

ICS 27.120
F 49



中华人民共和国国家标准

GB 11929—2011
代替 GB 11929—1989

高水平放射性废液贮存厂房设计规定

Regulations for designing storage building of high level radioactive liquid waste

2011-12-30 发布

2012-12-01 实施

中华人民共和国国家质量监督检验检疫总局 发布
中国国家标准化管理委员会

目 次

前言	I
1 范围	1
2 规范性引用文件	1
3 总则	1
4 贮存厂房	1
5 贮槽	4
6 放射性废物管理	5
7 安全分析和环境影响评价	5
8 辐射安全与监测措施	6
9 应急考虑	6
10 退役考虑	6

前 言

本标准的全部技术内容均为强制性的。

本标准按照 GB/T 1.1—2009 给出的规则起草。

本标准代替 GB 11929—1989《高水平放射性废液贮存厂房设计规定》。本标准与 GB 11929—1989 相比,除编辑性修改外,主要技术变化如下:

- 规范性引用文件中,用 GB 18871 代替了 GB 4792 及 GB 8703;增加了 EJ 588、EJ 849、EJ 877、EJ/T 681、EJ/T 938、EJ/T 939;
- 删除了“术语”章节;
- 删除了“厂址选择”章节;
- 在总则中强调了“高放废液贮存厂房属于后处理厂的一部分,应与后处理厂在同一厂址建设”(见 3.1);
- 增加了厂房建(构)筑物、系统和部件的分级要求(见 4.1);
- 将原标准中的附录 A 取消,表格内容移入本标准的 4.3.1,并作了相应修改;
- 增加了厂房通风系统设计的要求(见 4.3.4);
- 将原标准中的 10.1、10.2、10.3 的内容移入本标准的 4.3“贮存厂房设计原则”中,作为 4.3.5、4.3.6、4.3.7,并作了相应的修改;
- 增加贮槽补水和补酸装置(见 5.1.9);
- 增加了贮槽的酸度检测要求(见 5.2c);
- 增加了第 6 章“放射性废物管理”,增加了放射性废物最小化的考虑,并将原标准中的 9.1.4、9.1.5 的内容移入此章(见第 6 章);
- 第 7 章“安全分析和环境影响评价”按照 EJ/T 681 的相关规定进行了修改,将原标准中的 8.1“最大可信事故”与 8.2“事故的预防”合并作为本标准的 7.1“安全分析”,相关内容进行了精简和完善,增加了编制安全分析报告的要求(见 7.1.3);
- 第 8 章根据 GB 18871 及 EJ 849 的相关规定进行了修改;
- 第 9 章“应急考虑”在原标准的第 10 章“应急措施”基础上进行了修改,原标准的 10.1~10.3 移入本标准的 4.3,本章内容主要考虑设计阶段对应急的考虑;
- 根据 EJ 588 增加了“退役考虑”(见第 10 章);
- 删除附录 A。

本标准由中国核工业集团公司提出。

本标准由全国核能标准化技术委员会(SAC/TC 58)归口。

本标准起草单位:中国核电工程有限公司。

本标准主要起草人:李思凡、卢涛、陈勇、刘郢、逯迎春。

本标准所代替的标准历次发布情况为:

- GB 11929—1989。

高水平放射性废液贮存厂房设计规定

1 范围

本标准规定了高水平放射性废液(以下简称“高放废液”)贮存厂房设计所涉及的技术要求。
本标准适用于乏燃料后处理产生的高放废液贮存厂房设计。

2 规范性引用文件

下列文件对于本文件的应用是必不可少的。凡是注日期的引用文件,仅注日期的版本适用于本文件。凡是不注日期的引用文件,其最新版本(包括所有的修改单)适用于本文件。

- GB 18871 电离辐射防护与辐射源安全基本标准
- EJ 588 核燃料后处理厂退役辐射防护规定
- EJ/T 681 核燃料后处理厂安全分析报告的标准格式与内容
- EJ 849 核燃料后处理厂辐射安全设计规定
- EJ 877 核燃料后处理厂安全设计准则
- EJ/T 938 核燃料后处理厂通风与空气净化设计规定
- EJ/T 939 核燃料后处理厂建(构)筑物、系统和部件的分级准则

