

基于三维物理热工耦合方法的控制棒组 失控抽出事故分析

陈 静^{1,2} 陈 超² 蒋校丰² 张健夫¹ 任一飞¹

1(江苏核电有限公司 连云港 222042)

2(上海核星核电科技有限公司 上海 201103)

摘要 VVER(Vodo-Vodyanoy Energetic Reactor)机组反应性引入事故中堆芯物理和热工现象之间存在强烈的相互作用,为了更详细准确地模拟事故进程和后果,基于三维物理热工耦合方法开展反应性引入事故分析。采用内耦合的方式和松耦合的数据传递方案,将三维中子动力学程序联合接口函数编译为动态链接库,准三维热工水力系统程序作为主导,实现物理和热工程序的耦合。采用VVER-1000型电厂主泵4切1试验对耦合程序计算结果的可靠性进行验证,基于耦合程序开展最小可控功率水平下控制棒组失控抽出事故的计算分析。通过建立堆芯物理模型和系统的热工水力模型并考虑中子学参数的不确定性,进行了程序间的对比验证。计算结果表明:所获得的事件序列以及安全相关重要参数的极值均与最终安全分析报告(Final Safety Analysis Report, FSAR)的相近,主要热工水力参数的瞬态响应过程总体上符合较好。堆芯热通道轴向相对功率峰值为3.07。堆芯最小偏离泡核沸腾比(Departure from Nucleate Boiling Ratio, DNBR)为2.34,燃料棒最高温度为1 061.3 °C,与限值相比均有较大裕量。三维物理热工耦合方法对于准确可靠地模拟VVER机组反应性引入事故有重要的意义。

关键词 VVER 机组, 反应性引入事故, 三维物理热工耦合方法, 事故分析, 动态链接库

中图分类号 TL364.4

DOI: 10.3724/j.0253-3219.2026.hjs.49.250178

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2026.49.250178

Analysis of uncontrolled withdrawal of control rods group accident based on three-dimensional neutronics/thermal-hydraulic coupling method

CHEN Jing^{1,2} CHEN Chao² JIANG Xiaofeng² ZHANG Jianfu¹ REN Yifei¹

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

2(Shanghai Nustar Nuclear Power Technology Corporation Limited., Shanghai 201103, China)

Abstract [Background] Strong interaction between neutronics and thermal-hydraulic phenomena exists in the core under reactivity initiated accidents for VVER (Vodo-Vodyanoy Energetic Reactor) units. Three-dimensional simulation considering coupling effect is particularly important in the accident analysis. [Purpose] This study aims to simulate the process and consequences of reactivity initiated accidents in detail and accurately analyze uncontrolled withdrawal of control rods group accident for VVER based on three-dimensional neutronics/thermal-hydraulic coupling method. [Methods] Three-dimensional neutronics/thermal-hydraulic coupling method including internal coupling type and loosely-coupled data transfer scheme was adopted in this study. Firstly, three-dimensional

中核集团"青年英才"项目资助

第一作者: 陈静, 女, 1990年出生, 2019年于西安交通大学获博士学位, 研究领域为反应堆安全分析, E-mail: chenjing05@cnnp.com.cn

收稿日期: 2025-05-07, 修回日期: 2025-07-30

Supported by China National Nuclear Corporation's "Young Talent" Program

First author: CHEN Jing, female, born in 1990, graduated from Xi'an Jiaotong University with a doctoral degree in 2019, focusing on reactor safety analysis, E-mail: chenjing05@cnnp.com.cn

Received date: 2025-05-07, revised date: 2025-07-30

neutronics code combined with interface functions was compiled into dynamic link library (DLL), and quasi three-dimensional thermal-hydraulic system code was taken as the leading role to implement the coupling of neutronics and thermal-hydraulic codes. Then, the reliability of the coupled code was validated using the trip of one out of four reactor coolant pump sets test conducted in the VVER-1000 power plant, and calculation and analysis on the uncontrolled withdrawal of control rods group accident during minimal controlled power level were performed based on the coupled code. Finally, the core neutronics model and system thermal-hydraulic model were built with consideration of the uncertainty of neutronics parameters, code-to-code comparison was carried out to validate these models. **[Results]** Calculation results indicate that sequence of events and extreme values of safety-relevant important parameters are close to those of FSAR (Final Safety Analysis Report). Response processes of major thermal-hydraulic parameters in the transient generally agree well with those of FSAR. Acceptance criteria under the considered accident condition are satisfied. The protective automatic actions of safety systems bring the reactor plant into a safe state. The axial relative power peak in the core hot channel assembly is 3.07. The minimum DNBR (Departure from Nucleate Boiling Ratio) in the core is 2.34, and the maximum temperature of the fuel rods is 1 061.3 °C, both of which remain a large margin compared with the limited values. **[Conclusions]** Results of this study demonstrate that three-dimensional neutronics/thermal-hydraulic coupling method is of great significance to the accurate and reliable simulation on the reactivity initiated accidents for VVER units.

Key words VVER units, Reactivity initiated accidents, Three-dimensional neutronics/thermal-hydraulic coupling method, Accident analysis, Dynamic link library

事故分析为核电机组设计和安全评价的关键环节。在反应性引入事故中,堆芯区域存在中子学、流动传热和机械作用等现象显著的相互影响和反馈效应,局部中子通量分布畸变较大且瞬态变化过程迅速。控制棒的动作影响堆芯功率分布^[1-3]。传统的点堆中子动力学模型和物理热工脱耦方法无法准确模拟此类事故,且过于保守的计算结果降低了反应堆的经济性。针对反应性事故复杂瞬态过程的可靠模拟,需要考虑物理热工耦合效应的三维计算方法,以反映更真实的事故后果,挖掘更多的安全裕量。

俄罗斯作为多种 VVER (Vodo-Vodyanoy Energetic Reactor) 型反应堆装置的设计研发方,早期开发了一维系统程序包 TRAP-97,模拟了大量事故工况下的安全特性^[4],而后将耦合了三维中子动力学和热工水力的 ATHLET/BIPR-VVER 程序应用于反应性引入事故的计算^[5]。20 世纪 90 年代末和 21 世纪初,研究者^[6-8]多采用瞬态热工水力分析程序 RELAP5 模拟了 VVER 反应堆少量的事故瞬态,且主要关注破口类事故。文献[9-11]中也指出了此程序对于某些事故过程现象和参数模拟的偏差。此后,一些研究者开展了将更先进的物理热工耦合程序(例如 RELAP5/PARCS、DYN3D/RELAP5 和 DYN3D/ATHLET 等^[12-13])应用于 VVER 机组的事故模拟。而国内针对 VVER 机组事故分析的研究并不多^[14-16],事故瞬态计算程序的开发工作更是匮乏。采用三维物理热工耦合方法开展事故分析,准确评估尤其是反应性引入事故工况下机组的响应能力,

