

翻 译 说 明

为了使从事核电工作的同志了解法国90万千瓦级压水堆核电站的情况，我们将法国“布热”核电站的“初步安全分析报告”译出，“初步安全分析报告”，在国外是作为申请批准建设核电站用的一个报告，报告侧重从安全和运行的角度对整个电厂作一概述，其中包括：造厂、各主系统、辅助系统、运行、事故分析及正常与事故时对环境的影响等。通过这个报告可以较全面地了解法国90万千瓦级压水堆核电站的情况，因此作为一个内部材料印出，可能对我们工作有一些帮助。这篇报告份量较大，由我局的同志译出，由于时间的限制，因此各卷的译名有不统一之处，又由于水平的限制，错误在所难免，请读者指正，并告知我局。这篇报告由武汉电力设计院承担印刷工作，特此致谢。

本报告共分三卷及附录。

法 国 布 热 核 电 站

2—5号机组初步安全分析报告

附录(文字部分)

水利电力部核电局译

•

水利电力部核电局出版

武汉电力设计院印刷

•

1979年6月

印数 0001—2500 册

内 部 发 行

緒 言

本文件(17×17设计附录)描述了用新燃料组件的反应堆堆芯(17×17排列代替了过去的15×15排列),以及相应的安全分析。

下列第10章代替相应的布热初步安全分析报告第二卷中的一部分“堆芯物理”。

第11.3.2~11.3.5章将代替:

—初步安全分析报告第二卷:

- 第11.3.2.2章“偶然事件”。
- 第11.3.2.3章“事故”。

—初步安全分析报告第三卷:

- 第四章“典型事故和事故释放”。
-

目 录(文字部分)

附录一(第二卷第十章附录)

10.1 核设计	1
10.1.1 设计依据	1
10.1.1.1 燃料燃耗	1
10.1.1.2 负反应性反馈(反应性系数)	2
10.1.1.3 功率分布	2
10.1.1.4 最大的可控的反应性引入速率	3
10.1.1.5 停堆深度	3
10.1.1.6 稳定性	4
10.1.1.7 快速停堆失败后预想的过渡过程	5
10.1.2 描述	5
10.1.2.1 核设计的描述	5
10.1.2.2 功率分布	6
10.1.2.3 反应性系数	14
10.1.2.4 控制要求	16
10.1.2.5 控制	18
10.1.2.6 控制棒布置 图案和反应性当量	20
10.1.2.7 燃料组件的临界性	21
10.1.2.8 稳定性	21
10.1.2.9 压力壳辐照	24
10.1.3 分析方法	24
10.1.3.1 燃料温度(多普勒)的计算	25
10.1.3.2 宏观组常数	25
10.1.3.3 空间少组扩散计算	26
10.1.4 参考文献	27
10.2 热工和水力学设计	35
10.2.1 设计基础	35
10.2.1.1 偏离泡核沸腾的设计基础	35
10.2.1.2 燃料温度设计基础	35
10.2.1.3 堆芯流量设计基础	36
10.2.1.4 水力动力学稳定性设计基础	36
10.2.1.5 其他考虑	36
10.2.2 描述	36
10.2.2.1 摘要比较	36

10.2.2.2 燃料和包壳温度(包括密实化作用)	37
10.2.2.2.1 UO_2 的导热性	38
10.2.2.2.2 UO_2 燃料棒内径向功率分布	38
10.2.2.2.3 间隙热传导率	39
10.2.2.2.4 表面传热系数	39
10.2.2.2.5 燃料包壳温度	39
10.2.2.2.6 峰值因子的处理	39
10.2.2.3 临界热通量比或烧毁比和混合技术	40
10.2.2.3.1 DNB 技术	40
10.2.2.3.2 烧毁比(DNBR)的定义	43
10.2.2.3.3 混合技术	45
10.2.2.3.4 热管因子	45
10.2.2.4 通量倾斜的研究	46
10.2.2.5 气泡含量的分布	47
10.2.2.6 活性区冷却剂流量分布	47
10.2.2.7 堆芯压降和水力负荷	47
10.2.2.7.1 堆芯压降	47
10.2.2.7.2 水力负荷	47
10.2.2.8 关系式和物理数据	48
10.2.2.8.1 表面传热系数	48
10.2.2.8.2 堆芯和压力壳和的总压降	48
10.2.2.8.3 气泡含量的公式	49
10.2.2.9 运行变工况的热效应	49
10.2.2.10 估算误差	49
10.2.2.10.1 燃料和包壳温度的误差	49
10.2.2.10.2 压降的误差	50
10.2.2.10.3 由于入口流量的不均匀分布引起的误差	50
10.2.2.10.4 DNB关系式的误差	50
10.2.2.10.5 DNBR计算中的误差	50
10.2.2.10.6 流量中的误差	50
10.2.2.10.7 水力负荷的误差	51
10.2.2.10.8 混合系数的误差	51
10.2.2.11 设备配置资料	51
10.2.3 计算	51
10.2.3.1 堆芯水力学	51
10.2.3.1.1 堆芯压降和热力设计中考虑的流道	51
10.2.3.1.2 入口流量分配	52
10.2.3.1.3 摩擦系数的经验公式	52