3 总则

- 3.1 高放废液贮存厂房属于后处理厂的一部分,应与后处理厂在同一厂址建设,并且靠近高放废液建造设施,避免远距离输送。
- 3.2 设计应保证运行安全、可靠和实用,尽量减少二次放射性废物的产生量和放射性物质向环境的释放量。
- 3.3 设计工作中应进行安全分析和环境影响评价。
- 3.4 厂房设计应保证辐射安全,并遵循辐射防护最优化原则。
- 3.5 在贮槽设计时,应全面分析影响临界安全的各种因素,如有必要,采取一切合理可行的措施,以保证临界安全。
- 3.6 厂房设计应满足抗震以及其他防御外部事件的要求。
- 3.7 设计应满足应急和退役的要求。
- 3.8 设计应制定质量保证大纲。
- 3.9 设计应明确规定贮槽的设计使用期限。
- 3.10 高放废液贮存厂房的设计,还应遵循 GB 18871、EJ 588、EJ 849、EJ 877 等设计相关规定。

4 贮存厂房

4.1 贮存厂房建(构)筑物、系统和部件的分级

为确保核安全功能的实施,应对高放废液贮存厂房的建(构)筑物、系统和部件划分安全等级,并根

据安全等级确定抗震分类、质量保证分级和设计、制造、采购要求。分级原则见 EJ/T 939。

4.2 贮存厂房组成

4.2.1 贮存厂房工艺系统组成

高放废液贮存厂房的工艺系统应包括以下部分：

- a) 高放废液贮槽及废液输送设备；
- b) 高放废液贮槽搅拌系统；
- c) 高放废液冷却系统；
- d) 高放废液贮槽稀释空气及工艺排气处理系统；
- e) 其他辅助系统。

4.2.2 贮存厂房建筑物

4.2.2.1 混凝土屏蔽设备室

所用的高放废液贮槽及其带有放射性的辅助工艺设备都应设置在有足够屏蔽厚度的钢筋混凝土设备室内。

4.2.2.2 工艺管沟及阀门室

输送放射性废液的管道、阀门均应布置在带屏蔽的工艺管沟及阀门室内。

4.2.2.3 覆面及集液坑

放射性设备室、阀门室及工艺管沟应衬覆面，并应选择耐腐蚀、耐辐照、易去污的覆面材料，覆面底部应做成一定坡度并在最低处设集液坑。

4.2.2.4 安装检修区

为了安装、检修放射性设备，应设置安装检修区。

4.2.2.5 工艺控制间及其他辅助用房

包括各专业(水、暖、电、气等)用房，卫生闸间等。

4.3 贮存厂房设计原则

4.3.1 高放废液贮存厂房的布置应按照 GB 18871 标准，将辐射工作场所分为控制区和监督区，以便于辐射防护管理和职业照射控制，同时按照 EJ 849 的规定，根据辐射水平和可能污染的程度，再将控制区划分为三个子区，即绿区、橙区和红区，白区为监督区。各区应有合理的气流组织和负压要求，具体分区原则见表 1。

4.3.2 高放废液贮存厂房应遵循纵深防御原则设计。其中多重屏障主要包括贮槽和管道系统、设备室不锈钢覆面、混凝土设备室、厂房通风系统等。设备室应该设在能承受整个构筑物的重量，渗透性小和具有较高放射性核素吸附能力的岩土上，保证贮槽的安全。

4.3.3 高放废液贮存厂房的设计应按照单一故障准则以保证系统的可靠性，即假设在一个系统的任一单个部件失效的情况下，仍能正确地完成预定的系统功能。

表 1 厂房分区原则

序号	厂房内从事放射性工作的区域		特 征	人 流 控 制
1	监督区 (通常不需要专门的防护手段或安全措施的区域,但需要经常对职业照射条件进行监督和评价)	白区 (非放射性工作区)	放射性厂房内不接触放射性工作的区域,一般无污染	进入本区的工作人员一般不需要更换工作服
2	控制区 (需要和可能需要专门防护手段或安全措施的区域)	绿区 (操作放射性工作区)	人员全班停留本区也是安全的,有出现表面沾污和气溶胶污染的可能性,但能及时发现和消除	本区入口设立卫生通过间
3		橙区 (放射性设备维修区)	人员不经常停留的区域,检修人员需经辐射防护人员的允许才能进入工作	进入此区的人员应经过卫生闸门及空气闸门
4		红区 (放射性设备区)	直接存放放射性物质的区域,平时外照射很强,污染严重	平时不允许人员进入,只有经过全面去污,在剂量人员严密监督下,才能进入本区检修