对于提高 VVER 机组运行的经济性和安全性有着迫切且重要的现实意义。

本研究将中子动力学程序 EGRET-HK 与热工水力系统程序 ATHLET 进行耦合,基于所开发的 VVER 机组三维物理热工耦合程序,模拟了最小可控功率水平下控制棒组失控抽出事故,分析了一、二回路主要参数的变化趋势和安全相关重要参数的极值,对事故后果进行评估。并通过与 FSAR 中计算结果的对比,表明了此耦合分析方法对于事故模拟的可靠性。

1 三维物理热工耦合程序系统简介

1.1 耦合系统框架

ATHLET 是由德国核设施安全评审中心 (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, GRS) 开发的热工水力系统程序^[17],用于计算沸水堆 (Boiling Water Reactor, BWR) 和压水堆 (Pressurized Water Reactor, PWR) 等轻水反应堆偏离正常运行,一、二回路破口及泄漏等工况。此程序采用灵活的节点划分模式和模块化的网格,并经过了系统试验包括国际基准题和实际电厂瞬态的验证。

EGRET-HK 为国内自主研发的六角形堆芯三维中子动力学程序^[18],可适用于 VVER 机组堆芯物理计算分析。由组件计算程序 ROBIN 提供等效均匀化参数,并通过 IDYLL 程序将这些参数处理为截面表。EGRET-HK 的核心模块采用了求解中子扩散方

程的多群三维粗网节块方法,可实现精细功率重构、控制棒价值和临界硼浓度等的计算。程序已经过了VVER-1000国际基准题和田湾核电站2号机组运行历史的验证^[19-20]。

1.2 耦合方法

编制耦合接口程序,以热工水力系统程序作为主导,通过接口函数驱动外部中子动力学程序而实现两个程序的耦合。具体地,将接口函数与中子动力学程序联合编译为动态链接库,并以插件方式嵌入到系统程序中。两个程序内部计算过程相对独立,由系统程序控制时间步长。为保证计算的收敛性,若系统程序的时间步长大于中子动力学程序的限值,则将此限值作为中子动力学程序的步长,直至计算时间累积至系统程序的步长,再进行程序之间的数据交互。

采用内部耦合的方式,即由中子动力学程序执行堆芯三维中子扩散计算,而在系统程序中模拟堆芯和一、二回路的系统设备以及安全保护系统等,所有的热工水力计算仅由系统程序独立完成。两个程序在堆芯处进行数据交换。

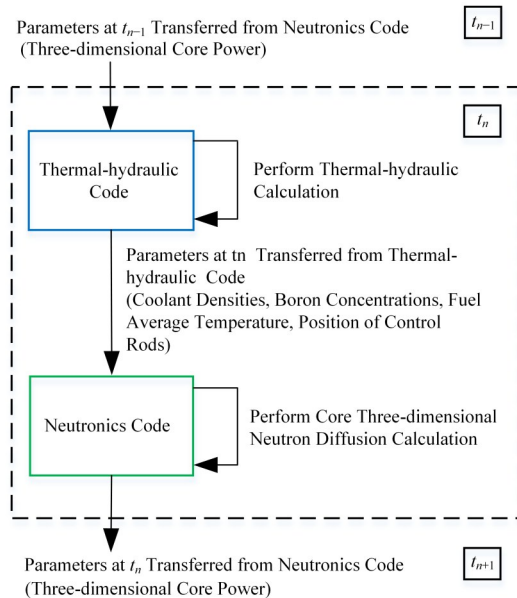


图1 耦合程序中的数据传递方式

Fig.1 Data transfer mode in the coupled code

如图1所示,以松耦合的方式实现数据的传递。即在当前时间步长内,由热工水力系统程序根据中子动力学程序提供的物理参数执行计算。耦合接口程序读取当前堆芯热工网格中的冷却剂密度、硼浓度、燃料棒温度计算结果,通过体积权重映射到相应中子学计算网格,并获取控制棒位置,将此4部分参数均传递至中子动力学程序。再由中子动力学程序计算出三维堆芯功率分布并反馈至热工水力系统程

序,依此过程随时间步迭代进行。

1.3 耦合计算过程

耦合计算的具体过程如图2所示:1)耦合程序读取系统模型的初始和边界条件等,以及堆芯三维中子动力学的输入数据;2)根据读取的模型信息分别对系统程序和中子动力学程序进行初始化计算;3)系统程序执行稳态计算,获得堆芯以及一、二回路参数匹配的平衡状态,并将稳态热工水力参数计算结果传递至中子动力学程序;4)中子动力学程序再进行三维堆芯扩散的稳态计算。若获得的三维功率分布结果与前一迭代步的相对偏差最大值小于1%,则稳态计算结束,否则将三维功率分布映射到系统程序堆芯网格,通过接口反馈回系统程序并重复3)~4)的计算过程;5)瞬态热工水力参数传递。稳态计算收敛后,将热工水力参数传递至堆芯三维中子动力学程序的瞬态计算模型;6)中子动力学程序进行三维堆芯扩散计算,并反馈三维功率分布至系统程序;7)系统程序依此功率分布进行流动传热瞬态计算。重复执行5)~7)步的耦合过程,直到时间达到设定的终止时刻,输出此事故的模拟结果。

此外,在中子动力学程序瞬态计算中,对于瞬发和缓发中子动力学参数,直接作用各自的不确定性系数;对于慢化剂密度系数、燃料温度系数以及控制棒价值,通过各自宏观增量截面的修正因子来间接考虑不确定性。

1.4 程序验证

田湾核电站VVER-1000型机组调试期间(U4C1)进行了主泵4切1试验。针对此运行瞬态开展耦合程序的计算验证。试验前机组处于100%额定功率水平且4台主泵运行的稳定状态,随后切除环路2的主泵,逐渐过渡到3台主泵投运的稳定工况。主泵切除过程中的反应堆热功率、一回路温度和压力以及二回路蒸汽发生器的水位等的程序计算值与电厂实测数据总体上符合得较好,变化趋势具有相似性,验证了所开发的耦合程序ATHLET/EGRET-HK的可靠性。部分验证结果如图3和图4所示。

