

ICS 27.120.10

F 63

备案号: 46470-2014

**NB**

# 中 华 人 民 共 和 国 能 源 行 业 标 准

NB/T 20285—2014

EJ/T 320-1998

---

## 压水堆核电厂反应堆系统设计总要求

General requirements of reactor system design for pressurized water reactor  
nuclear power plants

2014-06-29 发布

2014-11-01 实施

国家能源局 发布

## 前 言

本标准按照GB/T 1.1—2009给出的规则起草。

本标准代替EJ/T 320—1998《压水堆核电厂反应堆总体设计准则》。与EJ/T 320—1998相比主要技术变化如下：

- 标准的名称修改为《压水堆核电厂反应堆系统设计总要求》；
- 修改了第2章“规范性引用文件”；
- 增加了第3章“反应堆系统范围”；
- 标准编排结构做了适应性修改：将“一般要求”改为“设计总则”（第5章）；增加“核设计”（第6章）、“辐射屏蔽设计”（第7章）、“热工水力设计”（第8章）等相关章；将原“接口”放到了最后的第13章，并变更了相关内容。

本标准由能源行业核电标准化技术委员会提出。

本标准由核工业标准化研究所归口。

本标准起草单位：中国核动力研究设计院、上海核工程研究设计院、中广核工程有限公司。

本标准主要起草人：李燕、夏欣、陈长、肖锋、刘余、张林、周毅、李高、杨戴博、周勤、林绍萱、冉小兵。

本标准代替了EJ/T 320—1998。EJ/T 320—1998的历次版本发布情况为：

- 1988年首次发布；
- 1998年第一次修订。



# 压水堆核电厂反应堆系统设计总要求

## 1 范围

本标准规定了压水堆核电厂反应堆系统设计应满足的总要求。

本标准适用于压水堆核电厂反应堆系统的设计。

## 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，仅所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/T 4083	核反应堆保护系统安全准则
GB 6249	核动力厂环境辐射防护规定
GB/T 7166	核动力堆堆芯或堆主包壳内温度测量特性和测试方法
GB/T 8995	核反应堆中子注量率测量堆芯仪表
GB 13284	核电厂安全系统准则
GB/T 17569	压水堆核电厂物项分级
GB 18871	电离辐射防护与辐射源安全基本标准
NB/T 20035	压水堆核电厂工况分类
NB/T 20057.1	压水堆核电厂反应堆系统设计 堆芯 第1部分：核设计
NB/T 20057.2	压水堆核电厂反应堆系统设计 堆芯 第2部分：热工水力设计准则
NB/T 20057.3	压水堆核电厂反应堆系统设计 堆芯 第3部分：燃料组件
NB/T 20057.4	压水堆核电厂反应堆系统设计 堆芯 第4部分：燃料相关组件
HAD 002/01	核动力厂营运单位的应急准备和应急响应
HAD 102/10	核电厂保护系统及有关设施

## 3 反应堆系统范围

反应堆系统通常由反应堆压力容器及支承和保温层、燃料组件及其相关组件、堆内构件、控制棒驱动机构、堆芯测量系统、堆顶结构、堆外核仪表系统等组成。

## 4 功能

### 4.1 安全功能

4.1.1 作为反应堆冷却剂压力边界的重要组成部分，应保证承压边界的完整性。

4.1.2 作为防止放射性释放的屏障，在运行状态和大部分事故工况下，应能阻止堆芯和冷却剂中的放射性物质向外释放，对于部分事故（如弹棒事故）发生后，应能尽可能减少堆芯和冷却剂中的放射性物质向外释放。

4.1.3 为反应堆冷却剂循环提供流道，以便在运行及事故工况下导出堆芯产生的热量。



- 4.1.4 为燃料组件提供支承和定位。
- 4.1.5 控制堆芯反应性。
- 4.1.6 提供事故后堆芯冷却裕度和堆芯温度监测等。

## 4.2 其他功能

- 4.2.1 反应堆产生的热功率应满足核电厂电功率输出的要求，而不超过规定的核设计及热工水力设计等限值。
- 4.2.2 选取适当的燃料富集度和可燃毒物，以满足堆芯功率及其分布和堆芯燃料循环的要求。
- 4.2.3 堆顶结构可为控制棒驱动机构的冷却提供流道，以防止在正常运行时控制棒驱动机构线圈组件损坏。
- 4.2.4 为控制棒驱动机构及其冷却系统、反应堆压力容器高位排气系统、堆芯测量系统、相关的电力和测量电缆、用于操作、检查、维护等的工作平台提供必要的支承、屏蔽和隔离等。
- 4.2.5 通过反应堆压力容器高位排气系统，可以排出积聚在反应堆压力容器上封头内的气体。
- 4.2.6 堆芯测量仪表应能连续测量堆芯出口冷却剂温度，连续或间断测量堆芯中子注量率。