10.2.3.2	功率分布的影响	52
10.2.3.2.1	核焔升热管因字 F_{AH}^N	53
10.2.3.2.2	轴向热通量分布	53
10.2.3.3	堆芯的热响应特性	53
10.2.3.4	分析方法	54
10.2.3.4.1	堆芯分析	54
10.2.3.4.2	燃料温度	57
10.2.3.4.3	水力学的不稳定性	57
10.2.3.5	水力学和流体动力偶合的不稳定性	57
10.2.3.6	对温度过渡过程影响的分析	58
10.2.3.7	在过渡过程中的潜在损伤温度效应	58
10.2.3.8	燃料元件烧毁过程中的能量释放	59
10.2.3.9	能量释放或水浸透的燃料元件破裂	59
10.2.3.10	由于冷却剂流动阻塞对燃料棒性能的影响	59
10.2.4	试验和检验	60
10.2.4.1	在首次临界前的试验	60
10.2.4.2	初始功率和电站运行	60
10.2.4.3	部件和燃料的检查	60
10.2.5	仪表的应用	60
10.2.5.1	堆芯内部仪表	60
10.2.5.2	ΔT 超温和超功率仪表	61
10.2.5.3	限制最大功率输出的仪表	61
10.2.6	参考文献	62

附录一 表目录

表10.1.1	反应堆堆芯描述	29
表10.1.2	核设计参数	31
表10.1.3	对棒束控制组件反应性的要求	32
表10.1.4	轴向稳定性指标—压水堆堆芯高365cm	32
表10.1.5	满功率时各处典型的中子通量水平	32
表10.1.6	多普勒反应性损失的测量值和计算值的比较	33
表10.1.7	基准的临界实验	33
表10.1.8	Saxton堆芯Ⅱ的同位素成分—棒MY, 轴向区6	33
表10.1.9	临界硼浓度—寿期初, 热零功率	34
表10.1.10	棒当量的测量值与计算值的比较	34
表10.1.11	慢化剂系数的测量值与计算值的比较—寿期初, 热零功率	34
表10.2.1	反应堆设计比较表	68
表10.2.2	三个冷却剂回路中有一个回路停止运行的热工水力学设计参数	69

表10.2.3	在反应堆正常情况下具有设计热管因子的汽泡含量	69
表10.2.4	典型的西屋公司两回路和三回路反应堆预测数据THINC—IV和THINC—I的比较	70
表10.2.5	实验数据与HYDNA数据的比较	70
附录二(第二卷第十一章及第三卷第四章附录)		
11.3.2	事故分析:一般考虑	71
11.3.2.1	分类	71
11.3.2.2	正常运行与变工况运行	72
11.3.2.3	控制系统的最佳化	72
11.3.2.4	事故分析中所假设的初始功率条件	73
11.3.2.5	事故分析中所假设的停堆点与停堆的时间延迟	73
11.3.2.6	仪表偏差和中子通量功率范围的热工测量的误差	73
11.3.2.7	控制棒束组件的插入特性	73
11.3.2.8	反应性系数	74
11.3.2.9	剩余衰变热	74
11.3.2.10	所用的计算程序	75
参考文献		78
11.3.3	情况Ⅱ—中等频率的事故	82
11.3.3.1	棒束控制组件群不可控地从次临界状态抽出	82
11.3.3.2	棒束控制组件群不可控地从功率状态抽出	84
11.3.3.3	棒束控制组件的误插	86
11.3.3.4	硼稀释的失控	88
11.3.3.5	反应堆强迫循环冷却剂流量的部分损失	90
11.3.3.6	暂停的反应堆冷却回路的起动	91
11.3.3.7	失去外电负荷和(或)汽机停闭	92
11.3.3.8	正常给水中断	94
11.3.3.9	电站辅助设备厂外供电的中断(电站失电)	96
11.3.3.10	由于给水系统误动作而过多地带走热量	96
11.3.3.11	过量负荷增加的事故	97
11.3.3.12	反应堆冷却系统的失压事故	98
11.3.3.13	主蒸汽系统的失压事故	99
11.3.3.14	在功率运行时安全注入系统的误动作	100
11.3.4	情况Ⅲ—稀少事故	106
11.3.4.1	由于管道的小破裂所引起的失水事故或管道的大破裂引起的失水事故而 起动紧急堆芯冷却系统	106
附件11.3.4.1/A.1—SLAP程序的描述		110
参考文献(11.3.4.1章)		110
11.3.4.2	较小的二回路系统管道的破裂	110