2 控制棒组失控抽出事故的模拟分析

VVER-1000机组堆芯内共布置了10组控制棒组件,第1~7组为停堆棒组,第8~10组为调节棒组。其中,第10组为主调节棒组即工作组(共6束)。反应堆处于最小可控功率水平时,工作组处于20%堆芯高度,而其余控制棒组均位于堆顶。由于控制模块故障、开关被卡住或自动功率控制器(Automatic

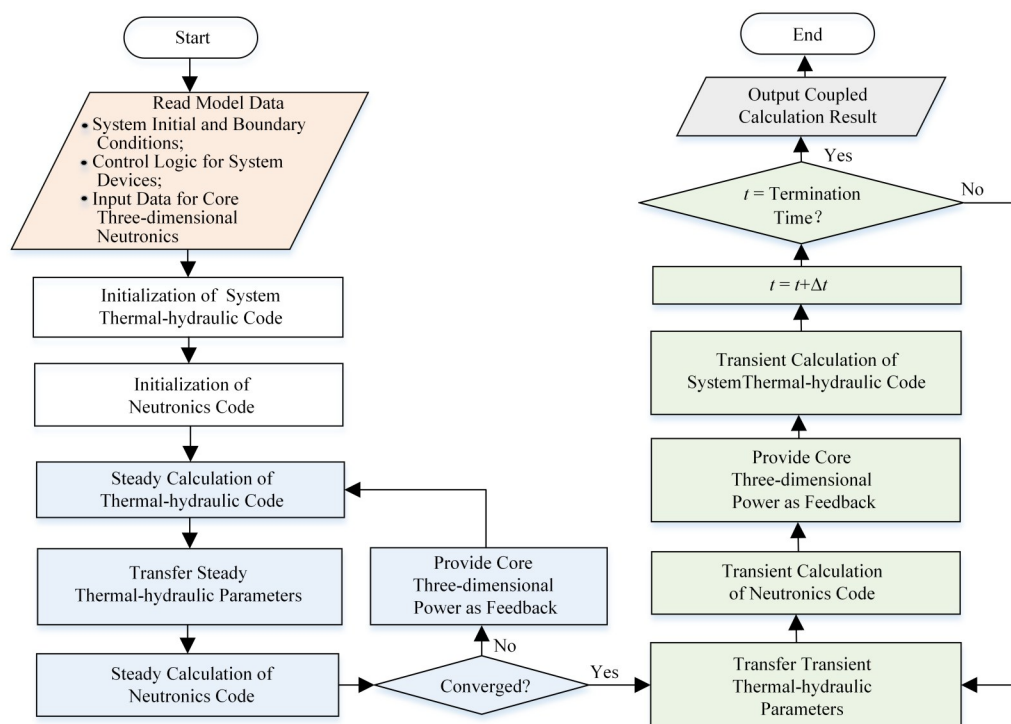


图2 耦合计算流程图
Fig.2 Flowchart of the coupled calculation

Power Controller, APC)故障且限制控制器(Power Limitation Controller, PLC)和预保护失效,控制棒组在没有移动指令的情况下从堆芯失控抽出。此始发事件将引入正反应性,中子功率的增加导致一、二回路压力升高,可能出现燃料棒熔化和燃料元件损坏。

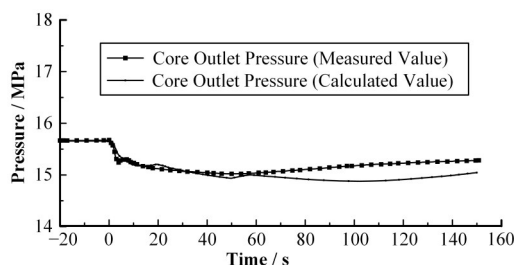


图3 堆芯上部压力的测量值与计算值
Fig.3 Measured and calculated values of the core outlet pressure

2.1 计算模型与假设

2.1.1 中子学和热工水力建模

采用所开发的 ATHLET/EGRET-HK 耦合程序开展此事故工况的模拟。中子物理计算中,根据预先产生的各类燃料组件的截面表信息,在三维中子动力学程序中完成反应堆特定燃料循环堆芯装载方案的布置,建立事故分析所需的物理模型,包括初始状态的中子学特性参数分布。此外,在空间网格划分上,堆芯每根燃料组件沿轴向分为了19个节块,

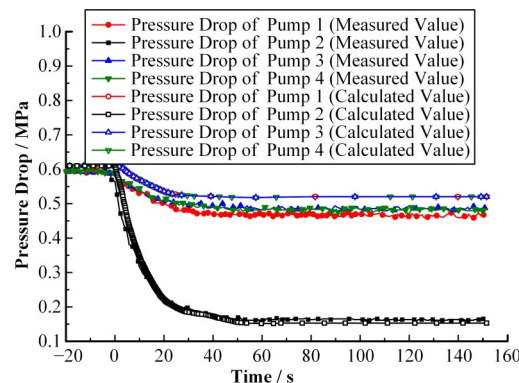


图4 主泵压降的测量值与计算值(彩图见网络版)
Fig.4 Measured and calculated values of the pump pressure drop (color online)

并与热工水力系统程序以插值对应的方式进行轴向堆芯数据的交换。此事故中,中子动力学程序通过接口程序实时传递的控制棒位置模拟控制棒组失控抽出。

在热工水力程序中,模拟了压力容器的下降段,上、下腔室,堆芯活性区以及一回路的4条环路,每条环路分别包括热管段、卧式蒸汽发生器(Steam Generator, SG)和带冷却剂主泵的冷管段。二回路的计算模型主要包括SG的二次侧、蒸汽母管、给水系统(包括主给水、辅助给水和应急给水泵)、到汽轮机的蒸汽管道、旁排阀和大气释放阀等。基于过程信号定义了反应堆主要系统设备的控制逻辑。此外,通过设定移动速度二维表和插值速度表逻辑,传

递控制棒的移动距离至耦合接口程序,由接口程序结合初始棒位计算当前的实时棒位。

此外,热工水力计算中,设置多个堆芯热通道(Hot Channel, HC),其内部热构件具有最小或最大气隙热导率,以使得最不利的准则参数(例如燃料芯块或包壳最高温度)出现在热通道内。在稳态计算中,通过保守地赋予功率峰值因子,使得热通道内的燃料元件热流密度触及线功率密度曲线的限值。对于临界热流密度的计算,根据相对焓值所处的范围,

选取不同的经验关系式,包括Gidropress关系式、Smolin关系式以及Hydraulic和Smolin关系式^[21]。

2.1.2 主要输入参数和假设

0 s时,堆芯的初始功率仅为0.1 MW,首先开展了低功率工况下的系统稳态计算。表1列出了所采用的机组主要初始参数。为使得始发事件造成最严重的后果,引入了保守性考虑。此外,假设旁排阀故障、APC失效以及30 min内操纵员未干预等。

