



中华人民共和国国家标准

GB/T 12726.4—1995

核电厂事故及事故后辐射监测设备 第4部分 工艺流辐射监测仪

Radiation monitoring equipment for accident and
post-accident conditions in nuclear power plants
Part 4: Process stream radiation monitor

1995-12-08 发布

1996-10-01 实施

国家技术监督局 发布

目 次

1 主题内容与适用范围	1
2 引用标准	1
3 术语	2
4 设计要求	2
5 待测工艺流	2
6 仪表设计和选择准则	3
7 检验	4
8 校准	4
9 技术文件	4
附录 A 工艺流监测仪设置情况和典型测量范围(参考件)	7

中华人民共和国国家标准

核电厂事故及事故后辐射监测设备 第4部分 工艺流辐射监测仪

GB/T 12726.4—1995

Radiation monitoring equipment for accident and
post-accident conditions in nuclear power plants
Part 4: process stream radiation monitor

本标准等效采用国际标准 IEC 951-4(1991)《核电厂事故及事故后辐射监测设备 第4部分 轻水堆核电厂工艺流》。

1 主题内容与适用范围

本标准规定了核电厂事故期间及事故后用的固定式工艺流辐射监测仪的特殊要求以及设计、选型、布点、检验和校准准则。

本标准适用于轻水堆在事故期间及事故后用于监测核电厂工艺流内放射性物质的固定式设备。

本标准不适用于：

- a. 正常和预计运行事件工况下用的工艺流辐射监测设备；
- b. 液态、气态和气载放射性排出流监测设备；
- c. 核电厂内空气放射性活度监测设备。

上述设备必须符合相应的标准：EJ/T 708、GB 10253、GB 7165.1～GB 7165.4 和 GB 12726.2。

本标准必须结合 GB 12726.1 和 GB 12726.3 同时使用。GB 12726.1 给出事故及事故后辐射监测设备技术特性、检验方法、辐射特性、电气、机械和环境特性的一般要求；GB 12726.3 给出高量程区域 γ 辐射剂量率监测仪的特殊要求。

2 引用标准

- GB 7165.1 气态排出流(放射性)活度连续监测设备 第1部分：一般要求
- GB 7165.2 气态排出流(放射性)活度连续监测设备 第2部分：气溶胶排出流监测仪的特殊要求
- GB 7165.3 气态排出流(放射性)活度连续监测设备 第3部分：惰性气体排出流监测仪的特殊要求
- GB 7165.4 气态排出流(放射性)活度连续监测设备 第4部分：碘监测仪的特殊要求
- GB 10253 液体排出流 β 、 γ 放射性活度连续监测设备
- GB 12726.1 核电厂事故及事故后辐射监测设备 第1部分：一般要求
- GB 12726.2 核电厂事故及事故后辐射监测设备 第2部分：气态排出流中放射性气体连续监测设备的特殊要求
- GB 12726.3 核电厂事故及事故后辐射监测设备 第3部分：高量程区域 γ 剂量率监测设备
- GB 12727 核电厂安全系统 电气物项质量鉴定
- GB 13625 核电厂安全系统电气设备 抗震鉴定

国家技术监督局 1995-12-08 批准

1996-10-01 实施

EJ/T 567 核反应堆仪表术语

EJ/T 708 轻水堆正常工况和预计运行事件下的工艺流辐射监测设备一般要求

3 术语

3.1 工艺流 process streams

冷却核电厂放射性设备或系统的闭合循环流体系统,作为防止放射性物质释放到环境中去的屏障。典型的工艺流有一回路冷却剂系统、乏燃料冷却系统和设备冷却水系统等。

3.2 工艺流辐射监测仪 process stream radiation monitor

用于监测工艺流屏障完整性并可发出信息使操作员及时了解屏障出现的任何异常或破损情况,还可用于估算事故后向环境释放的放射性总量,为执行应急计划提供依据。

4 设计要求

一般设计要求见 GB 12726.1 第 4 和第 5 章,此外还应考虑以下方面:

事故或事故后条件下用的工艺流辐射监测仪是核电厂特殊要求的设备,因此哪些地方需设置这种监测仪应在设计核电厂时进行审评。

审评时应考虑:

- a. 对重要系统(如:反应堆冷却剂系统)压力边界破损的探测;
- b. 操作员执行应急计划和手动触发应急控制器需选用的监测仪;
- c. 操作员决定采取应急措施时必需的信息。

本标准涉及的工艺流辐射监测仪通常安装在环境条件可能发生较大变化的区域。因此该设备应设计成能承受反应堆系统和设备在事故及事故后条件下所确定的就地环境条件,其中应包括由于地震可能使设备、辐射源或屏蔽结构移位的条件。

应特别注意监测仪所在处的温度、温度变化率、振动、湿度、压力、腐蚀介质、尘埃和其他不利的物理条件以及辐射水平与累积剂量。

仪表的测量范围和准确度应适合于被测工艺流在事故期间和事故后条件下的辐射(活度)水平及其变化。仪表应能连续显示和记录辐射(活度)水平,当辐射(活度)水平超过预置值时,应能发出报警信号。此信号应能远传到控制室或有关区域,还可用于控制目的,必要时触发保护动作或专设安全设施,此时该信号必须送至控制室。

如果此信号用来触发保护动作以减轻构筑物、系统或设备破裂所产生的后果,那么该仪表就可能是安全有关系统或保护系统的一部份,此时它应符合相应系统的要求。

如仪表在火灾、高温或强辐射等恶劣条件下有可能释放出有毒或腐蚀性物质,设计时应选择合适的材料和包壳使之减到最少。

应对监测仪所在处的每项事故环境条件进行分析,以便确定:

- a. 监测仪安装地点的工艺流放射性浓度或剂量率变化范围;
- b. 测量误差引起的后果和所要求测量准确度的依据;
- c. 操作员采取的措施和联锁,以及所要求的监测仪基本响应时间;
- d. 事故参数的预计变化范围及其与需要给出的趋势信息之间的关系;
- e. 有关信息的显示要求。

注:应考虑是否必要给出这类仪表的输出信号与电厂其他参数之间的关系。

5 待测工艺流

在审评有无必要设置监测设备时,应考虑下列工艺流:

5.1 主蒸汽管道

应监测主蒸汽管道的放射性活度,以便确定:

- a. 压水堆核电厂蒸汽发生器 U 形管的破损并帮助确定哪台蒸汽发生器已损坏;
- b. 沸水堆燃料包壳的破损。

5.2 凝汽器真空系统

在压水堆核电厂,也可通过监测凝汽器真空系统的放射性活度来探测蒸汽发生器 U 形管的破损。

5.3 安全壳冷却系统

可通过测量除安全壳喷淋系统以外的安全壳冷却系统的放射性活度来探测安全壳大气向位于安全壳内的冷却器的可能泄漏。

5.4 设备冷却水系统

可通过监测设备冷却水放射性活度来探测事故期间热交换器的破损。

5.5 余热排出系统

可通过监测余热排出系统冷却水中的放射性活度来探测事故后该系统热交换器的破损。

5.6 安全壳环形空间通风系统

具有环形空间通风系统的安全壳可通过设置监测仪探测安全壳蒸汽屏障(内层)可能发生的泄漏。

5.7 乏燃料冷却系统

可通过设置辐射监测仪探测和监督乏燃料操作事故。

监测仪的典型安装位置:

- a. 装卸燃料的桥式吊车;
- b. 乏燃料水池冷却水系统。

注:除以上确定的系统之外,还要考虑对事故后各种各样的气载放射性活度进行监测,其中包括对安全壳大气、安全壳清洗排气和燃料厂房大气等的监测,对压水堆核电厂还包括燃料包壳完整性的监测。但这些监测不列在本标准范围之内。关于事故后给出指示的高量程区域辐射监测仪则在 GB 12726.3 中描述。