## 5 设计总则

- 5.1 反应堆系统设计应满足 NB/T 20035 中所列运行工况及事故工况（工况 I 至工况 IV）相应的要求。
- 5.2 反应堆系统设计能够满足反应堆正常启动、功率运行、停堆、维修及换料操作等的需要。提高核电厂可利用率和经济性，并应采取预防措施防止误操作，保证反应堆安全。
- 5.3 反应堆系统各设备应按照 GB/T 17569 的规定，确定其安全等级、抗震类别、质保等级和规范等级，并采用相应的设计规范进行设计，达到相应的质量要求。
- 5.4 构成压力边界的各部件，应选择合适的材料，采用成熟的技术进行设计和制造，防止在各种工况下产生破损或其它破坏，保持反应堆冷却剂压力边界的完整性。
- 5.5 组成堆芯的各部件应进行适当的布置，选用合理的换料方式，尽可能降低燃料循环成本，并保证整个设计寿期内达到额定的热功率，同时具有足够的安全裕度和控制能力。
- 5.6 反应堆系统设计，除满足本标准外，还应遵循反应堆的核设计、辐射屏蔽设计、热工水力设计、燃料组件及其相关组件设计、堆内构件设计、控制棒驱动机构设计、反应堆压力容器设计和测量仪表设计等的设计准则。

## 6 核设计

### 6.1 燃料管理

应给出第一循环及后续循环（包括平衡循环）堆芯的合理设计，应包括燃料组件的装载、固体可燃毒物布置、初始硼浓度、控制棒分组及布置、卸料燃耗、循环长度、燃料富集度及倒换料方式等。

### 6.2 反应性控制

对反应性控制有下述要求：

- a) 手段多样性：应能在各种正常运行工况下使用原理不同且独立的两种手段控制堆芯反应性，使之从临界直到停堆。停堆时至少可使用一种手段能在假设单一故障下独立使反应堆从运行状态和设计基准事故下迅速进入次临界，并以足够的深度和高的可靠性维持次临界状态。



- b) 停堆能力：堆芯的装载和反应性控制设计要确保当反应性价值最大的一束棒卡在堆芯外，反应堆运行在任一功率水平时，应具备足够的停堆深度。

### 6.3 反应性系数

在各种功率水平下运行时，慢化剂反应性温度系数应保持为负值或零，使堆芯反应性具有负的反馈特性（零功率物理试验时例外）。

### 6.4 功率分布控制和监测

6.4.1 应通过堆芯功率能力分析确认堆芯功率分布满足相关安全准则要求。

6.4.2 堆芯功率分布应具有内在的稳定性。

6.4.3 应配备堆芯测量和监测系统，提供离线或在线的三维堆芯功率分布。

### 6.5 其他要求

其他核设计应满足NB/T 20057.1的相关要求。

## 7 辐射屏蔽设计

7.1 反应堆系统设计应保证反应堆系统运行和停堆期间该系统周围工作人员辐照剂量率低于辐射分区要求，并为设备维护和检修人员提供必要的屏蔽措施。应特别关注限制堆腔辐射漏束，同时防止设备和材料被过度活化而导致工作人员维护和检修时接受不必要的照射。

7.2 反应堆系统设计应采取措施限制反应堆冷却剂系统放射性水平和反应堆厂房内气载放射性水平，减少气载放射性流出物、液态放射性流出物的产生和排放，以保证核电厂实现放射性流出物总量和公众所接受的有效剂量的控制。反应堆厂房内气载放射性水平应满足 GB 18871 规定要求，放射性流出物总量和公众所接受的有效剂量应满足 GB 6249 规定要求。

7.3 反应堆系统设计应采取措施限制降低反应堆事故发生后放射性后果，使公众和事故处理人员接受的剂量分别满足 GB 6249 和 HAD 002/01 规定的要求。

7.4 反应堆系统设计应确保反应堆系统设备及材料所接受的中子注量、辐射剂量或辐射释热受到控制，以保证所有设备和材料在反应堆正常运行期间，部分设备和材料在反应堆发生事故均不会失效。应特别关注辐照环境对反应堆压力容器材料性能、反应堆周围生物屏蔽混凝土性能的影响。

7.5 反应堆系统设计应确保堆外核仪表系统探测器处的中子注量率、 $\gamma$  辐射水平满足相关要求，确保对反应堆反应性、功率水平及其变化进行有效监测。

## 8 热工水力设计

8.1 在工况 I 和工况 II 下，设计应保证堆芯燃料棒不产生传热破损，对可能出现的随机破损，亦应控制在净化系统的能力范围之内。因此，设计应保证工况 I 下的运行参数与它们的保护定值之间，留有足够的安全裕量；在工况 II 下，最多仅出现保护性停堆，而且在采取校正措施之后，能够较快地恢复运行。