表1 机组主要的初始参数
Table 1 Main initial parameters of the unit

参数 Parameter	值 Value
功率 Power / MW	0.1
运行的主冷却剂泵数量 Number of operating main coolant pumps	2(环路2和环路4 Loop2 and Loop4)
通过反应堆的冷却剂流量 Coolant flow rate through the reactor / $\text{m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$	41 900
堆芯入口温度 Core inlet temperature / $^{\circ}\text{C}$	280
堆芯出口压力 Core outlet pressure / MPa	15.4
稳压器水位 Pressurizer level / m	5.1
SG水位 SG level / m	2.4
SG给水温度 SG feed water temperature / $^{\circ}\text{C}$	164
燃料温度反应性系数(取绝对值最大的负值) Fuel temperature reactivity coefficient (most negative value) / $^{\circ}\text{C}^{-1}$	-2.1×10^{-5}
冷却剂温度反应性系数(包含密度变化,取绝对值最大的负值) Coolant temperature reactivity coefficient (including density variations, most negative value) / $^{\circ}\text{C}^{-1}$	-7.64×10^{-5}
缓发中子的有效份额(取最小值) Effective fraction of delayed neutrons (minimum value) / %	0.59
瞬发中子的有效寿命(取最小值) Effective lifetime of prompt fission neutrons (minimum value) / μs	17.0
最大价值的一束控制棒卡在堆顶时的紧急停堆价值(取最小值) Emergency protection worth with the highest worth control rod stuck in the top position (minimum value) / %	5.7

2.2 计算结果分析

2.2.1 事件序列

表2列出了主要的事件序列。由于始发事件引入正反应性,堆芯中子功率增加,功率密度在堆内重新分布,反应堆入口和出口冷却剂温度随之升高,一回路冷却剂压力上升。同时,二回路蒸汽发生器出口温度和压力升高。此事故中,功率增加首先受到负反馈作用即多普勒效应和冷却剂温度反应性效应的限制。事故中依次触发了稳压器(Pressurizer, PRZ)喷淋阀、紧急停堆和二回路大气释放阀的动作。由表2可知,本研究所获得的事件序列与FSAR^[21]的符合较好。

2.2.2 主要参数的变化趋势

主要的计算结果如图5~10所示,并将本研究的计算结果和FSAR中的进行对比。FSAR所采用的耦合计算程序为ATHLET/BIPR-VVER。由图5可知,中子功率的变化趋势两者符合得很好。本研究

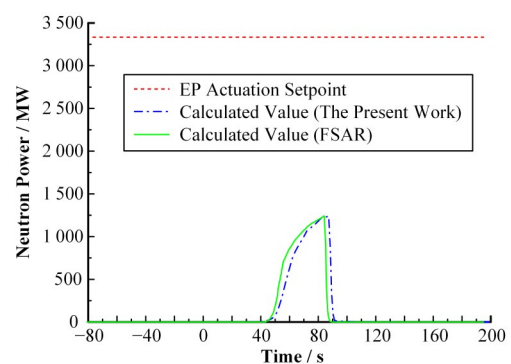


图5 中子功率变化曲线(彩图见网络版)
Fig.5 Variation curve of neutron power (color online)

中触发紧急停堆的时刻略晚于FSAR中的,两者相差1.2 s。图6示出了堆芯热通道组件(#31,一束控制棒工作组所在的组件)轴向功率分布随时间的变化。随着工作组从距离堆芯底部20%的位置以 $2 \text{ cm} \cdot \text{s}^{-1}$ 的速度抽出,轴向功率峰值逐渐上移,86.12 s时紧急停堆,全部控制棒组开始下落,导致轴

表2 事件序列
Table 2 Sequence of events

时刻 Time / s	事件 Event
计算值(FSAR) 计算值(本研究) Calculated value Calculated value (FSAR) (this work)	
0	0 所有的工作组(共6束)以 $2\text{ cm}\cdot\text{s}^{-1}$ 的速度从20%堆芯位置抽出 All control rods (6 bundles) of working group begin to withdraw from position of 20% at a speed of $2\text{ cm}\cdot\text{s}^{-1}$
58.58	64.95 稳压器的压力超过16.07 MPa,达到稳压器第一个喷淋阀开启的整定值,此阀门开始打开 The spray valve begins to open by the fact that the PRZ pressure exceeds 16.07 MPa, reaching the opening setpoint of the first PRZ spray valve
60.54	66.95 稳压器的压力超过16.27 MPa,达到稳压器第二个喷淋阀开启的整定值,此阀门开始打开 The spray valve begins to open by the fact that the PRZ pressure exceeds 16.27 MPa, reaching the opening setpoint of the second PRZ spray valve
82.94	84.12 反应堆出口压力超过17.6 MPa,触发紧急停堆 Emergency scram signal generates due to the reactor outlet pressure exceeding 17.60 MPa
84.94	86.12 延迟2 s后,响应紧急停堆信号,控制棒组开始下落 Control rods begin to move in response to the scram signal with 2 s delay 失去机组厂用电,导致:一回路主泵停运;蒸汽发生器主给水和辅助给水泵断开;应急柴油发电机启动 Loss of power supply, lead to: trip of all the primary loop main pumps. Disconnection of main and auxiliary feedwater pumps for SG. Diesel generators turn on
90.05	87.11 SG3蒸汽管线上的压力超过7.25 MPa,达到大气释放阀门开启的整定值,阀门打开并开始运行在控制压力模式 BRU-A valve of SG3 begins to open and operate in control mode by the fact that pressure in the steam pipeline exceeds 7.25 MPa, reaching the opening setpoint of the valve
90.11	87.11 SG2蒸汽管线上的压力超过7.25 MPa,达到大气释放阀门开启的整定值,阀门打开并开始运行在控制压力模式 BRU-A valve of SG2 begins to open and operate in control mode by the fact that pressure in the steam pipeline exceeds 7.25 MPa, reaching the opening setpoint of the valve
90.11	87.11 SG4蒸汽管线上的压力超过7.25 MPa,达到大气释放阀门开启的整定值,阀门打开并开始运行在控制压力模式 BRU-A valve of SG4 begins to open and operate in control mode by the fact that pressure in the steam pipeline exceeds 7.25 MPa, reaching the opening setpoint of the valve
115.11	99.6 稳压器压力低于15.97 MPa,达到第二个稳压器喷淋阀关闭的整定值,阀门关闭 The valve closes by the fact that the PRZ pressure is below 15.97 MPa, reaching the closing setpoint of the second PRZ spray valve
117.29	100.5 稳压器压力低于15.87 MPa,达到第一个稳压器喷淋阀关闭的整定值,阀门关闭 The valve closes by the fact that the PRZ pressure is below 15.87 MPa, reaching the closing setpoint of the first PRZ spray valve
1 800.0	1 800.0 计算结束,反应堆处于次临界,主要参数稳定 End of calculation, reactor is subcritical, main parameters are stable

