

目 录

第一章 质量的实现	1
1.1 通用建造准则	1
1.2 质量控制组织	2
第二章 为了检查选定的安全设计的正确性所进行的试验	3
2.1 原型试验和运行电站的经验	3
2.1.1 核蒸汽供应系统	3
2.1.2 安全壳外壳和反应堆厂房混凝土结构	5
2.2 建造阶段在车间内做的试验	5
2.2.1 主泵	5
2.2.2 控制棒驱动机构	6
2.2.3 仪表	6
2.2.4 核辅助系统设备	6
2.2.5 燃料处理机构	6
2.3 现场试验	6
第三章 详细安全分析	7
序言	7
3.1 堆芯和反应性控制	7
3.1.1 预防	8
3.1.2 监视	10
3.1.3 保护方法	10
3.2 一回路系统	11
3.2.1 预防	11
3.2.2 监视	12
3.2.3 保护方法	13
3.3 安全壳	14
3.3.1 预防	14
3.3.2 监视	15
3.3.3 保护方法	15
3.4 燃料元件的装卸	15
3.4.1 预防	16

3.4.2 监视	17
3.4.3 保护方法	17
3.5 二回路系统	18
3.5.1 介绍	18
3.5.2 预防	18
3.5.3 监视	18
3.5.4 保护方法	18
3.6 核辅助系统	19
3.6.1 介绍	19
3.6.2 预防	19
3.6.3 监视	20
3.6.4 保护方法	20
第四章 典型事故和事故释放	21
前言	21
4.1 总述	21
4.2 过渡过程和运行事故	21
4.2.1 在起动时控制棒束不可控地抽出	21
4.2.1.1 概述	21
4.2.1.2 事件分析	22
4.2.1.3 结论	23
4.2.2 在功率运行时控制棒束不可控地抽出	23
4.2.2.1 概述	23
4.2.2.2 事件分析	24
4.2.2.3 结论	25
4.2.3 短控制棒束位置不正确	25
4.2.3.1 概述	25
4.2.3.2 结论	25
4.2.4 控制棒束下落	25
4.2.4.1 概述	25
4.2.4.2 事件分析	26
4.2.4.3 结论	27
4.2.5 化学和容积控制系统故障	27
4.2.5.1 概述	27
4.2.5.2 事件分析	28
4.2.5.3 结论	29
4.2.6 暂停回路的起动	30
4.2.6.1 概述	30

4.2.6.2 事件分析	30
4.2.6.3 结论	31
4.2.7 反应堆冷却剂流量的丧失	31
4.2.7.1 概述	31
4.2.7.2 事件分析	32
4.2.7.3 结论	33
4.2.8 给水温度降低	33
4.2.8.1 概述	33
4.2.8.2 事件分析	34
4.2.8.3 结论	34
4.2.9 失去正常给水	34
4.2.9.1 概述	34
4.2.9.2 事件分析	35
4.2.10 负荷过度增加	36
4.2.10.1 概述	36
4.2.10.2 事件分析	36
4.2.10.3 结论	37
4.3 起动安全装置的事故	37
4.3.1 燃料操作事故	37
4.3.1.1 概述	37
4.3.1.2 分析方法	37
4.3.2 放射性废液的事故释放	38
4.3.3 放射性废气的事事故释放	38
4.3.3.1 分析方法	39
4.3.4 蒸汽发生器管子破裂	39
4.3.4.1 概述	39
4.3.4.2 事故分析	41
4.3.4.3 结论	41
4.3.4.4 释放	42
4.3.5 蒸汽管破裂	42
4.3.5.1 概述	42
4.3.5.2 从反应堆热工观点进行事故分析	43
4.3.5.3 结论	44
4.3.5.4 辐射后果的分析	44
4.3.6 控制棒束射出	45
4.3.6.1 概述	45
4.3.6.2 事故分析	46
4.3.7 失去厂外电源	49

