



中华人民共和国国家标准

GB/T 15761—1995

2×600 MW 压水堆核电厂 核岛系统设计建造规范

**Design and construction rules
for nuclear island systems of 2×600 MW PWR
nuclear power plants**

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 压水堆核电厂总体布置、防灾害事件和总设计原则.....	(3)
3.1 总体布置	(3)
3.2 防灾害事件	(5)
3.3 总设计原则	(7)
4 核电厂主要系统设计原则	(11)
4.1 构成放射性裂变产物密封屏障的系统	(11)
4.2 专设安全设施	(24)
4.3 辅助系统	(35)
4.4 测量、控制和电源系统.....	(59)
5 接口准则	(66)
5.1 布置准则	(66)
5.2 核蒸汽供给系统与构筑物的接口	(70)
5.3 核蒸汽供给系统与汽轮发电机厂房的接口	(72)
5.4 核蒸汽供给系统与核电厂其他系统的接口	(75)
6 设备和部件核安全分级、反应堆冷却剂系统状态分析和事故分析原则.....	(76)
6.1 设备和部件核安全分级	(76)
6.2 设备状态	(79)
6.3 反应堆冷却剂系统状态分析原则	(81)
6.4 事故分析原则	(84)
6.5 特殊工况分析原则	(89)
6.6 极端工况分析原则	(90)
7 辐射防护原则	(91)
7.1 辐射防护基本原则	(91)
7.2 剂量限值	(91)
7.3 辐射工作人员的防护	(92)
7.4 排放和贮存	(93)
7.5 环境监测	(97)
7.6 装卸、运输和贮存.....	(98)

中华人民共和国国家标准

2×600 MW 压水堆核电厂 核岛系统设计建造规范

GB/T 15761—1995

**Design and construction rules
for nuclear island systems of 2×600 MW PWR
nuclear power plants**

1 主题内容与适用范围

本标准规定了电功率 2×600 MW 压水堆核电厂核岛系统设计和建造的要求。

本标准适用于带钢衬里的预应力混凝土安全壳的 2×600 MW 压水堆核电厂核岛系统的设计和建造。本规范仅提出系统的设计准则而不包括设计方法和设计数据。

其他的压水堆核电厂也可参照使用。

2 引用标准

- GB 4083 核反应堆保护系统安全准则
- GB 4792 放射卫生防护基本标准
- GB 5204 核电厂安全系统定期试验与监测
- GB/T 5963 反应堆保护系统内部隔离
- GB 6249 核电厂环境辐射防护规定
- GB 8703 辐射防护规定
- GB 9134 轻水堆核电厂放射性固体废物处理系统技术规定
- GB 9135 轻水堆核电厂放射性废液处理系统技术规定
- GB 9136 轻水堆核电厂放射性废气处理系统技术规定
- GB 11806 放射性物质安全运输规定
- GB/T 12727 核电厂安全系统电气物项质量鉴定
- GB/T 12788 核电厂安全级电力系统准则
- GB/T 13177 核电厂优先电源
- GB/T 13538 核电厂安全壳构筑物上的电气贯穿件
- GB/T 13286 核电厂安全级电气设备和电路独立性原则
- EJ/T 314 压水堆核电厂事故分析安全判据
- EJ/T 318 压水堆核电厂反应堆核设计准则
- EJ/T 319 压水堆核电厂反应堆热工水力设计准则
- EJ/T 320 压水堆核电厂反应堆结构总体设计准则
- EJ/T 321 压水堆核电厂堆内构件设计准则
- EJ/T 322 压水堆核电厂反应堆压力容器设计准则
- EJ/T 323 压水堆核电厂燃料组件设计准则

- EJ/T 324 压水堆核电站燃料相关组件设计准则
EJ/T 325 压水堆核电站反应堆冷却剂系统设计准则
EJ/T 327 压水堆核电站安全壳喷淋系统设计准则
EJ/T 328 压水堆核电站余热排出系统设计准则
EJ/T 329 压水堆核电站安全壳系统功能设计准则
EJ/T 330 压水堆核电站应急控制室功能设计准则
EJ/T 331 失水事故后流体系统的安全壳隔离装置
EJ/T 332 压水堆核电站应急堆芯冷却系统设计准则
EJ/T 334 压水堆核电站反应堆冷却剂系统主设备支承件设计准则
EJ/T 335 压水堆核电站假想管道破损事故防护准则
EJ/T 336 压水堆核电站核供汽系统布置准则
EJ/T 337 压水堆核电站核供汽系统电加热保温设计准则
EJ/T 339 压水堆核电站安全阀和卸压阀管系设计准则
EJ/T 340 压水堆核电站核供汽系统与汽轮机厂房接口设计准则
EJ/T 343 压水堆核电站与安全有关的冷却水系统设计准则
EJ/T 573 核电站安全级蓄电池质量鉴定
EJ 625 核电站备用电源用柴油发电机组准则
EJ/T 635 压水堆核电站硼回收系统设计准则
EJ/T 639 核电站安全级电力系统及设备保护准则
EJ/T 640 核电站备用电源柴油发电机组定期试验
EJ/T 641 核电站大型铅酸蓄电池容量的确定
EJ/T 667 与反应堆冷却剂压力边界相连的低压系统的超压保护
EJ/T 668 压水堆核电站反应堆冷却剂压力边界泄漏探测系统设计准则
EJ/T 669 压水堆核电站化学和容积控制系统设计准则
EJ/T 670 失水事故后安全壳内氢气浓度的控制
EJ/T 761 核电站地震仪表准则
EJ/T 816 压水堆核电站应急堆芯地坑设计准则
EJ/T 834 压水堆核电站辅助给水系统设计准则
HAF0101 核电站厂址选择中的地震问题
HAF0102 核电站的地震分析及试验
HAF0105 核电站厂址选择的外部人为事件
HAF0110 滨河核电站厂址设计基准洪水的确定
HAF0111 滨海核电站厂址设计基准洪水的确定
HAF0112 核电站厂址选择的极端气象事件
HAF0113 核电站设计基准热带气旋
HAF0200(91) 核电站设计安全规定
HAF0202 核电站防火
HAF0203 核电站保护系统及有关设施
HAF0204 核电站内部飞射物及其二次效应的防护
HAF0205 与核电站设计有关的外部人为事件
HAF0207 核电站应急动力系统
HAF0208 核电站安全有关仪表和控制系统
HAF0210 核电站燃料装卸和贮存系统

