

钠冷快堆蒸汽发生器内钠水反应事故的仿真方法

向阳¹, 谭超², 陈云龙², 祝家银¹, 余述文¹, 赵平辉¹

(1. 中国科学技术大学核科学技术学院, 安徽合肥 230026; 2. 中核集团核动力运行研究所, 湖北武汉 430074)

摘要: 钠冷快堆钠水反应事故的仿真是钠冷快堆仿真机开发的一个难点. 为了解决这个问题, 基于钠冷快堆蒸汽发生器内传热管水泄漏导致的钠水反应事故的数学物理方程, 设计了一个钠水反应事故的模拟程序. 使用 SimTherm 热工水力仿真程序, 针对钠冷快堆的结构, 设计了适用于钠水反应事故研究的钠冷快堆二回路模型. 通过将钠水反应事故模拟程序与 SimTherm 进行耦合运行, 实现了钠冷快堆钠水反应事故的仿真, 为钠冷快堆仿真机的开发提供了一种新的思路.

关键词: 数值反应堆; 钠水反应事故; 反应堆安全分析; 钠冷快堆

中图分类号: TL353.13; TL33 **文献标识码:** A **doi:** 10.3969/j.issn.0253-2778.2020.04.006

引用格式: 向阳, 谭超, 陈云龙, 等. 钠冷快堆蒸汽发生器内钠水反应事故的仿真方法[J]. 中国科学技术大学学报, 2020, 50(4): 428-435.

XIANG Yang, TAN Chao, CHEN Yunlong, et al. Simulating method of sodium-water reaction accident in steam generator of sodium-cooled fast reactor[J]. Journal of University of Science and Technology of China, 2020, 50(4): 428-435.

Simulating method of sodium-water reaction accident in steam generator of sodium-cooled fast reactor

XIANG Yang¹, TAN Chao², CHEN Yunlong², ZHU Jiayin¹, YU Shuwen¹, ZHAO Pinghui¹

(1. School of Nuclear Science and Technology, University of Science and Technology of China, Hefei 260026, China;
2. Research Institute of Nuclear Power Operation, China National Nuclear Corporation, Wuhan 430074, China)

Abstract: The simulation of sodium-water reaction accident is the difficulty in the development of the simulating system of sodium cooled reactor. In order to solve this problem, a simulation program of sodium-water reaction accident was designed based on the mathematical physical equation of sodium-water reaction accident caused by water leakage in heat transfer tube of sodium-cooled fast reactor steam generator. Based on SimTherm thermal-hydraulic simulation program and the structure of sodium-cooled fast reactor, a second-circuit model of sodium-cooled fast reactor was designed for the study of sodium-water reaction accidents. By coupling the simulation program of sodium-water reaction accident with SimTherm, the simulation of sodium-water reaction accident was realized, which provides a new idea for the development of sodium-cooled fast reactor simulator.

Key words: numerical reactor; sodium-water reaction accident; security analysis of nuclear reactor; sodium cooled fast reactor

收稿日期: 2019-04-01; 修回日期: 2019-05-22

作者简介: 向阳, 男, 1993年生, 硕士. 研究方向: 核科学与技术, 反应堆工程. E-mail: nexy@mail.ustc.edu.cn

通讯作者: 赵平辉, 博士/教授. E-mail: phzhao@mail.ustc.edu.cn

0 引言

对于反应堆模拟机的开发,最重要的是能准确地模拟反应堆的各种事故,以进行运行人员的培训及事故演练^[1].