6 仪表设计和选择准则

典型的工艺流监测仪包括一个带屏蔽壳体的探测器,该探测器可以监测工艺流的连续样品也可直接监测工艺流。通常探测器信号经电子学处理后在电厂控制室显示并作趋势性记录,以便让操作员了解工艺运行事件进展情况和采取措施后的效果。

6.1 探测部件

6.1.1 设置准则

探测器的布置位置应通过对电厂设计审评来确定,选择位置时应考虑事故后辐射本底和将此本底影响减少到最小所需的屏蔽要求。

应确定设备所在处的“最恶劣”环境和运行条件并按此条件进行监测仪设计和试验。这些条件应包括温度、湿度、供电、射频和电磁干扰。必要时应扩展 GB 12726.1 的一般要求以符合特定的条件。

为便于维修和校准,所选位置应尽量少用如爬梯、长杆或某些工具等维修设备并应在探测器附近留出足够的空间。

附录 A(参考件)给出工艺流监测仪设置情况的实例。

6.1.2 测量量程

应按各核电厂设计所给出的工艺流活度水平选择仪表量程,并确保在所有要求监测的事故条件下,仍保持测量值在该仪表量程范围之内。

设计上应保证探测器在工艺系统运行期间始终进行有效测量。

凡给出触发信号以减轻设备破损造成后果的重要监测仪表必须符合 EJ/T 567 中的单一故障准则,而且必须作环境合格鉴定,即在事故环境条件下至少考核 100d,仍能执行预定功能,但这个考核时间也可以由制造厂和用户商定。探测器还必须按 GB 13625 进行抗震鉴定。

附录 A(参考件)给出工艺流监测仪典型测量范围的实例。

6.1.3 测量准确度

探测器及其电子学处理单元的相对固有误差应在整个测量范围内不超过 $\pm 25\%$ 。

6.1.4 能量响应

可选择对 β 或 γ 辐射响应的探测器,但被测辐射应能代表所泄漏的放射性物质。

6.2 就地指示和报警单元

为了在核电厂正常运行期间对监测仪进行维修和校准,可在探测器附近设置就地指示和报警单元。

就地指示和报警单元应按探测器同样的条件进行鉴定,否则其故障不得影响监测仪的基本功能。

7 检验

一般来说 GB 12726.1 的检验要求均适用于本标准。有关检验的项目应在制造厂和用户之间商定。除非另有协定,表 2 和表 3 所列之检验项目应与需要增加检验的项目一起进行。为完整起见,表 1 列出有关这类检验的标准试验条件。

7.1 抗震鉴定试验

如需作抗震鉴定,应按预期地震事件的地震谱对包括电缆和接插件在内的整套监测仪表作鉴定试验,试验用的地震谱与每种仪表设备及其安装部位有关。

7.2 环境鉴定试验

应按 GB 12727 对监测仪(包括探测器、电缆及有关的接插件等)承受环境条件的能力进行型式试验;当这种设备安装在反应堆安全壳内时,应能承受由假定事故推出的预计事故环境条件(如:温度、压力、湿度、喷淋和蒸汽等)并验证至少能在要求提供辐射信息的时间内连续运行。

7.3 过载试验

本标准涉及的某些仪表的高量程,实际上不可能按 GB 12726.1 中规定的辐射强度进行过载试验。此时在用户同意下,制造厂可根据实际做得到的最高辐射试验结果进行外推并对探测器和电子学部件性能作评价后来说明监测仪的过载特性。

8 校准

EJ/T 708 第 7 章的校准要求一般适用于本标准。

工艺流辐射监测仪的校准周期应每年至少一次,但在仪表每次检修后必须进行校准。

9 技术文件

制造厂应提供如 GB 12726.1 第 6 章中规定的型式试验报告、检验合格证书和使用维修手册等文件。

表 1 参考条件和标准试验条件

序 号	影 响 量	参 考 条 件	标准试验条件
1	参考放射源	按说明书	按说明书
2	预热时间(整个监测仪),min	60	≥ 60
3	环境温度,℃	20	18~22
4	相对湿度	65%	50%~75%
5	大气压力,kPa	101.3	86~106 ¹⁾
6	电源电压	额定电压 U_N	$U_N \pm 1\% U_N$
7	电源频率	额定频率 f_N	$f_N \pm 0.5\%$