- HAF0211 核电厂设计中总的的原则
- HAF0212 核电厂反应堆安全壳系统的设计
- HAF0213 核电厂反应堆冷却剂系统及其有关系统
- HAF0214 核电厂堆芯的安全设计
- HAF0305 核电厂运行期间的辐射防护

3 压水堆核电厂总体布置、防灾害事件和总设计原则

3.1 总体布置

3.1.1 概述

一座核电厂可由几个 2×600 MW 的机组组成。 2×600 MW 的机组包括如下主要厂房建筑群。

3.1.1.1 核岛

核岛包括以下设施：

- a. 2 个反应堆厂房及相应的龙门吊架；
- b. 2 个燃料厂房；
- c. 1 个核辅助厂房；
- d. 1 个电气厂房；
- e. 4 个柴油发电机厂房；
- f. 反应堆厂房与燃料厂房、核辅助厂房及电气厂房之间的连接厂房；
- g. 2 个蒸汽发生器辅助给水箱。

其中核辅助厂房和电气厂房为两个反应堆机组共用。

3.1.1.2 常规岛

包括 2 个汽轮机厂房。

3.1.1.3 核电厂配套设施

包括核岛和常规岛以外的全部其他辅助厂房。

3.1.2 核电厂总体布置

核电厂总体布置应考虑下列主要因素：

- a. 在选定的厂址内计划建设的机组数及位置；
- b. 机组各厂房的布置及位置；
- c. 机组有关的辅助厂房的布置及位置；
- d. 核电厂与周围环境的接口，包括水源、电网和交通运输等。

3.1.3 每座核电厂内机组数的选择

3.1.3.1 每座核电厂的机组数的确定应考虑下列主要因素：

- a. 电力系统条件，如电能需求、负荷预测、电力平衡和电网联接条件等；
- b. 电力输送的条件；
- c. 核电厂场地和厂址的条件，如可用的土地面积、地质、水文（冷却水用量）和气象条件等。由于核电厂厂址的特殊要求，在条件允许的情况下，应充分利用选定厂址的能力；
- d. 放射性废物的排放条件，每座核电厂的液体和气体放射性废物年总排放量按 GB 6249 及 7.4.3 条规定；
- e. 热排放和化学物质的排放条件，向海水或淡水水域排放工业废液应遵循国家有关标准。

3.1.3.2 热排放和化学物质的排放应特别考虑下列影响因素：

- a. 排放水温度影响；
- b. 排放水的 pH 值；
- c. 排放废液的成分不应引起接收环境的明显染色；

- d. 排放废液与接收环境的水混合后,不应含有对鱼类有毁灭的物质;
- e. 排放设施要满足规定的准则,如设备布置要便于取样,尽可能减少废液排放引起扰动,人员能接近监测等。

3.1.4 主要厂房的布置

3.1.4.1 核岛布置

核岛布置应考虑下列原则:

- a. 强放射性区尽可能布置紧凑,只准有一个出入口;
- b. 以反应堆厂房为中心,并便于与其他厂房的连接;
- c. 安全注射系统和安全壳喷淋系统,应尽可能靠近反应堆厂房;
- d. 核辅助厂房与反应堆厂房之间的连接厂房,应便于安全壳贯穿件的布置;
- e. 燃料厂房与反应堆厂房的连接,应正对着燃料输送通道。燃料输送通道的位置取决于反应堆冷却剂系统环路的布置;
- f. 反应堆厂房的设备闸门,应位于反应堆冷却剂系统两条环路之间;
- g. 电气厂房与反应堆厂房之间的连接厂房,应满足电缆贯穿件布置的需要。

成对机组的厂房布置,可使两个反应堆共用某些非安全有关的辅助系统,两个反应堆的电气设备和控制可在同一个电气厂房内,厂房布置紧凑,占地面积少,节省投资和运行费用。对于多堆机组的核电厂,按照成对机组的布置原则扩建,图纸可以通用。

由于反应堆厂房内采用反应堆压力容器的中心线与安全壳中心线为同心布置,因此应避免反应堆厂房内环吊误差引起的吊装“死区”。

3.1.4.2 电气厂房布置

电气厂房应位于反应堆厂房和汽轮机厂房之间,以利于电气厂房与汽轮机厂房、反应堆厂房和核辅助厂房的连接,可使电气设备分类布置在专门房间内。这样布置优点如下:

- a. 有利运行;
- b. 便于实现隔离;
- c. 有效防御外部事件(飞射物、水淹、工业环境影响等)。

3.1.4.3 汽轮机厂房布置

汽轮机厂房布置,一般使汽轮发电机组轴线与两个反应堆厂房的中心连线垂直。汽轮机厂房布置,尽量使反应堆厂房和控制室在汽轮机形成的低轨迹飞射物的飞射角之外。一般取与汽轮发电机组轴线的垂线 25° 的三维夹角内为低轨迹和高轨迹飞射物的分析范围。根据分析的结果确定汽轮机厂房与反应堆厂房和控制室之间应采取的防汽轮机飞射物隔离措施。对于多堆机组的布置也应遵守上述准则进行分析。

3.1.4.4 核电厂配套设施布置

核电厂配套设施可根据厂址情况,尽可能布置适当,使各厂房间关系合理。

下列厂房及建筑物相互之间布置无特殊要求:

- a. 附属建筑物;
- b. 高压开关站;
- c. 取水及排水构筑物;
- d. 冷却水塔(如果采用)。

上述厂房及建筑物布置虽无特殊要求,但布置时仍应遵守国家有关标准。如最大噪音水平限制和有关防破坏活动的规定。

此外还应考虑下述因素,如:

经济性,应优化选择厂房位置和设备的布置,如取水泵房、排水站、冷却塔等的位置,使输水管道长度及相关的成本和运行费用最佳化。对于电气接线,如输电线路、高压开关站的位置应优化选择;

实用性,厂房布置必须考虑到与公路、铁路、核电厂建造期间的现场管理等因素;建筑外观的协调要求。

3.1.5 各厂房标高的确定

一个成对机组的 ± 0.00 厂区基准平台(场坪)的相对标高应根据厂址条件和 HAF0110 或 HAF0111 的规定预先确定。整个成对机组相互有关的工艺厂房,应用共同的 ± 0.00 厂区基准平台标高,并以此确定各厂房之间相互接口的标高。

反应堆厂房和燃料厂房的相对标高按下述原则确定:

- a. 反应堆压力容器堆坑的基础底板低于 ± 0.00 厂区基准平台标高;
- b. 乏燃料贮存水池底面高于 ± 0.00 厂区基准平台标高。

上述确定原则与燃料水平输送通道有关,并具有如下优点,如反应堆压力容器堆坑具有较好的抗震性能,保证电气设备不被水淹,便于施工。

3.2 防灾害事件

3.2.1 概述

3.2.1.1 核电厂设计要研究和考虑对下述自然和人为灾害事件的防护:

- a. 地震、洪水及恶劣气候条件等外部自然灾害事件;
- b. 飞机坠落、工业设施及运输线路等引起的人为外部灾害事件;
- c. 汽轮发电机组可能产生的飞射物。

3.2.1.2 核电厂防护灾害事件,应达到下述基本目标:

- a. 保证反应堆冷却剂系统的完整性;
- b. 保证反应堆安全停堆和导出余热;
- c. 避免放射性物质的非控制释放,控制核电厂厂区内放射性水平在容许范围。

3.2.1.3 人为破坏事件是关系全厂的问题,本准则不作具体考虑,可参考其他有关规定。

3.2.2 防自然灾害事件

3.2.2.1 地震

核电厂核安全有关的构筑物、系统和部件的设计要考虑安全停堆地震(SSE)。

安全停堆地震的确定,应遵守 HAF0101 的规定。核电厂的地震分析及试验,应遵守 HAF0102 的规定。分析的结果应满足 3.2.1.3 条中的三项基本目标。

安全停堆地震值一般以零周期地面水平加速度表示,垂直加速度值可取水平加速度的三分之二。

地面加速度反应谱和楼板反应谱应根据国家规范计算。

核安全有关的构筑物设计,以安全停堆地震为依据。对于混凝土底板一类的结构设计,除满足地震条件外,还要考虑不同厂址的土质情况。

核安全有关的系统和部件的设计,除考虑安全停堆地震外,还应考虑运行基准地震(OBE)。

运行基准地震值,通常最小取安全停堆地震值的二分之一,即其零周期地面加速度为安全停堆地震地面加速度值的一半。

核安全有关系统和部件的载荷及位移的设计计算,应根据其所在厂房的地面加速度值,并考虑系统和部件在厂房内的位置(标高)确定的楼板反应谱。

核安全有关系统和部件设计必须满足的应力准则,运行基准地震比安全停堆地震更严格,因此必须按 HAF0102 和核安全有关系统和部件的机械设计准则对两种地震进行应力分析。

非核安全有关的构筑物,按国家常规的抗震规范设计。

核电厂应装设地震测量仪表,用以获取地震有关的特性及地震对构筑物、主要系统和部件影响的数值,以确定核电厂在地震后重新启动前需作的检查。地震测量仪表不作为自动紧急停堆用。

