

田湾核电站长周期换料大破口失水事故分析

李载鹏, 姚进国, 王 汗, 李旭东, 李宝库

(中国核电江苏核电有限公司, 江苏 连云港 222042)

摘要:田湾核电站拟采用长周期换料策略,堆芯设计的改变需对设计基准事故进行重新分析。本文对反应堆入口主管道大破口失水事故进行了计算分析,在保守的初始输入及计算假设的基础上,通过对轴向功率分布及应急堆芯冷却系统的保守性分析,得出基于燃料包壳温度的最保守的计算工况,并进行了计算。计算结果表明,实施长周期策略后,大破口失水事故仍可满足验收准则的要求,堆芯设计具有足够的安全裕量。

关键词:田湾核电站;长周期换料;大破口失水事故

中图分类号:TL326

文献标志码:A

文章编号:1000-6931(2014)11-1998-06

doi:10.7538/yzk.2014.48.11.1998

Large Break LOCA Analysis on Long Fuel Cycle for Tianwan Nuclear Power Station

LI Zai-peng, YAO Jin-guo, WANG Han, LI Xu-dong, LI Bao-ku

(CNNP Jiangsu Nuclear Power Corporation, Lianyungang 222042, China)

Abstract: The long fuel cycle will be implemented in Tianwan Nuclear Power Station, and the design basis accident needs to be re-analyzed since the change of core design. The large break LOCA was analyzed in the paper. Based on the input data and calculation assumption, the most conservative calculated case was obtained through the conservative analysis of the axial power distribution and the ECCS. It is shown that the accept criteria are satisfied in the large break LOCA on long fuel cycle, and the safety margin of the core design is large enough.

Key words: Tianwan Nuclear Power Station; long fuel cycle; large break LOCA

隶属中国核电江苏核电有限公司的田湾核电站1、2号机组采用俄罗斯的WVER-1000/428型反应堆装置,设计循环长度为7000h,换料周期为年度换料,负荷因子为80%。两台机组自2007年5月和8月先后投入商业运行以来,年度能力因子与WANO中值相比,尚有

一定的差距。为提高机组负荷因子,田湾核电站1、2号机组在俄罗斯参考电站实施18个月换料的基础上,拟采用TVS-2M型高性能燃料组件替代AFA型燃料组件,以延长换料循环周期,并计划于2014年第8燃料循环开始向18个月换料的长周期燃料循环过渡。

收稿日期:2014-04-01;修回日期:2014-05-14

基金项目:国家国际科技合作专项资助项目(2011DFR60730)

作者简介:李载鹏(1982—),男,广西灵山人,工程师,硕士,核科学与技术专业

TVS-2M型燃料组件的引入、燃料组件燃料的加深、设计循环长度的增加对堆芯设计产生了较大的改变,使堆芯功率分布及功率峰因子等均发生变化,因此必须对反应堆设计基准事故进行重新分析,以验证长周期换料堆芯设计是否满足验收准则要求^[1-2]。

反应堆设计基准事故中,堆芯燃料组件受热影响最大、持续时间最长的是一回路冷却剂大破口失水事故。大破口失水事故中对燃料组件影响最大的为反应堆入口主管道(名义直径 $D_{nom}=850\text{ mm}$)破裂事故,此工况下一回路冷却剂流失量最大^[3]。年度换料和18个月换料中,田湾核电站大破口失水事故验收准则一致,主要为:1)燃料芯块局部不会熔化,即铀棒燃料最高温度应低于 $2\ 540\text{ }^{\circ}\text{C}$,钐棒燃料最高温度应低于 $2\ 140\text{ }^{\circ}\text{C}$;2)燃料棒包壳达到的最高温度不超过 $1\ 200\text{ }^{\circ}\text{C}$;3)燃料包壳局部氧化深度不超过包壳原始厚度的18%;4)包壳与冷却剂相互作用产生的氢气数量不超过最大可能释放量的1%^[4]。本文拟对长周期换料过渡循环及平衡循环运行时反应堆入口主管道($D_{nom}=850\text{ mm}$)破裂事故进行计算分析,以验证其是否满足验收准则。

