

附件

ICS 27.120.10

F 60

备案号: 32942-2011

NB

中华人民共和国能源行业标准

NB/T 20035—2011 (2014RK)

代替 EJ/T 312—1988

压水堆核电厂工况分类

Categorization of conditions of PWR nuclear power plants

2011-07-01 发布

2011-10-01 实施

国家能源局 发布

国家核安全局 认可

目 次

前言	II
1 范围	1
2 术语和定义	1
3 总则	1
4 基于频率的工况分类	2
5 基于效应的事件分类	4
附录 A (资料性附录) 不同文件中依据频率的工况分类对照关系	6
附录 B (资料性附录) 压水堆核电厂始发事件清单示例	10
参考文献	12

前 言

本标准按照GB/T 1.1—2009给出的规则起草。

NB/T 20035—2011代替EJ/T 312—1988《压水堆核电厂运行及事故工况分类》，与EJ/T 312—1988相比，除编辑性修改外主要技术变化如下：

- 增加了“术语和定义”一章；
- 增加了“总则”一章，明确了核电厂工况分类是设计中实施纵深防御的前提，提出了按频率、按效应两种分类方法；
- 将EJ/T 312—1988中2、3、4、5章合并为“基于频率的工况分类”一章；
- 增加了“基于效应的事件分类”一章；
- 增加了附录A“不同文件中依据频率的工况分类对照关系”（资料性附录）；
- 增加了附录B“压水堆核电厂始发事件清单示例”（资料性附录）；
- 增加了“参考文献”。

本标准通过了国家核安全局认可，认可过程中对NB/T 20035—2011做了以下修改：

- 删除“规范性引用文件”（见2011版认可前的第2章）；
- 对总则中的第一条进行文字修改，并增加质量保证、安全文化的相关内容（见第3章）；
- 在“基于频率的工况分类”中增加了“超设计基准事故”（见4.5）；
- 将原定为Ⅱ类工况的“安全壳外反应堆冷却剂小管道（如取样管和仪表管）断裂”修改为Ⅲ类工况（见4.3.2，2011版认可前的5.2.2）；
- 删除了原Ⅱ类工况中的“非能动余热排出系统（PRHR）误运行”（见2011版认可前的5.2.2）；
- 表A.2中增加了GB 6249—2011的有关内容；
- 增加了表A.4。

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。

本标准起草人：王继东、高丽艳、余红星。

EJ/T 312于1988年12月首次发布。

本标准2014年3月4日，经国家核安全局审查认可。

压水堆核电厂工况分类

1 范围

本标准规定了压水堆核电厂运行和事故工况分类方法。

本标准适用于压水堆核电厂设计、事故分析中涉及的工况划分。

2 术语和定义

下列术语和定义适用于本文件。

2.1

正常运行 normal operation

核电厂在规定的运行限 和条件范围内的运行。

2.2

预计运行事件 anticipated operational occurrency (AOO)

在核电厂运行寿期内预计至少发生一次的偏离正常运行的各种运行过程。由于在设计中已采取相应措施，这类事件不至于引起安全重要物项的严重损坏，也不至于导致事故工况。

2.3

设计基准事故 design basis accident (DBA)

核电厂按确定的设计准则在设计中采取了针对性措施的那些事故工况，并且该事故中燃料的损坏和放射性物质的释放保持在管理限值以内。

2.4

超设计基准事故 beyond design basis accident (BDBA)

严重性超过设计基准事故的那些事故。

注：在IAEA SSR 2/1 中，本术语已被“设计扩展工况 (design extension condition)”所代替。所谓设计扩展工况，是指没有视为设计基准事故，但在核电厂设计过程中根据最佳估算方法进行了考虑、使放射性物质的释放保持在可接受限值之内的工况。设计扩展工况可包括 (could include) 严重事故。

2.5

严重事故 severe accident

造成堆芯明显损坏的超设计基准事故。

2.6

假设始发事件 postulated initiating event (PIE)

设计期间确定的可能导致预计运行事件或事故工况的事件。

3 总则

3.1 对核电厂工况进行分类是设计中贯彻纵深防御概念的必要前提。根据 HAF 102 的规定，核电厂状态一般包括正常运行、预计运行事件、设计基准事故和严重事故。正常运行、预计运行事件和设计基准事故分别与纵深防御五个层次中前三个层次相关联，而严重事故涉及到纵深防御的最后两个层次。对于