4.3.8 控制电源失压	50
4.4 失水事故 (LOCA)	50
4.4.1 事故描述	50
4.4.1.1 预防措施	50
4.4.1.2 保护措施	51
4.4.2 热工水力学分析	52
4.4.2.1 喷射的水力学	52
4.4.2.2 反应堆动力学	54
4.4.2.3 堆芯冷却分析	54
4.4.2.4 论证实验	55
4.4.3 一回路热工水力学分析结果	56
4.4.3.1 中等的和大的破裂	56
4.4.3.2 小破裂	56
4.4.3.3 安全注入箱中氮的作用	57
4.4.3.4 堆芯中蒸汽的形成	57
4.4.4 机械应力	57
4.4.4.1 堆冷却系统的快速减压	57
4.4.4.2 堆压力壳内部构件的机械应力	57
4.4.4.3 堆冷却系统的机械应力	59
4.4.5 释放到安全壳内的能量	59
4.4.5.1 NSSS中易释放到安全壳中的能量来源的暂定数值	59
4.4.5.2 对于不同破裂面积释放到安全壳中能量的初步数值	60
4.4.6 安全壳完整性的研究	60
4.4.6.1 计算由一回路失压而引起的压力峰值	60
4.4.6.2 一回路失压后压力和温度的发展	61
4.4.6.3 安全壳设计的论证	61
4.4.7 放射性产物释放到安全壳外的研究	61
4.4.7.1 基本假设	61
4.4.7.2 裂变产物在大气中扩散的假设	62
4.4.7.3 计算方法	62
4.4.7.4 结果	63
4.4.7.5 说明	65
4.4.7.6 对厂内人员的事故后果	65
第五章 保健物理	67
5.1 人员保护的组织	67
5.1.1 工作组织	67
5.1.2 区域的定义	67

5.2 排出物的管理和排放	68
5.2.1 排出物的数量、浓度和性质	68
5.2.2 排放前后的放射性监测装置的描述	69
第六章 启动试验	73
6.1 试验目的	73
6.2 试验计划	73
6.2.1 阶段Ⅰ：初步试验	73
6.2.2 阶段Ⅱ：无堆芯的整体试验	73
6.2.3 阶段Ⅲ：启动试验	75
6.3 试验的组织与必需的证件	76

第一章 质量的实现

法国电力公司与供货厂商之间的合同规定，必需按照制造专利所使用或推荐的生产工艺，供应核蒸汽供应系统的设备和核燃料；同时，对于生产质量的控制，至少也要象专利出售厂同样严格。这就意味着有必要将美国专利出售厂实现质量的要求，转变成为法国工商业的要求。考虑到法国电力公司及其供货工厂已具有的经验，在合同中另外包括适应法国工业经验的通用建造准则，看来是必要的。

如同对待常规热电站，或对待过去核电站所使用过的这种或别种技术一样，法国电力公司行使监督和控制承包厂商活动的权力，特别是在工厂制造和现场安装时的监督控制权力。这种监督和控制，将促使制造厂考虑其所制造的设备，发生故障，将对电站安全生产可能造成的影响，促使他们集中精力，探索实现质量要求，使其所造设备，合乎工作条件要求。这种监督和控制将使任何错误得到纠正。

合同中规定的所有的通用建造准则和制造厂所确认的法国电力公司的监督和控制权力，可以得到一定的质量保证。然而，产品质量的最后结果，主要地还是制造厂的责任。

1.1 通用建造准则

管理电站不同部件制造条件的条款，包括在法国电力公司与承包厂家签订的合同中，特别是规定在1972年6月出版的“总管理条款书”中和规定在1970年4月出版的“技术产品和质量控制说明书”及其1—12项校正条款中。

“技术产品与质量控制说明书”制定的技术准则，关系到材料的选择、部件、产品的质量控制在供应，以及与之有关的生产管理等，这些准则是制造厂及其分包厂所必须遵照执行的。但是，这些技术准则，相对地是一般性的。在准则的规定范围内，对于每一特定情况，制造厂还需制定其自己的技术说明（技术说明，图纸，生产工艺概述，试验程序及生产检验，生产质量控制说明，等等）。

这些技术说明的最低内容要求，规定在“技术产品与质量控制说明书”中，将提交给法国电力公司，由法国电力公司做出恰当注解，同时如属必要，还可修改原说明，只考虑注解意见，在这种情况下，注解意见将被认为是“适于执行”的，并在某种程度上构成成为一种任务。除了某些情况外，将受到完整地尊重。应该注意的是，合同中所说的法国电力公司的确认，并不免除制造厂对其所制设备的责任。