在反应堆厂房和燃料厂房底板,及建筑物最有代表性的标高处,应安装地震测量仪表。

多机组的核电厂,可以只在一个机组装设地震测量仪表,但报警信号应传送到其他各机组。

核电厂地震测量仪表的设置,应遵守 HAF0102 的规定,并参照 EJ/T 761。

3.2.2.2 洪水

核安全有关的构筑物、系统和部件,都必须考虑防御设计基准洪水。

设计基准洪水按 HAF0110 或 HAF0111 确定。

以设计基准洪水确定核岛的±0.00 厂区基准平台标高。

为了防护比设计基准洪水还大的洪水,必要时可采取临时性的附加措施,如完全封闭低于±0.00 厂区基准平台标高的进水通道,对构筑物的进出口进行局部封闭等。

非核安全有关的构筑物、系统和部件,应能防历史上已知的最大洪水或最大潮汐的水位。

非核安全有关的构筑物的±0.00 厂区基准平台标高,一般与核岛的相同。但从技术经济合理情况考虑,非核安全有关的构筑物的外部地坪可低于核岛的±0.00 厂区基准平台标高,但必须使用共同的±0.00 厂区基准平台标高。

3.2.2.3 恶劣气候条件

所有构筑物,对恶劣气候条件影响的设计,应遵守 HAF0112 和 HAF0113 的规定。

3.2.3 防外部人为灾害事件

核电厂设计,为了防护外部人为灾害事件,如飞机坠落、工业环境中的爆炸等,首先必须根据厂址环境情况,将每个“靶”对这些灾害作出风险概率评价,为此需要有足够的具有代表性的统计数据。如果不能对“靶”作出灾害风险概率评价或风险概率大于允许最大概率,则应采取保守措施对所有“靶”给以保护。

3.2.3.1 风险概率评价计算

风险概率评价计算公式如下:

$$P = P_1 \times P_2 \times P_3 \dots\dots\dots (1)$$

式中: P ——一次灾害之后,放射性过量释放概率;

P_1 ——灾害发生概率。根据已发生事故的统计分析确定;

P_2 ——安全功能失效概率。如果布置有执行安全功能设施的厂房,设计为能承受灾害的影响,则 $P_2=0$,因此 $P=0$ 。如果布置有执行安全功能设施的厂房,设计为不能承受灾害的影响:

a. 对于专设安全设施,如果系统不是多重的,或系统是多重的但布置的位置相互太近,则 $P_2=1$ 。如果系统是多重,且相互布置较分散,则用可靠性技术分析确定;

b. 对于贮存有放射性物质的设备,则 $P_2=1$ 。

P_3 ——灾害导致放射性物质向核电厂周围环境释放过量放射性的概率。如果定量有困难,则取 $P_3=1$ 。对于燃料贮存池,按贮存时间研究可能释放出的放射性,可得到更精确的可能的释放值(P_3 约为 0.1)。对于放射性气体和液体废物处理系统,应对潜在的放射性后果进行分析,如果分析证明灾害影响的放射性释放量在允许的范围内,则可取 $P_3=0$ 。

3.2.3.2 “靶”的定义

核电厂需要保护的“靶”,是指保证完成下述三种安全功能的所有构筑物、系统和部件:

- a. 反应堆安全停堆和导出余热;
- b. 乏燃料组件贮存;
- c. 放射性废物处理。

3.2.3.3 最大概率

对上述规定的每种安全功能,核电厂周围环境发生不允许的放射性释放最大概率为:

$$10^{-6}/\text{堆年}$$

对上述规定的每种安全功能,按每类灾害取事件发生的最大概率为:

10⁻⁷/堆年

3.2.3.4 飞机坠落

防飞机坠落应遵守 HAF0105 和 HAF0205 的规定。

3.2.3.5 工业环境和交通运输

核电厂周围工业环境和交通运输灾害的分析应遵守 HAF0105 和 HAF0205 的规定。

3.2.3.6 汽轮发电机组可能产生飞射物的防护

汽轮发电机组的脆性断裂和超速时可能发生的塑性断裂,会引起高能飞射物的散射。

汽轮发电机组唯一的高能飞射物源是低压缸转子和叶片。

3.2.3.6.1 超速塑性断裂

从冶金学看,当转子速度超过所能承受的最大速度时,就会发生塑性断裂。但是设计考虑到下述因素,塑性断裂可不考虑:

- a. 低压缸转子轴超速 200% 名义转速时,有很好的性能;
- b. 低压缸转子末级叶片超速 150% 名义转速时,有很好的性能;
- c. 当叶片脱离时,转子、轴承套、轴承座和有关的固定件可维持线轴的整体性;
- d. 超速保护通道有高度的可靠性;
- e. 蒸汽进汽阀设有监测装置,能及时发现其故障,提高可靠性;
- f. 设置汽轮机分级跳闸保护装置,进一步减少汽轮机超速的危险。

3.2.3.6.2 脆性断裂

汽轮发电机组启动和停机过程中产生循环疲劳,可能引起叶轮内部缺陷扩展而断裂。即使考虑到下述因素,仍需考虑脆性断裂发生的可能:

- a. 进行制造质量检验(无论在额定转速或超速情况下,应力最大的叶轮中计算的临界缺陷尺寸,远远大于车间检验所允许的最大缺陷);
- b. 缺陷扩展的速度很慢。叶轮可经受 10⁵~10⁶ 次启动及停机过程循环,而实际运行记录一般每年只几十次;
- c. 定期监测汽轮机超速保护通道。

