

秦山核电厂各种控制棒弹棒事故的审核计算

杨 顺 海

(中国原子能科学研究院, 北京, 102413)

利用瞬态热工水力分析程序 RETRAN02和燃料棒瞬态分析程序 FRAPT6,按安全准则的要求,对秦山核电厂各种可能发生的控制棒弹棒事故进行了审核计算。事故工况包括寿期初满功率和零功率以及寿期末满功率和零功率,给出了这4种工况下的事故序列。计算结果符合安全准则要求。

关键词 点堆模型 热工水力和燃料棒瞬态分析 安全准则

秦山核电厂的反应堆是压水型的。按核安全规范要求,对假想的控制棒弹棒事故进行了审核计算。控制棒弹出堆芯的过程是正反应性快速引入堆芯的过程,这时堆芯功率骤增,燃料棒和冷却剂中的温度升高,冷却剂的压力也随之增高。在严重的情况下可能导致燃料包壳烧毁,燃料芯块熔化。当芯块熔化体积过大时,燃料棒内的高压可使棒遭到瞬时的破坏, UO_2 碎粒进入冷却剂内,将热量迅速传给冷却剂。当冷却剂中热量积累足够多时,会使热能变为机械能,形成冲击波,导致堆芯和主回路系统的破坏。

虽然发生这类事故的概率极小,但万一发生,其后果比较严重,故称这类事故为极限事故或四类事故。本文按核安全规范的要求对这类事故进行了审核计算。

1 基本假设

1. 满功率工况的功率值取加强工况的值,并考虑3%的功率不确定性。
2. 紧急停堆落棒时,假设价值最大的一束控制棒卡在堆芯以外。
3. 弹棒过程中,正反应性线性地引入堆芯。
4. Doppler 反应性系数取绝对值的最小值。
5. H_2O 密度反应性系数取为0。
6. 停堆反应性中扣除弹棒控制棒的价值。
7. 功率峰因子从弹棒开始就取弹棒后的值,忽略对功率的反馈效应。
8. 弹棒的棒价值为所在工况下的最大控制棒价值。

2 事故序列

2.1 寿期初满功率

序列号	时间/s	事故序列
1	0.0	反应堆处于满功率稳态运行
2	2.0	发生弹棒事故
3	2.05	堆功率达到高功率停堆整定值
4	2.1	堆功率达到峰值
5	2.55	反应堆紧急停堆,控制棒开始下落
6	3.35	包壳温度达到最高值702.7K
7	3.4	DNBR 达到最低值2.12
8	3.65	燃料径向平均焓达到峰值323.8J/g
9	3.7	主回路冷却剂压力达到最大值 $15.55 \times 10^6 \text{Pa}$
10	3.85	铀芯中心温度达到最大值2015.1K

2.2 寿期初零功率

序列号	时间/s	事故序列
1	0.0	反应堆处于零功率稳态运行
2	2.0	弹棒事故发生
3	8.39	堆功率达到低功率停堆整定值
4	8.89	反应堆紧急停堆,控制棒开始下落
5	9.35	堆功率达到峰值
6	10.2	DNBR 达到最低值11.4,包壳温度达到最高值615.9K
7	10.4	燃料径向平均焓达到峰值138.6J/g
8	10.6	铀芯中心温度达到最大值886.8K
9	11.5	主回路冷却剂压力达到最大值 $15.68 \times 10^6 \text{Pa}$

2.3 寿期末满功率

序列号	时间/s	事故序列
1	0.0	反应堆处于满功率运行
2	2.0	发生弹棒事故
3	2.05	堆功率达到高功率停堆整定值
4	2.1	堆功率达到峰值
5	2.55	反应堆紧急停堆,控制棒开始下落
6	3.45	包壳温度达到最高值711K
7	3.5	DNBR 达到最低值1.751
8	3.6	主回路冷却剂压力达到最大值 $15.55 \times 10^6 \text{Pa}$
9	3.7	燃料径向平均焓达到峰值343.6J/g
10	3.85	铀芯中心温度达到最大值2100K

