

田湾核电站长周期换料 冷却剂流量丧失事故分析

姚进国, 王 汗, 董 超, 李宝库, 叶刘锁

(中国核电江苏核电有限公司, 江苏 连云港 222042)

摘要: 田湾核电站采用长周期燃料循环策略后, 堆芯热工物理参数发生变化, 最终安全分析报告的结论已不适用, 需要对事故工况进行重新分析。本文给出了失流事故分析的主要假设和分析方法, 采用瞬态计算程序 DINAMIKA-97 计算分析了失流事故。分析结果表明, 所有失流事故均满足安全准则的要求, 核电站的安全是能够保障的。

关键词: 田湾核电站; 长周期换料; 冷却剂流量丧失事故

中图分类号: TL364

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2014)10-1819-06

doi: 10. 7538/yzk. 2014. 48. 10. 1819

Loss of Flow Accident Analysis on Long Fuel Cycle for Tianwan Nuclear Power Station

YAO Jin-guo, WANG Han, DONG Chao, LI Bao-ku, YE Liu-suo

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

Abstract: After the long fuel cycle is adopted at Tianwan Nuclear Power Station (TNPS), the core thermal and physical parameters will be changed, thus the conclusion in Final Safety Analysis Report is not applicable, and therefore the accidents need to be reanalyzed. In this paper the main assumptions and analytical methods were presented, and the transient calculation program of DINAMIKA-97 was used in analyzing the loss of flow accident. The analysis results indicate that all the safety criteria are met for the loss of flow accident, and the nuclear power station safety can be ensured.

Key words: Tianwan Nuclear Power Station; long fuel cycle; loss of flow accident

隶属于中国核电旗下的田湾核电站一期工程由两台 100 万千瓦核电机组组成, 采用俄罗斯 AES-91 型, 即 WWER-1000/428 型反应堆装置, 是基于 WWER-1000/320 型系列核电机组的设计、建造和运行经验为基础, 并吸取压水

堆(PWR)的改进技术而完成的改进型四环路压水堆。

田湾核电站在借鉴俄罗斯巴拉科夫核电站实施 18 个月换料周期的经验基础上, 采用 TVS-2M 型高性能燃料组件, 以延长换料循环

周期、提高机组负荷因子、提高电站的经济效益,并于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。鉴于堆芯装载的变化导致堆芯中子学参数发生较大变化,对最终安全分析报告中事故分析进行了重新分析。

失流事故是指在一回路中由于冷却系统故障,造成堆芯流量部分减少或完全中断的事故^[1]。故障造成的原因可能是1个或多个冷却剂泵破坏或回路阀门故障,使堆芯入口压力下降,进而引起流量减少;另一种原因是由于堆内燃料元件或其他部件破坏或残渣堆积,致使堆芯有效流道截面缩小或流动阻力增加,进而造成部分流量的丧失^[2]。由于反应堆在接到失流信号后将立即停闭,应急电源的投入,主泵的情转,以及冷却剂自然循环,足以防止失流事故发生时燃料元件的烧毁。

田湾核电站失流事故分析包括:全部或部分反应堆冷却剂泵停运、核电厂非应急交流电丧失、冷却剂泵卡轴或断轴事故,其中最严重的是冷却剂泵卡轴事故。这类事故工况的主要特点是一回路冷却剂流量降低,一回路压力、温度升高, DNBR减小,汽轮机截止阀关闭以及二回路压力升高等。本文介绍失流事故分析的主要假设和分析方法,采用瞬态计算程序DINAMIKA-97计算分析失流事故。

1 计算方法及假设

事故分析采用从俄罗斯引进的热工水力瞬态计算程序DINAMIKA-97,该程序用于WWER型压水堆瞬态和事故工况下一回路冷却剂和蒸汽发生器热工水力参数的计算分析。程序可计算多种非稳态工况,如主泵工作异常、汽轮发电机负荷变化、给水供应系统异常、反应堆控制和保护系统及其他调节系统异常、二回路蒸汽管道破裂、蒸汽发生器给水管破裂、小泄漏最初阶段包括一回路向二回路泄漏等。