在 BN-600 钠冷快堆中,三回路工作压力为 14 MPa,二回路工作压力 0.25 MPa^[2]. 由于钠冷快堆二回路与三回路之间的压差较大,以及液态钠本身对不锈钢材料的腐蚀性,蒸汽发生器传热管在运行过程中的应力集中处就容易发生管道腐蚀、破裂事故,导致三回路水向二回路液态钠的泄漏. 当三回路水泄漏到二回路的液态钠中时,会发生剧烈的钠水反应,从而生成大量氢气,并产生强烈的压力波,影响整堆的正常运行^[6-7]. 由于传热管部分破裂状态的不稳定性和快速过渡性,钠水反应事故的研究主要以单根传热管完全断裂时的水泄漏量作为典型问题进行研究,建立数学模型对大钠水反应过程进行分析和计算^[8]. 当传热管完全破裂时,二回路与三回路之间的压差极大,瞬间达到传热管的临界泄流状态,对于一般的钠冷快堆而言,此时三回路水向二回路液态钠的临界泄流的质量流率约为 2 kg/s^[9-10]. 从三回路泄漏的水会与液钠发生钠水反应,产生大量氢气和热量,氢气在反应热的作用下快速膨胀,使得事故区产生高压氢气源,从而影响反应堆内各部件的正常工作,这种事故被称为钠冷快堆的钠水反应事故.

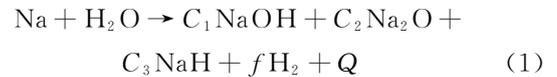
由于钠水反应事故的复杂性,无法通过反应堆仿真机开发系统上内置的模拟功能模拟该事故的过程. 因此,为了能在反应堆仿真机上对钠冷快堆的钠水反应事故进行模拟,需要基于数学物理模型对该事故过程进行描述,即通过对反应堆仿真机开发系统进行再开发,将钠冷快堆钠水反应事故过程的数学物理方程嵌入反应堆仿真机系统内,进行钠冷快堆在该事故过程中的模拟.

此前所研究的钠冷快堆钠水反应事故皆通过特征线方法对自行开发的一维反应堆模型进行研究^[14],且该方法的研究主要是对反应堆内压力的变化进行求解,这样的方法不足以实现钠冷快堆仿真机的开发. SimTherm 程序是目前最受认可的反应堆仿真模拟软件之一,本文通过探索性研究,基于广泛认可的钠冷快堆钠水反应数学物理模型进行了程序设计,通过对 SimTherm 程序进行再开发,将钠

水反应事故模块集成进了该程序内,实现了该程序的钠水反应事故模拟功能. 这为使用 SimTherm 程序进行钠冷快堆的仿真机开发,以及钠水反应事故的模拟与分析,提出了一种新的思路.

1 数学物理模型

对于钠水反应,在不同的反应条件下可能发生多种化学反应,总的来说,可以将钠水反应的总化学反应方程式写为如下的通用形式^[11-12]:



式中, f 是生成的氢气与反应水的摩尔比; C_1, C_2, C_3 分别为反应系数, Q 为反应热. 对于在钠冷快堆钠水反应事故,上述化学方程式中氢气产生量的系数 $f = 0.7$.

在钠水反应过程中,根据氢气的产量和水的泄漏量分别计算反应产热 dQ 和氢气的产量 dm_{H} :

$$dQ = Q_{\text{reaction}} dm_{\text{H}} \quad (2)$$

$$dm_{\text{H}} = f \frac{dm_{\text{H}_2\text{O}}}{18} \quad (3)$$

式中, Q_{reaction} 是产生 1 mol 氢气的反应热. 在反应热的驱动下,钠水反应产生的氢气与钠水反应的反应热存在如下的能量关系:

$$\frac{dT}{dt} = \frac{T_0 - T}{m} \frac{dm}{dt} - x \frac{T}{V} \frac{dV}{dt} \quad (4)$$

$$\frac{dP}{dt} = \frac{1}{V} \left[\frac{RT_0}{M_{\text{H}}} f \frac{dm}{dt} - (1+x)P \frac{dV}{dt} \right] \quad (5)$$

式中, x 是表征氢气物性的参数, $x = R/(C_p M_{\text{H}})$, R 是理想气体常数, $R = 8.314 \text{ J} \cdot \text{mol}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$, C_p 是氢气定压比热容, M_{H} 是氢气的摩尔质量; T 为氢气气泡内部温度; T_0 是反应中产生的氢气的初始温度, $T_0 = 1660 \text{ K}$; $\frac{dm}{dt}$ 为水泄漏率.