正常运行、预计运行事件和设计基准事故，应当采用保守的设计措施和良好的工程实践，以保障不会发生反应堆堆芯的任何重大损坏，辐射剂量保持在限值内，并且合理可行尽量低（见 HAF 102—2004 的 5.2.1.2）。对于严重事故，可接受的方法应当基于现实的或最佳估算的假设、方法和分析准则（见 HAF 102—2004 的 5.2.12）。设计中应当针对核电厂各种工况制定相应的要求、限值和条件；在核电厂运行期间应当执行 HAF 103 规定的安全运行要求、HAF 003 规定的质量保证要求，保持良好的安全文化氛围（参见 IAEA INSAG-15 等）。

3.2 为了便于确立设计和事故分析中的验收准则，核电厂运行和事故工况分类首先应基于发生频率。事件产生的风险是频率与后果的乘积，不同的事件产生的风险应基本相当，因而不允许频率高的事件产生严重的后果，而后果严重的事件发生频率必须很低。根据此原则，本标准按频率由高到低，将设计基准以内的核电厂工况划分为四类，比这四类频率更低的为超设计基准事故（详见第 4 章）。各类工况的详细验收要求可参考 NUREG-0800 等。附录 A 给出了不同文件中基于频率的工况分类之间的相互对照。

3.3 为了统筹考虑事故分析进程和减少重复工作，还应基于事件的效应（即对系统状态的影响和导致的功能需求）对事件进行分类。这样的分类有利于事件影响的比较、极限情况（包络）的识别和分析的简化（见第 5 章）。附录 B 给出了依据事件效应分类后形成的压水堆核电厂始发事件清单示例。

3.4 第 4 章和附录 B 给出的工况和事件举例虽然有普遍意义，但对于特定核电机组不一定全部适用；特定核电机组对某些事件发生频率的认定，可以不同于本标准中的举例。

4 基于频率的工况分类

4.1 工况 I——正常运行

4.1.1 工况 I——正常运行（normal operation）是核电机组经常性或定期出现的各种状态和过程。工况 I 中物理参数变化不会达到触发保护动作的阈值。

4.1.2 工况 I 的典型事例如下：

- a) 在核电厂技术规格书规定限值范围内的各种稳态运行和启动、停堆过程：
 - 1) 功率运行；
 - 2) 热备用；
 - 3) 热停堆；
 - 4) 冷停堆；
 - 5) 反应堆换料；
 - 6) 反应堆启动、升功率过程；
 - 7) 反应堆降功率、停堆过程。
- b) 允许的带偏离运行，这些偏离（或缺陷）不超出核电厂技术规格书规定的限值范围：
 - 1) 有停运设备或系统；
 - 2) 燃料包壳缺陷；
 - 3) 蒸汽发生器传热管泄漏；
 - 4) 反应堆冷却剂中放射性物质（裂变产物、腐蚀产物和氡）浓度升高；
 - 5) 进行技术规格书允许的试验。
- c) 运行瞬态：
 - 1) 核电厂（启动、停堆以外的）升温和降温（符合技术规格书规定的升降温速率）；
 - 2) 负荷的阶跃变化（符合技术规格书规定的变化幅度）；
 - 3) 负荷连续变化（符合技术规格书规定的变化速率）；
 - 4) 甩负荷（包括满负荷甩至带厂用电负荷）。

4.2 工况II——中等频率事件

4.2.1 工况II——中等频率事件 (moderate-frequency event) 是核电机组在一个日历年内可能发生的偏离正常运行的状态或故障。工况II不应使反应堆冷却剂系统和主蒸汽系统的压力达到或超过110%设计压力值；不应使燃料包壳发生破损；在不发生其他独立事件的条件下不应造成工况III或工况IV事件，即不会导致反应堆冷却剂系统屏障或安全壳屏障丧失功能。在工况II下，当达到规定的阈值时，保护系统能够紧急停堆，在完成必要的校正动作和满足一些要求后，反应堆可重新投入运行。

4.2.2 工况II的典型事件举例如下：

- a) 一组联动控制棒从次临界或低功率的反应堆堆芯失控提升，包括换料期间控制棒或临时控制装置意外移出；
- b) 一组联动控制棒在功率运行的反应堆中失控抽出；
- c) 系统失效或操作人员差错引起的控制棒组件误动作；
- d) 导致反应堆冷却剂硼浓度失控稀释或反应堆冷却剂装量增加的化学和容积控制系统故障或误动作；
- e) 反应堆冷却剂泵电机事故保护停泵或失去电源，冷却剂强迫循环流量部分丧失；
- f) 不工作的反应堆冷却剂环路误启动；