程序可模拟核电厂的主要部件包括反应堆、蒸汽发生器、稳压器、主泵、主循环管道、堆芯应急保护系统、控制和联锁系统等。反应堆由堆芯、收集腔和压力腔组成。冷却剂环路包括主管道、蒸汽发生器、主泵。环路的热段与收集腔连接,冷段与压力腔连接。其中一个环路(在程序中为1号环路)总是被单独分离出来,

因为这一环路的热段与稳压器相连。向稳压器蒸汽空间注射冷却剂的管道可与任意环路的冷段相连。来自ECCS的水可供向收集腔、压力腔和环路管道。计算模型最多允许考虑4个具有不同边界条件的计算环路(假设所有环路的几何特性都相同)。将计算环路划分成一定数量的控制体,单个控制体内的冷却剂参数都相同。每个环路最多可分为22个控制体,其中10个用于SG传热管。堆芯最多可划分为5个通道,其中一个通道模拟旁流(无燃料棒的通道)。在通道高度上最多划分为12个控制体,其中10个用于加热部分。程序模拟计算的一回路系统控制体划分示意图示于图1^[3]。

冷却剂参数采用一维近似连续方程、动量方程和能量方程计算。反应堆功率采用6组缓发中子的点动力学方程计算。程序中可使用不同的经验公式求解传热系数,流体阻力系数,以及模拟反应堆各腔室中的冷却剂相变过程,蒸汽、汽水混合物的动力流动。

由于模拟不同设备的微分方程组差别很大,所以需要不同的方法求解。在求解循环回路、反应堆各控制体、蒸汽发生器中的冷却剂参数和计算金属结构中的温度场时,用隐式有限差分格式求解微分方程组。模拟反应堆应急保护系统、中子动力学方程、泵转速方程时,用龙格-库塔方法、艾米尔-柯西法或隐式有限差分求解。

在每个通道中,加热部分被分成 L ($L < 12$)个相等的控制体,包括入口反应堆压力腔和出口收集腔非加热控制体。冷却剂在堆芯通道内的流动方式如下:对于加热通道,从压力腔开始,冷却剂通过节流孔和组件尾部流入组件的内部空间(对应于 i 组燃料棒),然后在此空间内流动,并通过组件头部进入收集腔;对于非加热通道(如果考虑),从压力腔开始,冷却剂通过节流孔以及组件尾部和吊篮定位栅板上的支承管之间的间隙流入组件之间的空间,然后经过组件之间的空间以及组件头部和吊篮上部之间的间隙流入收集腔。

