

NB

中 华 人 民 共 和 国 能 源 行 业 标 准

NB/T 20524—2018

压水堆核电厂安全停堆设计准则

**Design criteria for safe shutdown of
pressurized water reactor nuclear power plants**

2018-12-10 发布

2019-04-01 执行

国家能源局 发布

目 次

前言	II
1 范围	1
2 规范性引用文件	1
3 术语和定义	1
4 安全停堆基本准则	2
4.1 电厂状态	2
4.2 安全功能	2
4.3 设计总则	2
4.4 设备设计准则	3
4.5 系统设计准则	3
4.6 控制准则	3
5 反应性控制设计准则	4
5.1 反应性控制性能要求	4
5.2 反应性控制基准	4
5.3 硼储备准则	4
5.4 反应堆冷却剂混合准则	4
6 堆芯排热设计准则	4
6.1 堆芯排热性能要求	4
6.2 高压排热	4
6.3 低压排热	5
6.4 排热速率	5
6.5 冷却水源	5
7 反应堆冷却剂系统压力边界完整性设计准则	5
7.1 压力边界完整性性能要求	5
7.2 反应堆冷却剂系统压力控制	5
7.3 反应堆冷却剂装量控制	7
7.4 反应堆冷却剂系统温度控制	7
7.5 蒸汽发生器二次侧给水控制	7

前 言

本标准按照GB/T1.1—2009给出的规则起草。

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：核工业标准化研究所、中国核动力研究设计院、上海核工程研究设计院有限公司、中核控制系统工程有限公司；

本标准主要起草人：邓瑞源、孙业丛、金武剑、刘尚源、张玉龙、冉旭、李峰、曹耶南、潘新新、郑伟、孙武、梁嘉琳、徐冬苓、刘展、王丽华。

压水堆核电厂安全停堆设计准则

1 范围

本标准规定了压水堆核电厂安全停堆基本准则及反应性控制、堆芯排热、反应堆冷却剂系统压力边界完整性设计准则。

本标准适用于不依赖应急堆芯冷却系统维持安全停堆的设计基准事件下执行并维持安全停堆的相关系统的设计。

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 4960.2—1996 核科学技术术语裂变反应堆
- GB/T 13626 单一故障准则应用于核电厂安全级电气系统
- GB/T 15474 核电厂安全重要仪表和控制功能分类
- GB/T 17569 压水堆核电厂物项分级
- GB/T 36041 压水堆核电厂安全重要变量监测准则
- NB/T 20402 压水堆核电厂安全重要流体系统单一故障准则
- NB/T 20379 核电厂安全相关的操纵员动作时间响应设计准则
- NB/T 20035 压水堆核电厂工况分类
- NB/T 20393 压水堆核电厂稳压器电加热器技术条件
- NB/T 20100 压水堆核电厂反应堆冷却剂系统和主蒸汽系统超压分析要求

3 术语和定义

GB/T 4960.2—1996界定的以及下列术语和定义适用于本文件

3.1

设计基准事故 design basis accident

导致核动力厂事故工况的假设事故,这些事故的放射性物质释放在可接受限值以内,该核动力厂是按确定的设计准则和保守的方法来设计的。

3.2

设计基准事件 design basis event (DBE)

正常运行、预计运行事件、设计基准事故、外部事件的统称。

3.3

安全停堆 safe shutdown

反应堆处于足够次临界深度,并以可控速率排出堆芯余热,安全壳的密封得到保证,从而使放射性产物的释放保持在允许范围内,以及为维持这些条件所必需系统正在其正常范围内工作的停堆状态。

3.4

冷停堆 cold shutdown

反应堆维持在远低于运行温度之下的次临界状态。

注：包括换料冷停堆、维修冷停堆、正常冷停堆，一般指“ $10^{\circ}\text{C} \leq \text{反应堆冷却剂平均温度} \leq 90^{\circ}\text{C}$ ”且“常压 \leq 一回路压力 $\leq 3.0\text{MPa}$ 的运行状态”。