8.2 在工况 III 下，堆芯燃料棒有可能出现少量破损，使反应堆不能较快恢复、甚至长时间内不能恢复运行。设计应保证反应堆能安全停堆和顺利排出堆芯余热。

8.3 在工况 IV 下，堆芯可能有较多的燃料棒发生破损。设计应确保反应堆能安全停堆，并维持在次临界状态；确保堆芯有可冷却几何条件，并顺利排出堆芯余热。

8.4 热工水力设计应满足 NB/T 20057.2 的相关要求。



## NB/T 20285—2014

## 9 燃料组件及其相关组件设计

## 9.1 总的要求

燃料组件及其相关组件、反应堆控制系统、保护系统、应急堆芯冷却系统等一起应保证：

- a) 在工况 I、工况 II 下，燃料组件在设计寿期内不发生预期的包壳破损；可能发生的少量包壳的随机破损，其所释放的放射性物质也应在净化系统的净化能力之内，并符合核电厂设计基准；
- b) 在工况 III 下，堆芯中破损燃料棒数不应超过燃料棒总数的一个小的份额；
- c) 在工况 IV 下，燃料棒的破损不应给公众健康和环境造成超过标准的危害，堆芯应保持可冷却的几何形状，反应堆应处于次临界状态。

## 9.2 燃料组件设计要求

9.2.1 燃料组件所用各种材料应符合相关标准的要求。

9.2.2 在工况 I、工况 II 下，燃料棒不发生预期的包壳破损。

9.2.3 以合适的方式使燃料棒在燃料组件中定位和燃料组件在堆芯中定位，以在工况 I、工况 II 下满足核设计、热工水力设计等方面的要求。

9.2.4 在工况 I、工况 II 下，燃料组件能保持其结构完整性。

9.2.5 在工况 III、工况 IV 下，燃料组件各部件的变形不应影响控制棒的插入和燃料棒的应急冷却。

9.2.6 在非运行载荷下，燃料组件及其部件应保持几何稳定性。

9.2.7 燃料组件应为其相关组件提供通道，并能承受其运动引起的磨蚀与冲击和为其提供冷却。

9.2.8 应考虑燃料组件在反应堆内的装卸和贮存条件，接口应具有通用性。

9.2.9 应采取适当的措施防止异物进入燃料组件。

9.2.10 燃料组件应设置必要的标识。

9.2.11 燃料组件设计应满足 NB/T 20057.3 的相关要求。

## 9.3 燃料相关组件设计要求

9.3.1 燃料相关组件所用各种材料应符合相关标准的要求。

9.3.2 在工况 I、工况 II 下，燃料相关组件能保持其结构完整性。

9.3.3 在工况 III、工况 IV 下，燃料相关组件的变形不应影响紧急停堆和燃料棒的应急冷却。

9.3.4 燃料相关组件设计应满足 NB/T 20057.4 的相关要求。

## 10 测量仪表系统设计

## 10.1 堆芯测量系统

10.1.1 堆芯测量仪表的设计应满足 GB/T 8995 和 GB/T 7166 中的准则要求。

10.1.2 堆芯冷却监测系统是安全级的，所有设备分为 A、B 两列，需满足电气和实体隔离要求。

10.1.3 在设计基准事故下，堆芯冷却监测系统在安全壳内的设备能完成测量功能。

10.1.4 堆芯中子注量率测量系统是非安全级系统，不要求事故条件下执行功能，无冗余要求。

10.1.5 堆芯中子注量率测量系统应满足测量范围的要求。

10.1.6 堆芯测量仪表的尺寸不得对堆芯中子注量率的分布和冷却剂流态产生重大的扰动。

10.1.7 堆芯测量仪表结构应具有足够的完整性，以确保其足以承受所处的环境条件。对作为反应堆冷却剂压力边界的测量仪表，应确保其能保证承压边界的完整性。



10.1.8 堆芯测量仪表应具备在一定堆芯条件下连续工作一段时期的性能,确保其满足在反应堆上应用的故障概率的要求。

10.1.9 由于中子的活化作用,使堆芯测量仪表产生长寿的 $\gamma$ 和 $\beta$ 活度,将造成装卸过程中的辐射防护问题。应仔细考虑这些效应,尽可能通过结构材料的选择和探测器的机械设计使其达到最小。