堆芯可用5个通道模拟,其中1个通道模拟旁流(无燃料棒的通道),1个模拟“热”通道,以表现堆芯内的最不利的状态。假设“热”通道完全由具有最大线功率的燃料棒组成。

热通道内燃料棒表面的局部热流密度取决

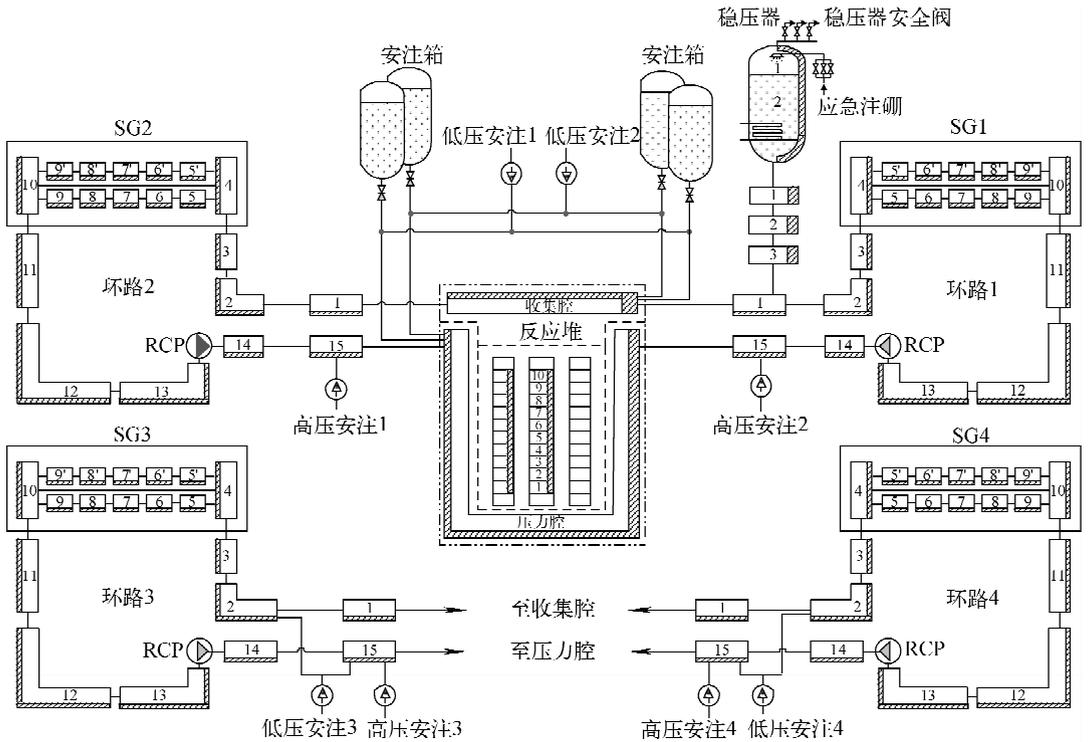


图1 程序模拟计算一回路系统控制体划分示意图

Fig. 1 Schematic diagram for program simulation control division of primary circuit system

于反应堆热功率、运行中的燃料棒的总长度、功率峰值因子以及工程安全因子^[4]：

$$q(z) = \frac{N_i K_q K_k}{n_k n_{FA}} K_{eng}$$

其中： N_i 为反应堆功率； K_q 为组件的相对功率； K_k 为组件横截面上的功率峰值因子； n_k 、 n_{FA} 为组件的数量和 1 个组件中燃料棒的数量； K_{eng} 为工程安全因子^[5]。

事故分析采用了保守假设条件，主要包括：

- 1) 系统设备动作和工艺保护联锁定值的选择考虑参数测量误差；
- 2) 保守考虑反应堆停堆信号形成及在电气回路传送的时间；
- 3) 应急保护动作保守选取第 2 个工艺停堆信号；
- 4) 事故发生时叠加机组丧失场外电等。

2 事故分析

2.1 全部或部分反应堆冷却剂泵停运

该工况属于预计运行事件，以因失电或控制线路及反应堆冷却剂泵(RCP)组电力供应故障引起的全部或部分 RCP 组断电为始发事件。这类工况主要有如下特征：一回路压力上升、反应堆出口冷却剂温度上升、DNBR 减小，该事

故的关键验证目标是 DNBR。计算中考虑了如下工况：

- 工况 1: 4 台运行的冷却剂泵组中 4 台断电；
- 工况 2: 4 台运行的冷却剂泵组中 1 台断电；
- 工况 3: 4 台运行的冷却剂泵组中 2 台断电；
- 工况 4: 3 台运行的冷却剂泵组中 1 台断电。

在 4 台运行中的冷却剂泵全断电的工况下，RCP 组断电后 1.9 s，超过 2 台 RCP 断电即产生第 1 个信号，从而触发紧急停堆，其中过程延迟时间为 1.4 s，信号在 CPS CR 控制电路产生和传输的时间为 0.5 s。

在 4 台运行的 RCP 中 1 台断电条件下，考虑了加速预保护系统(APP)的启动。当加速预保护系统故障和反应堆功率超过额定功率 75%，4 组运行的 RCP 中的 1 或 2 台断电时，RCP 断电 6.5 s 后反应堆紧急停堆，其中信号确认的逻辑延迟时间为 6.0 s，信号产生及在 CPS CR 控制线路中的传输时间为 0.5 s。