向功率分布的显著畸变,4 s后控制棒组均落到堆底,峰值快速下降。如图7所示,0 s时工作组所处的6组燃料组件功率最低,随后堆芯径向功率分布逐渐展平,至86 s时径向功率峰值为1.152。停堆后的 $t=90\text{ s}$,由于最外圈燃料组件未布置控制棒而峰值最高。

紧急停堆伴随全厂断电的发生,如图8所示,原本投入运行的2、4环路主泵断开,一回路冷却剂流量快速下降。

由图9可知,本研究获得的稳压器压力后期下

降到的稳定值低于FSAR中的,但两者的峰值相差很小,且图10中稳压器喷淋系统投入的时刻和流量结果也符合较好。

如图11和图12所示,热腿冷却剂温度以及蒸汽发生器出口压力变化趋势和极值在事故前期两者符合的很好,后续趋于稳定的过程中有所差异。此外,由于二回路排放装置大气释放阀的运行,使得蒸汽发生器内的压力达到峰值后快速下降。

由以上的分析可知,本研究 and FSAR 中一、二回路主要参数的变化趋势和达到的峰值总体上具有相

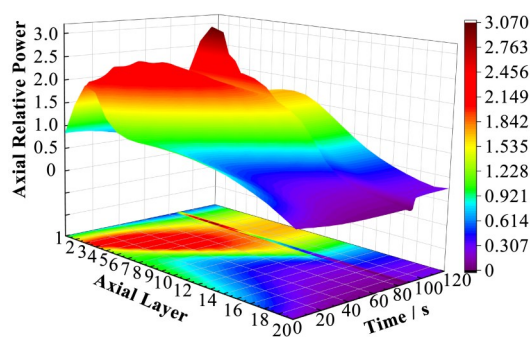


图6 堆芯热通道组件(#31)轴向相对功率分布(彩图见网络版)
Fig.6 Axial relative power distribution in the core hot channel assembly (#31) (color online)

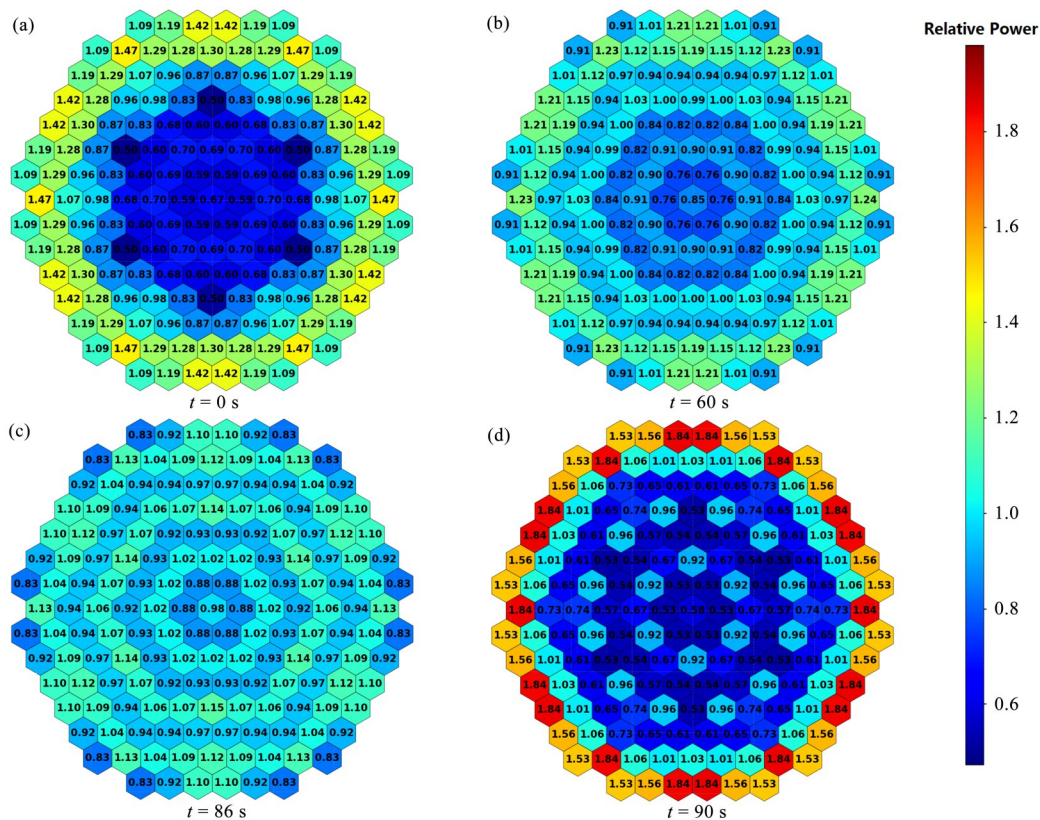


图7 堆芯径向相对功率分布(彩图见网络版)
Fig.7 Radial relative power distribution in the core (color online)

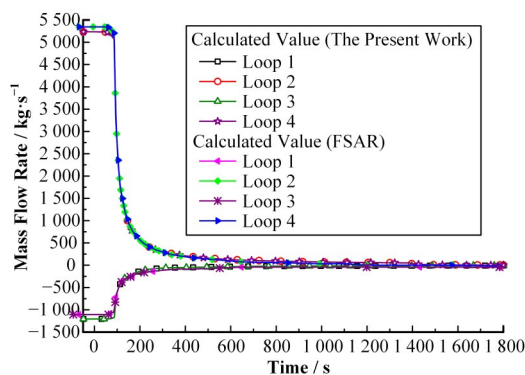


图8 环路冷却剂流量变化曲线(彩图见网络版)
Fig.8 Variation curves of coolant flow rate in loops (color online)