注1：HAD 102/17—2006 将误启动导致硼稀释划归为 DBA。

- g) 汽轮机事故停机（主汽门关闭）；
- h) 丧失正常给水；
- i) 丧失厂外交流电源；
- j) 导致给水温度降低或给水流量增加的给水系统故障；
- k) 气轮机负荷过度增加；
- l) 一台稳压器安全阀或卸压阀误开启；
- m) 蒸汽发生器一台大气释放阀或安全阀意外开启；
- n) 导致蒸汽流量增加或减少的蒸汽压力调节装置故障；
- o) 在功率运行时，应急堆芯冷却系统误投入；

注2：HAD 102/17—2006 将此事件划归为 DBA。

- p) 丧失冷凝器真空；
- q) 主蒸汽隔离阀意外关闭；
- r) 控制棒误落棒；
- s) 放射性气体或液体废物系统的泄漏或失效。

注3：根据泄漏情况，也可划归为工况III。

4.3 工况III——稀有事件

4.3.1 工况III——稀有事件 (infrequent event) 是核电机组在其寿期内可能发生但频率很低的事件。工况III可能会使燃料发生损伤并使反应堆在长时间内不能恢复功率运行，但是燃料棒的破损仅为一个小的份额，释放的放射性物质不足以中断或限制居民使用非居住区半径以外的区域。工况III本身不应造成工况IV事故，即不会导致反应堆冷却剂系统屏障或安全壳屏障丧失功能。

4.3.2 工况III的典型事件举例如下：

- a) 反应堆冷却剂压力边界管道小破口引起的冷却剂丧失事故；
- b) 安全壳外反应堆冷却剂小管道（如取样管和仪表管）断裂；
- c) 安全壳内和安全壳外蒸汽系统、给水系统管道小破口；
- d) 一个燃料组件装错位置，并在错位上运行；

- e) 反应堆冷却剂泵电机失去电源, 冷却剂强迫循环流量全部丧失;

注1: HAD 102/17—2006 将此事件划归为 DBA。

- f) 在反应堆满功率时提升单个控制棒组件;

注2: HAD 102/17—2006 将此事件划归为 DBA。

- g) 蒸汽发生器传热管破裂;

注3: HAD 102/17—2006 将此事件划归为 DBA, 有的核电厂将此事件划归为工况IV。

- h) 废液贮罐或气体衰变箱破裂。

4.4 工况IV——极限事故

4.4.1 工况IV——极限事故 (limiting fault) 是核机组在其寿期内预计不大可能发生但应采取针对性设计措施的假想事故。工况IV会导致足以使反应堆不能恢复运行的破坏, 但工况IV事故本身不会使应对这类事故的系统 (如应急堆芯冷却系统、安全壳隔离系统、安全壳喷淋系统等) 丧失功能。

4.4.2 工况IV的典型事件举例如下:

- a) 反应堆冷却剂压力边界大破口, 直至并包括直径最大管道的双端断裂;
- b) 给水系统、蒸汽系统管道大破口, 直至并包括双端断裂;
- c) 一台反应堆冷却剂泵转子卡死或泵轴断裂;
- d) 一个控制棒组件弹棒;
- e) 安全壳内或乏燃料储存厂房内的设计基准燃料操作事故;
- f) 乏燃料容器掉落事故。

4.5 超设计基准事故

超设计基准事故是概率极低的核电厂状态, 它可能由多重故障引起。超设计基准事故分为:

——尚未造成堆芯明显恶化的超设计基准事故;

——严重事故 (即造成堆芯明显恶化的事故)。

尚未造成堆芯明显恶化的超设计基准事故的例子有: 电厂丧失全部交流电源 (SBO)、未能紧急停堆的预计瞬态 (ATWS) 等。应就这样的事故进行分析和采取设计措施, 避免导致堆芯损坏。

应针对严重事故配备用于减轻事故后果的构筑物和设施, 比如非能动消氢装置、包容和滞留放射性物质的控制释放边界 (邻接安全壳)、后备柴油发电机、后备水源等。应尽可能利用电厂可供使用的各种资源, 以减少向环境的释放, 减轻释放造成的放射性后果。