在 4 台运行的 RCP 中 2 台断电时，APP 失效且反应堆功率超过额定功率 75% 的情况下，RCP 组断电 6.5 s 后反应堆紧急停堆，其中信号确认的逻辑延迟为 6.0 s，信号产生和在

CPS CR 控制线路中的传输时间为 0.5 s。

在 3 台运行的 RCP 中 1 台断电后,反应堆功率与运行的 RCP 组数目不匹配产生的信号触发反应堆紧急停堆。

在计算分析中,保守估计汽轮机截止阀关闭后,蒸汽发生器主给水供应断开。从验收准则的角度,为了保证保守性,验收准则的分析选择以下中子物理参数条件:

1) 假设考虑密度变化的冷却剂反应性温度系数为最小负值。因为在事故最严重的时刻,堆芯内冷却剂平均温度上升。同时,插入堆芯的负反应性由于温度作用将最小。

2) 假设燃料的反应性温度系数为最大负值。因为在事故期间、热传递影响最严重的时刻,燃料的温度降低。这种情况下,停堆后功率由温度效应决定,降低的速度最小。

3) 假定反应堆紧急停堆时功率下降速度最小(考虑最高价值控制棒组件位于堆芯最外部的最上位置)。

计算结果表明,一回路最大压力为 18.78 MPa,二回路最大压力为 7.59 MPa,均不超过一回路压力 20.24 MPa 和二回路压力 9.02 MPa 的验收准则。工况 4 的 DNBR 最小,其值为 1.09,大于 1.0 的限值,其他参数均满足验收准则要求,如图 2 所示。

2.2 核电厂失去非应急交流电

该工况属于预计运行事件,以核电厂失去非应急交流电为始发事件。失电后,所有的 RCP 组切断,给水供应停止,汽轮机截止阀关闭,稳压器(PRZ)电加热器切断,PRZ 蒸汽喷淋系统失效,导致大气排放阀(BRU-K)失效。

这类工况主要有如下特征:通过反应堆的冷却剂流量丧失,从二次侧带走的热量减少,导致反应堆出口温度 and 一回路压力上升,进而导致 DNBR 减小。该事故的关键验证目标是 DNBR。

假设应急柴油机(DG)失效引起一个紧急给水通道失效的单一故障,第二列 DG(事故前)处于维修状态,即两个系列应急给水通道失效。同时,假设蒸汽管道的对大气排放阀(BRU-A)失效,使得一回路和二回路压力以最大速率上升并达到最大值。

从验收准则的角度,为了保证保守性,验收准则的分析选择以下中子物理参数条件:

1) 假设考虑密度变化的冷却剂反应性温度系数为最小负值。因为在事故最严重的时刻,堆芯内冷却剂平均温度上升。同时,插入堆芯的负反应性由于温度作用将最小。

2) 假设燃料的反应性温度系数为最大负值。因为在事故期间、热传递影响最严重的时刻,燃料的温度降低。这种情况下,停堆后功率由温度效应决定,降低的速度最小。

3) 假定反应堆紧急停堆时功率下降速度最小(考虑最高价值控制棒组件位于堆芯最外部的最上位置)。

4) 采用第二停堆信号,假设失电 3.3 s 后 CPS 失电触发反应堆停堆。

计算结果表明,一回路最大压力为 18.8 MPa,二回路最大压力为 8.11 MPa,均不超过一回路压力 20.24 MPa 和二回路压力 9.02 MPa 的验收准则。最小 DNBR 为 1.16,大于 1.0 的限值,其他参数均满足验收准则要求,如图 3 所示。