3.5

正常冷停堆 normal cold shutdown

反应堆处于次临界状态，余热排出系统投入，反应堆冷却剂系统的压力和平均温度低于规定的冷停堆上限值。

注：一般反应堆冷却剂系统的压力和平均温度的冷停堆上限值分别为 3MPa 、 90°C 。

3.6

中间停堆 intermediate shutdown

反应堆处于热停堆与冷停堆之间的过渡状态。

注：一般指“ $90^{\circ}\text{C} \leq \text{反应堆冷却剂平均温度} \leq 290^{\circ}\text{C}$ ”且“ $2.4\text{MPa} \leq \text{一回路压力} \leq 15.5\text{MPa}$ 的运行状态”。

3.7

热停堆 hot shutdown

反应堆维持在运行压力和温度下的次临界状态。

注：反应堆冷却剂压力（MPa，绝对压力）和平均温度（ $^{\circ}\text{C}$ ）的取值分别为 15.5 ± 0.1 、 $290.8 (+3, -2)$ 。

3.8

冷却设计基准终点温度 cooldown design basis end-point temperature

从热停堆过渡到冷停堆时，余热排出系统开始投入的反应堆冷却剂平均温度。

3.9

长期 long term

在假设始发事件发生24 h后的时期。

注：仅与单一故障准则有关。

4 安全停堆基本准则

4.1 电厂状态

在电厂发生不依赖应急堆芯冷却系统维持安全停堆的设计基准事件时，能使电厂进入并保持在安全停堆状态。

4.2 安全功能

为了在某些选定的设计基准事件期间或事件后达到安全停堆状态，实施的安全功能包括：

- a) 控制反应性；
- b) 排出堆芯热量；
- c) 保持反应堆冷却剂压力边界的完整性，包括反应堆冷却剂系统装量控制、压力控制、温度控制。

4.3 设计总则

执行安全停堆的相关系统，其功能的组合应满足下列要求：

- a) 使反应堆处于次临界，并保持在次临界状态，其停堆深度满足核设计准则；
- b) 能以可控的并与设计温度限值相协调的速率排出余热（堆芯衰变热和反应堆冷却剂系统显热），堆芯余热排出能长期保证；

- c) 保持反应堆冷却剂压力、温度、装量和冷却速率在相应电厂状态的设计限值内，以保持反应堆冷却剂系统压力边界的完整性；
- d) 应使构筑物、系统和部件在其设计限值和运行限制范围内运行；
- e) 应保持堆芯、反应堆冷却剂系统和安全壳内的放射性水平，以及放射性物质向厂内和周围环境的释放，在规定的限值内；
- f) 根据需要，维持电厂在冷停堆、中间停堆、热停堆的状态。

4.4 设备设计准则

执行本标准中4.2所列安全功能的机械设备的分级遵循GB/T 17569或监管部门认可的规定，安全重要仪表和控制功能及实施该功能的系统和设备的分类方法遵循GB/T 15474或核安全监管部门认可的规定。设备的设计、制造、鉴定、安装、检查和试验应遵循压水堆核电站安全相关标准的规定。

4.5 系统设计准则

4.5.1 安全停堆系统的设计应满足单一故障准则的要求，机械流体系统遵守NB/T 20402的规定，安全系统的电源、仪表和控制系统遵守GB/T 13626的规定，而且在停堆冷却到冷停堆状态并保持在该温度的整个运行期间应按照单一能动故障准则进行设计。