3.2.3.6.3 脆性断裂的防护措施

- a. 核安全有关的构筑物、系统和部件,应避免受参考质量为 3 600 kg(约为低压转子质量的 1/4),初速度 92 m/s(1 500 r/min 的汽轮机)的任何飞射物的直接撞击;
- b. 对于汽轮发电机轴线与两个反应堆厂房中心连线垂直布置的核电厂,核安全有关的构筑物、系统和部件应在低轨迹飞射物的飞射角度之外,保证不受任何汽轮机组低轨迹飞射物的直接撞击;
- c. 应在规定的角度内(见 3.1.4.3)对低轨迹和高轨迹飞射物进行分析,根据分析的结果,确定是否应采取特殊保护措施。

3.3 总设计原则

核电厂总设计原则,应遵守 HAF0211 的规定。

3.3.1 概述

3.3.1.1 从核安全的观点来看,核电厂有以下两个主要因素要考虑:

- a. 核电厂是一个放射性源;
- b. 核电厂产生的放射性对环境释放通常是可控制的,但在偶发事件或事故下,可能会造成不可控制的释放。

为保证核电厂运行的安全,在核电厂设计和建造阶段,必须采取措施防止发生放射性释放的偶发事件或事故,或在发生事故时减缓其后果,减低放射性的影响。对核电厂设计和建造所采取的措施,必须在核电厂的安全中起作用。

核电厂的安全采用纵深防御准则。纵深防御准则是对核电厂的放射性采取层层设防的概念,包括三

个层次的防护。

第一层,核电厂的设计、建造及设备制造的质量,必须保证核电厂正常运行工况,包括正常运行状态和预计瞬态,防止发生故障。

第二层,核电厂必须设计安全保护系统,保证核电厂万一出现异常瞬态或故障时,能减少影响,防止异常瞬态或故障发展成事故。

第三层,核电厂必须设计专设安全设施,保证核电厂万一出现假想事故时,保证减缓事故的后果,防止放射性物质非控制的向环境释放。

3.3.1.2 纵深防御准则第一层和第二层是防止事故发生,为此对核电厂的控制和保护系统的设计提出要求:

- a. 保护核电厂正常可靠运行;
- b. 异常瞬态或故障时,保证反应堆安全停堆,保证燃料元件包壳和反应堆冷却剂系统的完整性,并排出余热。

第三层是事故保护,为此设置专设安全设施,保证将事故的后果减少到允许的水平。专设安全设施为防止放射性物质的对外释放提供了最终防御。专设安全设施的设计必须满足单一故障准则。

3.3.2 定义

a. 事故:导致一道或几道放射性物质屏障破坏,从而引起放射性物质释放的自然或人为的事件。这些事件需要专设安全设施动作(见 6.4 条事故分析的工况 III 和 IV)。

b. 放射性物质屏障:核电厂核燃料与环境之间限制放射性物质释放而设置的边界或密封包壳。这些屏障依次为,燃料包壳、反应堆冷却剂系统压力边界和安全壳。

c. 专设安全设施:事故发生后,为减缓事故后果而起作用的安全系统。

d. 单一故障:导致某一部件不能执行其预定安全功能的一种随机故障。由单一随机事件引起的各种继发故障,均视作单一故障的组成部分。

e. 能动故障:在机械流体系统中,依靠触发、机械运动或动力源等外部输入而完成其预定功能的设备,在接受到动作命令时,拒绝完成其功能的故障。如电动阀不能正确到位,泵不能启动等。

f. 非能动故障:在机械流体系统中,非能动故障是指流体承压边界破坏或影响系统内部流量的机械故障。实际上,非能动故障仅指失水事故后再循环阶段,输送放射性流体的专设安全设施中的泵或阀门密封损坏而造成的泄漏。其限定泄漏率在 30 min 内小于 200 L/min。

g. 短期:事故发生后的最初 24 h。在这段时间内,反应堆自动保护系统动作,各有关系统对事故的响应得到证实,事故类型得到验明,规定出随后长期中应采取的措施和步骤。

h. 长期:事故发生后最初 24 h 以后的时间。在此期间仍需要系统执行安全功能,包括使反应堆处于冷停堆状态的操作,为进入安全壳和检修损坏设备作准备的操作。

i. 安全停堆:反应堆处于次临界状态,连续排除余热,安全壳密封性得到保证,放射性物质对环境的释放在允许的水平,所需要运行的系统都在正常运行范围工作。

3.3.3 单一故障准则

3.3.3.1 说明

核电厂系统设计应采取各种措施,使在厂外电源失去的同时发生下列单一故障时,保证反应堆安全停堆和专设安全设施能执行其全部安全功能,即满足单一故障准则。

a. 机械流体系统

短期期间单一能动故障。

长期期间单一能动故障或单一非能动故障。

b. 电气系统不分能动故障和非能动故障,所有故障都认为是能动故障。

如果安全功能的实现,要求多个系统动作,则对于每个系统都应采用单一故障准则,并且以保守的单一故障作为设计基准。

设计时应考虑部分系统和设备因计划维修和定期试验而不能投入运行时,应当采用单一故障准则。

对下列三种情况,系统和设备的计划维修和定期试验可不应用单一故障准则:

在计划维修和定期试验期间,若不要求系统执行其安全功能;

能证明另一个系统在此期间保证有足够的功能多重性;