10.1.10 堆芯测量仪表应在 LOCA 环境条件下满足堆芯冷却裕度测量要求。

## 10.2 堆外核仪表系统

10.2.1 堆外核仪表的设计应满足 GB 13284—2008、GB/T 4083—2005 和 HAD 102/10 中的规定。

10.2.2 堆外核仪表的设计应考虑一定的冗余度,以满足单一故障准则。

10.2.3 堆外核仪表系统一般应设置多个量程的测量通道,不同量程测量通道在测量范围上应保证一定程度的重叠,应覆盖反应堆启动到满功率运行的测量范围。

10.2.4 必要时,堆外核仪表系统确保在装料期间源量程测量通道的计数率至少为  $2\text{ s}^{-1}$ ,且当反应堆处于约 1%次临界时,至少 95%被测中子是由裂变产生的。

## 11 机械设计

### 11.1 反应堆系统设备布置

11.1.1 反应堆系统各设备应合理地进行设计和布置,使反应堆系统运行、管理、检修和换料方便,堆内流量分配合理,减少无效旁漏流量;提高自然循环能力,有利于排出余热和确保反应堆的安全;减小堆内部件流致振动。

11.1.2 反应堆压力容器应合理地设置保温层,尽量减少正常运行工况下的散热损失,并使周围混凝土的温度不超过规定的设计限值。

### 11.2 反应堆系统设备材料

11.2.1 反应堆系统各设备部件应按其使用条件合理地选用材料,所使用的材料应符合相关标准或适用规范规定。

11.2.2 材料应具有良好的工艺性能和机械性能。

11.2.3 与反应堆冷却剂接触的材料应具有良好的耐腐蚀性能、耐磨蚀性能和耐辐照性能。

11.2.4 限制或禁止使用含活化截面大、半衰期长的元素的材料或辐照后易脆化的材料。

11.2.5 反应堆系统各设备部件若需用新材料,应通过试验验证和鉴定合格后方可使用。

### 11.3 反应堆系统结构设计

11.3.1 反应堆压力容器的结构设计应能保证其设计寿命满足核电厂的设计寿命要求。

11.3.2 反应堆系统结构设计应满足核设计、辐射屏蔽设计、热工水力设计、仪表控制设计和系统设计的要求。

11.3.3 反应堆系统各设备应按 NB/T 20035 规定的工况进行设计与计算分析,并满足规定的限值。

11.3.4 反应堆系统构成控制棒运动通道各部件的设计应确保控制棒驱动线轴向对中,保证控制棒组件能够在堆芯作上下移动。能有效地调节功率,快速落棒时间满足反应堆快速停堆要求。

11.3.5 反应堆系统堆顶结构设计应使换料操作方便,以减少停运时间和人员辐照,应为控制棒驱动机构提供通风冷却通道和抗震支承。

11.3.6 控制棒驱动系统中驱动杆与控制棒组件之间的连接要能够进行闭锁和解锁。



## NB/T 20285—2014

11.3.7 燃料组件要位于反应堆压力容器内尽量低的位置处；采取必要的措施，提供合适的流量分配来抑制在反应堆压力容器下封头形成涡流。压力边界部件和堆内构件的设计应能承受规定的系统压力和温度。

11.3.8 反应堆系统各设备部件应为堆芯测量装置提供合适的导向和支承，使其不影响装换料操作和反应堆的安全。

11.3.9 反应堆系统结构和辐射屏蔽设计等应使反应堆压力容器在反应堆寿期末的快中子辐照注量不超过设计限值。

11.3.10 反应堆系统各部件之间的连接或配合，应保证安全可靠和装拆方便。反应堆压力容器内部所有螺栓连接的设计应为锁紧件完全锁紧，并且即使螺杆失效时，螺栓头部和螺纹部分也不会脱落。

11.3.11 应为堆内部件或零件的松脱和振动提供监测手段，能测出松脱零部件所在的大致位置和重量。

11.3.12 反应堆系统应为承压边界的泄漏监测和反应堆压力容器材料的辐照监督提供手段。

11.3.13 使用在反应堆系统各设备外表面的保护涂层应满足安全壳地坑化学的要求。

11.3.14 反应堆系统各部件设计应考虑退役要求，并应满足有关规定。

## 12 试验、检查、运行及维护

12.1 反应堆系统设计应规定设备和仪表的试验、检查、运行和维护，确保系统能满足安全和可靠性的要求。

12.2 反应堆压力容器、燃料组件及其相关组件、堆内构件的设计和布置应考虑在运行寿期内在役检查的可达性，以满足相关要求。

12.3 应制定辐照监督大纲对反应堆压力容器在整个寿期内的辐照性能进行监督。

## 13 接口

13.1 反应堆系统结构设计应考虑与布置、土建、主管道、操作工具的接口。

13.2 反应堆系统设计应考虑与反应堆冷却剂系统、非能动堆芯冷却系统、棒控棒位系统、电厂控制系统、反应堆保护系统、化学和容积控制系统、装换料系统、特殊监测系统等之间的接口。

---