如果安全停堆是在短期内执行或已使反应堆冷却剂系统的压力、温度降低到冷停堆限值内，要求其长期执行，那么，单一非能动故障可以不考虑。

4.5.1.1 只要确信操纵员的动作能在NB/T 20379中规定的时间内完成，则设计可以考虑操纵员依据能动部件的故障性质作出响应，采取校正动作。

4.5.1.2 为了满足单一故障准则所要求的冗余，应采用下列方式之一设置两个或多个彼此独立的安全有关系列执行所要求的功能：

- a) 每个系列采用相同的设备；
- b) 每个系列采用多样性设备或方法。

4.5.1.3 对于某一特定设计，可以采用可靠性分析或概率论方法来确定是否需要多样性。如果采用多样性设计，这些分析应与电厂整体安全目标一致。

4.5.2 执行4.2所列安全功能的能动机械设备，应由安全级交流母线供电，或由其他厂内安全级动力源（如气动装置、水力驱动装置、柴油驱动装置等）驱动。仪表和控制设备应由安全级不间断电源供电。如果系统或部件的设计采取某种措施能确保在优先电源丧失时能使电厂进入安全停堆状态，则这些系统和部件运行可不要求安全级电源。

4.5.3 执行本标准中4.2所列安全功能所需重要变量监测及其监测仪表的设计应符合GB/T 36041的规定。

4.5.4 对于执行多功能的系统，应符合各功能中最严格要求的设计准则。

4.6 控制准则

4.6.1 设计者应评价操纵员执行安全停堆的操作要求，并确定在主控制室执行的所有必要的安全操作。操纵员行动准则应按照NB/T 20379的要求确定是否可由操纵员来执行一个安全操作。要求比允许时间更短作出响应的任何安全操作都应是自动的，否则应修改设计。

4.6.2 操纵员应能在主控制室进行操作和监视，运行规程中规定的所有操纵员操作应能在主控制室进行。只要操作是简单的，如手动、不重复的，则操纵员可在主控制室外的就地控制点进行操作。在长期停堆冷却期间，操纵员的一些操作还可在主控制室外进行，如连接可移动设备。应评价操纵员所有操作的后果和这些操作恢复的可能性。

5 反应性控制设计准则

5.1 反应性控制性能要求

5.1.1 当电厂发生设计基准事件时,应能使反应堆停堆并维持足够的次临界度,确保即使反应堆堆芯处于最大反应性工况时也能停堆并保持足够的次临界度。

5.1.2 设备容量的选择应依据 4.1 确定的设计基准事件的情况下,使反应堆达到并保持在次临界状态为基准。设计者应确定最严酷的设计基准事件。

5.1.3 反应性控制系统应设计成仅投入安全有关设备,就能在热停堆和中间停堆状态下维持足够长的时间,以便操纵员对设计基准事件作出判断并采取缓解行动。

5.2 反应性控制基准

在氙瞬态的情况下,一束最高价值的控制棒或控制棒组件卡在完全抽出堆芯的位置,这种情况下在整个停堆冷却过程中应使反应堆保持在次临界状态。当达到冷停堆状态时,应在假设氙完全衰变的条件下以一定的停堆深度将反应堆保持在停堆状态。

5.3 硼储备准则

按设计要求,硼溶液应贮存在安全有关的设备中,并能以要求的速率注入到反应堆冷却剂系统中,以提供所要求的停堆深度,应根据反应性控制基准的要求评定所要求的硼量和注入设备的可用性,输送设备应作为安全有关设备进行分级。

5.4 反应堆冷却剂混合准则

如果用硼来增加负反应性,则在停堆冷却过程中,为保证足够的负反应性,应提供手段保证在反应堆冷却剂中硼混合均匀并保持一定的浓度。应对硼浓度采用硼在线分析、系统的实际抽样、硼质量平衡计算、核仪表读数判断或其组合的方法进行监测。

6 堆芯排热设计准则

6.1 堆芯排热性能要求

6.1.1 堆芯排热设备的容量应依据 4.1 确定的最严酷设计基准事件完成反应堆冷却所要求的时间进行选择。

6.1.2 设计者应依据厂内和厂外的剂量限值、反应堆冷却剂系统的降压要求、反应堆冷却剂系统的泄漏限值要求和足够的反应堆补给水的可用性来确定在最严酷的设计基准事件下的冷却时间。在发生这样的设计基准事件后,反应堆停堆到余热排出系统可投入运行的冷却时间,应小于 72h 并根据特定电厂设计要求确定。