11.3.4.3 一个燃料组件不留意地装入不适当的位置	111
11.3.4.4 完全失去反应堆冷却剂强迫循环流量	112
11.3.4.5 在满功率时单个控制棒束组件的抽出	113
11.3.5 情况Ⅳ—极限事故	115
11.3.5.1 二回路的主管道破裂	115
11.3.5.2 蒸汽发生器的管子断裂	119
11.3.5.3 单个堆冷却剂泵转子的卡锁	121
11.3.5.4 燃料操作事故	123
11.3.5.5 控制棒驱动机构罩的破裂(棒束控制组件的射出)	124
参考文献	128
11.3.6 管道大破裂失水事故	130
11.3.6.1 概述	130
11.3.6.1.1 事故的描述	130
11.3.6.1.2 预防与保护措施	131
11.3.6.1.3 紧急堆芯冷却系统的性能标准	131
11.3.6.2 热工分析	131
11.3.6.2.1 热工分析方法	131
11.3.6.2.2 初步结果	133
11.3.6.3 机械应力	134
11.3.6.3.1 设计规范	134
11.3.6.3.2 堆内构件对于喷射力的垂直作用的响应特性	134
11.3.6.3.3 一回路的机械应力	136
11.3.6.4 安全壳的机械应力与热应力	136
11.3.6.4.1 安全壳内允许释放的能量	136
11.3.6.4.2 计算的主要假设	137
11.3.6.4.3 分析方法	138
11.3.6.4.4 初步结果	138
11.3.6.5 氢的产生与积累	140
11.3.6.5.1 主要的假设	140
11.3.6.5.2 初步结果	142
参考文献(11.3.6章)	142
附件11.3.6.A1 SATAN V程序说明	143
附件11.3.6.A2 REFLOOD程序说明	144
附件11.3.6.A3 LOCTA—R₂程序说明	144
附件11.3.6.A4 BLOWDOWN—2和 FORCE DIGITAL程序说明	145
附件11.3.6.A5 OOBADI程序说明	146
附件11.3.6.A6 COMPATE程序说明	146

附录二 表目录

表11.3.2.1 核蒸汽供应系统的额定功率	78
表11.3.2.2 事故分析中所段设的停堆点与停堆延迟时间	78
表11.3.2.3 考虑了仪器本身的误差,根据正常设定值,最大超功率停堆点的确定	79
表11.3.2.4 一览表	80
表11.3.3.1 对情况Ⅱ事件中事件的时间顺序	102
表11.3.3.2 控制棒组件误插和下落棒束控制组件情况中,最小计算的烧毁比值	106
表11.3.4.1 小破裂事件的时间顺序	114
表11.3.4.2 对情况Ⅲ事件中,事变的时间顺序	115
表11.3.5.1 Ⅳ类事故的事件发生的时间顺序	129
表11.3.5.2 堆参数与用于蒸汽破裂DNB分析的核热管因子 (此表文原文未给出)	
表11.3.5.3 转子卡锁瞬变特性摘要	130
表11.3.6.2.T1 大破裂时的主要事件的时序	148
表11.3.6.T2 峰值包壳温度和热点的金属反应	148
表11.3.6.4.T1 输送中的质量和能量平衡 (见图11.3.6.4.T1)	
表11.3.6.A.6.1 安全壳中主要事件的时序	148

附录一(第二卷第十章的附录)

10.1 核设计

10.1.1 设计依据

这一部分描述了,在燃料和反应性控制系统的设计中,所用到的设计依据和功能要求。

这些设计依据与AEC的1971年7月通用设计标准(GDC)有关。在适当的地方,补充标准,例如关于堆芯紧急冷却系统的暂定标准,也要被谈到。在讨论核设计依据之前,简单地重复一下电厂运行的四类主要工况是适宜的。

根据预期事件出现的频率和对公众的危害程度,电厂整个运行工况被分成四类:

- 1)第Ⅰ类工况—正常运行;
- 2)第Ⅱ类工况—中等频率的偶然事件;
- 3)第Ⅲ类工况—稀少事故;
- 4)第Ⅳ类工况—极限事故。

一般来讲,在第Ⅰ类工况中,电厂的任何参数和这个参数的自动或手动保护动作值之间有一个裕量。第Ⅱ类工况的偶然事件至多引起停堆,但在矫正动作之后,电厂有重新投入运行的能力。在第Ⅰ类和第Ⅱ类工况中,燃料的损坏*预计是不会产生的。但是,极少数燃料棒的破坏,是不可能避免的。这些是在电厂净化系统的处理能力之内,并且与电厂的设计依据是一致的。

第Ⅲ类的工况不应当引起更多的反应堆燃料元件破坏,因为大量的燃料元件的破坏,将使很快地再运行成为不可能。

由第Ⅲ类事故所引起的放射性物质的排放,不应当中断或限制公众在禁区半径以外的日常活动。而且,一个第Ⅲ类的事故,不应当由它自己再引起一个第Ⅳ类的事故,或者导致反应堆冷却系统功能和安全壳屏障功能的进一步丧失。

第Ⅳ类事件是那样的一些事故,预期它们不会发生,但在设计中仍把它们作为一些极限事故加以防范。第Ⅳ类的事故不应当引起放射性物质释放到过分地危害公众的健康和安全。

堆芯功率分布的设计中,有关燃料完整性的限制,在第Ⅰ类工况中,通过保守的设计就可满足,并且由控制系统的动作加以保证。这些要求,在第Ⅱ类事件中,通过提供一个适当的保护系统也可满足,这个系统监视着反应堆的参数。控制系统和保护系统将在后面的一章里描述,并且第Ⅱ、Ⅲ和Ⅳ类事件的后果由第十一章给出。