在例外情况下，制造厂如不能完全遵守技术说明的规定，它可以向法国电力公司申请变通。申请变通也如同申请技术说明的确认一样，要在同样条件下予以检查，并正式记录在卷。

对于在核安全上承担职能的设备现场组装运行，也要在同样条件下，受技术说明的质量控制。

1.2 质量控制组织

主供货厂商法美原子公司的现有组织机构和法国电力公司为建造核电站所采用的组织机构，在第一章1.7节内已有叙述。在第一章1.7.1.1.3节中所叙述的条件下，对于质量的实现，工厂内部的质量控制由制造厂负责，工厂外部的质量控制，则由法国电力公司负责。在承包厂车间内或分承包厂内生产的产品，承包厂的质量控制是由一个独立于生产系统的质量检验部门来保证的。法国电力公司履行对于工厂建造和现场组装中，主要关系到承包厂履行合同条款和技术说明的监督与控制。在技术说明未被承认“适于执行”之前，法国电力公司务必不使供货，也不能使制造进行。无论何时，只要是法国电力公司认为必要，供货厂商就要采取一切步骤保证满意履行其产品质量控制，其工厂计划的质量控制措施，也要按照技术说明要求拟定。

法国电力公司要注意使现场组装的质量与制造厂的产品质量均一。

法国电力公司准备的文件，要包括一份对生产有效进行的详细情况分析和一份质量监督控制的执行报告。这些文件特别要表明对合同条款与技术说明，是在什么情况下被按照执行的，同时并对特殊情况下所作的技术上的变通，给以恰当的说明。在临时安全报告的相应章节中，将对这些文件有综合性的叙述，这些文件将报送管理当局。

第二章 为了检查选定的安全设计的正确性所进行的试验

一般地说,设备未经“验证”,才在电站内或在试验台架上进行部件试验。“验证过的供应”的意思是:

- 所供设备和系统,其设计是经过验证的。
- 将设备置于相类似装置中,处在相同的工作条件下,起动该装置至少运行一年,其设备的技术特性和耐久性能,将是可以得到证实的。

• 在核蒸汽供应系统特定情况下:

承包厂表明,其所用的生产工艺是近似于西屋公司所使用或推荐的生产工艺。

对于质量控制至少与西屋公司掌握的同样严格。

如果所供应的被认为还未经验证,意思是:

1)从设备设计上考虑,是因为:

- 只是在所制原型机上作了运行和特性的证实。
- 耐久性试验也只是在原型机上和在普通产品的样品上,完成了试验,以证明所选择的解决办法的可靠性和制造条件的正确。

2)从主部件的材料性质或者是类似设备的生产工艺上考虑,是因为:

- 为了上述同样的目的,只完成了生产工艺的前期试验和普通产品样品的耐久试验。
- 原型机的制作条件和耐久试验,只是尽可能接近于设备将来运行时所处的真实条件(压力、温度、运载的流体、环境条件等等)。

2.1 原型试验和运行电站的经验

2.1.1 核蒸汽供应系统

核蒸汽供应系统设备受益于西屋公司类似电站所取得的经验。

2.1.1.1 内部构件

西屋公司做的模型试验见第二卷(3.2.4)节。

为了校核主回路冷却剂引起的反应堆内部构件的振动,在Saclay建了一个试验回路(SAFRAN回路)。它可以对由于流量产生的能谱所引起的共振方式,做系统分析。

2.1.1.2 反应堆主泵

布热电站装的主泵不同于美国所用的主泵(法国电网是50赫芝,美国为60赫芝),与Tihange, Fessenheim, Ringhals, Almaraz等电站所用主泵则是同样设计的。它不同于Tihange和Fessenheim的主泵,在于小量增加了水力特性(变更了叶轮尺寸),这就导致增大了电动机的容量。为此,必需进行运行试验。正如Tihange主泵所进行的运行试验一样,布热电站的主泵也将一定的温度、压力,和额定流量等参数下,在布热2号机组和法国电力公司

Genneville's的试验回路上完成试验。

- 核对运行特性曲线(流量、静水头和总水头对流量的关系曲线)。
- 各个部件的耐久试验。
- 不同流量下的振动记录(注入, 冷却……)。

2.1.1.3 燃料

a) 燃料组件的结构

曾进行了一系列的堆外试验, 以保证燃料组件结构设计正确。这些试验使得: 可以在不同的设计型式中, 对于机械性能的需要进行选择。

• 可以基本保证燃料组件连接设计的正确(格架与套管连接, 支承板与套管连接)。这些试验是抗张强度、蠕变和热循环试验。

• 可以保证燃料组件的良好抗腐蚀、抗振动性能(水力环路试验)。

• 可以保证套管的底部有效水力制动作用, 并可同时防止这些套管的磨损和破裂(水力环路试验)。

燃料组件在Saxton反应堆内经辐照后, 检查了其结构的部件(主要是格架的检验)。实际燃料组件的性能, 在使用中, 证实了设计的正确(如在MIHAMA, ROBINSON 2), 特别是证实了, 在辐照下的伸长现象和在辐照以及温度梯度影响下的弯曲现象的设计的正确。