5 基于效应的事件分类

基于事件效应进行的工况分类也称为始发事件分类, 它不覆盖第4章中的工况 I——正常运行, 但覆盖了中等频率事件、稀有事件、极限事故三种工况中的事件 (即始发事件)。核电厂设计者应当根据本标准的要求、参考同类核电厂的经验、考虑所设计核电厂的特点, 识别出所设计核电厂可能发生的所有事件, 从中筛选出有代表性的包络事件作为假设始发事件 (PIE), 纳入假设始发事件清单。已确认的假设始发事件类别一般包括如下7类:

- a) 二回路排热增加;
- b) 二回路排热减少;
- c) 反应堆冷却剂系统流量降低 (或增加);
- d) 反应性和功率分布异常;
- e) 反应堆冷却剂装量增加;

- f) 反应堆冷却剂装量减少;
- g) 放射性物质从一个子系统、部件或构筑物释放。

以上a)～f)是以堆芯为放射性物质释放源的事件，g)是以堆芯以外的系统、部件或构筑物为放射性物质释放源的事件。

典型压水堆核电站假设始发事件清单的示例参见附录B。

附录 A

(资料性附录)

不同文件中依据频率的工况分类对照关系

A.1 “预计运行事件”和“设计基准事故”的定义和频率界定

从表A.1中可看出,我国的核安全法规、美国的安全审评法规以及本标准,对“预计运行事件”和“设计基准事故”的定义和频率界定是一致的,可总结为:预计运行事件是核电厂寿期内预计发生一次或数次的事件(频率范围下限可以假设为寿期内1次,大约 10^{-2} /堆年);设计基准事故是核电厂寿期内预计不会发生但需要假设的事故(频率范围可以假设为 10^{-2} /堆年~ 10^{-5} /堆年或更低,包括大破口LOCA)。

表A.1 “预计运行事件”和“设计基准事故”定义和频率界定

文件	预计运行事件		设计基准事故	
	定义	频率范围 下限	定义	频率范围 下限
本标准	见2.2	寿期内1次	见2.3	寿期内不大可能发生
HAF 102—2004 以及IAEA No. NS-R-1	在核动力厂运行寿期内预计至少发生一次的偏离正常运行的各种运行过程;由于在设计中已采取相应措施,这类事件不至于引起安全重要物项的严重损坏,也不至于导致事故工况	寿期内1次	核动力厂按确定的设计准则在设计中采取了针对性措施的那些事故工况,并且该事故中燃料的损坏和放射性物质的释放保持在管理限值以内	寿期内不大可能发生(见HAF 102—2004的2.2.2(3))
HAD 102/17— 2006以及IAEA No. NS-G-1, 2	预计这些事件(指A00)至少会在整个核动力厂寿期内发生一次。一般来说预计运行事件发生频率大于每堆年 10^{-2} (见HAD 102/17—2006的4.3.2.2)	寿期内1次, 约 10^{-2} /堆年	DBA的发生频率介于每堆年 10^{-2} 到 10^{-5} ,但是,设计基准分析习惯上包括某些发生频率更低的假设始发事件(见HAD 102/17—2006的4.3.2.3)。大破口失水事故发生频率可能低于 10^{-5} /堆年,但仍应作为设计基准事故(见HAD 102/17—2006的4.3.2.6.3)	10^{-5} /堆年,可以更低,如大破口LOCA
10CFR50, App. A (1985~2008 年版)	A00:“....它们在核电机组寿期内预计发生一次或多次,包括但不限于:全部循环泵丧失电源、汽轮发电机停机、主冷凝器隔离、丧失全部厂外电源”	寿期内1次	—	—

表 A.1 (续)

文件	预计运行事件		设计基准事故	
	定义	频率范围 下限	定义	频率范围 下限
NUREG-0800— 2007的15.0	采用10 CFR 50中A00的定义(见上栏),	寿期内1次	DBA 是“用来为安全有关系 系统和部件的设计和确定尺寸 建立准则和限值的假想事 故”;假想事故的定义为“非 预期运行工况(即核电机组 寿期内预计不会发生)”	寿期内预计 不会发生
NUREG-1242	电厂寿期内预计出现一次或几次的正 常运行和运行瞬态	寿期内1次	特定核电厂在寿期内预计不 会出现但要作为假设的那些 事件	寿期内预计 不会出现
GB 6249—2011	 在核动力厂运行寿期内预计至少 发生一次的偏离正常运行的各种运行 过程;	寿期内1次	设计基准事故包括稀有 事故和极限事故。 稀 有 事 故 (infrequent accident): 在核动力厂运行 寿期内发生频率很低的事故 (预计为 10^{-4} /堆年~ 10^{-2} /堆 年).... 极限事故: 在核动力厂运行 寿期内发生频率极低的事故 (预计为 10^{-6} /堆年~ 10^{-4} /堆 年)....	10^{-6} /堆年 ^a
^a 应注意GB 6249—2011中的设计基准事故、极限事故、稀有事故在频率上比本标准(及本表中其他文件)的设计 基准事故、极限事故、稀有事件要低。对于环境辐射防护要求,应执行GB 6249—2011;对于机组、系统和设备设计以 及相应的分析,执行本标准是合适的。				