10.1.1.1 燃料燃耗

基本要求

燃料元件的损坏在这里被定义为裂变产物屏障(也就是燃料棒的包壳)被突破。

设计的基本要求是在燃料中储备足够的反应性，以使卸载燃耗达到33000MWD/MTU的范围。上述的基本要求，与对功率分布的设计基本要求(§10.1.1.3)一起，都要满足GDC—10。

讨论

燃料燃耗是燃料消耗的度量，燃料的消耗代表了燃料的累计能量输出(MWD/MTU)，并且也是一个定量计算燃料辐照程度的方便方法。

堆芯的设计寿期，或者设计的卸载燃耗，可以用，在每一燃料区内储备足够的初始过剩反应性，和随后的燃料更换程序(例如在§10.1.2中所叙述的)来达到，在每一燃料循环的运行中，这些要满足所有的安全标准。

燃料中储备的初始过剩反应性，虽然不是一个设计基本要求，但必须足以使堆芯在整个燃耗期内，在满功率工况下，在有平衡氙、平衡钐和积累的其他裂变产物时，维持临界。设计的循环寿期末被规定为那样一个时刻，这时化学补偿硼浓度实际是零，而控制棒处在满足运行要求的位置上(例如，短棒在堆芯内，控制棒组处在“咬住”的位置上)。从化学补偿硼浓度角度来讲，这时控制棒的插入，近似相当于40到50ppm。

在这里，初始储备的过剩反应性的上限只受到另外的设计依据限制，例如堆芯的负反应性反馈和停堆深度，这些在下面讨论。

10.1.1.2 负反应性反馈(反应性系数)

基本要求

对于运行工况，燃料的反应性温度系数应当是负值，并且慢化剂的温度系数应当是非正值，因此提供了一个负反应性反馈特性。这设计基本满足GDC11。

讨论

考虑补偿反应性快速地增加时，有两个主要的效应。它们是与燃料温度变化有关的共振吸收效应(多普勒)，和由慢化剂密度变化引起的谱效应。这些基本的物理特性通常就用反应性系数来表示。使用稍加浓铀，就保证了多普勒反应性系数是负的。这个系数提供了一个最快速的反应性补偿。堆芯也被设计得具有一个总的负慢化剂温度系数，这样冷却剂的平均温度，或者气泡的含量，提供了另外的较慢的补偿效应。只在总慢化剂温度系数是负值的范围内，才允许以额定功率运行，我们通过使用固定的可燃毒物棒和(或者)控制棒，来限制由溶解硼所压制的反应性，就能获得负的慢化剂温度系数。

可燃毒物的含量(数量 and 分布)仅作为。在上述功率运行工况下，为得到非正的慢化剂温度系数的设计基本要求。

10.1.1.3 功率分布

基本要求

核设计的基本要求，至少为95%可信度时是：

1) 在正常的运行工况之下，燃料线功率密度不应当大于0.456KW/cm，其中包括测量有2%的误差，并且包括燃料的密实化效应。

2) 在非正常工况之下，其中包括最大的超功率工况，燃料的峰值功率不应当引起由§10.2

所定义的熔化。

3)在第Ⅰ类和第Ⅱ类的事件之下,其中包括最大的超功率工况,燃料不应当以那样的功率分布运行,即它将违犯关于膜态沸腾(DNB)的设计基本要求(也就是,如§10.2中所讨论的,DNBR应不小于1.30)。

4)燃料的管理,应使得棒的功率和燃耗,与在燃料棒机械完整性分析中所作的假设一致。

上述的基本要求满足GDC—10。

讨论

我们要选定一个工况,与此相对应的功率有一个极端的分布形状,以此作为进行燃料设计的极限情况。计算这个分布用的是已被证明的方法,并且多次被在运行反应堆中进行的测量所证实。注意到任何可允许的运行状态都可能出现,所以在选定上述工况时要偏于保守。

即使峰值功率的计算值与测量值相吻合,计算局部峰值功率时也要留有一个核不确定性裕量。这个裕量将用于正常运行状态和予期的过渡过程的分析中。

10.1.1.4 最大的可控的反应性引入速率

基本要求

由于控制棒束的抽出,或者是由于硼的稀释而引入的反应性的最大速率要受到限制。这个限制被表示为最大的反应性变化率(75pcm/sec)*。设定它是为了,即使在超功率工况之下,峰值发热率和DNBR也不会超过最大的允许值。这一点满足GDC25。

控制棒的最大反应性当量,和由棒引入反应性的最大速度要受到限制。这是为了即使在发生抽棒或者射棒事故情况下,也不会发生冷却剂压力边界的破裂和堆芯结构的瓦解,以致于破坏了冷却堆芯的能力(见§11)。

在第Ⅲ类事件(射棒,蒸汽管线破裂等)以后,反应堆要能进入停堆工况,并且堆芯要保持满足传热要求的几何形状。这一点满足GDC28。

讨论

由于一个(或多个)控制棒组的事故抽出所添加的反应性,受到**最大棒速**(或移动速率),和那个(或那些)控制组当量的限制,对于这个反应堆,最大棒速是114.3cm/min,当两个控制棒组同时运动,反应性变化的最大速率小于75pcm/sec。