上述的一些试验, 是对在布热电站以前电站的燃料组件型式的试验。关于布热电站的燃料组件(17×17)的进一步试验计划, 在第二卷第三章3.1.6节内叙述。

b) 燃料棒试验

除了堆外试验外, 基本的意思是要确定包壳的机械性能, 西屋公司从事了广泛的试验程序以检查包壳的可靠性, 并探索锆包壳燃料棒的运行极限。这个试验程序主要是在Saxton反应堆内进行的。试验的任务关系到以下方面: 燃料棒的充压, 在反应堆内的蠕变, 负荷跟随, 钎燃料棒, 超功率试验等。

九个钎燃料组件曾于1965年初插入Saxton 2号堆堆芯的中心区。它们将受辐照到1968年10月。所用的燃料为, 按重量计, 有6.6%的 PuO_2 的 UO_2 。其中七个燃料组件装有94%理论密度的铀芯块。另外两个燃料组件经“振动密实”, 其密度为理论密度的87—88%。大多数燃料棒是锆4包壳。

1967年7月, 为了检查燃料棒对短时超功率的抗拒能力, 将先前已辐照到18,000 MWD/t(峰值)的两根钎燃料棒, 再次插入Saxton燃料组件的中心。这两根燃料棒经受住了从53到61.4 kw/m线功率变动的考验。

1969年初, 将以前在2号Saxton堆堆芯辐照过的250根锆4包壳的 PuO_2 — UO_2 燃料棒, 进行了重新组装。这样重新组装的七个燃料组件被插入了第3号堆芯。

在3号Saxton堆芯中, 预期的另外的经验包括有120根燃料棒的两个燃料组件。这些用锆4包壳装有 UO_2 芯块的燃料棒, 是按照运行在从47.6到65.4 kw/m线功率设计的。这个试验的目的是要在热循环条件下, 研究: 线功率、 UO_2 密度、芯块包壳间的间隙、包壳几何尺寸和内压等参数, 对于燃料棒性能的影响。

前述大多数试验是在非充压的燃料棒上完成的。因此这些燃料棒发生的变形与疲劳, 比在同样条件下的充压燃料棒, 要严重得多。充压的燃料棒在Saxton反应堆内进行了有分析的

研究和成功的试验。这些分析和试验结果表明，最初的氮气充压，可观地减小了锆的蠕变，和芯块与包壳交互作用贴紧的持续时间，这种贴紧作用有可能造成包壳的过度疲劳。实验检查证明，这些燃料棒在高内压下(约245巴)令人满意地表现出没有破裂的危险。

其他的堆内试验，用充压燃料棒，现在正在 Saxton和Zorita反应堆内进行。这些试验将可检查燃料棒在高线功率下运行，所选择的偏于保守标准的正确性。锆包壳燃料棒的研究结果，见第二卷第三章3.1.6节。

2.1.2 安全壳外壳和反应堆厂房混凝土结构

一定数量在模型上的试验已经完成，有的则正在进行，它们是：

- 全尺寸安全壳圆筒体的混凝土浇注试验。
- 锚固螺栓和垫圈，在连续锚固作用的剪应力下的刚性试验。试验的意图是要检查锚固件的适当尺寸。
- 环绕和竖绕的预应力钢绞线的试验(检查假设的摩擦系数、扣纹和插入试验)。

此外，在经过试验后，对安全壳内衬和反应堆厂房混凝土结构的涂料层进行了选择，以检查在回路最严重失水事故情况下的涂料层的恰当性能。

2.2 建造阶段在车间内做的试验

车间试验是那些在部件制造或完成设备组装期间所进行的试验。因此这些是关系到一些动态设备项目的试验。核蒸汽供应系统必须在车间内进行试验的设备如下：主泵，控制棒驱动机构，主阀和辅助阀，测试设备，核辅助系统设备。