2.4 寿期末零功率

序列号	时间/s	事故序列
1	0.0	反应堆处于零功率稳态运行
2	2.0	弹棒事故发生
3	2.26	堆功率达到低功率停堆整定值
4	2.35	堆功率达到峰值
5	2.76	反应堆紧急停堆,控制棒开始下落
6	4.2	包壳温度达到最高值634.7K
7	4.35	DNBR 达到最低值7.848
8	4.4	径向平均焓和包壳温度达到最大值
9	4.45	铀芯温度达到最大值991.5K
10	5.0	主回路冷却剂压力达到最大值 $15.80 \times 10^6 \text{Pa}$

3 结果与讨论

本文所有计算工作是采用 RETRAN02和 FRAPT6计算程序,在 CYBER825计算机上完成的。反应堆动力学的计算采用点堆模型,临界热通量的计算采用 W-3公式。计算中所作的基本假设和所取的参数是保守的。计算结果表明,寿期末满功率运行4个工况中最危险的工况。其反应堆功率、主回路压力、燃料棒中心线温度和包壳平均温度随时间的相对变化示于图1,2。在这种工况下当发生弹棒事故时会出现:1. 最高铀芯中心温度达到2100K,低于铀芯熔化温度2863K;2. 最大燃料径向平均焓为343.6 J/g,低于核安全规范中安全准则规定的值1172.53 J/g;3. 最高包壳温度为711K,低于安全准则规定的包壳脆化温度1755K;4. 主回路冷却剂中最高压力峰值为 $15.55 \times 10^6 \text{Pa}$,低于安全准则规定的设计压力的110%。以上结果表明,当秦山核电厂发生各种弹棒事故时,不会导致包壳烧毁、铀芯熔化和主回路系统超压等事故工况,符合安

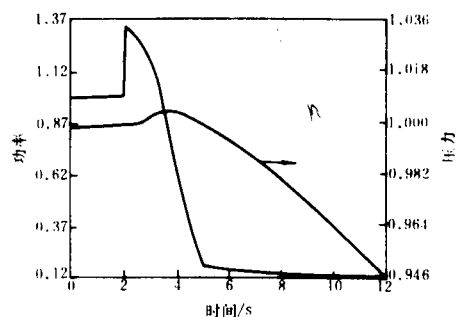


图1 反应堆功率(左)和主回路压力(右)随时间的相对变化

Fig. 1 Normalized reactor power (left) and pressure in primary circuit (right) vs time

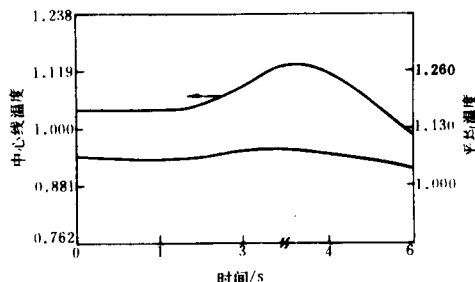


图2 燃料棒中心线温度(left)和包壳平均温度(right)随时间的相对变化

Fig. 2 Fuel rod centerline temperature (left) and average cladding temperature vs time

全准则的要求。

AUDIT CALCULATIONS OF CONTROL ROD EJECTION ACCIDENTS FOR QINSHANG NUCLEAR POWER STATION

YANG SHUNHAI

(China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275(45), Beijing, 102413)

ABSTRACT

According to the nuclear safety criteria, the audit calculations of control rod ejection accidents for Qinshang Nuclear Power Station are performed with RETRAN02 and FRAPT6 programs on CYBER825. The initial conditions are considered, which include both zero-power and full-power conditions at the beginning and end of time in cycle. The accident consequences are given, and the results calculated show that the safety criteria are met.

Key words Point reactor model Transient analyses of thermo-hydraulics and fuel rod Safety criteria