方程(4)给出的是气泡生长过程中体积与温度变化的关系,方程(5)给出的是气泡生长过程中体积与压力变化的关系. 由于方程(4)及(5)中共有 P, V, T 三个未知量,方程不封闭,因此需要补充气泡内部压力与液态钠在反应过程中耦合响应的方程.

蒸汽发生器内部的液钠空间有一定的体积,氢气泡的生长过程可以划分为球形生长过程和柱形生长过程. 其中,球形生长过程很短暂,是指钠水反应生成的氢气在尚未触及蒸汽发生器壁面时的自由生长阶

段,而柱形生长过程是指钠水反应生成的氢气在触及蒸汽发生器壁面后,受蒸汽发生器壁面限制而沿蒸汽发生器内液钠流动方向生长的气泡生长过程。

在球形生长过程中,氢气气泡内压力分布较为均匀,在发生事故的蒸汽发生器内形成了一个高压源;在柱形生长过程中,随着氢气气泡的扩大,气泡内的压力分布以蒸汽发生器水泄漏核心区向气泡边缘下降,氢气气泡的高压主要局限在水泄漏核心区。在液钠流动方向下游的氢气气泡边缘,受到液钠流动惯性的影响,氢气气泡会发生破裂^[13-14]。由于本文所使用的 SimTherm 反应堆热工水力模拟程序具备对液钠与氢气非均相流动的模拟的能力,因此在对钠水反应事故过程中由于反应生成的氢气对反应堆的影响主要考虑钠水反应核心区的压力变化,由于氢气的生成及氢气与液钠混合流动对反应堆的影响直接由 SimTherm 程序进行模拟。

因此,在钠冷快堆蒸汽发生器内发生的钠水反应事故过程中,为了建立其数学物理模型,我们对其作了如下的简化处理:

①当换热管发生破裂时,由于三回路水的压力远大于二回路中液态钠的压力,认为冷却水或高压水蒸气会从破裂处涌入液钠空间,破口流量按照临界流模型计算。

②钠水反应进行很快,且液钠的量十分充足,假设全部泄漏水都将瞬间反应完毕。

③反应生成的氢气看作是理想气体,在很短时间内与周围的液钠绝热,钠水反应中所放出的热量主要用于氢气气泡的膨胀生长,氢气温度最终会趋于某一个恒定的热力学平衡温度,本文所选用的热力学平衡温度为 720 K^[13]。

④蒸汽发生器内钠水反应核心区氢气的压力即可认为是该事故对反应堆二回路压力造成影响的压力源。

⑤将蒸汽发生器内钠水反应产生的氢气气泡划分为核心区和脱离区两个部分,核心区的气泡为连续的、由水泄漏反应区控制、驱动的大气泡,脱离区为大气泡尾端由流体不稳定性以及液钠流动裹挟造成的破碎的脱离于大气泡的离散的氢气气泡。核心区气泡存在两个阶段,即球形气泡阶段和柱形气泡阶段。球形气泡阶段是指钠水反应产生的氢气气泡还未生长至与蒸汽发生器壁面触碰,该阶段的气泡可近似地认为是均匀地向四周生长,这个阶段在水

泄漏事故发生后约 0.1 s 内发生并结束;柱形阶段由球形阶段的氢气气泡发展而来,是球形阶段的氢气气泡生长至触及蒸汽发生器内壁面,受壁面限制只能向流向方向两端生长,使气泡逐渐拉长呈柱形。脱离区气泡产生在柱形阶段的核心区气泡尾端。