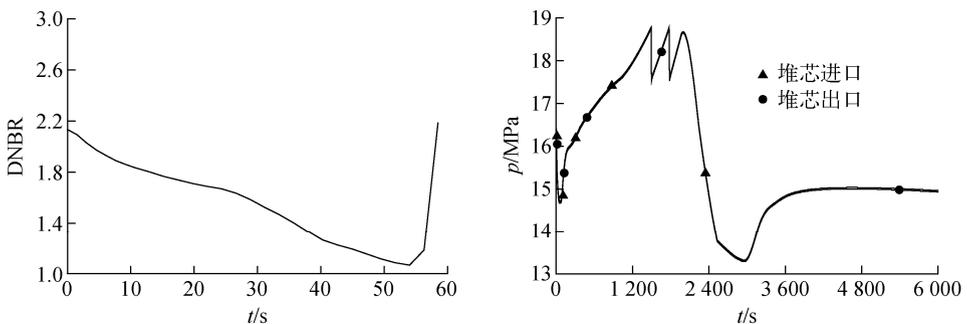


图 2 全部或部分反应堆冷却剂泵停运时的堆芯最小 DNBR 和堆芯进出口压力

Fig. 2 Minimum DNBR of core and pressure at core inlet and core outlet at loss of power supply to one out of three operable RCPs

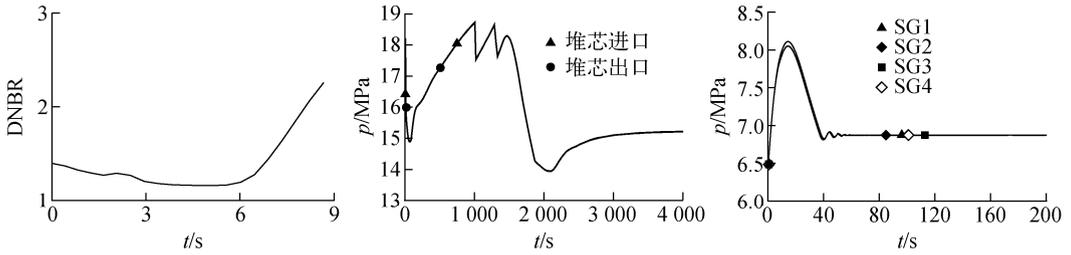


图3 丧失厂外非应急电源时的堆芯最小 DNB、
堆芯进出口压力和蒸汽发生器进出口压力

Fig. 3 Minimum DNBR of core, pressure at core inlet and core outlet, and pressure in SGs 1-4 inlet and outlet at loss of no-emergency AC power to plant auxiliaries

2.3 1 台主泵卡轴或断轴事故

反应堆冷却剂泵的机械故障包括主泵轴转子瞬间卡死和轴瞬间断裂,受影响反应堆冷却剂环路流量迅速降低。从冷却剂参数变化和 设备响应时间顺序角度考虑,主泵卡轴或断轴 工况基本相似。特别是在断轴期间,RCP 组转 轮快速停止,在不到 5.0 s 内 RCP 组压差从 0.392 MPa 降至 0.245 MPa,达到反应堆紧急 停堆整定值,对于主泵卡轴情况也是如此。然 而,对于 1 台主泵断轴情况,由于旋转轮本身 的时间滞后,在事故发生后的几秒钟仍有冷却剂 的流动。因此,主泵卡轴较断轴事故更为恶 劣^[6]。

该类工况属于设计基准事故,以 1 台主泵 轴转子瞬间卡死或轴瞬间断裂为始发事件。 事故发生后,受影响反应堆冷却剂环路流量 迅速降低,一回路压力上升,DNBR 减少及 TG 截止阀关闭,从而导致二回路压力增加。 假如该事故发生在满功率水平下,堆芯冷却 剂流量的降低导致冷却剂温度迅速升高,可 能导致燃料棒发生 DNB,此时如果反应堆未 紧急停堆,将可能导致燃料棒的损坏。计算 中考虑了部分环路运行的工况,分析了如下 两种工况:

工况 1:4 台 RCP 组运行时,其中 1 台 RCP 组卡轴;

工况 2:2 台 RCP 组运行时,其中 1 台 RCP 组卡轴。

从验收准则的角度,为了保证保守性,验收 准则的分析选择以下中子物理参数条件:

1) 冷却剂温度反应性系数被假定为最小 负值,因为在事故发生的最严重的时刻堆芯平

均冷却剂温度会增加。由此,由于温度效应插 入堆芯的负反应性为最小。

2) 燃料温度反应性系数假定为最大负值, 因为在事故期间,从热交换的角度达到最坏状 况时,燃料温度会降低。在这种情况下,急停后 由于温度效应,功率下降速度将最小。

