应堆和仪表系统的性能满足安全运行的要求。为此可能需要临时地或永久地安装一些附加设备。

3.7* 对控制和保护至关重要的探测器的安装方式应该考虑反应堆处于运行状况下容许更换。

如果探测器的布置在反应堆运行期间或反应堆运行之后不可能立即进行修理或更换，那么应提供安装好的备件，并把这些探测器引线接到容易接近的地方。

4 中子注量率测量

4.1 一般原则

4.1.3* 应该考虑冷却剂放射性活度对探测器输出信号的影响。

4.1.5* 大部分燃料在深燃耗情况下运行的反应堆含有大量的重同位素,这些同位素会发生自发裂变或其他产生中子的反应。当中子注量率的测量结果来导出停堆反应性裕量时,应该考虑到由于这些同位素的产生和装料操作所造成的停堆时中子注量率的变化。

4.2 中子探测器

4.2.2* 对于有足够中子泄漏的小型反应堆,利用安装在反应堆容器外部的探测器可以满足堆功率的测量要求。然而由于堆芯尺寸大或其他原因,可能需要在堆芯里安装几个探测器以便准确显示局部功率和总功率。为此可能需要把几个探测器来的信号组合在一个系统里,以便对反应堆的总功率进行适当测量。也可能需要使用堆芯探测器来连续监测异常、稳态时的中子注量率,或由于控制棒移动或冷却剂节流所引起的瞬时中子注量率变化,以提供保护功能。

4.2.4.1* 反应堆运行期间,中子探测器信号和总功率之间的关系会发生变化。为补偿这种效应,可对中子注量率测量装置进行定期的重新刻度。

4.2.5* 用于安全目的的中子探测器,当需要把它冷却到所处环境温度以下时,必须考虑到探测器冷却系统的故障,其后果应是可接受的,并应报警。

4.4 中子注量率测量仪表

4.4.1.2 d.* 可通过测量探测器信号的涨落来监测中子注量率。这种方法称为“方差法或均方法”。

4.4.2.1* 可通过自动调整装置来控制保护动作整定值,这可避免操纵员的经常干预。在这种方法里,在现有的注量率水平和保护动作整定值之间保持预先选定的裕度,如果注量率水平的变化率超过容许的速率,那么裕度减小,直到发生保护动作。这里提供了一种随着反应堆功率水平的变化而自动改变裕度的手段。

这样的装置必须包括:

- a. 设置有效的上限,超过此上限,保护动作整定值不能自动调整;
- b. 过裕度保护动作。

4.4.4* 脉冲计数装置或等效低功率测量装置

在那些正常停堆时有几根控制棒仍被提起的反应堆中,应使用低功率测量装置来给出停堆动作保护。

4.4.5* 方差测量装置

在由许多叠加的随机事件组成的信号里,方差正比于事件的数目,因此正比于中子注量率。用特殊装置来放大探测器信号的涨落部分,并求其均方值或涨落的平均幅值的平方。输出可以是线性的、线性带量程切换的或对数的。使用量程的下限受探测器灵敏度和信噪比限制,上限是探测器饱和度的函数并扩展到功率量程。

在使用方差法时也应该特别注意测量装置的时间常数和位置。

4.4.6* 脉冲计数和方差的组合装置

通常从裂变室得到信号。中子注量率的方差信号的有效下限大大低于裂变室的脉冲计数有效量程的上限。

由于这种重叠,有时使用宽量程中子注量率测量装置,这种装置利用从同一裂变室来的脉冲计数和方差两种信号。这种类型的宽量程测量装置可以设计成线性输出或对数输出,后者通常兼有周期测量。

当使用这种宽量程对数功率通道时,可取代分离式对数电流测量装置和脉冲计数装置。

当利用交流技术方法(脉冲计数和方差)测量对数中子注量率时,实际上在高量程范围内可利用电离室电流的直流分量来测量线性功率(见4.4.2.1)。如果这种线性电流信号用于反应堆保护功能,则装置必须满足反应堆保护用的中子注量率测量装置的全部要求。