⑥在蒸汽发生器内钠水反应核心区外的氢气受液钠流动惯性的裹挟驱动,最终会与钠水反应核心区内氢气气泡发生破碎、脱离,与核心区远端的液钠混合形成不可凝气体两相流动。

因此,球形生长过程中球形气泡的生长率:

$$\frac{dV}{dt} = 4\pi r^2 u_r \quad (6)$$

$$u_r = \frac{dr}{dt} \quad (7)$$

式中, r 是气泡的半径; u_r 是液钠由于气泡生长挤压导致的径向速度。对于流体中气泡的生长和运动,可以使用 Rayleigh 方程进行处理,因此,利用 Rayleigh 对方程(7)进行处理可以得到^[15]

$$\frac{du_r}{dt} = \frac{P - P_R}{dr} - 1.5 \frac{u_r^2}{r} \quad (8)$$

式中, P_R 就是我们所关心的压力源项,是钠-氢界面处的液钠压力; P 为气泡内部的压力。

当气泡生长到与蒸汽发生器壳壁接触后,气泡就会从球形生长转换为柱形生长,由球形、柱形气泡的表面积和体积的关系,我们可以得到变形临界发生时的球半径和柱高度的关系如下:

$$h = \frac{2}{3} r \quad (9)$$

当气泡生长达到变形临界后,柱形气泡生长率为

$$\frac{dV}{dt} = cR_r^2 u_h \quad (10)$$

式中,

$$u_h = \frac{dh}{dt} \quad (11)$$

h 是气泡的长度; u_h 则是气泡的生长速度。球形过程中,钠水反应区的压力由方程(2)~(8)控制;柱形过程中,钠水反应区的压力演化由方程(2)~(5), (9)~(11)控制。通过求解上述方程即可对特定工况下的钠水反应事故进行模拟。球形阶段方程中的 P_R 和柱形阶段方程中的 P 即为所需要的蒸汽发生器内钠水反应事故生成的氢气气泡的气泡核心区压力。

2 事故模拟模块与仿真模型设计

2.1 钠冷快堆二回路 SimTherm 程序计算模型的设计

本文所研究的是基于 BN-600 反应堆进行发展的钠冷快堆模型,该型反应堆是我国在建的中国示范快堆的原型之一. BN-600 反应堆由三级回路构成,一、二回路为液态钠回路,三回路为水回路,其三个回路的工作原理如图 1 所示. 其中:钠冷快堆堆芯安装在一回路的钠池内,一回路液态钠在泵的驱动下流经中间热交换器,与二回路实现热量交换. 二回路中液态钠在主泵的驱动下,自中间热交换器流出,经钠分配器平均地流入不同的蒸汽发生器支路,通过蒸汽发生器将热量传递给三回路水.