6.1.3 电厂设计应仅由安全有关设备和足够的反应堆补给水使电厂有足够长时间稳定在热停堆或中间停堆状态,供操纵员评价和缓解设计基准事件。设计宜提供操纵员不干预时间不少于 30 min。

6.2 高压排热

电厂应设置由操纵员控制的安全有关蒸汽排放系统和有关补给水系统在反应堆冷却剂系统高压状态时排出堆芯余热和显热,或采用其他高压排热的手段。

6.3 低压排热

如果需要低压余热排出系统运行，则高压排热应在6.1.2中规定的时间内使反应堆冷却剂冷却到允许操纵员启动低压余热排出系统运行的状态。

6.4 排热速率

余热排出系统的能力应确保在规定的时间内排出堆芯余热和显热，使反应堆达到冷停堆状态。

排热速率还应满足过冷度设计限制和满足材料脆性转变温度的限制要求。

6.5 冷却水源

冷却水源如果是有限水源，则应具有足够的水量，以允许操纵员在热停堆或中间停堆状态下按规定的时间完成评估，然后将机组从热停堆状态冷却到冷却设计基准终点温度，再切换到另一个冷却水源。

7 反应堆冷却剂系统压力边界完整性设计准则

7.1 压力边界完整性性能要求

电厂的设计和选择设备容量的选择：

——应使反应堆冷却剂系统压力边界内的压力和温度，在最严酷的设计基准事件下，保持在规定的限值内；

——应保证在最严酷的设计基准事件下，冷却和降压速率不超过设计限值。

——应具有补偿下泄和冷却剂密度变化的能力，以保持反应堆冷却剂系统装量在规定的范围内。

7.2 反应堆冷却剂系统压力控制

7.2.1 一般要求

设计反应堆冷却剂系统最大允许降压速率应与热量排出速率协调，使在整个停堆冷却过程中保持所需的过冷度。冷却期间反应堆冷却剂系统应设计成可分步降压。冷停堆设计基准压力应等于或低于余热排出系统可投入运行的压力。为了限制在反应堆冷却剂系统（稳压器除外）中形成汽泡、限制蒸汽发生器排热或不影响自然循环，应对降压过程加以控制。

为保证反应堆冷却剂的过冷度，可采用稳压器控制、加压泵运行和（或）专门设置降压和排汽的系统来控制反应堆冷却剂压力。

7.2.2 稳压器加热器

通常稳压器采用电加热控制压力，其中一组电加热器用非安全级电源供电以补偿稳压器的热损失，另一组电加热器采用安全级电源供电进行压力控制。稳压器的电加热器设计应符合NB/T 20393的要求，在丧失厂用电后的一段时间内仍能保持稳压器压力在设计限值内。

如果核电厂设计基于在稳压器丧失维持反应堆冷却剂过冷度的能力之前完成停堆冷却，则加热器不必由安全级电源供电。如果一组加热器由安全级电源来保持反应堆冷却剂过冷度，则该加热系统（包括加热器、控制器和配电系统）应冗余设置，而且应是安全级设备。安全级电源可以是手动或是自动投入，如果选择手动，则应遵守操纵员动作响应准则的要求。

7.2.3 泵

在反应堆冷却剂系统降压期间可以采用泵加压系统、上充泵来控制反应堆冷却剂系统压力，以维持堆芯冷却所需的过冷度。如果设计采用此类系统控制降压过程中的压力，则该压力控制系统应为安全级。泵扬程应足够高，使得在运行条件下能保持反应堆冷却剂系统过冷度。