4.4.7* 停堆反应性测量

对停堆反应性可以采用定期测量的方法,但必须考虑到测量的不确定性。在换料和堆芯部件其它操作期间,必须提供足够的手段来确定反应性低于安全限值。

在这种情况下,决定测量频度的准则必须是:在测量间隔中没有什么危险的机械操作,而这种操作会使反应性余量减小到被认为危及安全的程度。

没有单一的方法能够测量所有的停堆深度,为此根据它们的使用范围应考虑采用下列方法:

- a. 直到截止频率的噪声分析;
- b. 调制反应性(例如吸收棒振荡);
- c. 逆中子动力学;
- d. 极性谱的相关性;
- e. 源调制(未经照射的堆芯);
- f. 非对称源(未经照射的堆芯)。

4.7* 中子注量率分布测量

可通过对堆芯中子注量率的监测来估计堆芯内部中子注量率的分布,并容许较准确地估计详细的功率分布。这也能促进燃料有效管理,以便使堆芯达到最大的输出功率和最长的寿命。

5 温度测量

5.1.2* 已安装的备用温度测量器件应用电缆把其输出引到一个可以接近的地方。

5.2* 辐照对温度测量准确度的影响

- e. 热电偶电势测量系统不应受电离辐射所引进的在堆芯热电偶上过量电荷积累的影响。

5.5 冷却剂温度测量

5.5.3.1* 除了用于保护目的的冷却剂温度测量之外,还可以利用热时间常数小的温度敏感元件来测定冷却剂温度的波动以提供进一步的保护。

5.5.3.2* 为了使管道出口冷却剂温度更有效的用于保护,还需要考虑冷却剂的流动状态。

对于传输时间、热容量和相对燃料通道出口的位置应给予特别注意。

5.9* 反应堆容器温度测量

在反应堆容器温度变化期间,应监测反应堆容器壁面温度,因为此时可能超过由温度变化率所确定的应力极限或蠕变极限。

6 冷却剂测量

6.1* 在测量系统中使用的与冷却剂接触的所有材料必须在化学上和物理上与冷却剂回路内的全部条件和材料相容。应考虑到与冷却剂意外接触的影响。

6.2 冷却剂流量

6.2.3* 燃料组件冷却剂流量

为了掌握堆芯性能,可对燃料组件冷却剂流量进行测量。可利用 5.5.3.1 条所描述的方法来探测燃料组件冷却剂流量的异常。

6.5 冷却剂泄漏

6.5.1 液态金属泄漏到大气中

由于冷却剂具有易燃性、毒性和放射性,因此必须探测冷却剂的泄漏并确定泄漏部位。要特别注意可能损害反应堆安全系统和重要系统的部件或可能危及人身安全的部位。

6.5.2 水或蒸汽泄漏到液态金属中

必须设置探测水或蒸汽泄漏到液态金属中的设备,这种设备应具有合适的灵敏度和时间响应。

可以使用下列方法:

- a. 测量液态金属中的氢浓度;
- b. 测量覆盖气体中的氢浓度;
- c. 测量液态金属中的氧浓度;

- d. 测量液态金属流量变化；
- e. 泄漏处声发射；
- f. 覆盖气体里或液态金属系统内压力的增加。

6.6 冷却剂纯度

为了控制冷却剂纯度,防止堆芯和回路部件的性能退化,可能需要在线或取样测量下列杂质的浓度:

- a. 氧；
- b. 碳；
- c. 氮；
- d. 不溶性微粒；
- e. 氢。

此外,基于冷却剂的物理性质随可溶性杂质浓度变化的技术可以用来给出杂质水平的总的指示。

6.7 冷却剂的放射性活度

应该监测冷却剂放射性活度,以便指示出裂变产物和放射性腐蚀产物超过正常值的水平。例如,可利用燃料组件冷却剂出口取样系统。新的或较高水平的裂变产物的存在能够表明燃料包壳破损。例如,可以使用缓发中子探测法或气体沉降法。