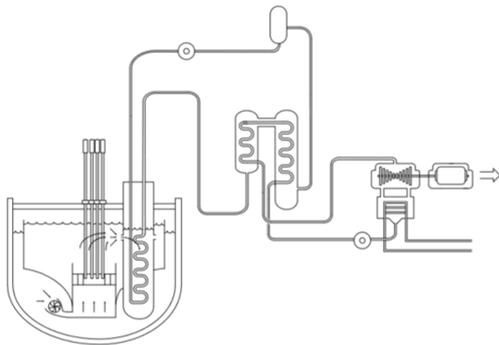


图 1 钠冷快堆原理示意图

Fig. 1 Diagram of the principle of sodium-cooled fast reactor

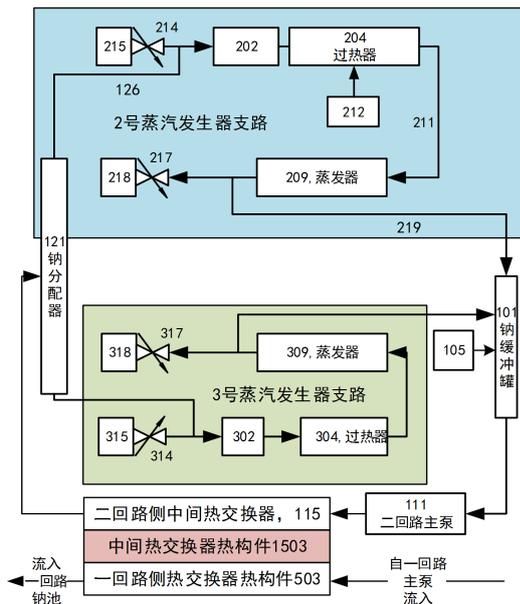


图 2 钠冷快堆二回路仿真模型及中间热交换器节点示意图

Fig. 2 Diagram of sodium-cooled fast reactor second-circuit simulation model and intermediate heat exchanger nodes

图 2 是根据 BN-600 的设备结构所设计的双蒸汽发生器钠冷快堆二回路 SimTherm 程序计算模型的示意图,图 3 是钠冷快堆二回路蒸汽发生器与三回路管道之间连接的示意图,反应堆模型中的各节点说明如表 1 所示. 蒸汽发生器传热管破裂位置被设置在 2 号蒸汽发生器支路过热器传热管的中部,即图 2 中的 212 节点.

表 1 钠冷快堆二回路仿真模型内重要计算节点说明

Tab. 1 Description of important calculation nodes of the second-circuit simulation model of sodium-cooled fast reactor

节点编号	节点类型	节点说明
214,217 314,317	爆破阀	阀门爆破片前流体压力大于 1.2 MPa 时爆破片爆破
215,218 315,318	压力边界	用于模拟卸压罐,卸压罐内压力恒定为 0.2 MPa,蒸汽发生器内发生水泄漏事故时保护反应堆二回路内各设备的安全
212	压力边界	用于模拟水泄漏点
204,205,304	热量边界	模拟过热器
209,309	热量边界	模拟蒸发器
101	管道	模拟钠缓冲罐
121	管道	模拟钠分配器
302,202	管道	模拟普通管道
111	动量边界	模拟钠泵
115	热量边界	模拟中间热交换器
105	压力边界	模拟稳压器

钠冷快堆二回路的主要安全设施是由爆破阀控制的排放罐. 该安全设施安装在过热器入口及蒸发器出口,即图 2 中的 214、215 节点,217、218 节点,314、315 节点及 317、318 节点等四组爆破阀-排放罐. 当爆破阀阀前流体压力达到 1.2 MPa 及以上时,爆破阀的爆破片会被爆破,将反应堆二回路与排放罐连通,排放罐内压力恒定为 0.2 MPa. 该设施的主要功能是在二回路发生事故的情况下,创造低压出口,吸纳蒸汽发生器内发生事故后产生的事故流体,释放蒸汽发生器内高压,确保二回路内各设备实际承压不大于 1.5 MPa,保护二回路压力边界不发生破坏.