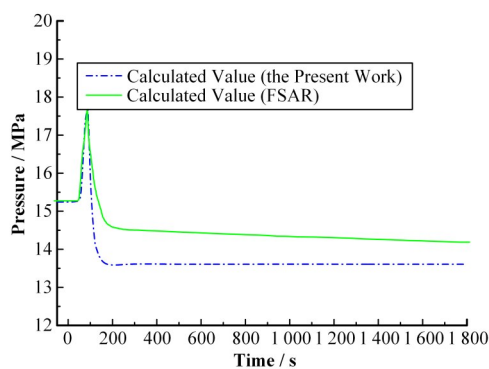


图9 稳压器压力变化曲线(彩图见网络版)
Fig.9 Variation curves of PRZ pressure (color online)

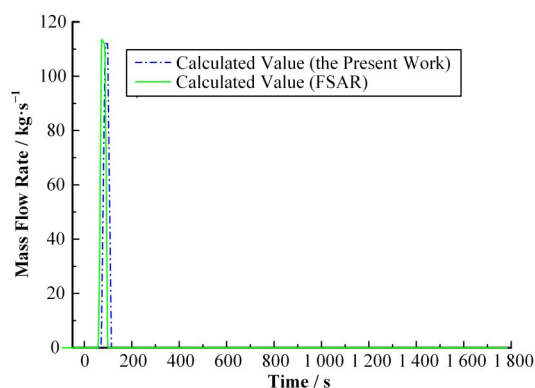


图10 稳压器喷淋流量变化曲线(彩图见网络版)
Fig.10 Variation curves of PRZ spray flow rate (color online)

似性。部分结果有所差别,这主要是由于两个耦合程序在计算模型包括系统设备的热工水力建模和中子物理学模拟方法上存在差异。

图13~15示出了堆芯参数的结果对比。在本研究和FSAR的热工水力计算中,分别沿热通道轴向划分了20个和10个节块(均从堆芯底部开始编号)。

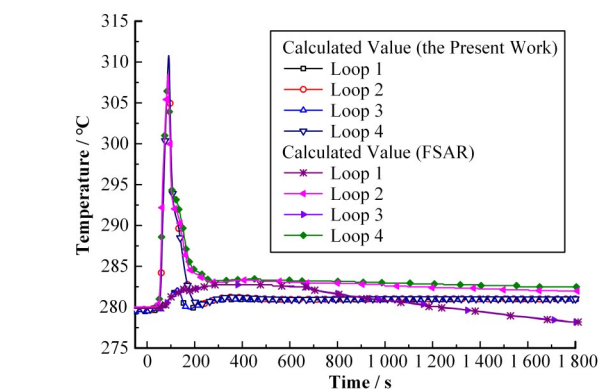
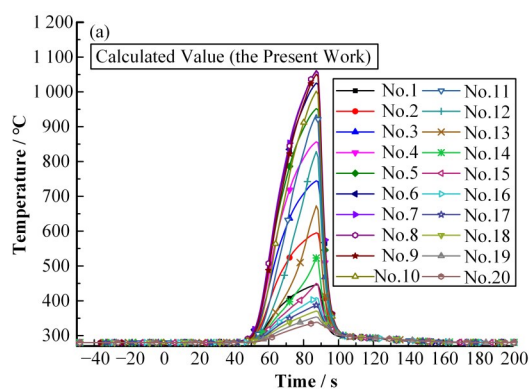


图11 不同环路热腿冷却剂温度变化曲线(彩图见网络版)
Fig.11 Variation curves of coolant temperature in hot legs of different loops (color online)

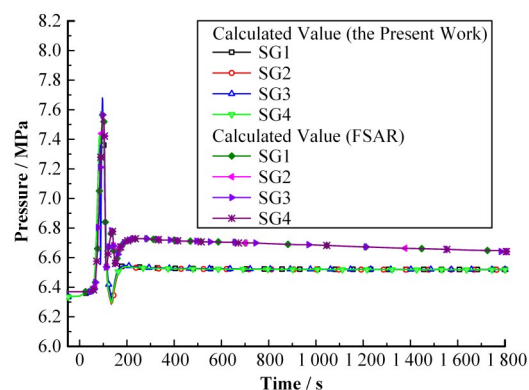


图12 蒸汽发生器出口压力变化曲线(彩图见网络版)
Fig.12 Variation curves of steam generator outlet pressure (color online)

考虑到燃料棒的轴向功率分布在堆芯顶部和底部的变化较剧烈,故本研究采用的节块数更多。燃料最高温度、DNBR和包壳最高温度分布变化趋势一致,峰值相近。

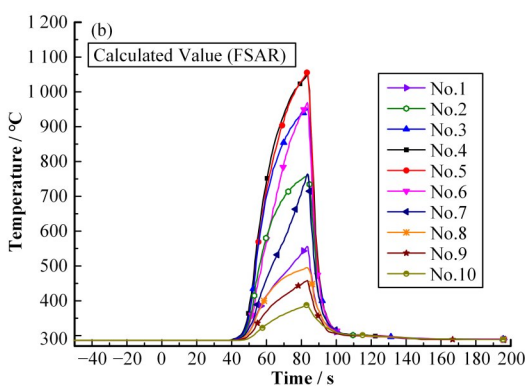


图13 热通道轴向各节块燃料最高温度变化曲线(彩图见网络版) (a) 本研究, (b) FSAR
Fig.13 Variation curves of maximum fuel temperature in axial layers of HC (color online) (a) The present work, (b) FSAR

此外,由表3可知,本研究所获得的堆芯参数极值出现的轴向位置和时刻与FSAR的符合很好,分

别在85.19 s和87.26 s达到这些参数的极值,均临近紧急停堆控制棒下落时刻。

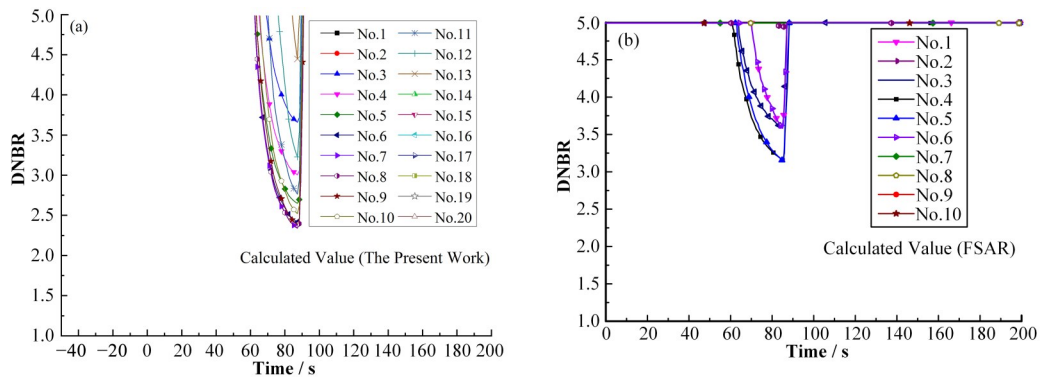


图 14 热通道轴向各节块 DNBR 变化曲线(彩图见网络版) (a) 本研究, (b) FSAR
Fig.14 Variation curves of DNBR in axial layers of HC (color online) (a) The present work, (b) FSAR