10.1.1.5 停堆深度

基本要求

任何一个功率运行工况,当它进入热备用停堆工况和冷停堆工况时,必须有一个最小的停堆深度,正像技术说明书中所列出的那样。

在进行所有的分析时,若牵扯到快速停堆,都要假设,具有最大当量的一个控制棒组件没有动作,它仍留在完全抽出的位置上(卡棒标准)。这一点满足GDC26。

讨论

*1pcm= $10^{-5}\Delta\rho$ (见表10.1.2的脚注)。

我们提供了两套独立的反应性控制系统,也就是控制棒,和在冷却剂中溶解的硼。伴随着功率水平从满负荷到零负荷的变化,燃料和水的温度要变化,它们的反应性效应能由控制棒系统补偿。另外,控制棒系统为第 I 类工况的事件提供了一个最小的停堆裕度。并且在快速停堆时,即使假设最大当量的控制棒被卡在外面,也能使堆芯足够快地达到次临界状态,以免燃料的损坏超过允许的限度。

硼系统能补偿所有的氙反应性的变化,还能维持反应堆处于冷停堆状态。这样,紧急停堆设备及后备停堆设备是由机械控制系统和化学补偿控制系统提供的。这一点满足GDC26。

基本要求

当燃料组件在堆芯内,压力壳顶盖还没有就位时,用控制棒和溶解的硼,应当能使 K_{eff} 等于或小于0.95。更进一步,燃料应保持足够的次临界度,以至于抽出所有的棒也不会导致临界。ANC标准N18.2(推荐)规定,在一般干燥的新燃料储存架中,当慢化作用最佳时, K_{eff} 不得超过0.98。对于换料操作,没有给出规范,但是5%的次临界深度,对于受到控制的和受到连续监视的操作是足够的。5%的次临界裕度,符合废燃料的储存和运输的要求,并且比新燃料的储存要求还低3%。

10.1.1.6 稳定性

基本要求

对于基本形式的功率振荡,堆芯应当是固有稳定的。这一点满足GDC12。

讨论

不管由什么原因引起的堆芯总功率输出的振荡,都可以被回路温度测量元件,和被核仪表容易地探测出来。堆芯受到这些系统的保护,并且,若功率有一个不许可的增长,则应当引起快速停堆,以便与燃料的设计极限保持着一个设计余量。透平—蒸汽发生器—堆芯系统的稳定性,和反应堆控制系统的稳定性,使得堆芯总功率的振荡,一般来讲是不可能的。多重保护回路保证了,超过设计功率水平的概率是极低的。

基本要求

堆芯的功率输出保持常数时,如果堆芯内发生了功率的空间振荡,它们应能够被可靠地和容易地探测出来,并且被抑制下去。

讨论

堆芯要被设计成,空间氙效应所引起的径向振荡和方位角振荡是自阻尼的,不需要操纵员的动作,或者控制系统的动作来抑制它们。径向振荡的稳定性,使得它被激发起来是极不可能的。收敛的方位角振荡能够被个别的一般不允许的控制棒运动所激发,利用芯外长电离室,可很容易地观察到这些振荡,并且报警。来自堆内热偶测量和回路温度测量的连续指示是有用的。移动式的堆芯探测器可以被用来提供更详细的信息。在所有的近来设计的堆芯中,这些水平方向的振荡都是自阻尼的。这是由于在堆芯内设计有负反应性反馈效应的缘故。

然而,轴向的空间氙功率振荡可能出现在堆芯寿期后期。控制棒组,短棒和芯外探测器都可以用来控制和监测轴向功率振荡。反应堆超功率温差快速停堆系统的功能,提供了一个

保证,使得燃料设计的极限不会被超过。这个系统把测量到的轴向功率不平衡性作为它的一个输入。

10.1.1.7 快速停堆失败后予想的过渡过程

快速停堆失败后,予想过渡过程的各种效应,不作为设计依据来考虑。分析指出,这样一种臆想事件的可能性是可以忽略地小[1]。但是,臆想的快速停堆失败的后果的分析,还是应当被完成,以便证明,不会发生重大的堆芯损坏。系统的峰值压力将被限制到一个可接受的值,和不会发生反应堆冷却系统的破坏。应当在1974年10月以前交出按AEC格式写出的分析报告。这些格式给出在“Technical Report on Anticipated Transients Without Scram for Water-Cooled Power Reactors”(WASH-1270, September, 1973)中。

10.1.2 描述

10.1.2.1 核设计的描述

反应堆的芯部由规定数目的燃料棒组成,用定位格架和上下管座将这些棒组成棒束。燃料棒是由锆合金圆管装以 UO_2 燃料芯块构成的。棒束,通常所说的燃料组件,按一定的图案布置,近似成为一个正圆柱体。