4.3.4 厂房通风系统设计应遵照 EJ/T 938 的规定。

4.3.5 贮槽应设置独立的应急冷却系统,在正常冷却水供应中断时,保证贮槽内的废液温度仍低于 60℃。

4.3.6 厂房内应设置应急压空,保证正常压空供应中断时贮槽内空气的氢气浓度仍低于控制安全下限 4.1%(体积百分比)。

4.3.7 厂房内应设置应急电源,保证外来电源中断时,工艺冷却系统、主要仪表和控制系统的正常运行以及控制室和进出通道照明的需要。

4.4 贮槽设备室

4.4.1 设备室设计要求

4.4.1.1 设备室应埋设在地面以下。

4.4.1.2 设备室内应衬以不锈钢覆面,应采用全覆盖面的形式。为了保证覆面的施工质量,设计中应规定覆面的焊接质量和焊缝检查要求。

4.4.1.3 设备室覆面底部应做成一定坡度并在最低处设集液坑。

4.4.1.4 设备室集液坑处应设置转送泄漏废液及设备去污废液的设备。

4.4.1.5 设计应采取防止地表水或地下水进入设备室,切断所有可能来源的通道,防止贮槽被浸泡而漂浮。

4.4.1.6 设备室顶板上应设置足够的观察孔以及事故情况下应急仪器设备出入口。

4.4.2 设备室检测要求

4.4.2.1 设备室集液坑应设液位信号计,信号计应满足多重性或多样性的要求,以便及时发现贮槽的泄漏。

4.4.2.2 设备室应设置气溶胶检测装置。

4.5 贮存厂房的维修

4.5.1 对于大型高放废液贮槽(容积超过 100 m³),设计上可不考虑检修,一旦发生渗漏应将废液及时倒往备用槽。

4.5.2 除大型高放废液贮槽外,其他工艺设备、管道阀门、仪表等应具有检修更换的措施。

5 贮槽

5.1 贮槽设计要求

5.1.1 贮槽及其槽内构件的材料应根据其内部物料的特性选用耐腐蚀金属材料。

5.1.2 贮槽应有备用。备用槽的设计要求与贮槽相同,并且应与最大使用槽容积相同。

5.1.3 贮槽应满足结构强度和抗震要求,并留有足够的腐蚀裕度。

5.1.4 贮槽内应设冷却装置,并满足百分之百的备用。

5.1.5 应及时稀释和排出贮槽内的辐解氢气,槽内保持负压状态,使槽内空气中的氢气体积浓度低于 4.1%。

5.1.6 贮槽内应设有搅拌装置,搅拌方式和强度应尽量避免槽底固体沉积物板结。

5.1.7 应设有可靠的取样装置,应在不同深度取样,确保能取得有代表性的样品。

5.1.8 贮槽内应设置一定数量的试样挂片,以满足多次取样要求,包括母材及焊缝试样,作为在役检查措施之一。

5.1.9 贮槽应设置补水和补酸的装置。

5.1.10 贮槽的底板和侧壁的焊缝应 100%进行 X 射线透视检查。

5.1.11 应保证贮槽内压力异常情况下对贮槽的保护。

5.1.12 贮槽内应设清洗装置,以便贮槽退役。

5.1.13 应制定质量保证大纲,对贮槽的材料、加工制造、安装、调试的质量和检验提出具体的要求。

5.2 贮槽内部检测要求

贮槽内要求选用耐辐照、耐腐蚀、可靠性高的一次仪表,并应满足定期检查、检修、更换的要求。对一些重要的工艺参数,如温度、液位、氢气浓度等应设置多重性或多样性的测量仪表。

贮槽检测项目包括:

- a) 连续液位测量;
- b) 过满信号及报警;
- c) 废液的密度及酸度;
- d) 废液的温度和高温报警;
- e) 冷却水进出口水温;
- f) 槽内气相压力;
- g) 槽内气相氢气浓度连续监测及报警;
- h) 冷却下水放射性污染连续监测。

5.3 高放废液的输送

- 5.3.1 高放废液的输送管应设置在敷设有不锈钢覆面的管沟内。
- 5.3.2 贮槽内高放废液的排出应采用多重性或多样性的输送设备。尽量保证废液的倒空。
- 5.3.3 外厂房与本厂房之间以及本厂房内部,在输送高放废液和接收高放废液的岗位之间均应设置完善的通讯联络手段,保证操作安全可靠、准确无误。
- 5.3.4 设计应尽量防止废液在管道中积存,避免发生管道堵塞现象,并应设置排除堵塞的必要措施。