续表

序 号	影 响 量	参 考 条 件	标准试验条件
8	电源波形(仅对交流电源)	正弦波	总谐波畸变小于5%正弦波
9	γ 辐射本底	按说明书	按说明书
10	外界电磁场	可忽略	小于引起干扰的最低值
11	外界磁感应	可忽略	小于地磁场感应值的2倍
12	监测仪取向	按制造厂规定	规定方向的 $\pm 10\%$
13	监测仪调节器	置于正常工作状态	置于正常工作状态
14	放射性核素污染	可忽略	可忽略

注：1) 当探测技术对大气压变化特别敏感时，应将此条件限制在参考大气压的 $\pm 5\%$ 以内。

表 2 标准试验条件下进行的试验

序 号	试 验 项 目	要 求	试验方法 (见 GB 12726.1 条款)
1	参考源响应	按制造厂规定	5.5.1.2
2	相对固有误差 E_i	不大于 $\pm 25\%$	5.5.2.2~5.5.2.5
3	过载	当受到能产生10倍满量程指示的放射源照射时，仪表的指示值应保持或超过满量程	5.5.5.2
4	统计涨落	对线性刻度或数字显示，变异系数不大于10%；对非线性刻度，变异系数不大于20%	5.6.1.2
5	指示值稳定性	对线性刻度仪表，不大于各量程满刻度偏转角的10%；对于对数刻度仪表，不大于相当一个数量级偏转角的20%；对数字显示仪表，不大于指示值的10%	5.5.6.2
6	报警阈稳定性	在一个月內，不大于预置阈值的20%	5.6.6.2
7	报警触发范围	按 GB 12726.1 条款 4.9 规定	5.6.7.2
8	设备故障报警	低值报警按 GB 12726.1 条款 4.9.2 规定，其他故障报警要求由制造厂和用户商定	5.6.8
9	响应时间	按制造厂规定	—

表 3 改变影响量的试验¹⁾

序 号	影 响 量	影响量变化范围	指示值变化限值	试验方法 (见 GB 12726.1 条款)
1	辐射能量	按说明书	按说明书	
2	其他辐射	按制造厂规定	按制造厂规定	5.5.3.2 5.5.4
3	预热时间	10min	$\pm 10\%^{2)}$	5.6.2.2
4	电源电压	$80\%U_N \sim 110\%U_N^{3)}$	$\pm 10\%^{2)}$	5.6.4.2
5	电源频率	47Hz~51Hz	$\pm 10\%^{2)}$	5.6.4.2

续表 3

序 号	影 响 量	影响量变化范围	指示值变化限值	试验方法 (见 GB 12726.1 条款)
6	电源瞬变	按 GB 12726.1 条款 5.6.5.1 规定	按 GB 12726.1 条款 5.6.5.1 规定	5.6.5.2
7	环境温度 ^{4),1)}	室内使用:5℃~55℃ 室外使用:-10℃~40℃ -25℃~50℃ 安全壳内使用:10℃~135℃	±10% ²⁾ ±20% ²⁾ ±50% ²⁾ ±50% ²⁾	5.7.1.2
8	相对湿度 ²⁾	高达 90%(35℃)	±10% ²⁾	5.7.2.2
9	大气压力	一般不作规定,必要时则规定影响量变化范围及指示值变化限值		5.7.3
10	外界电磁场和磁感应			—