3) 假定反应堆紧急停堆时功率下降速度 最小,从而将功率下降速率降低到最小值。

分析结果表明,在工况 1 中,一回路最大压 力为 18.78 MPa,二回路最大压力为 8.01 MPa, 均不超过一回路压力 20.24 MPa 和二回路压 力 9.02 MPa 的限值;最大径向平均燃料焓为 453.1 J/g,小于 690 J/g 的限值要求;发生短期 DNB,发生 DNB 的燃料棒数量不足导致堆芯 燃料组件的完整性破坏;燃料棒包壳最高温 度为 708 °C,燃料棒中心温度最高为 1 875 °C,均 低于相应的温度限值 1 200 °C 和 2 550 °C。

在工况 2 中,一回路最大压力为 17.22 MPa, 二回路最大压力为 7.41 MPa,均不超过一回路 压力 20.24 MPa 和二回路压力 9.02 MPa 的限 值;最大径向平均燃料焓为 296.5 J/g,小于 690 J/g 的限值要求;燃料棒包壳最高温度为 592 °C,燃料棒中心温度最高为 1 213 °C,均 低于相应的温度限值 1 200 °C 和 2 550 °C,如图 4 所示。

3 结论

田湾核电站在 1、2 号机组引入 TVS-2M 型燃料组件,采用长周期换料策略后,对核电厂 失流事故的分析结果表明,堆芯各项参数均能 满足验收准则要求,反应堆处于安全状态。

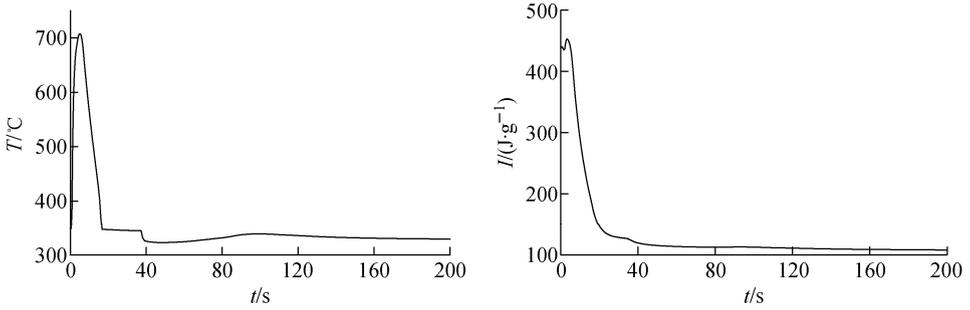


图4 1台主泵发生卡轴事故时的燃料包壳最高温度和燃料棒最大径向平均焓

Fig. 4 Maximum temperature of fuel cladding and maximum radially averaged enthalpy of fuel rod at instantaneous jamming on RCP

参考文献:

- [1] IAEA. Accident analysis for nuclear power plant [M]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2002.
- [2] 濮继龙. 压水堆核电站安全与事故对策[M]. 北京:原子能出版社,1995.
- [3] Tianwan NPP. Computer code: Stationary thermo-hydraulic calculation of the reactor and primary circuit "DINAMIK-97": Description of computer code, 428-Pr-281[R]. Moscow: OKB Gidropress, 1998.
- [4] Tianwan NPP. Topical report: Steady state conditions with operation of four, three and two RCP sets, 428-Pr-743[R]. Moscow: OKB Gidropress, 2011.
- [5] 杨晓强,姚进国,郑继业. 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. Steady-state thermal hydraulic analysis of mixed core on long fuel cycle at TNPS[J]. Nuclear Safety, 2013, 12(4): 64-68(in Chinese).
- [6] 姚进国,李载鹏,杨晓强. 田湾核电站主泵卡轴事故分析[J]. 中国核电,2011,4(2):174-179.
YAO Jinguo, LI Zaipeng, YANG Xiaoqiang. Instantaneous jamming of on RCP on TNPS[J]. China Nuclear Power, 2011, 4(2): 174-179(in Chinese).