1 计算方法

TECH-M-97程序由俄罗斯水压机研究院基于WWER核动力装置安全论证经验以及俄罗斯一回路密封失效事故工况计算程序TETCH-12的编制和使用经验而开发的,属于瞬态计算TRAP-97程序包中的一部分。TECH-M-97程序经过了一回路泄漏等典型工况验证,包括大破口失水事故的喷流阶段、堆芯应急冷却系统(ECCS)充注反应堆腔室、堆芯充注和燃料淹没以及长期冷却的验证。同时为验证程序计算模型,在匈牙利PMK-NVH、芬兰PACTEL、法国BETHSY以及俄罗斯GIDROPRESS等试验台架上完成了大量的试验。TRAP-97程序包对PMK-NVH装置上的SPE-1,2&3、PACT装置上的SP-33、BETHSYSP-27、ISB-WWER装置上的SSP-1&2等国际通用试验进行了计算,计算结果表明了程序的相符性。TECH-M-97程序于1999年通过了俄罗斯联邦国家核安全局的鉴定。

TECH-M-97程序用于WWER核电厂在

一回路密封性丧失事故工况(包括冷却剂主管道双端剪切断裂)下的安全分析,对主要参数(压力、流量、一回路冷却剂温度等)、燃料与燃料棒包壳温度以及堆芯内的DNBR的变化进行分析。程序可模拟反应堆、循环环路、稳压器及堆芯应急冷却等系统设备。其中反应堆描述分成3个部分:堆芯、压力腔室(反应堆下部)及收集腔室(反应堆上部即燃料组件头部以上部分)。压力腔室及收集腔室分别分成5和3个计算体。程序模拟堆芯由5个并联通道组成,其中4个通道模拟堆芯发热部分,1个模拟堆芯旁通通道。堆芯通道按高度分为12段,其中10段模拟堆芯活性段,两段为堆芯的出入口。

TECH-M-97程序在求解一回路和二回路中的冷却剂参数时,采用隐式牛顿法及可自动选择积分步长的具有二阶精度的欧拉-柯西法;在模拟应急堆芯冷却系统、中子动力学、泵转速的参数变化的方程时,采用欧拉-柯西法求解;在求解堆芯内冷却剂参数时,采用欧拉-柯西法或隐式有限差分法;在求解燃料棒的传热方程时,则采用结合追赶法的全隐方程。

2 初始条件和主要假设

2.1 初始条件

反应堆的主要参数初始输入列于表1,堆芯燃料组件主要参数列于表2。其中为获得保守的计算结果,从事务分析的验收准则出发,反应堆装置原始状态的选择进行了如下考虑:1)堆功率初始值采用 $104\%N_{nom}$ (N_{nom} 为额定功率);2)反应堆入口冷却剂温度初始值设定时考虑到正误差;3)流经燃料组件和反应堆的流量采用过渡循环和平衡循环中出现的最小可能流量;4)燃料温度反应性系数取最大负值;5)反应堆应急保护价值(考虑卡1组价值最大控制棒)取寿期内最小可能值,以使应急保护动作时反应堆功率下降速度最低。

2.2 主要假设

根据事故分析的保守性要求,相关系统的主要计算假设与年度换料计算时一致,主要包括:1)系统和设备动作以及联锁定值的选择考虑到参数测量误差;2)保守考虑反应堆堆信号形成及在电气回路传送时间;3)应急保护动作根据以时间达到的第2个工艺信号发生;

4) 事故开始时叠加机组丧失场外电;5) 作为单一故障计算时选取 1 台柴油发电机故障,导致 ECCS 1 台低压安注泵及 1 台高压安注泵失效,同时考虑第 2 台柴油发电机处于维修状态,导致 ECCS 另外 1 台低压安注泵及 1 台高压安注泵失效;6) 考虑 1 个安注箱失效。

表 1 反应堆装置主要输入参数

Table 1 Main input parameters of reactor

参数	数值	
	年度换料	长周期换料
反应堆热功率, MW	3 120	3 120
反应堆入口冷却剂温度, °C	293	293
堆芯出口冷却剂压力, MPa	16	16
第 8、9 循环装料流经反应堆的冷却剂流量, m ³ /h		81 480
平衡循环装料流经反应堆的冷却剂流量, m ³ /h	80 000	81 200
绕过堆芯的冷却剂	4	4
总旁通流量, %		
稳压器液位, m	7.78	8.80
蒸汽发生器重量液位, m	1.87	1.88
蒸汽发生器集流管内蒸汽压力, MPa	6.28	6.38
给水温度, °C	220	225
应急给水温度, °C	40	40
燃料温度反应性系数, °C ⁻¹	-0.000 032	-0.000 042
考虑卡 1 组价值最大控制棒的应急保护价值, %	6.2	6.1