6 放射性废物管理

6.1 放射性废物管理总体要求

贮存厂房的设计应尽量减少二次放射性废物的产生量,并且向环境释放的放射性物质应低于规定的限值,并保持在合理可行尽量低的水平。

6.2 放射性废液

贮存厂房内的设备正常运行和检修期间产生的二次放射性废液,应按浓度高低和成份分别送相应的废液厂房处理或贮存。

6.3 放射性气溶胶

放射性气溶胶在排入大气前应采取净化过滤以及其他有效措施,使通过烟囱排出的气态流出物放射性浓度低于规定的排放浓度。

6.4 放射性固体废物

在运行检修过程中产生的放射性固体废物应分类收集,以便进一步处理。

7 安全分析和环境影响评价

7.1 安全分析

- 7.1.1 设计应对可能导致异常放射性物质释放的预计运行事件、设计基准事故和严重事故进行安全分析。
- 7.1.2 针对 7.1.1 所定义的各种事件和事故,应在设计上采取必要的预防措施,包括详细说明运行人员应采取的对策,以防止放射性物质的释放超过可接受的限值。
- 7.1.3 应编制安全分析报告,安全分析报告的格式和内容应遵照 EJ/T 681 的相关规定执行。

7.2 环境影响评价

- 7.2.1 应分析和评价在正常运行情况下对环境的影响。
- 7.2.2 应分析和评价事故工况对环境的影响。
- 7.2.3 应提出应采取的环境保护措施。

8 辐射安全与监测措施

8.1 辐射安全

8.1.1 剂量控制原则

8.1.1.1 辐射防护设计应符合 GB 18871 及 EJ 849 的相关规定。

8.1.1.2 在考虑了经济和社会因素以后,个人受照剂量、人数以及受照的可能性均保持在可合理达到的尽量低水平。有效剂量的控制原则和计算应执行 GB 18871 中的相关规定。

8.1.2 辐射屏蔽设计

8.1.2.1 贮存厂房的辐射屏蔽设计应能保证放射工作人员个人的年有效剂量低于由审管部门批准的剂量约束值。

8.1.2.2 设计时,应确定本贮存厂房所接收高放废液放射性活度的最大变化范围,应在计算屏蔽层时留有余地。

8.1.2.3 屏蔽体不能留有直通孔道和缝隙,凡有风道、水管、电缆等通过屏蔽体时,应采取措施,保证不明显地减弱屏蔽体的屏蔽效果。可以采用贯穿件的形式。

8.1.2.4 在屏蔽材料的结合部位应对斜穿射线进行必要的屏蔽补偿。

8.2 辐射监测

8.2.1 应在工作人员可能停留的地方或 γ 射线剂量率可能发生异常变化的场所设置固定式 γ 监测装置,进行远距离监测,超过规定限值时,自动发出报警信号。未设固定监测点的场所,应采用可携式(可移式)剂量仪表进行监测。

8.2.2 应在厂房内设置固定式空气气溶胶取样系统,定期取样监测。未设固定取样点场所,采用移动式气溶胶取样仪取样监测。

8.2.3 应设置放射性气溶胶监测仪,对贮槽设备室内的空气进行监测,以分析判断贮槽有无泄漏。

8.2.4 应设置工作人员内外照射剂量的监测手段。

8.2.5 应对厂房的地面、墙面、设备表面污染情况进行定期监测,超过国家标准规定的限值时,应及时去污。

8.2.6 贮槽冷却下水应通过放射性监测合格后,才能排入环境。

8.2.7 在贮槽区周围应根据水文地质及地下水的流向情况,合理地布置检测井,以便定期监测井水的放射性浓度和核素组分。

9 应急考虑

设计时应考虑事故情况下采取应急措施所需要的条件,如场地、道路、车辆、设施、设备、通讯联络等条件。

10 退役考虑

10.1 在设计阶段应满足将来厂房的退役要求。

10.2 放射性设备、管道及设备室覆面等应易于去污,设备室不锈钢覆面要求平滑光洁,减少与覆面搭接的部件,减少冲洗不到的死角、冲洗液能通畅地排出,以便给退役提供方便条件。未装不锈钢覆面而

又需要化学去污的混凝土地面或墙壁,应覆盖易于去污的材料,尽可能减少混凝土的污染。应便于安装必要的临时去污冲洗管道。

10.3 厂房布置应为退役提供所需的场地和空间,厂房的布置应便于搭建气帐、临时屏蔽和移动通风装置,便于设备、管道、阀门的拆除、吊出和运输,以及防止人员、物件的交叉污染。

10.4 结构设计时,应考虑退役时或退役后的附加荷载。