生产质量控制，如同在车间内进行的控制组件的水力和操作试验一样，将不在本章之内叙述。

2.2.1 主泵

主泵的运行对安全有直接的影响。这些试验的目的是要显示主泵能够正确运行，并要确定主泵的各项设备的性能，因此这些试验是作为与安全有关的试验来对待的。

电动机与主泵直接连接，在电动机上完成了少数试验。这些试验是在一个试验装置上完成的，进行了下述试验：

- 电气测量(断路电压等等)。
- 连续起动。
- 各种可能运行条件下发热情况的测量。
- 为额定转速的120 %的超速试验。

然后，将电动机和水泵组装成套，并在承包厂的试验台架上在小流量下进行试验。这个试验回路装有压力和温度的调正装置。在回路上装了单个水泵外壳，允许对每个电动泵进行试验。这个小流量试验回路，可以在额定温度和压力下运行，但不能检查主泵的水力特性。完成的试验如下：

a)密封试验：冷态，热态，在温度和压力升降情况下测量每一个接头处的渗漏率和相应的压差。

b)用停泵和开泵运行的办法，来记录通过热屏蔽的迷宫轴封，压力对流量损失率的关系曲线。

c)轴封注入水的失水试验。

d)对电动泵的每一组空气冷却器,进行以压头损失为函数的流量测量(在第一台泵上)。

e)互换性试验。

f)振动监测。

2.2.2 控制棒驱动机构

控制机构的每一根长棒和短棒,按照第二卷第三章3.1.6节的程序,在一个试验装置上进行试验。

2.2.3 仪表

a) 堆芯仪表

各种测试均在中子通量测量装置上进行。

将电离室、同轴电缆、传动电缆组件组装完毕后,特别要进行以下的测量工作:

- 绝缘电阻测量。

- 伽玛放射性灵敏度测量。

- 在测量台架上,也要进行电气试验。在热电偶上,进行电气试验和校准试验。检查电气—机械设备正确动作的各种操作试验,均在控制单元和选择器上进行。

b) 堆外测试设备

所有的外部测试设备都要做电气试验和校准试验。在每一种设备上(敏感元件、传感器和调节器)和整个通道上,完整的试验,要能确定它们的动态响应时间。最后,是完成周围条件的电阻试验。

2.2.4 核辅助系统设备

这些试验主要是关于水泵和阀门生产的质量监测试验。水泵的水力技术特性在试验台上予以记录,以对事故研究的假设进行检查。这些试验要在尽可能接近正常运行条件下进行,试验时,特性曲线的静吸水头、总水头、流量和压力将作为流量的函数予以记录。

电动机的试验要在符合法国电力公司的技术规范的条件下进行(C.P.T.N和D.S.T.E)。

2.2.5 燃料处理机构

装卸料机及其有关的电气和机械部件都要进行试验,以检查组件的恰当运行。

2.3 现场试验

这些试验在本卷第六章叙述。

第三章 详细安全分析

序言

对于事故中反应堆裂变产物释放后果的公共保护，取决于一系列密封“屏障”的隔离。安全分析包括这些屏障的任何一个首先要保证可靠，以及它们在反应堆正常和事故工况条件下能起适当的作用。