能证明系统停用的时间很短,不会降低核电厂的安全水平。

3.3.3.2 应用

单一故障准则的应用,要求系统和设备设计必须有同样功能的多重性,保证安全系统的可利用性。

为检修而备用的系统和设备,不能作为单一故障准则的应用。

各系统和设备对单一故障准则的应用,在设计中都应加以说明。

3.3.4 单一故障准则应用的附加措施

单一故障准则是核电厂安全有关系统防随机事件的决定性准则。为保证单一故障准则的实施,核电厂设计时应采取一些附加措施,减少与共模故障有关的风险。这些附加措施包括如下:

防灾害事件;

多重系列和设备用空间或实体隔离;

电源和供电的独立性。

3.3.4.1 多重系列和设备用空间或实体隔离

一般核安全有关的多重系列和设备设计布置时,应遵守如下规定之一:

a. 核电厂内多重系列和设备的布置,在空间上应相互分散;

b. 利用实体屏障(墙或地板)将多重系列和设备相互隔离;

c. 采取措施防止事故从一个系列和设备波及到另一个系列和设备,如防止管道甩击和水力学效应。

上述一般规定应用于同一安全功能的多重系列和设备或不同安全功能的系统和设备之间。

3.3.4.2 电源和供电的独立性

核电厂事故期间所需的供电系统,设计应遵守单一故障准则。

a. 电源

各路电源相互独立且有备用电源,包括两路分别从主电网来的厂外电源和两路 100%柴油发电机组供电的厂内备用电源。

b. 供电

供电系统由两个相同的序列组成,两个序列各自独立。正常运行时由厂外一路电源供电,另一路电源备用。在主电网发生故障,即厂外两路电源全部失去时,由厂内电源作应急供电。

厂内应急电源由柴油发电机组供电,两路 100%负荷的柴油发电机组分别与确定的序列连接。

与多重机械设备连接的电气设备由多重的序列供电。

3.3.5 总设计考虑的特殊工况

6.4.2 条给出的核电厂工况,对核电厂系统和设备设计起主导作用。此外设计还应考虑一些特殊的工况。

3.3.5.1 为了应付在工况 I 和工况 II 时所用的多重系列也完全失效应采用一些特殊措施。其中重要的如下:

a. 在工况 II 时,紧急停堆系统拒动故障(如控制棒卡住不下落)

由多样化的继电器线路启动蒸汽发生器辅助给水系统,可限制反应堆冷却剂系统的压力增加。

b. 核辅助设备完全失去供电

用两个反应堆机组共用的反应堆冷却剂系统的试验水泵,确保对反应堆冷却剂泵的轴密封作应急注入。防止反应堆冷却剂通过轴密封向外泄漏。试验水泵是由每个反应堆机组都装备的专用汽轮发电机组供电。专用汽轮发电机组由主蒸汽系统总管供汽。当任一 6.0 kV 应急配电盘失电时,专用汽轮发

电机组启动。

给核辅助设备恢复供电,应在可用的贮存水箱排空之前完成。恢复供电的正常手段根据情况可以是恢复电网本身;启动原先故障的一台柴油发电机组,或修复其中一个应急配电盘。

如在要求限定的时间内不能使用上述手段中之一恢复供电,则可根据核电厂运行经济性考虑,设置厂区唯一的附加电源保证给核辅助设备恢复供电。

c. 安全厂用水系统完全失效

控制室发出报警信号,使操纵员能鉴别是冷却水源全部或部分失去,还是换热设备故障。此外还有临时连接设施,可保证最终给蒸汽发生器辅助给水系统的水箱恢复供水。恢复供水来源可根据核电厂每个厂区内备用水的储备情况确定。

d. 蒸汽发生器给水(主给水和辅助给水)系统完全失效

控制室操纵员有必要的信息和报警信号,鉴别这类事故,并可依靠核电厂已设置的系统及布置加以补救。

为了分析上述特殊工况和设计上述的特殊措施,采用了一些特殊的假设。对这些特殊工况采用的规则也与其他工况的不同。其特点是不采用 6.4 条苛刻的常用事故分析原则和对于表示核电厂状态特点的参数采用现实性假设(见 6.5 条)。

为了上述特殊工况所采用的设备,不必遵守安全有关设备的所有设计准则。

3.3.5.2 为了改善失水事故后长期排出反应堆余热功能的可靠性,在低压安全注射系统和安全壳喷淋系统设计有一些接头,可安装接管,使安全壳喷淋系统的泵可以作为低压安注泵的备用泵。保证反应堆堆芯和地坑水的冷却。此时安全壳喷淋功能可不必保证。

3.3.5.3 最后要分析蒸汽管道与蒸汽发生器一根或几根传热管,同时发生断裂的后果。这类事故不要使用特殊的设备。使用设计中考虑到的设备和适当的操作程序,在短期内可确保反应堆堆芯的安全,在长期内可确保在厂区放射性排放物达到超过剂量标准之前,消除蒸汽发生器一次侧向二次侧的泄漏。

3.3.6 防止发生反应堆堆芯损坏状态

在对反应堆堆芯的各种冷却状态进行分析之后,制定了一类操作规程。在不可能应用按事件进行操作的规程时,为了防止反应堆堆芯发生损坏状态,这类规程将依据对这些状态下的代表性物理参数测量,相应采用最合适的操作。这类规程依据核蒸汽供给系统冷却的状态进行操作。