每一燃料组件包含着一个 17×17 根棒位的方阵,方阵由264根燃料棒,24根控制棒束(RCC)导向管和1根堆芯仪表管组成。

在同一个燃料组件内,所有的核燃料都有相同的浓缩度。为了建立一个良好的径向功率分布,初始堆芯装载用了三种不同浓缩度的燃料组件。图10.1.1表明了第一次堆芯的燃料装载图案。在堆芯的中心部分,两种较低浓缩度的区域被布置成棋盘样。堆芯的四周是第三个区域,它有最高的浓缩度。作为参考的再装载图案是,燃烧过的燃料向里移动,而新的燃料放在堆芯的四周。两次换料之间,堆芯一般地将运行约一年的时间。累积燃耗约每年11000 MWD/MTU。对于第一次堆芯,表10.1.1中列出了初步选定的浓缩度。

堆芯的平均浓缩度,取决于所需要的可裂变材料的总量,以便提供一个希望的堆芯寿命和能量需求,换句话说,就是平均卸料燃耗要达到33000 MWD/MTU的范围。燃耗的物理过程是,在反应堆运行时,由于U-235的原子吸收了中子,然后裂变,而消耗了燃料。U-235消耗的速率直接正比于反应堆的运行功率水平。另外,裂变过程形成了裂变产物,某些裂变产物很容易吸收中子。这些效应,燃料的消耗和裂变产物的积累,部分地由于钐的生成而抵消,钐是由U-238的非裂变中子吸收生成的。图10.1.2中指出了 17×17 元件组件中重同位素的变化。因此,在任何一个循环初,在反应堆中,必须建立起一个反应性的储备,它相当于,在规定的循环寿期间,可裂变燃料的消耗和裂变产物毒性的积累。这个过剩反应性由可去除的中子吸收材料进行控制,它们是一回路中溶解的硼和可燃毒物棒。

一回路冷却剂中硼酸的浓度是变化的,用以控制和补偿反应性的长期变化,也就是由燃耗,裂变产物的中毒(其中包括氙和钐),可燃毒物的消耗,和慢化剂温度从冷到热所引起的反应性变化。利用正常补给回路,当反应堆冷却剂硼浓度为1000ppm时,化学和容积控制系统(CVCC)能以近似30pcm/min的速率,当浓度为100ppm时,能以近似35pcm/min的速率引入负反应性。如果利用紧急硼回路,则当反应堆冷却剂硼浓度为100ppm时,化学和容积控制系统能以近似65pcm/min的速率引入负反应性。氙的最大燃烧速率是25pcm/min。反应性的快速变化和安全停堆的要求是由控制棒来实现的。

随着硼浓度的增加,慢化剂温度系数将成为较小的负值。单用可溶性毒物,在首次循环寿期初,将导致一个正的慢化剂温度系数。所以,在第一个堆芯中要使用可燃毒物棒,以便减小溶解的硼浓度,使得足以保证,在功率运行工况时,慢化剂的温度系数是负的。在运行期间,由于这些棒中毒物成份被消耗,而添加了正反应性,这就抵消某些来自燃料消耗和裂变产物积累的负反应性。用不着对可燃毒物棒的消耗速率提出苛求,这是由于化学补偿总是要用到的,并且总能适应和足以补偿可燃毒物消耗速率与其设计值的任何可能的偏差。图10.1.3是有和没有可燃毒物棒时,硼浓度随堆芯燃耗变化的典型曲线。注意,在寿期末,可燃毒物棒内要剩下一些毒物,它将导致首次循环寿期的净缩短。在首次循环完成时,所有可燃毒物棒通常要被取出,这是由于在再装载的堆芯内,慢化剂的温度系数已足够地负了。

除了控制反应性以外,可燃毒物棒还可布置得能得到一个良好的径向功率分布。图10.1.4给出了,在燃料组件 17×17 的方阵中,可燃毒物的几种分布图案。图10.1.5给出了,带有可燃毒物的燃料组件,在堆芯内的初步装载图案。

表10.1.1到10.1.3是反应堆芯部设计参数的摘要,其中包括反应性系数,缓发中子份额,和中子寿期。表中包含的信息对于进行堆芯核特性的计算是足够的。

表10.1.1到10.1.3列出的参数是基于初步工程计算。随着设计的进展和特殊运行要求成为已知,预料这些参数会有较小的变化。例如,为了避开一个不希望的换料日期,而需要缩短首次循环,这大概将由适当地降低燃料的浓缩度来实现。这样的一些变化,在最终设计过程中是经常的,仅当它们的影响要改变由表10.1.2所给出的设计限制时,或者当它们与§11的结论发生冲突时,才需要再次进行审查。

10.1.2.2 功率分布

在压水堆近二十年的运行期间,在与这里所描述的电站很相似的工况下,实测的近千张通量图,证明了功率分布计算的精确性。

10.1.2.2.1 定义

我们通过热管因子定量地来表示功率分布。这些因子是反应堆芯部燃料芯块的峰值功率,和冷却剂流道内所产生的总能量的度量,并且用与核设计有关的量,或与热工设计有关的量将它们表达出来。这些量是:

功率密度是堆芯单位体积所发生的热功率(KW/l)。

线功率密度是活性区燃料单位长度所发出的热功率(KW/cm)。由于燃料组件的几何形状是标准化的,所以这是一个最通用的功率密度单位。对于所有的实际目的,它与功率密度只差一个常数因子,这因子包括了几何因子,和燃料棒所产生的热功率在总热功率中所占的份额。