A.2 关于工况Ⅱ、工况Ⅲ、工况Ⅳ的频率界定

从表A.2中可以看出,本标准、美国NUREG-0800等文件、法国相关文件对工况Ⅱ、工况Ⅲ、工况Ⅳ规定的频率范围是一致的,即:工况Ⅱ每年都可能发生,其典型事件可假设每年1次;工况Ⅲ寿期内可能发生,事件频率下限可假设寿期内1次;工况Ⅳ寿期内预计不大可能发生,可假设 10^{-2} /堆年以下。

表A.2 不同文件中关于工况Ⅱ、工况Ⅲ、工况Ⅳ的频率界定

文件	工况Ⅱ——中等频率事件	工况Ⅲ——稀有事件	工况Ⅳ——极限事故
本标准	核电机组在一个日历年内可能发生的偏离正常运行的状态或故障	核电机组在其寿期内可能发生但频率很低的事件	核电机组在其寿期内预计不大可能发生但必须采取针对性设计措施的假想事故

表 A.2 (续)

文件	工况 II——中等频率事件	工况 III——稀有事件	工况 IV——极限事故
GB/T 15761—1995的6.4.2 以及法国RCC-P	在核电厂寿期内发生中等频率状态和事故	在核电厂寿期内发生频率很低的事故	在核电厂寿期内极不可能发生的假想事故
NUREG-0800—2007的15.0	电厂寿期内预计发生数次的事件	电厂寿期内可能发生的事件	假想事故又称为工况 IV 假想事故是非预期运行工况（即核电机组寿期内预计不会发生）。
NUREG-1242	特定核电厂在一年内可能出现的事件	特定核电厂在寿期内可能出现的事件	特定核电厂在寿期内预计不会出现但要作为假设的那些事件”
AP1000 Design control documents (DCD) 第19版	特定核电厂的一个日历年内可能发生的事件	特定核电厂寿期内少有但可能发生的事件	是假设的、但预计在电厂寿期内不会发生的事件
GB 6249—2011		10^{-4} /堆年~ 10^{-2} /堆年	10^{-6} /堆年~ 10^{-4} /堆年

A.3 关于工况 II、工况 III、工况 IV 与预计运行事件和设计基准事故的对照关系

A.3.1 NUREG-0800—2007的见解

NUREG-0800—2007第15章关于预计运行事件的定义中特别说明了A00包括工况 II 和工况 III。另外，根据工况 III 的频率下限（电厂寿期内1次）和A00的频率下限（电厂寿期内1次）也可以认定A00包含工况 II 和工况 III。因而根据NUREG-0800—2007进行事故分析时，有表A.3的对照关系。

表A.3 根据 NUREG-0800—2007 得出的工况对照关系

NUREG-0800—2007引用的 美国核协会（ANS）的后三种工况	NUREG-0800—2007的工况
工况 II——中等频率事件	预计运行事件
工况 III——稀有事件	
工况 IV——极限事故	假想事故（设计基准事故）

A.3.2 NUREG-2150—2012的见解

NUREG-2150—2012附录F和附录H给出了不同于表A.3的工况对照关系，见表.4。

表A.4 根据 NUREG-2150—2012 得出的工况对照关系

NUREG-2150—2012中的后三种工况	NUREG-0800—2007的工况
工况 II——中等频率事件	预计运行事件
工况 III——稀有事件	
工况 IV——极限事故	设计基准事故