用三个相继的，但相互有关的阶段来强调在这类分析中的安全进展特性：

- 预防：必须用材料的选择，它们适应于运行条件，以及长期保持设计性能来证明各个屏障的有效性。

- 监视：在运行条件和可能的工艺限制间的有效界限内，力图测出任何缺口，在这种情况下，开始自动或手动地使回到正常条件。

- 保护方法：在超过工艺限制的事故情况下，它们力图防止放射性产物的辐射，或者限制它们的量。

同时考虑密封和阻挡能力，有三种形式的屏障：

- 燃料包壳；
- 一回路系统的边界；
- 反应堆安全壳。

考虑了两个附加情况：

- 燃料装卸，这时有一个或两个屏障不再存在：在反应堆厂房内装卸时，一回路系统边界不存在，在燃料厂房内装卸时，一回路系统边界和安全壳不存在。

- 辅助系统和二回路系统，它们分别输送放射性一次水，以及当燃料包壳破裂和热交换器泄漏时的二次水。

3.1 堆芯和反应性控制

堆芯由157个燃料组件组成，每年更换三分之一，每一组件由274根棒组成，这些棒的包壳，用锆-4合金制成，壁厚0.572毫米。

下部堆内构件(下部堆内构件、堆芯支承结构……)保证堆芯的支承，上部堆内构件作为控制棒组件的导向。

由下列方式保证堆芯反应性的控制：

- 硼酸；
- 可燃毒物棒组件；
- 全长棒组件(控制和停堆)；
- 部分长棒组件。

长时间期间变化的反应性，用调整硼酸浓度来补偿，可燃毒物棒组件补偿第一次燃料循

环时的一部分堆芯反应性，以降低溶解硼的浓度，保证正常条件下负温度系数值，它们同样使得到可能均匀的功率分布。

全长棒组件用以补偿快变化反应性(负荷变化)，保证在整个运行情况下，有足够的补偿反应性量，部分长棒组件用以控制轴向功率分布。

在额定功率时，堆芯运行条件是适当的，具有良好的包壳强度(参看Ⅱ.3)。事故瞬时，燃料组件上有大的应力，在一些事故中，直到燃料包壳破裂(参看Ⅱ.4)。

在安全项目中的作用

燃料包壳是防止燃料裂变产物释放的第一道屏障，它的完整，防止了一回路的污染。一个大的燃料包壳破损率或包壳危险相当于事故情况(参看Ⅱ.4)。

3.1.1 预防

3.1.1.1 设计

燃料包壳工艺—棒和定位格架的设计

燃料包壳材料的选择和燃料棒设计要保证包壳的完整性。

因为下列理由，选用锆-4合金作为燃料包壳材料：

- 它的低中子吸收。
- 它的良好机械性能和在运行条件下的高抗腐蚀性能。
- 在辐照条件下的高机械强度，特别是包壳材料结构，在形成氢化物时，改进其延展性。

在棒的设计中，特别由下列性能保证它的完整性：

- 芯块温度限制。
- 芯块和包壳相互作用的限制，用下列方法限制燃料包壳应力、变形和疲劳：
- 选择氧化铀密度，限制肿胀。
- 选择合适的芯块—包壳间隙。
- 充氦加上初压，限制包壳蠕变。

最后，定位格架设计要使摩擦腐蚀最小，因而棒的磨损也最小。

堆内构件工艺

堆内构件设计要保证堆芯的整体性和总体几何形状，即使在最严重的情况下，如一回路管道发生断裂时，要保证堆芯冷却。对所有泄漏情况，要保证保持堆芯冷却功能。

对堆内构件材料选择，采用极低含碳量的奥氏体不锈钢，用一回路水的质量控制和材料选择来限制腐蚀危险(和保证它们质量的补充监视)。

由压水堆实际运行的经验，证明了这些材料的耐辐照性能。此外，辐照增加这些钢的抗拉强度。应用由未辐照材料给出的许用应力，来提供安全裕度。

抗腐蚀能力

控制和组成冷却剂的化学特性，以保证对一回路系统稳定的材料具有适当的长期性能。

特别是，为了限制普通的腐蚀现象，规定冷却剂化学要把侵蚀率降到最小，降低液体中腐蚀产物的迁移量。同样，因硼酸引起的酸性，用加氢氧化锂来中和，以建立一个更合适的PH值。

控制一回路水的化学性能，使不含有引起不锈钢或镍基合金产生腐蚀裂纹的污染成份

(氧、氯化物、氟化物……)。

在液体中保持一定量的溶解氢，特别是保证化学降低因水辐照分解产生的氧气微迹。

当反应堆运行时，下泄一部分流量，以连续净化一回路水，这些水被冷却、降压，再通过化学和容积控制系统的过滤器和除盐器，然后它们再通过上充泵回到一回路冷却系统。经过处理降低到一个很低的杂质水平，并防止污染成份(如氯化物)的积累。

化学和容积控制系统，除了其净化功能外，还可以按反应堆运行的要求，设计得能化学添加(硼酸、氢氧化锂……)。在容积控制箱中进行添加；在这箱中，有过量的氢，以保持送回一次冷却剂回路中液体中的特定氢含量。

最后，关于预防一般和局部腐蚀的考虑，在一回路冷却系统的详细说明中讨论。

装置情况

因为水的冲动，设计时已采取了对堆内构件和燃料组件的抗振防护措施；用模型验证了各种运行情况下遇到的激励现象，特别是不对称运行所引起的过渡状态；1971年在美国完成了二十四分之一的模型试验，它是在SAFRAN回路SACLAY上完成的试验。在堆起动前进行的测试，证明设计的可靠性。

设计中考虑了两种形式的地震(基础的和主要的)所引起的应力。确保在地震情况下保持几何形状，证明应力和变形处在为这种情况所确定的允许范围内。

二次堆芯支承是用以防假想的堆芯下落。二次支承和压力壳间的间隙，在热态时限制在12毫米左右。一个能量吸收装置用以限制作用于压力壳上的力，并限制最大位移量，不使控制棒从燃料组件中的控制棒导向装置中脱出。