注: 1) 除本表所列检验项目外还应按本标准 7.1、7.2 作附加的环境和抗震鉴定。对非线性刻度仪表,可将其指示表头改用线性仪表来验证本表所列特性。

2) 对标准检验条件下的指示值而言。

3) 如制造厂和用户之间有协定,可采用更小的电压变化范围。

4) 本项适用于温带气候条件下工作的设备,如设备工作在更热或更冷条件下则可另作规定。不是位于安全壳内而可能需要承受高温的设备,其温度由制造厂和用户商定。

采用说明:

1) 对于探测器部件与仪器部件使用在不同环境中的仪表,应在产品标准中分别注明使用条件和要求。

2) 采标时温度由 30℃改为 35℃。

附录 A
工艺流监测仪设置情况和典型测量范围
(参考件)

序号	名 称	目 的	测量范围, Bq/m ³
1	主蒸汽管线	对压水堆, 探测蒸汽发生器 U 形管总破损; 对沸水堆, 探测燃料包壳总破损	$3.7 \times 10^9 \sim 3.7 \times 10^{13}$ (Xe, Kr) 0.01~100 倍 ¹⁶ N 活度 (Xe, Kr)
2	凝汽器真空系统	对压水堆, 探测蒸汽发生器 U 形管破损; 对沸水堆, 探测燃料包壳破损	$3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^{15}$ (Xe, Kr) 0.01~100 倍烟囱最大释放活度 (Xe, Kr)
3	安全壳冷却系统	探测安全壳大气向冷却系统的泄漏	$3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^9$ (¹³⁷ Cs)
4	设备冷却水系统	探测热交换器的泄漏	$3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^9$ (¹³⁷ Cs)
5	余热排出系统	探测余热排出系统热交换器的泄漏	$3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^9$ (¹³⁷ Cs)
6	安全壳环形空间排气系统	探测安全壳的泄漏	$3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^9$ (Xe, Kr)
7	乏燃料冷却系统	探测乏燃料操作事故 (测通风排气) 探测燃料包壳破损 (测水池中的水)	$3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^9$ (Xe, Kr) $3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^9$ (¹³⁷ Cs) ¹⁾

注: 1) 还可探测水池表面的剂量率, 其测量范围为: 1×10^{-5} Gy/h ~ 1 Gy/h。

附加说明:

本标准由中国核工业总公司提出。

本标准由上海核工程研究设计院负责起草。

本标准主要起草人陆章元。

附录 A
工艺流监测仪设置情况和典型测量范围
(参考件)

序号	名 称	目 的	测量范围, Bq/m ³
1	主蒸汽管线	对压水堆, 探测蒸汽发生器 U 形管总破损; 对沸水堆, 探测燃料包壳总破损	$3.7 \times 10^9 \sim 3.7 \times 10^{13}$ (Xe, Kr) 0.01~100 倍 ¹⁶ N 活度 (Xe, Kr)
2	凝汽器真空系统	对压水堆, 探测蒸汽发生器 U 形管破损; 对沸水堆, 探测燃料包壳破损	$3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^{15}$ (Xe, Kr) 0.01~100 倍烟囱最大释放活度 (Xe, Kr)
3	安全壳冷却系统	探测安全壳大气向冷却系统的泄漏	$3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^9$ (¹³⁷ Cs)
4	设备冷却水系统	探测热交换器的泄漏	$3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^9$ (¹³⁷ Cs)
5	余热排出系统	探测余热排出系统热交换器的泄漏	$3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^9$ (¹³⁷ Cs)
6	安全壳环形空间排气系统	探测安全壳的泄漏	$3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^9$ (Xe, Kr)
7	乏燃料冷却系统	探测乏燃料操作事故 (测通风排气) 探测燃料包壳破损 (测水池中的水)	$3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^9$ (Xe, Kr) $3.7 \times 10^4 \sim 3.7 \times 10^9$ (¹³⁷ Cs) ¹⁾

注: 1) 还可探测水池表面的剂量率, 其测量范围为: 1×10^{-5} Gy/h ~ 1 Gy/h。

附加说明:

本标准由中国核工业总公司提出。

本标准由上海核工程研究设计院负责起草。

本标准主要起草人陆章元。