平均线功率密度是堆芯内所有燃料棒中产生的总热功率,除以所有燃料棒的总活性长度。

局部热流是包壳表面的热流。对于名义棒参数,它与线功率密度只差一个常数因子。

棒功率或棒积分功率是在一根棒上,线功率密度沿长度的积分值(KW)。

平均棒功率是所有燃料棒中产生的总热功率,除以燃料棒的数目(假设所有棒有相同的长度)。

在这一节中,讨论功率分布中所使用的热管因子,定义如下:

F_Q , 热流热管因子, 被定义为燃料棒表面的最大局部热流, 除以燃料棒的平均热流, 其中要考虑到燃料芯块和燃料棒的加工公差, 并且包括燃料的密实效应。

F_Q^N , 核热流热管因子, 被定义为燃料棒的最大局部线功率密度, 除以燃料棒的平均线功率密度, 这时假定燃料芯块和燃料棒用的是名义参数。

F_Q^E , 工程热流热管因子, 是考虑到加工公差, 对热流所打的余量。这个工程因子考虑了浓缩度、芯块密度和芯块直径、燃料棒表面积、和芯块包壳间隙偏心度的局部变化。

统计地看, 净效应是1.03。燃料棒表面热流要乘以这个值。

$F_{\Delta H}^N$, 核倍增热管因子, 被定义为最大棒功率与平均棒功率的比值。

在DNBR的计算中, 考虑了加工公差, 热管的功率分布, 和周围流道的功率分布。

为了进行讨论, 定义一些与 F_Q 有关的次一级的因子将是方便的; 但是, 设计的限制只以总峰值因子的形式给出。

$$F_Q = \text{总峰值因子或者热流热管因子} \\ = \frac{\text{最大线功率密度}}{\text{平均线功率密度}}$$

若不考虑密实效应, 则

$$F_Q = F_Q^N \cdot F_Q^E \\ = F_{YX}^N \cdot F_Z^N \cdot F_U^N \cdot F_Q^E,$$

其中

F_Q^N 与 F_Q^E 上面已定义,

F_U^N = 用移动式探测器测量整个堆芯通量图时的不确定性,

F_{XY}^N = 在局部峰值功率所在水平面上, 峰值功率密度与平均功率密度的比值,

F_Z^N = 在局部峰值功率所在平面处堆芯单位高度功率的值, 与其平均值的比值,

假若局部峰值功率所在平面与单位堆芯高度功率最大值的平面相重合,

则 F_Z^N 就是堆芯平均轴向峰值因子。

密实效应与高度有关。为了包括给密实效应留的余量, 定义了下面这些量:

$S(z)$ = 在堆芯高度 z 位置上, 给密实效应留的余量,

$P(z)$ = 单位堆芯高度功率在 z 处的值与其平均值的比值。

这样,

$$F_Q = \text{总峰值因子} \\ = \frac{\text{最大线功率密度}}{\text{平均线功率密度}},$$

若考虑到密实余量, 则

$$F_Q = \max \left\{ F_{XV}^N(z) \cdot P(z) \cdot S(z) \right\} \cdot F_0^N \cdot F_Q^E.$$

10.1.2.2.2 径向功率分布

满功率时堆芯水平截面上功率的形状, 与燃料和可燃毒物装载图案, 长控制棒组是否存在, 短控制棒组是否存在有关。这样, 在循环的任何时刻, 堆芯任何水平截面可以被赋以下面四个特征: (a) 无棒, (b) 有短棒, (c) 有D组控制棒, 或(d) 同时有短棒和D组控制棒。由这四种情况, 再加上燃耗效应, 就可以确定堆芯满功率的径向功率的形状。功率水平、氙、钐和慢化剂的密度效应对径向功率形状的影响也被考虑到了, 但它们是很小的。非均匀流量分配的影响是可以忽略的。当经常用图解来说明堆芯各个平面上径向功率分布时, 积分每一流道的功率, 来得到堆芯熔升的径向分布, 是很方便的。图10.1.6到10.1.11给出的是在典型的运行工况下, 八分之一堆芯上径向功率的典型分布。这些工况是:

- ① 寿期初, 热满功率, 无棒, 无氙;
- ② 寿期初, 热满功率, 无棒, 平衡氙;
- ③ 寿期初, 热满功率, D组棒, 平衡氙;
- ④ 寿期初, 热满功率, D组棒, 短棒, 平衡氙;
- ⑤ 寿期中, 热满功率, 无棒, 平衡氙;
- ⑥ 寿期末, 热满功率, 无棒, 平衡氙。

由于热管的位置时时都在变动, 所以关于膜态沸腾的计算, 要选定一个径向功率分布, 作为设计的参考。我们偏保守地选择参考功率分布, 即尽量低估流量再分配所带来的好处, 而使功率集中在堆芯的某个区域上。组件的功率用堆芯平均功率归一。