2.2 钠水反应事故数学模拟计算程序的设计

钠冷快堆钠水反应事故的方程将采用 4 阶 Runge-Kutta 方法进行迭代计算^[17]. 钠水反应事故

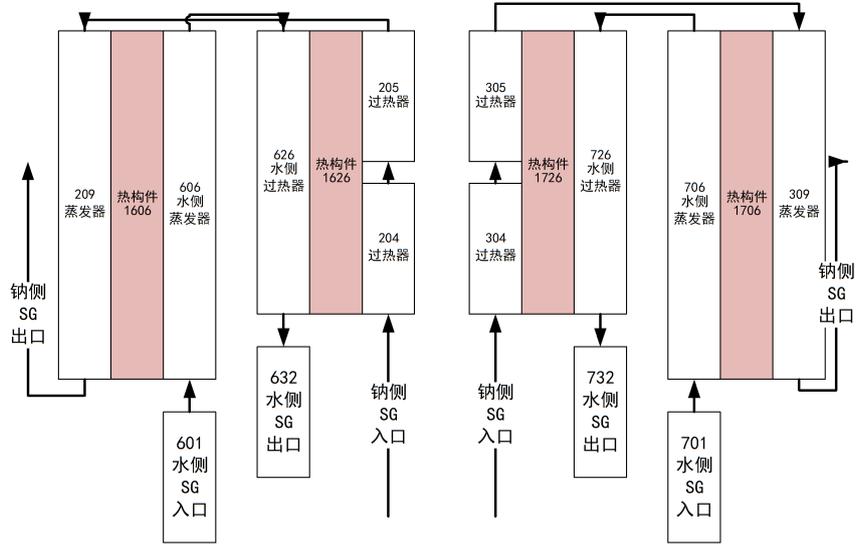


图 3 钠冷快堆二回路仿真模型中蒸汽发生器热构件节点及相应的三回路管道示意图

Fig. 3 Diagram of the nodes of the thermal components of the steam generator and the corresponding third-circuit pipelines in the simulation model of the second-circuit of the sodium-cooled fast reactor

数学模拟计算程序与 SimTherm 数值反应堆模拟程序之间每 0.05 s 进行一次数据交互, 计算的流程如图 4 所示.

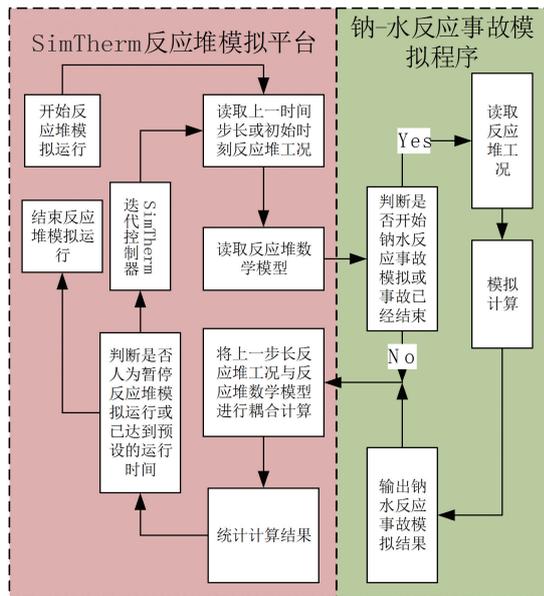


图 4 钠冷快堆钠水反应事故模拟计算流程图

Fig. 4 Flow chart of simulation calculation of sodium-cooled fast reactor sodium-water reaction accident

3 事故结果与分析

3.1 反应堆模型的验证

为了验证本文所使用的反应堆仿真模型的准确性, 将钠冷快堆二回路数值反应堆模型从 0 工况启动至钠冷快堆的额定工况, 对此时反应堆模型的运

行工况与设计工况进行对比. 实际所达到的稳定工况与设计的额定工况的对比如表 2 所示.

统计结果表明, 钠冷快堆二回路数值反应堆模型的稳态运行工况与其设计的额定工况相比, 各参数偏差均小于 2%, 远低于 5% 的容许偏差, 钠冷快堆二回路数值反应堆模型符合设计要求.

表 2 钠冷快堆数值反应堆稳态工况与额定工况对比

Tab. 2 Comparison between steady-state with rated operating condition of a sodium-cooled numerical fast reactor

参数名	单位	额定值	实际值	偏差
二回路额定流量	$\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}$	737	735.6	0.19%
一回路中间热交换器出口额定温度	K	631	632	0.16%
二回路中间热交换器入口额定温度	K	591	598	1.18%
二回路中间热交换器出口额定温度	K	791	795.4	0.56%
三回路中间热交换器出口额定温度	K	764	765.9	0.25%
二回路钠缓冲罐额定压力	MPa	0.2	0.203	1.5%