在使用这类规程时,操纵员的行动并不在于重新建立以前的状态,而是根据核蒸汽供给系统的物理状态,以及可用于冷却反应堆堆芯的各种手段进行操作。

在使用这类规程时,操纵员的行动依据是对这些物理状态代表参数的测量值,其中重要的参数是反应堆堆芯出口的水温与相应饱和温度的偏差值(欠热度)。

在应急堆芯冷却系统和安全壳喷淋系统一般应设计有接管,在应急堆芯冷却系统和安全壳喷淋系统的泵全部失效时,可接入可移动式的临时水泵,冷却反应堆堆芯。

3.3.7 总设计考虑的极端工况

核电厂总设计对核电厂的工况 I ~ IV 和特殊工况所采取的措施,使核电厂具有足够的安全水平。

但是,按照纵深防御准则,通过对可能导致反应堆堆芯损坏的事件进行分析,完善安全措施,也是很必要的。采取这些相应安全措施的目的是把这些事件的后果限制在与使用应急计划相适应的程度。

对极端工况的分析是采用 6.6 条现实性假设,并假设 3.3.6 条的操作规程执行失效,会导致燃料元件损坏,进而导致反应堆堆芯熔化,其后果将由放射性裂变产物第三道屏障对放射性物质的密封作用来限制。

可采取两个操作规程来加强安全壳的密封作用。

3.3.7.1 监测和处理规程

采用安全壳密封异常损坏的监测和处理规程,从而加强安全壳的密封作用。

这一规程的目的是用来在发生燃料元件和反应堆冷却剂系统破损之后,对安全壳的密封作用进行

监测,并在必要时给以修复。该规程是使用已有的设备。

应利用辐射防护监测系统的固定通道进行自动监测和自动动作,限制事故后的放射性物质的迁移,确定安全壳密封可能损坏的起因,以便采取必要的行动。

为修复安全壳密封而采取的措施可包括:

- a. 对安全壳贯穿件进行隔离,或核实已经隔离;
- b. 修复经探测发现已受损的安全壳贯穿件,或对其有关房间的大气进行封闭或过滤;
- c. 把泄漏到安全壳外的反应堆冷却剂废液,再打回到安全壳内。

3.3.7.2 安全壳内部大气降压和过滤

在燃料元件出现严重破损并可能导致堆芯熔化之后,安全壳的内部压力可能会逐渐升高,因此设计时可考虑适当的规程能使安全壳内部压力保持在一适当的数值,从而保持安全壳的完整性。

为此目的设置的降压和过滤装置可以是手动的,两个反应堆机组共用。

4 核电厂主要系统设计原则

4.1 构成放射性裂变产物密封屏障的系统

4.1.1 燃料系统和反应堆堆芯

4.1.1.1 系统的组成

4.1.1.1.1 燃料系统

燃料系统由燃料组件和相关组件构成。

燃料组件包括骨架结构和含有裂变材料的燃料棒。骨架结构,包括上、下管座导向管(其内插入相关组件)、测量管和沿燃料组件高度方向分散排列的若干个定位格架。

相关组件有下述几种:

- a. 控制棒组件,用于反应堆的反应性调节和停堆;
- b. 可燃毒物组件;
- c. 中子源组件或中子源——毒物混合组件;
- d. 阻力塞组件。

4.1.1.1.2 反应堆堆芯

反应堆堆芯包括:

- a. 燃料系统;
- b. 控制棒驱动机构;
- c. 慢化剂和冷却剂,也是反应性控制用中子吸收体的溶剂;
- d. 堆内构件,它使整个堆芯保持预定的几何形状;
- e. 中子测量探测器和热工水力测量传感器。

4.1.1.2 系统的功能

4.1.1.2.1 安全功能

堆芯完成下述安全功能:

- a. 排出燃料产生的热量,保持反应堆堆芯的几何形状,维持反应堆堆芯的冷却;
- b. 控制堆芯的反应性,并在任何情况下停闭反应堆;
- c. 将放射性物质,特别是裂变产物,封闭在第一道实体屏障内。

4.1.1.2.2 其他功能

正常运行时,完成下述两个功能:

- a. 产生热量;
- b. 将反应堆冷却剂系统的放射性腐蚀产物和活化产物的量减到最低程度。

4.1.1.3 设计准则

燃料系统和反应堆堆芯设计,应遵守 HAF0214 的规定,并参照 EJ/T 323, EJ/T 324, EJ/T 318, EJ/T 319, EJ/T 321 及 EJ/T 320。

4.1.1.3.1 设计状态

研究分析燃料性能的设计状态分为两种。

a. 运行时的状态

6.4.2 条给出了设计考虑的核电厂的工况。

6.2 条设备状态也同样适合于燃料系统和反应堆堆芯的设计。

对 6.4 条各种核电厂工况进行的瞬态分析和事故分析,可以确保核蒸汽供给系统的设计与燃料的设计相适应。

b. 非运行时的特殊状态

此状态是指燃料处于核蒸汽供应系统之外的情况。应考虑下述三种特殊状态:

新燃料或乏燃料的运输;

装、卸料;