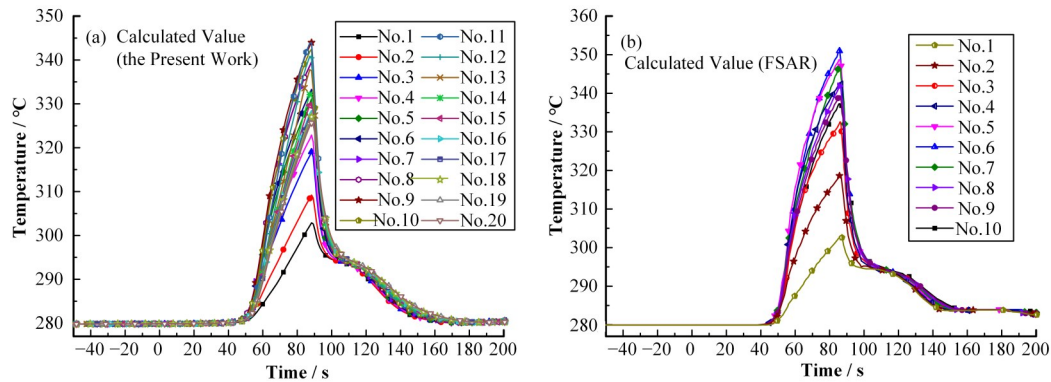


图 15 热通道轴向各节块包壳最高温度变化曲线(彩图见网络版) (a) 本研究, (b) FSAR
Fig.15 Variation curves of maximum cladding temperature in axial layers of HC (color online) (a) The present work, (b) FSAR

表 3 堆芯参数极值出现的位置和时刻

Table 3 Location and time at which the extreme values of core parameters appear

参数 Parameter	极值出现的轴向位置 Axial location at which the extreme value appears		极值出现的时刻 Time at which the extreme value appears	
	FSAR(共 10 层) FSAR (10 layers)	本研究(共 20 层) The present work (20 layers)	FSAR	本研究 The present work
MDNBR	第 4 层节块 The fourth layer	第 8 层节块 The eighth layer	85.19 s	87.26 s
燃料最高温度 Maximum fuel temperature / °C	第 4 层节块 The fourth layer	第 8 层节块 The eighth layer	85.19 s	87.26 s
包壳最高温度 Maximum cladding temperature / °C	第 6 层节块 The sixth layer	第 11 层节块 The eleventh layer	85.19 s	85.19 s

2.2.3 事故后果

表 4 列出了安全相关重要参数的定量结果。如表 4 所示,本研究的计算值与 FSAR 的偏差较小。由于模型参数和触发系统设备动作的时刻不完全一致,最小 DNBR 值相比于 FSAR 的偏低。计算结果更保守,不会影响事故分析的结论。这些参数的极值未超过限值,验收准则的要求均能满足:1)一回路冷却剂压力不超过设计值的 115%,即 20.24 MPa;2) SG 蒸汽管道压力不超过设计值的 115%,即 9.02 MPa;3)该始发事件不会发展为更严重事故;

4)始发事件未发生偏离泡核沸腾或超出燃料温度和焓限值;5)堆芯能够得到冷却;6)一、二回路的压力未超过脆性破坏和延性破坏的允许设计限值;7)最小 DNBR 对于给定的关系式在 95% 的置信水平下不低于限值 1.0;8)未发生燃料芯块的局部熔化。燃料(含钐燃料棒)最高温度低于 2 540 °C(2 140 °C)。在此事故下,反应堆处于次临界,一回路保持完整性,堆芯 MDNBR 和燃料棒最高温度等仍有较大裕量,反应堆维持在安全状态。

表4 安全相关计算参数的极值
Table 4 Extreme values of safety-relevant calculated parameters

参数 Parameter	计算值(FSAR) Calculated value (FSAR)	计算值(本研究) Calculated value (the present work)	偏差 Deviation
一回路最高压力 Maximum pressure in primary circuit / MPa	17.86	17.72	-0.14
二回路最高压力 Maximum pressure in secondary circuit / MPa	7.57	7.70	0.13
MDNBR	3.21	2.34	-0.87
燃料最高温度 Maximum fuel temperature / °C	1 056.4	1 061.3	4.9
包壳最高温度 Maximum cladding temperature / °C	351.01	343.97	-7.04

3 结语

本研究以热工水力程序为主导,编制耦合接口模块,将三维中子动力学程序编译为动态链接库,开发了VVER机组三维物理热工耦合程序并经过电厂实际运行瞬态工况的验证。针对最小可控功率水平下控制棒组失控抽出事故开展了耦合计算,将获得的模拟结果与FSAR的进行对比,主要结论如下:

- 1)事件序列包括各系统设备的动作响应及时刻,两者符合较好;
- 2)事故瞬态过程中,一、二回路主要物理热工参数的变化趋势和极值总体上与FSAR的差异较小;燃料和包壳参数达到其最不利值的位置和时刻相近,均出现在触发紧急停堆控制棒下落时刻附近;
- 3)此事故后果满足相关验收准则的要求,安全保护系统的动作可使反应堆处于安全状态,与验收准则相关计算参数的极值仍有较大裕量。

致谢 感谢德国GRS(Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit)gGmbH对本研究工作的支持。本研究中的热工水力计算使用了德国GRS开发的ATHLET 3.2程序。该程序的使用授权由上海核星核电科技有限公司持有。

作者贡献声明 陈静负责程序的耦合方法,事故的分析方法和应用,分析并解释计算结果,论文的编写;陈超负责热工水力程序的耦合模块编制,事故的初始和边界条件,输入模块的建立;蒋校丰负责堆芯中子学程序的模块编制,中子学输入参数;张健夫负责技术性支持;任一飞负责整理数据。

参考文献

1 吴智强, 谢金森, 娄磊, 等. 长寿期小型棒控压水堆控制棒方案研究[J]. 核技术, 2024, 47(3): 030604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.030604.
WU Zhiqiang, XIE Jinsen, LOU Lei, *et al.* Control rod strategy for long-term small rod-controlled pressurized water reactors[J]. Nuclear Techniques, 2024, 47(3):