表 2 堆芯燃料组件主要参数

Table 2 Main parameters of core fuel assembly

参数	数值	
	AFA	TVS-2M
燃料组件内燃料棒数量	311	312
燃料棒长度(冷态), m	3.53	3.68
燃料芯片外径, mm	7.54	7.57
燃料芯片中孔直径, mm	1.5	1.2
燃料包壳外径, mm	9.1	9.1
燃料包壳内径, mm	7.79	7.79

3 保守性分析

为获得长周期换料后大破口失水事故的保守计算,需对影响计算结果的燃耗、功率分布及喷放系数等进行计算和分析,找出计算结果最保守的计算工况,以确保计算结果的保守性。

3.1 轴向功率分布保守性分析

考虑到过渡循环(第 8、9 循环)中同时存在 AFA 组件和 TVS-2M 组件,同时考虑燃料对功率峰因子的影响,对过渡循环中 AFA 组件和 TVS-2M 组件及平衡循环中 TVS-2M 组件轴向功率峰位于堆芯中部、堆芯上部位置等共 8 种功率分布(表 3)进行了保守性分析。

分析结果表明,平衡循环中功率峰位于堆芯中部位置时,具有最大的燃料包壳温度。

表 3 燃料组件的堆芯相对功率轴向分布

Table 3 Axial distribution of core relative power for fuel assembly

曲线编号	功率峰因子	距堆芯底部不同位置(%堆芯高度)的相对功率/%									
		5	15	25	35	45	55	65	75	85	95
1	1.860 ¹⁾	0.39	0.81	1.10	1.30	1.39	1.39	1.30	1.10	0.81	0.39
2		0.82	1.10	1.09	1.05	1.02	1.03	1.08	1.13	1.06	0.62
3	1.650 ²⁾	0.29	0.70	1.07	1.37	1.57	1.57	1.37	1.07	0.70	0.29
4		0.69	1.05	1.04	0.96	0.94	0.96	1.10	1.24	1.18	0.84
5	1.716 ³⁾	0.36	0.74	1.06	1.33	1.51	1.51	1.33	1.06	0.74	0.36
6		0.75	1.07	1.05	0.98	0.96	0.97	1.07	1.19	1.14	0.82
7	1.856 ⁴⁾	0.31	0.76	1.12	1.35	1.46	1.46	1.35	1.12	0.76	0.31
8		0.73	1.10	1.05	1.01	1.01	1.02	1.10	1.18	1.10	0.70

注:1) 针对 AFA 组件中铀棒燃料

2) 针对 TVS-2M 组件中铀棒燃料(用于第 8 循环装料)

3) 针对 TVS-2M 组件中铀棒燃料(用于第 9 循环装料)

4) 针对 TVS-2M 组件中铀棒燃料(用于平衡循环)

3.2 安注系统保守性分析

为了补偿一回路冷却剂的流失和堆芯冷却,田湾核电站1、2号机组设计了应急堆芯冷却系统。应急堆芯冷却系统包括以下子系统:高压安注系统;蓄压安注系统(安注箱);低压安注系统。每个子系统均由4个通道组成。

从ECCS供水方式以及来自反应堆侧的喷放系数 μ ($\mu=0.6, 0.8, 1.0$)的数据组合对事故进行保守性分析。

根据反应堆入口主管道破裂事故计算方案,不同喷放系数下的包壳最高温度的结果列于表4。计算表明,喷放系数为0.8时具有最大的燃料包壳最高温度。

表4 不同喷放系数下燃料包壳最高温度

Table 4 Maximum fuel cladding temperature for various flow ratios

μ	燃料包壳最高温度/°C
1.0	1 006
0.8	1 049
0.6	1 016

同时为获得保守的计算结果,考虑ECCS设备的不同连接方式。第1套方案考虑从高压

安注系统输送硼酸溶液至未损坏环路及事故环路,并从低压安注系统输送硼酸溶液至未损坏环路及反应堆。第2套方案考虑从高压安注和低压安注系统输送硼酸溶液至未损坏环路及事故环路。

方案计算结果分析表明,在检查是否满足堆芯应急冷却验收标准时燃料棒包壳温度工况最保守条件来自以下假设:1)从反应堆入口管流出的喷放系数为0.8;2)从两个安注箱注入硼酸溶液至反应堆压力腔,从1个安注箱注入硼酸溶液至反应堆收集腔;3)从高压安注系统1台泵注入硼酸溶液至未损坏环路,第2台泵注入硼酸溶液至破裂环路;4)从低压安注系统1台泵注入硼酸溶液至未损坏环路,第2台泵注入硼酸溶液至破裂环路。