新燃料或乏燃料在反应堆换料水池或燃料厂房水池中贮存。

4.1.1.3.2 设计原则

a. 对核电厂工况 I 和工况 II

保持堆芯的几何形状,能以额定的速率排出堆芯释放的热量。

保持控制反应性,特别是停闭反应堆并最终使其达到次临界状态的能力。

保证燃料组件的完整性。

核蒸汽供给系统机械结构部件的设计,主要根据核电厂各种工况下压力和温度参数的变化。燃料系统对于压力变化敏感性较低,起决定作用的参数是燃料整个有效寿期内功率和温度的变化,这些参数的变化可从核电厂工况 I 和工况 II 推断出,并且与核蒸汽供给系统设计所考虑的事件是一致的。

b. 对核电厂工况 III

保持反应堆堆芯的几何形状,以排出反应堆堆芯的热量,特别是应保证安全注射的有效性。

保持控制棒组件依靠自身重力插入堆芯的能力。

能使反应堆停堆,只出现少量的燃料棒损伤,但这种损伤可能造成在事故原因排除之后,禁止反应堆立即恢复正常运行。

对燃料棒规定在小破口失水事故下的一些特殊要求。

c. 对核电厂工况 IV

保持堆芯的几何形状,以排出反应堆堆芯的热量,特别是保证安全注射的有效性。

保持控制棒组件依靠自身重力插入堆芯的能力。

尽管燃料棒出现损伤,也可能出现严重破坏,但不应发生由于燃料芯块爆裂的氧化物粉末扩散而引起严重的冲击波,并应能使反应堆进入安全停堆状态。

4.1.1.3.3 核设计

a. 反应性控制

反应性控制要求如下:

多样性

应在各种正常运行工况下,使用两种不同的手段控制堆芯反应性,使之启动、提升功率、维持临界和停堆。一种手段由控制棒组件完成,另一种手段通过反应堆冷却剂中可溶毒物的浓度变化实现。第二种手段本身也是多样化的。

反应性系数

在各种功率水平下运行时,应具有负反应性系数,使反应堆具有固有的稳定性(未考虑氙对轴向功率不平衡的影响)。除换料后反应堆再启动时零功率中子物理试验外,多普勒系数为负值和慢化剂温度

系数为负值或零,就可满足这一要求。各项反应性系数的最小限值和最大限值是各种参数的函数,如功率水平,燃料初始富集度,燃料消耗等。分析核电厂各种工况时所采用的反应性系数的包络值,应通过适当的研究加以证实。

反应性变化

为了避免出现失控的超临界事故,反应性变化应符合以下两项要求:

限制由于控制棒组件的提升或反应堆冷却剂中硼的稀释所产生的最大反应性增加速率;

应规定正常运行时控制棒组件的最大插入量,以便出现弹棒情况下限制控制棒组件价值,并符合负反应性余量准则。

负反应性余量

在正常运行工况下,不论反应堆堆芯处于什么状态,包括反应堆堆芯具有最大正反应性时,采用全部反应性控制手段,应能在核电厂各种工况下,甚至在假定最大价值一束控制棒组件不能插入反应堆堆芯时,也能使反应堆返回次临界。在次临界状态下的这一负反应性余量,应与初步设计时所作的假定相适应。

紧急停堆

紧急停堆时控制棒组件落入反应堆堆芯应足够快,以保证符合核电厂各种工况的有关准则(见 6.4 条)。控制棒组件的落棒时间应小于核电厂工况分析中所采用的时间。

反应堆装料

当燃料装入堆芯和每次换料或停堆维修操作时,反应堆冷却剂应有足够的硼浓度,以保证在硼酸失控稀释情况下仍能保护堆芯。因此规定在全部控制棒组件插入时,有效增值系数 K_{eff} 应小于 0.95。

b. 功率分布控制

燃料管理和反应堆控制方式,不应超过下述限值:

在核电厂工况 I 时,在每一个堆芯高度坐标 Z 上,随坐标而变的最大线功率密度,不应超过同一坐标 Z 上为遵守失水事故的有关准则而要求的数值;

在核电厂工况 II 时,应避免出现反应堆堆芯熔化。反应堆堆芯熔化对应的标准燃料棒的线功率密度约为 700 W/cm。为保证有足够的余量,其最大线功率密度不应超过 590 W/cm。

c. 核电厂工况分析中的有关要求

控制反应性的电气机械装置的误动作。用以调节温度或补偿功率变化的一束(或一组)控制棒组件的误动作,会对堆芯中的反应性及功率的分布产生扰动。因此应根据控制棒组件控制装置的结构和操作控制棒组件所用的技术,对可能产生误动作的各种情况进行分析。为计算反应性和功率分布所考虑的测量误差,应与测量所用的仪表系统的性能一致,并应在事故分析中考虑这些误差。

满足“单组控制棒弹出”事故的特定验收准则(见 6.4.2 条)。

防止装料错误。对这一类假想事故(见 6.4.2 条)设计应证明,装料错误可用有效的仪器探测到,并能纠正;或者装料错误不能探测到,但对安全和运行方式的影响可以忽略不计。

4.1.1.3.4 热工水力设计

a. 临界热流密度——偏离泡核沸腾

对于核电厂工况 I 和工况 II,未达到临界热流密度的概率,至少应等于 95%,并具有 95%的可信度。为了遵守这一准则,DNB 比(临界热流密度对实际热流密度之比)的最小值应大于某一预定值,这一预定值取决于计算所用的数学关系式。自动测量通道应相应地对反应堆进行保护。

b. 堆芯内的热工水力设计流量

从保守的观点出发,堆芯中的热工水力设计流量,即实际用于冷却燃料棒的流过堆芯的假设流量,应低于最有可能的值。应特别注意流经燃料组件导向管的分流量和各种旁通流量认为对排出燃料棒产生的热量无贡献。

c. 反应堆堆芯内的水力稳定性