030604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.030604.
2 司胜义, 卑华, 陈伦寿, 等. 深度次临界工况下的控制棒价值测量技术研究[J]. 核技术, 2025, 48(1): 010602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.230469. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.230469.
SI Shengyi, BEI Hua, CHEN Lunshou, *et al.* Study on control rod worth measurement technique under deep subcritical condition[J]. Nuclear Techniques, 2025, 48(1): 010602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.230469. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.230469.
3 王凯, 王超群, 杨群, 等. 150 MWt熔盐堆(SM-MSR)反应性引入事故后果的不确定性 & 参数敏感性分析[J]. 核技术, 2024, 47(11): 110602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.110602. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2024.47.110602.
WANG Kai, WANG Chaoqun, YANG Qun, *et al.* Uncertainty and sensibility analysis of reactivity insertion transient accident of a 150 MWt molten salt reactor (SM-MSR) [J]. Nuclear Techniques, 2024, 47(11): 110602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.110602. CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2024.47.110602.
4 Lityshev A V. TIANWAN NPP Units 1 and 2 final safety analysis report: Chapter 15 accident analyses[R]. Moscow: OKB GIDROPPRESS, 2008.
5 Baikov A V, Dubov A A, Kotsarev A V, *et al.* Simulation of a transient process in VVER-1200 by means of the ATHLET/BIPR-VVER coupled neutronics and thermohydraulic code[J]. Atomic Energy, 2020, 127(4): 197 - 201. DOI: 10.1007/s10512-020-00610-w.
6 Nematollahi M R, Zare A. A simulation of a steam generator tube rupture in a VVER-1000 plant[J]. Energy Conversion and Management, 2008, 49(7): 1972 - 1980. DOI: 10.1016/j.enconman.2007.12.018.
7 Shahedi S, Jafari J, Boroushaki M, *et al.* Development of a qualified nodalization for small-break LOCA transient analysis in PSB-VVER integral test facility by RELAP5

- system code[J]. Nuclear Engineering and Design, 2010, **240**(10): 3309 - 3320. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2010.06.024.
- 8 Sabotinov L, Srivastava A. Large break loss-of-coolant accident analysis of VVER-1000 reactor using CATHARE code[J]. Nuclear Technology, 2010, **170**(1): 123 - 132. DOI: 10.13182/nt10-a9451.
 - 9 Sloan S M, Hassan Y A. A comparison of RELAP5/MOD2 results to the data of a small-break loss-of-coolant accident experiment of an IAEA standard problem exercise[J]. Nuclear Technology, 1990, **89**(2): 177 - 182. DOI: 10.13182/nt90-a34344.
 - 10 Hassan Y A, Salim P. Simulation of the primary-secondary leak experiment of IAEA' third standard problem exercise using the RELAP5/MOD2 and RELAP5/MOD3 computer codes[J]. Nuclear Technology, 1991, **96**(2): 139 - 146. DOI: 10.13182/nt91-a34600.
 - 11 Cebull P P, Hassan Y A. Simulation of the IAEA's fourth standard problem exercise small-break loss-of-coolant accident using RELAP5/MOD3.1[J]. Nuclear Technology, 1995, **109**(3): 327 - 337. DOI: 10.13182/nt95-a35081.
 - 12 Bousbia Salah A, Vedovi J, D'Auria F, *et al.* Analysis of the VVER1000 coolant trip benchmark using the coupled RELAP5/PARCS code[J]. Progress in Nuclear Energy, 2006, **48**(8): 806 - 819. DOI: 10.1016/j.pnucene.2006.06.005.
 - 13 Kozmenkov Y, Kliem S, Grundmann U, *et al.* Calculation of the VVER-1000 coolant transient benchmark using the coupled code systems DYN3D/RELAP5 and DYN3D/ATHLET[J]. Nuclear Engineering and Design, 2007, **237**(15 - 17): 1938 - 1951. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2007.02.021.
 - 14 石俊英. WWER-1000型核电站 SGTR 事故分析[J]. 核动力工程, 2002, **23**(2): 51 - 55. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0926.2002.02.011.
SHI Junying. SGTR accident analysis for WWER-1000 nuclear power plant[J]. Nuclear Power Engineering, 2002, **23**(2): 51 - 55. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0926.2002.02.011.
 - 15 姚进国, 王汗, 董超, 等. 田湾核电站长周期换料冷却剂流量丧失事故分析[J]. 原子能科学技术, 2014, **48**(10): 1819 - 1824. DOI: 10.7538/yzk.2014.48.10.1819.
YAO Jinguo, WANG Han, DONG Chao, *et al.* Loss of flow accident analysis on long fuel cycle for tianwan nuclear power station[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2014, **48**(10): 1819 - 1824. DOI: 10.7538/yzk.2014.48.10.1819.
 - 16 李载鹏, 姚进国, 王汗, 等. 田湾核电站长周期换料大破口失水事故分析[J]. 原子能科学技术, 2014, **48**(11): 1998 - 2003. DOI: 10.7538/yzk.2014.48.11.1998.
LI Zaipeng, YAO Jinguo, WANG Han, *et al.* Large break LOCA analysis on long fuel cycle for tianwan nuclear power station[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2014, **48**(11): 1998 - 2003. DOI: 10.7538/yzk.2014.48.11.1998.
 - 17 GRS. ATHLET 3.2 program overview[R]. Köln: Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit gGmbH, 2019.
 - 18 吕栋. 堆芯程序理论手册[R]. 上海: 核星核电科技有限公司, 2017.
LYU Dong. Theoretical manual for the core code[R]. Shanghai: Nustar Nuclear Power Technology Corporation Limited, 2017.
 - 19 俞陆林. 六角形堆芯瞬态计算程序 EGRET-HK 程序验证报告[R]. 上海: 核星核电科技有限公司, 2025.
YU Lulin. Validation report of hexagonal core transient analysis code EGRET-HK[R]. Shanghai: Nustar Nuclear Power Technology Corporation Limited, 2025.
 - 20 俞陆林. 田湾核电站 1-4 号机组换料启动达临界棒位优化研究[R]. 连云港: 江苏核电有限公司, 2024.
YU Lulin. Optimization study on control rod position for criticality approach during refueling startup for TNPS 1-4 units[R]. Lianyungang: Jiangsu Nuclear Power Corporation, 2024.
 - 21 Alekseev S. TIANWAN NPS Units 3&4 final safety analysis report: Chapter 15 accident analyses[R]. Moscow: OKB GIDROPPRESS, 2016.