A.3.3 依据HAF 102—2004和HAD 102/17—2006的规定

在HAF 102—2004和HAD 102/17—2006中对预计运行事件规定的频率是至少核电厂寿期内1次(在HAD 102/17—2006中又界定为 10^{-2} /堆年以上)。本标准中工况II事件每年都可能发生,工况III事件寿期内可能发生(频率下限为寿期内1次)。从理论(频率定义)上说,HAF 102—2004和HAD 102/17—2006中的预计运行事件应当覆盖工况II和工况III,设计基准事故对应于工况IV。但HAD 102/17—2006与本标准相比较在具体事件的归类上存在着差别,因而不宜简单地套用表A.3或A.4那样的对照关系,事实上这种对照关系对实际操作并无影响,关键是通过分析证明核电厂对每个事件的响应都满足验收准则。

HAD 102/17—2006与本标准在事件归类上的差别如下:

- a) “所有主冷却剂泵跳闸”: HAD 102/17—2006 列为 DBA 始发事件; 本标准列为工况III(属 A00);
- b) “控制棒失控提升”: HAD 102/17—2006 列为 DBA 始发事件; 本标准根据情况列为工况II或工况III(属 A00);
- c) “非在役环路启动导致的硼稀释”: HAD 102/17—2006 列为 DBA 始发事件; 本标准列为工况II(属 A00);
- d) “应急堆芯冷却系统的误运行”: HAD 102/17—2006 列为 DBA 始发事件; 本标准列为工况II(属 A00)。

可以看出,有些工况III(甚至工况II)中的事件被HAD 102/17—2006列为DBA(工况IV)。这就是说,HAD 102/17—2006将一些(NUREG-0800—2007认为的)频率较高的事件列成了频率较低的事件,根据风险等于频率与后果乘积这一规则,HAD 102/17—2006将允许这些事件的后果更为严重(采用工况IV的验收准则)。反过来说,本标准将这些事件列为工况III或工况II,意味着后果不允许太严重(采用工况III或工况II的验收准则)。这说明,如果用根据NUREG-0800—2007的验收准则,本标准对这几个事件的归类是保守的,在安全上不违背HAD 102/17—2006的要求。

附录 B

(资料性附录)

压水堆核电站始发事件清单示例

表B. 1给出了始发事件清单的例子。

表A. 5 压水堆核电站始发事件清单示例

始发事件类别和举例	频率	备注
1 二回路排热增加		
1.1 导致给水温度降低的给水系统故障	MF	见 4.2.2 的 j)
1.2 导致给水流量增加的给水系统故障	MF	见 4.2.2 的 j)
1.3 导致蒸汽流量增加的蒸汽压力调节装置故障	MF	见 4.2.2 的 n)
1.4 蒸汽发生器一台大气释放阀或安全阀意外打开	MF	见 4.2.2 的 m)
1.5 蒸汽系统管道大破口	LF	见 4.4.2 的 b)
2 二回路排热减少		
2.1 导致蒸汽流量减少的蒸汽压力调节装置故障	MF	见 4.2.2 的 n)
2.2 丧失外部电负荷	MF	见 4.2.2 的 g)
2.3 汽轮机事故停机 (主汽门关闭)	MF	见 4.2.2 的 g)
2.4 主蒸汽隔离阀意外关闭	MF	见 4.2.2 的 q)
2.5 丧失冷凝器真空	MF	见 4.2.2 的 p)
2.6 丧失厂外交流电源	MF	见 4.2.2 的 i)
2.7 丧失正常给水	MF	见 4.2.2 的 h)
2.8 给水管管道大破口	LF	见 4.4.2 的 b)
3 反应堆冷却剂系统流量降低 (或增加)		
3.1 反应堆冷却剂泵电机事故保护停泵或失去电源, 冷却剂强迫循环流量部分丧失	MF	见 4.2.2 的 e)
3.2 反应堆冷却剂泵电机失去电源, 冷却剂强迫循环流量全部丧失	I	见 4.3.2 的 e)
3.3 一台反应堆冷却剂泵转子卡死	LF	见 4.4.2 的 c)
3.4 一台反应堆冷却剂泵轴断裂	LF	见 4.4.2 的 c)
4 反应性和功率分布异常		
4.1 一组联动控制棒从次临界或低功率的反应堆堆芯失控提升, 包括换料期间控制棒或临时控制装置意外移出	MF	见 4.2.2 的 a)
4.2 一组联动控制棒在功率运行的反应堆中失控抽出	MF	见 4.2.2 的 b)
4.3 系统失效或操作人员差错引起的控制棒组件误动作	MF	见 4.2.2 的 c)
4.4 不工作的反应堆冷却剂环路误启动	MF	见 4.2.2 的 f)
4.5 导致反应堆冷却剂硼浓度失控稀释的化学和容积控制系统故障或误动作	MF	见 4.2.2 的 d)
4.6 一个燃料组件装错位置并在错误位置上运行	I	见 4.3.2 的 d)
4.7 一个控制棒组件弹棒	LF	见 4.4.2 的 d)