4 计算结果

通过保守性分析,获得了田湾核电站在实施长周期换料后系统及堆芯最不利、最保守的计算工况。其事故事件序列列于表5。反应堆入口主管道破裂导致反应堆压力急剧下降,管道破裂的同时发生全厂失电。冷却剂从压力腔室泄漏导致反应堆内压力急剧下降及冷却剂流过堆芯的反向流动。

表5 事件序列

Table 5 Sequence of event

事件	时间/s
入口主管道破裂,机组断电;主泵、二回路主给水和辅助给水系统及其他正常运行系统停运;应急保护信号开始形成;停止汽机供汽;柴油发电机及安全系统按分级启动程序启动(1台柴油发电机启动失败,1台在维修)	0
堆功率高于 $75\%N_{nom}$ 时堆芯上部压力低于14.70 MPa(应急保护信号形成)	0.03
发出首个按时间形成的应急保护信号	1.73
根据按时间形成的第2个信号(根据两台以上主泵停运)应急保护动作	1.9
开始从安注箱注入硼酸溶液	6.95
开始由高压安注和低压安注泵注入硼酸溶液	40
从安注箱注入硼酸溶液结束	59
参数稳定,结束计算	500

管道破裂及冷却剂排放(图1)导致反应堆压力急剧下降至反应堆收集腔中的冷却剂温度对应的饱和压力(图2)。管道破裂的同时发生全厂失电。反应堆收集腔中的冷却剂排放导致

反应堆内压力急剧下降及堆芯内冷却剂逆流(图3)。随着反应堆上部压力低于14.70 MPa及反应堆堆功率高于 $75\%N_{nom}$,开始形成第1个应急保护信号(事故开始后0.03 s)。但考虑

到按时间形成的第 2 个信号应急保护动作的条件,控制棒在全厂失电 1.9 s 后开始插入(图 4)。

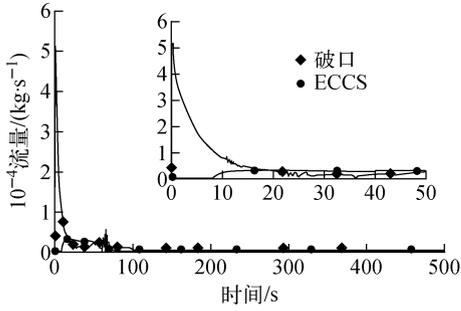


图 1 冷却剂流量随时间的变化

Fig. 1 Coolant flowrate vs. time

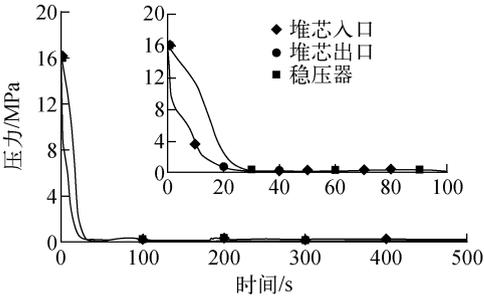


图 2 堆芯及稳压器压力随时间的变化

Fig. 2 Pressures in core and PRZ vs. time

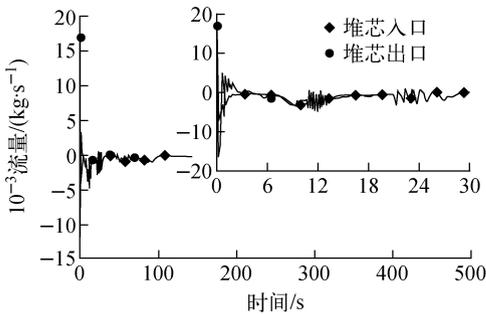


图 3 堆芯冷却剂流量随时间的变化

Fig. 3 Coolant flowrate in core vs. time

压力下降、堆芯冷却剂循环中断导致堆芯散热变坏,燃料元件表面热交换出现危机,燃料包壳温度开始升高。当反应堆内压力低于安注箱压力时开始从安注箱输送硼酸溶液(图 1),造成燃料包壳温度下降。

高压安注和低压安注泵启动信号与应急保护信号同时形成。考虑到柴油发电机启动时间及传送延时,事故发生后 40 s 高压安注和低压

安注泵开始注入硼酸溶液至一回路。硼酸溶液从安注箱注入导致从堆芯出来的热量短时增大及一回路压力稍增。硼酸溶液从泵注入促使一回路压力下降、改善堆芯冷却并保证反应堆逐步注水(图 5)。从安注箱注入硼酸溶液在事故发生后 59 s 结束。