如果泵的出口压力在其关闭压头和稳压器泄压阀的最低整定值之间,则在整个热停堆、中间停堆和冷停堆过程中泵应能在关闭压头(最小旁通流量)下运行。

如果泵的出口压力很高,能使稳压器卸压阀起跳,则稳压器卸压系统应有足够的能力排放泵的流量,且在蒸汽、汽水混合物或水介质条件下通过验收鉴定。

设计这个泄压系统时,还应考虑到压力限值是温度的函数。

7.2.4 降压

稳压器的大的热惯量可能使核电厂延长降压过程,为了及时地使低压余热排出系统投入运行,可以用稳压器喷淋、释放蒸汽或稳压器充排过程排出稳压器中的热量以加快降压过程。

设计者应确定稳压器是否需要专门的排热装置来满足核电厂停堆冷却的要求。降压过程应有两个或多个系列的降压设备,这些设备应是安全级,并允许对设备进行手动调整和手动控制。

稳压器的降压装置排放蒸汽和气体时应限制排放速率。对于NB/T 20035所规定的工况1、工况2,卸压箱应能容纳设计基准排量。如果卸压箱可能存在从卸压箱释放蒸汽的工况,则应评价排放是否会触发专设安全设施不必要的运行及确保安全有关设备仍然是可运行的。

稳压器排放装置应在蒸汽和气体、汽水混合物以及水介质条件下做过鉴定而不降低性能,并能在必要时中止排放过程。

稳压器的降压也可以通过充注和排放过程实现,如果使用了这一方法,应在设计中列出充排过程所需的辅助仪表、控制设备以及其他有关设备。设计者应评价充排过程热瞬态的影响。

非能动的增压源,如应急堆芯冷却系统安注箱,可能会使反应堆冷却剂压力保持在一个不希望的高水平。设计者应评价这种情况的冷却过程,如果安注箱已被隔离,系统压力正好降低到余热排出系统能够投入运行,则应对安注箱提供排水、泄压和隔离等保证安全的手段。

只要设计上能确保加压气体不可能进入反应堆冷却剂系统,或气体的进入不会影响自然循环和热排出,则安注箱隔离装置可由手动操作。

7.2.5 超压考虑

有关系统的超压保护设计要求应满足NB/T 20100的规定。辅助系统可能使反应堆冷却剂系统超压,当下泄被隔离时,补水泵的运行使反应堆冷却剂系统压力升高,辅助系统可以采用双重隔离,以及设计成停堆降压后采用行政管理来防止反应堆冷却剂系统超压。

7.2.6 蒸汽发生器隔离后的运行

停堆冷却过程中,降压速率大于反应堆冷却剂系统排热速率可能引起过冷度丧失和压力控制点从稳压器转移到已隔离的蒸汽发生器的环路(即一次侧没有强迫循环,二次侧排污、给水和蒸汽管路同时隔离)。如果出现这种情况,应降低降压速率和延长冷却时间使滞流的环路能达到平衡,或者通过一定安全有关措施加快蒸汽发生器的冷却速率。

制止这一情况的方法可以采用排汽、喷淋或对已隔离的蒸汽发生器进行充、排等手段。监视已隔离蒸汽发生器过冷度丧失的多重仪表应是安全重要仪表。

设计者应评价在一个被隔离的环路中启动反应堆冷却剂泵的影响。如果预计所引起的压力骤升超过该核电厂特定工况的安全限值,允许执行行政管理程序防止或减轻压力骤升。

7.3 反应堆冷却剂装量控制

7.3.1 反应堆冷却剂系统应获得足够数量和品质优良的补给水,以补充由于从热停堆到冷停堆过程中反应堆冷却剂的收缩、在冷却期间的可信下泄和由要求冷却的设计基准事件引起的装量丧失。