表 B.1 (续)

始发事件类别和举例	频 率	备 注
5 反应堆冷却剂装量增加		
5.1 在功率运行期间应急堆芯冷却系统 (ECCS) 误投入	MF	见 4.2.2 的 o)
5.2 导致反应堆冷却剂装量增加的化学和容积控制系统误动作	MF	见 4.2.2 的 d)
6 反应堆冷却剂装量减少		
6.1 一台稳压器安全阀或卸压阀意外开启	MF	见 4.2.2 的 l)
6.2 安全壳外反应堆冷却剂小管道 (如取样管和仪表管) 断裂	I	见 4.3.2 的 b)
6.3 反应堆冷却剂压力边界小破口引起的冷却剂丧失事故	I	见 4.3.2 的 a)
6.4 蒸汽发生器传热管破裂	I	见 4.3.2 的 g)
6.5 反应堆冷却剂压力边界大破口, 直至并包括直径最大管道的双端断裂	LF	见 4.4.2 的 a)
7 放射性物质从一个子系统或部件释放		
7.1 放射性气体废物系统泄漏或失效	MF	见 4.2.2 的 s)
7.2 放射性液体废物系统泄漏或失效	MF	见 4.2.2 的 s)
7.3 废液贮罐或气体衰变箱破裂	I	见 4.3.2 的 h)
7.4 安全壳内或乏燃料贮存厂房内的设计基准燃料操作事故	LF	见 4.4.2 的 e)
7.5 乏燃料容器掉落事故	LF	见 4.4.2 的 f)
注: MF代表中等频率事件, I代表稀有事件, LF代表极限事故。		

参 考 文 献

- [1] GB 6249—2011 核动力厂环境辐射防护规定
- [2] GB/T 15761—1995 2×600 MW 压水堆核电厂核岛系统设计建造规范
- [3] HAF 003—1991 核电厂质量保证安全规定
- [4] HAF 102—2004 核动力厂设计安全规定
- [5] HAF 103 核动力厂运行安全规定
- [6] HAD 102/17—2006 核动力厂安全评价与验证
- [7] HAD 103/01 核电厂运行限值和条件
- [8] IAEA No.NS-R-1 Safety of nuclear power plants: design
- [9] IAEA No.NS-G-1.2 Safety assessment and verification for nuclear power plants
- [10] IAEA INSAG-10—1996 Defense in depth in nuclear safety
- [11] IAEA SSR-2/1 Safety requirements of nuclear power plants: design
- [12] IAEA INSAG-15 Key practical issues in strengthening safety culture
- [13] IAEA INSAG-4 Safety culture
- [14] 10CFR50 Appendix A General design criteria for nuclear power plants
- [15] NUREG-0800—2007 Standard review plan (SRP)
- [16] NUREG-1242 对URD-II进化型先进轻水堆核电厂用户要求文件的安全评价报告 (SER)
- [17] RG1.70 Standard format and content of safety analysis reports for nuclear power plants
- [18] ANS 18.2—1973/ANS-51.1 Nuclear safety criteria for the design of stationary pressurized water reactor plants
- [19] ANSI/ANS-51.1—1983 (R1988) Nuclear safety criteria for the design of stationary pressurized water reactor plants
- [20] Advanced light water reactor utility requirements document (URD)
- [21] Final safety evaluation report of AP1000
- [22] RCC-P 2×900MW压水堆核电厂核岛系统设计建造规则
- [23] AP1000 Design control documents (DCD) 第19版
- [24] AP1000 Final safety evaluation report (FSER), 2003-06-16
- [25] A proposed risk management regulatory framework

中 华 人 民 共 和 国
能 源 行 业 标 准
压水堆核电厂工况分类
NB/T 20035—2011(2014 RK)

*

核工业标准化研究所发行
北京海淀区骚子营 1 号院
邮政编码：100091

电话：010-62863505

机械工业信息研究院印制部印刷

版权专有 侵权必究

*

2011 年 10 月第 1 版 2014 年 1 月第 2 次印刷
印数 1—50 定价 30.00 元