这些测量可以给保护系统提供信号。在这种情况下,这些系统及其布置应按照保护系统标准进行设计。

6.8* 冷却剂沸腾

探测堆芯内沸腾的任何设备必须有足够数量的探测器,以便探测出任何燃料组件处所产生的沸腾。

6.9* 覆盖气体系统

6.9.1* 覆盖气体纯度

冷却剂覆盖气体系统是冷却剂系统边界的一部分。如果适用可以通过连续探测气体内成分的变化,并进行气体分析,以便指示出覆盖气体系统是否正常。

可以用气体识别法来探测非裂变气体从加标志的燃料组件处的泄漏。

6.9.2* 覆盖气体的放射性活度

覆盖气体系统应有探测裂变产物超过正常水平的设备。应该考虑本底辐射(例如:由⁴¹Ar和²³Ne产生的)影响。

7 保护系统

7.1 必须符合 GB 4083 的规定。

7.2* 保护系统内部的功能

7.2.1* 紧急停堆系统

虽然目前对于钠冷快堆还不可能有一个完善的选择参数的方法,但是对一个特定的反应堆,应考虑下列项目:

- a. 平均中子注量率高和低；
- b. 冷却剂液位高和低；
- c. 堆芯出口冷却剂温度高或波动大；
- d. 堆芯冷却剂流量低；
- e. 燃料组件出口冷却剂温度高；
- f. 燃料组件冷却剂流量低；
- g. 反应堆冷却剂泵转速低；
- h. 冷却剂沸腾；

- i. 启动时中子注量率变化率高；
- j. 中子注量率波动大；
- k. 安全壳内放射性活度高；
- l. 堆芯出口冷却剂温度变化率高；
- m. 地震强度高；
- n. 冷却剂的裂变产物放射性活度高或增长率高(包括缓发中子监测方法)；
- o. 反应堆冷却剂泵断电；
- p. 失去足够的排热能力,包括电负荷的丧失或减少；
- q. 钠燃烧；
- r. 专设安全设施动作。

7.2.2* 专设安全设施

在事故发生期间或发生之后,专设安全设施必须起作用,以限制或缓解事故后果。专设安全设施、控制装置、仪表和应急电源等都必须按照相应的安全停堆系统准则进行设计。

专设安全设施必须有应急动力源,应急动力源的设计不属于本标准。

在快堆设计中必须考虑下列专设安全设施。

7.2.2.1* 安全壳隔离的启动

当安全壳内放射性活度高于限定值时,必须自动启动安全壳隔离。必须考虑到导致安全壳内放射性释放的其他工况。

7.2.2.2* 堆芯辅助冷却系统(应急堆芯冷却系统)的启动和运行

堆芯辅助冷却系统(应急堆芯冷却系统)可以自动启动或手动启动,这取决于对事故工况的估计和冷却剂自然循环的能力。

11* 反应堆控制

11.1* 控制特性

快堆可以用堆芯出口冷却剂的温度作为主控参数。辅助控制参数可以是：

- a. 堆芯入口冷却剂温度；
- b. 冷却剂流量或泵的转速(一回路和二回路)；
- c. 中子注量率；
- d. 发电机功率需求；
- e. 蒸汽温度或压力。

必须控制这些参数变化的容许速率和限值,以便限制由于正常运行或预计的反应堆装置故障引起的热冲击和循环应力疲劳对反应堆装置任何部件的损坏。

11.2* 控制棒位置和移动的指示

控制室里必须显示出控制棒的位置及移动情况,使操纵员能明确了解控制棒的分布形式。每根控制棒(或机械上联结在一起的控制棒组)的位置应该连续地或按操纵员要求提供给操纵员。还要提供记录和修正棒位数据的手段。

可以在线计算机来提供所要求的位置显示和数据记录。当移动任何一根控制棒(或棒组)时,相邻的控制棒位置也可以显示。

控制棒的任何异常移动都应给出报警信号。

附加说明：

本标准由中国核工业总公司提出。

本标准由中国原子能科学研究院负责起草。

本标准主要起草人刘国发、周世章、孟凡淑。



GB/T 12789.4-1994

版权专有 不得翻印

*

书号:155066·1-11589

定价: 8.00 元

*

标目 266—18