运行情况

在各种过渡过程中，为了保持燃料包壳的完整性，一回路冷却剂的功率水平、压力、温度的测量值，以及堆芯上部和堆芯下部中子通量的差值，应保持在下列基础上规定的、保护计划所确定的范围内：

—安全裕度：

- 考虑到偏离核沸腾(DNB)。
- 考虑到过渡工况时的最大允许线功率。

—内部测量和外部测量的相互关系。

这一布局在所有的过渡工况和事故情况(参看Ⅱ.4)中，限制燃料包壳的温度，以保持烧毁比(DNBR)大于1.30，限制锆合金和水反应量为锆合金总量的1%质量以下。

反应性控制系统的要求：

—当正常运行条件下，保持负慢化剂温度系数(运行稳定性)。

—保证堆芯中功率分布尽可能地均匀(限制热点)。

用以补偿或减少运行事故后果的设施：

—控制棒组件靠重力下落，能很快地引入一个负反应性到堆芯(约1.8秒)；由操纵员或由失去电源使NSSS保护系统动作。

—当失去电源时，一回路泵的飞轮减慢流量下降速率；然后堆芯冷却由一回路冷却剂的自然循环和辅助给水进行。

—在一回路冷却剂失水时，安全注入系统保证恒定的冷却，同时在一回路冷却剂有合适

的冷却情况下,提供了一个附加的负反应性裕度。

停堆通道

它们构成一个自动保护,使主要参数不超出安全限值。当某一参数值达到危险状态的数值时,它们将快速停堆,以防止堆芯状态恶化。处于防止达到停堆通道中运行阈值前第一阶段中的联锁系统,可以使它们领先动作(例如用防止控制棒组件的抽出,或者用降低汽机负荷)。

每个停堆系统是重量的:基于失去电源的考虑原则,有二路各自独立的相同通道运行。每个通道由一组m/n符合的逻辑电路组成。

燃料包壳破损率

整个单元机组应设计得能在燃料包壳破损率等于1%的情况下运行。美国原子能委员会在对环境的报告中,推荐现实的数据为0.2到0.3%。各西屋公司核电站的运行结果表明:最大值为0.06%。

3.1.1.2 建造

在整个建造阶段,堆内构件和燃料组件的制造要经受连续的检查。

3.1.2 监视

功率水平和分布的监察(参看 I .9)

• 连续地:

功率量程通道提供四个核功率测量和四个轴向偏离的指示。对非正常运行情况,这些信号发出报警。51个热电偶放在确定的燃料组件的出口,以确定上堆芯板平面处的焓分布。

• 定期地:

微形裂变室被引入堆芯,通过压力壳底部到确定的燃料组件内的导向管中,如果需要,可用以测量空间通量分布。

一回路水质监察

用核取样系统监察一回路水质,和详细说明书中要求的进行比较。

燃料组件和堆内构件监察

新燃料组件和它们的控制棒组件接受贮存前,要进行外观检查。

卸料时,如果一回路系统中的放射性过高,所有燃料组件可以在堆坑内进行检查,或者在检验小室内进行观察检查后,再放进贮存坑。

换料操作时,堆内构件可以取出压力壳,进行定期外观检查。

事故系统及其部件的定期监察

保证堆芯冷却的事故系统(安全注入和辅助给水),以及它们的部件要定期试验。

3.1.3 保护方法

在各类大小事故情况中,堆芯冷却(不使元件熔化)用下列不同应急系统来保证:

- 在一回路管道破裂情况时安全注入系统;
- 在失去供电情况时,一回路冷却剂的自然循环和辅助给水系统;
- 在主给水系统损坏时,一回路系统和辅助给水系统。

当超过各种安全阈值时,停堆通道导致快速停堆,以防止堆芯恶化。

由于一回路水的放射性,因而元件包壳的破损率,必须加以限制;并和一回路系统的泄漏率相联系,以限制安全壳内,核辅助厂房内和二回系统内的放射性,最后限制排放到环境

的放射性。

3.2 一回路系统

核蒸汽供应系统 (NSSS) 一回路系统的初步设计和制造研究, 以及准备 EDF (特别是应用 CPFC) 所要求的文件, 要在任何供货前进行, 以引导建造者编制详细设计和生产报告。这些将包括下列分析所需的基本要求。