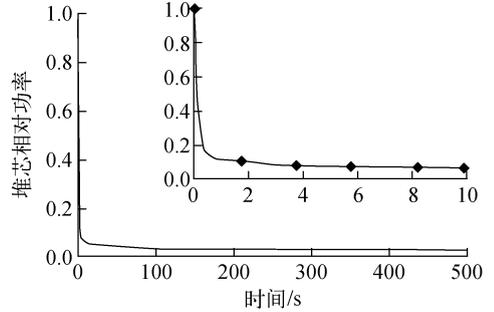


图 4 堆芯相对功率随时间的变化

Fig. 4 Core relative power vs. time

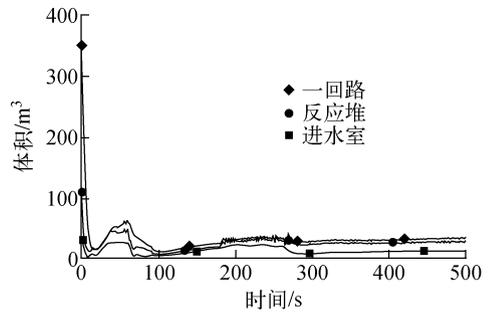


图 5 堆芯水装量随时间的变化

Fig. 5 Water volume in core vs. time

燃料棒包壳最高温度在第 1 阶段达到 1 049 °C,第 2 峰值为 872 °C(图 6)。到第 170 s 达到燃料棒包壳变形条件。由于此阶段包壳温度超过 800 °C,根据实验数据计算包壳变形率可达 28%,燃料棒束流通截面堵塞区为 56%。事故发生后 370 s,燃料棒的温度降低到接近冷却剂的饱和温度。

事故计算结果表明:1) 所有功率组别的燃料最高温度不超过初始值;2) 事故分析期间所有能量组别的铀、钆燃料包壳不超过 1 049 °C;3) 事故分析期间锆燃料包壳局部氧化深度不超过初始厚度的 0.6%;4) 锆氧化总量不超过堆芯内锆重量的 0.3%,即燃料包壳与冷却剂相互作用产生的氢数量不超过 0.3%。

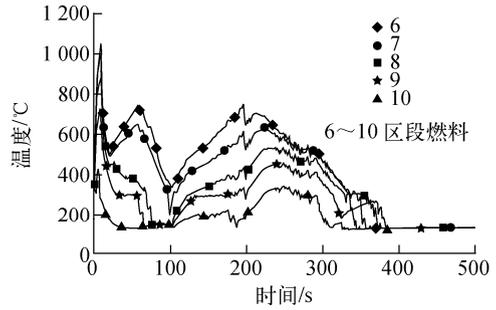
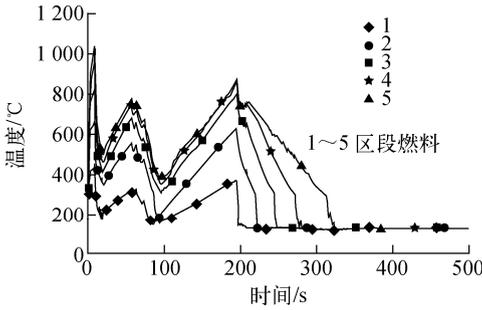


图6 燃料包壳温度随时间的变化

Fig. 6 Fuel cladding temperature vs. time

5 结论

田湾核电站 1、2 号机组在引入 TVS-2M 新型燃料组件、采用长周期换料策略后,大破口失水事故仍可满足验收准则的要求,堆芯设计具有足够的安全裕量。

参考文献:

[1] 濮继龙. 压水堆核电厂安全与事故对策[M]. 北京:原子能出版社,1995.

[2] 杨晓强,姚进国,郑继业,等. 田湾核电站长周期混合堆芯稳态热工水力分析[J]. 核安全,2013, 12(4):64-68.

YANG Xiaoqiang, YAO Jinguo, ZHENG Jiye,

et al. Thermal-hydraulic analysis of mixed core long cycle of Tianwan NPP[J]. Nuclear Safety, 2013, 12(4): 64-68(in Chinese).

[3] 孙吉良,王荣忠. 大亚湾核电站 18 个月换料大破口失水事故的计算分析[J]. 核动力工程,2002, 23(5):49-52.

SUN Jiliang, WANG Rongzhong. Daya Bay Nuclear Power Station 18-months fuel cycles large break LOCA analysis[J]. Nuclear Power Engineering, 2002, 23(5): 49-52(in Chinese).

[4] IAEA. Accident analysis for nuclear power plant [M]. Vienna: IAEA, 2002.