10.1.2.2.3 组件内的功率分布

为了图解的目的, 在图10.1.12和10.1.13中分别给出了, 同一组件内在寿期初和寿期末的功率分布, 它们分别对应于图10.1.7和10.1.11的工况。

由于围绕着热管的详细的功率分布时时都在变化, 所以在膜态沸腾的分析中, 我们偏保守地假定, 组件内的功率分布是平的, 并且像 § 10.2 中所叙述的那样, 将最大棒功率, 人为地抬高到 $F_{\text{棒}}$ 的设计值。

10.1.2.2.4 轴向功率分布

操纵员可以通过手动操纵短控制棒, 和通过手动操纵化学和容积控制系统, 而使长控制棒有一个相应的自动运动, 来使轴向, 或者说垂直方向的功率形状受到充分地控制。引起轴向功率形状变化的核效应包括: 慢化剂密度、共振吸收的多普勒效应、空间氙和燃耗。在任何时刻, 受到自动控制的总功率输出的变化, 和长棒的运动, 对于确定轴向功率形状也都是重要的。对于操纵员来说, 来自芯外电离室的信号是有用的。这些电离室是长的, 在压力壳外, 平行于堆芯的轴。从各电离室的顶半部和底半部取出各个信号。来自四对探测器中每一对的顶部信号和底部信号的差, 在控制板上被显示出来, 并且被称为通量偏差 ΔI 。以 ΔI 或轴向偏移为横坐标, 以平均峰值因子为纵坐标, 而将许多电厂在许多运行情况下, 上述两种量的计算值和测量值(已运行厂的), 对应地点在图上, 点群的上边界就是峰值因子与 ΔI 或者轴向偏移的关系。在这些关系中, 轴向偏移被定义为:

$$\text{轴向偏移} = \frac{\phi_t - \phi_b}{\phi_t + \phi_b},$$

其中 ϕ_t 与 ϕ_b 是顶部和底部探测器的读数。

图10.1.14到10.1.16引自参考文献[3], 给出的是寿期初、寿期中和寿期末工况的典型轴向功率形状。与这些轴向功率分布形状对应的轴向偏移, 分布在一个很大的范围上, 其中一些值在满功率条件下是不允许的。

图10.1.8和10.1.9所示的, 控制棒部分插入时的径向功率分布, 是由有棒和无棒平面的功率形状综合成的。这样的一个综合过程是基于可分离变量假设的适用性, 而通过对可能的有棒工况进行的广泛的三维计算, 已使这假设的适用性得到了保证。作为例子, 在图10.1.7中, 将几个组件中的轴向功率分布, 与堆芯平均的轴向功率进行比较。这几个组件与插入的控制棒有不同的距离。与平均分布有意义的差别仅出现在低功率的外围组件内, 证实了可分离变量的假设是合理的。

10.1.2.2.5 局部功率峰值

燃料的密实化出现在辐照条件之下, 它已在一些运行的反应堆中被观察到了。它引起了燃料芯块在两个方向, 轴向和径向上的收缩。芯块在燃料棒中还可能被无规则地卡住, 若卡住的芯块下面的芯块沉下去, 则将在燃料柱中引起间隙。这些间隙的长度和在燃料棒中的位置都是变化的。由于在空隙内中子吸收有所减小, 若功率峰值发生在附近的燃料棒中, 则这将导致功率峰值因子增大。这个局部功率峰值的定量的度量, 是由功率强化(spide)因子 $S(z)$ 给出的, 其中 z 是堆芯中的轴向位置。计算功率强化因子所使用的方法由参考文献[27]描述, 并且被摘要在图10.1.18中。图10.1.18中简述的信息流如下:

- a) 在堆芯一个给定的位置上, 出现某个尺寸的轴向间隙的概率, 是由燃料性能数据确定。
- b) 一定尺寸的单个轴向间隙, 所引起的功率强化因子的大小, 是由核计算确定。计算的结果被表示在图10.1.19中。图中画出了燃料排列从 15×15 变到 17×17 的影响。这曲线直到铀燃料的浓缩度为3.5W/O时都是有效的。
- c) 每一个轴向间隙都要进行分析。为此将轴向间隙出现的概率, 和单个事件的功率尖峰输入到计算机DRAW程序中。对于堆芯的每一高度, 计算机程序将产生一条曲线, 即功率尖峰和超过这个功率尖峰的概率之间的关系。然后, 用这曲线对堆芯的功率分布进行统计学考察, 找出这样一种情况, 即超过 F_0 的棒数小于1根这事件有95%的可信度, 最后就可得到功率强化的结果。

我们假定密实化功率强化因子是一个局部扰动。所以, 密实化要影响到 F_0 , 但不影响 $F_{\Delta H}$ 。功率峰值增加的大小, 从在堆芯底部是零, 增加到在堆芯顶部是百分之几。这些已画在图10.1.20中。这图适合于94.5%(几何)密实的芯块。由于 15×15 和 17×17 燃料棒束曲线间的差别很小, 所以我们使用上面较高的曲线。

10.1.2.2.6 对功率分布的限制

根据ANS对电厂工况的分类(见§11), 第I类工况是那样一些事件, 即予料它们在电厂的功率率运行、检修、或调试期间会经常地和定期地出现。我们这样来理解第I类工况的