总的描述 (参看 I.3)

一回路系统包括反应堆压力壳, 三个回路 (每个回路由一台蒸汽发生器, 一台主泵和一回路管道组成), 以及压力调节系统 (稳压器, 波动管路)。它们直到装置的第一隔离阀。并安装在安全壳内。

运行情况

正常运行情况已在第 I 卷附录中描述。压力和温度参数作为单元机组过渡工况的函数, 已在 I.11 中详述。一回路系统的放射性, 一方面由靠近堆芯的金属设备活化形成, 另一方面是一回路水本身的放射性, 以及迁移的裂变与腐蚀产物形成。

在安全项目中的作用

一回路系统的作用是:

- 在所有情况下, 保持堆芯冷却;
- 包容放射性一回路水 (当元件包壳破裂时的杂质)。

从设计到运行都得非常小心, 因为必须保持其完整性, 特别是反应堆压力壳。保证有定期检查。

3.2.1 预防

3.2.1.1 设计

一回路系统按一级标准 (参看 I.4)。

应力研究

仔细推敲应力, 所有一回路系统设备的各区域, 都进行了研究分析, 特别是在不连续的部位上。

在研究中, 考虑了最敏感区域的热应力。特别是从 ASME 规范第三节 “列出” 的, 对各种载荷下, 计算了交变应力强度。应用了利用系数值。

反应堆压力壳的脆性破裂危险

从安全注入系统喷出冷水的后果, 在计算中考虑到了。

破裂危险与冷水和反应堆压力壳外部相接触的可能性相联系。所采取的预防措施, 将详细列出。

因为对反应堆压力壳的设计和建造给以特别小心, 不再考虑它的破裂。

工艺

由建造者编制的设计和制造文件中, 已说明了材料的选择。

装置情况

在反应堆坑装置水平面, 采取了预防措施, 以防止冷水和反应堆壳的外表面接触。

支撑一回路主要设备的支承装置, 已在第 I 卷中它们相应的部分描述过了。

小室的总的设置，土建工程和机械设备用以预防事故的任何恶化。每个回路放在一个小室内，以防止破裂的一回路管道势能所引起的打击，损坏其他回路的管道。另外，对每个回路，泵和蒸汽发生器放在小室内，设置了防抽打装置（例如蒸汽发生器和泵间的连接，支管），以防止同一回路断管破裂事故的扩展，或设备支承的恶化（泵和蒸汽发生器）。

每个蒸汽发生器是装稳的，一回路管道破裂不会引起严重位移，使蒸汽或给水管道的破裂，或者相反。

抗地震

设备、管道和它们的支承设计成：

- 在基础地震情况下，保持NSSS在运行状况没有危险；
- 对设计的基础地震下，保证单元机组停下来和能够冷却堆芯。

飞散碎片的防护

整个反应堆厂房的设计，使失水事故时可能产生的飞散碎片，不会引起安全系统功能的损失。

一般这可以由设置屏蔽来得到，主要由装置小室的墙组成。考虑到有势能的飞散碎片源，装置的设计要使有势能的碎片必须穿过防护墙。

3.2.1.2 生产和监察

每一设备要有详细说明和程序，总的和详细的，这些计划包括所有生产运行的年度安排。采用的生产和监察原则已在 I.4 中给出。

3.2.2 监视

3.2.2.1 监视反应堆压力壳金属性能的演变

这监视特别是基于执行一项包括在堆内照射金属样品的计划，样品和堆压力壳具有同样性能，并用一系列定期破坏试验来跟随它们特性的演变。这个计划的精确定义将在临时安全分析报告中给出。

3.2.2.2 由于反应堆压力壳金属疲劳现象出现危险的事故监视

将采用研究中的测量，包括：

- 当运行人员还不能控制相应发生现象的强烈度（特别是停堆），监视和限制运行过渡过程的次数。

- 如果可能，限制它们的强烈度，当压力和温度升、降循环中，对温度的变化将限制在 55°C/h 。

3.2.2.3 检查

预先检查

在单元机组的寿期内，按不断更新的条件，必须完成这些预先检查；

在事先确定的区域，建立参考特性，以进行逐点的比较可能扩展的缺陷，或者它们的发生。

定期检查

按条理监察它们，并将按一定方式以及定期相继进行记录。

3.2.2.4 一回路水放射性监视

为了能进入安全壳的目的，放射性必须和泄漏率相联系地加以限制（保守地假设 1 % 燃料包壳破损）。