7.3.2 核电厂应设计一个可靠的补水系统，在电厂从热停堆状态过渡到冷停堆状态的整个冷却期间，在整个反应堆冷却剂压力和温度范围内向反应堆冷却剂系统补水。

7.3.3 为在操纵员引入的停堆冷却过程中使稳压器水位和反应堆冷却剂的过冷度都保持在可接受的限值内，应按照下列方式控制反应堆冷却剂系统的装量。

- a) 稳压器的水位连续监测提供了反应堆冷却剂装量监视，但在水密实之前整个停堆冷却过程中要求只能在稳压器中保持一个汽腔。如果采用控制稳压器水位来控制反应堆冷却剂装量，则应冗余设置安全重要仪表，以指示在整个停堆冷却过程中稳压器的水位和压力。
- b) 如果稳压器卸压阀和安全阀已经过蒸汽、气体、水或是两相流介质的排放鉴定，且在任何可信的单一故障事件中，反应堆冷却剂系统的压力和温度限值不会被超过，则用水密实的稳压器代替稳压器水位法监视反应堆冷却剂装量是可接受的。如果确定用此法来控制冷却剂装量，则稳压器水位监测仪表不必是安全级仪表。

7.3.4 压水堆核电厂应设置反应堆冷却剂下泄装置，以便在停堆冷却过程中平衡反应堆冷却剂的过量补给，下泄装置应冗余设置。下泄量值应考虑下述两种情况：

- a) 反应性控制要求的硼水；
- b) 反应堆冷却剂泵密封注水。

7.3.5 应对外部气体进入系统进行评价以保证在停堆冷却过程中，这些不可凝的外部气体不会进入反应堆冷却剂系统而影响自然循环或影响冷却剂装量指示。

7.4 反应堆冷却剂系统温度控制

电厂设计应使得在反应堆冷却剂冷却到并保持在冷停堆温度的冷却过程中所投入的设备，在其规定的限值或限制范围内运行。冷却过程采用的设备应符合技术规范的要求。设计应考虑到设备故障、环境条件的影响，如温度、压力、湿度、辐照和振动。温度-压力关系曲线应保持在材料技术规范规定的范围内，以防止脆性断裂。当一回路压力边界开启时，应监视冷却剂温度，以保证所需的过冷度。

机组从热停堆或中间停堆状态过渡到冷停堆状态，并保持在冷停堆状态期间，应至少有一个满足4.5.1.2要求的安全有关的余热排出系统能在整个预计的温度和压力范围内运行。

只要满足要求的安全有关设备和非安全有关设备都保持在热态并满足6.1.2的条件，则热停堆和中间停堆为最终状态是可接受的，为了维持冷却设计基准终点温度，允许操纵员遵照4.6的规定进行操作。

主蒸汽和主给水隔离宜设计成能防止不必要的隔离而导致正常运行工况下正常热阱丧失。

7.5 蒸汽发生器二次侧给水控制

压水堆核电厂应向蒸汽发生器提供所需温度、压力和流量的给水。核电厂正常运行时，蒸汽发生器二次侧水位由主给水系统控制；当主给水系统不可用时，辅助给水系统(或启动给水系统)投入运行以维持蒸汽发生器二次侧水位。给水流量的升或降、给水温度的高或低都将引起反应性变化，因此在冷停堆期间，操纵员应根据一回路状态监测结果在主控制室手动控制给水流量。蒸汽发生器水位仪表应冗余设置，并且含有宽量程的显示仪表。

此外，只要在整个规定的压力和温度范围内，其他安全重要系统能可靠地执行反应堆冷却剂系统温度控制功能，则可以用来代替辅助给水系统。

中 华 人 民 共 和 国
能 源 行 业 标 准
压水堆核电厂安全停堆设计准则
NB/T 20524—2018

*

核工业标准化研究所出版发行

北京海淀区骚子营 1 号院

邮政编码：100091

电 话：010-62863505

原子能出版社印刷

版权专有 不得翻印

*

2019 年 4 月第 1 版 2019 年 4 月第 1 次印刷

印数 1—50

定价 21.00 元