3.2 使用钠水反应模拟程序模拟蒸汽发生器水泄漏事故的结果

在钠冷快堆二回路数值反应堆模型运行到预设

的水泄漏事故发生时间后,集成在 SimTherm 程序内的钠水反应模拟程序开始运行. 图 5 是使用本文的方法得到的事故发生后 2.5 s 内水泄漏区压力的变化情况与中国原子能科学研究院实验快堆安全分析中的水泄漏区压力变化情况的比较,事故初始阶段的压力峰值约为 1.05 MPa,与相近工况下的安全分析结果符合较好^[18]. 经过统计,水泄漏事故过程中二回路内最大压力峰值出现在 2 号支路的二回路入口端,如图 6 所示,峰值压力约为 1.1 MPa. 图 7 是钠水反应事故发生后 20 s 内反应堆内不同设备的流量变化情况,其中,排放罐爆破阀在水泄漏事故发生后 0.15 s 左右被触发,排放罐开始工作.

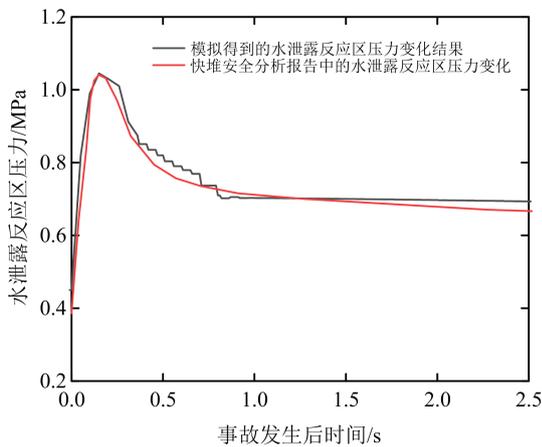


图 5 事故发生后 2.5 s 内水泄漏区压力的变化情况

Fig. 5 Change of pressure in water leakage zone with in 2.5 s after accident

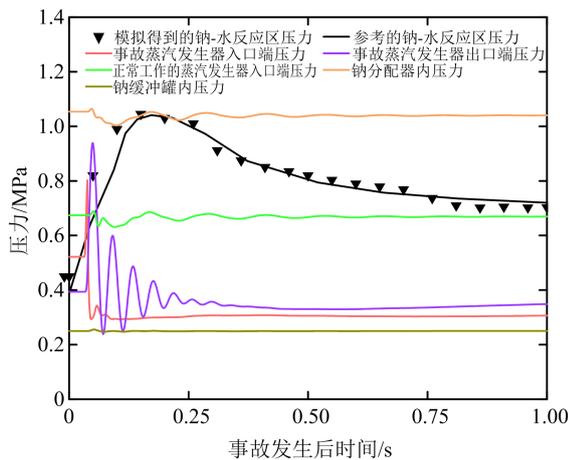


图 6 事故发生后 1 s 内反应堆内不同关键设备压力的变化情况

Fig. 6 Change of pressure of different critical equipment in reactor within 1 s after accident

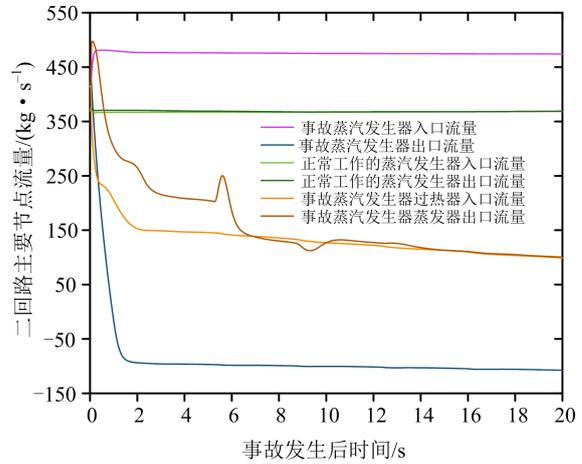


图 7 事故发生后 20 s 内 2 号支路蒸汽发生器排放罐排放流量变化情况

Fig. 7 Change of discharge flow of steam generator discharge tank of branch No. 2 within 20 s after accident

在 2 号支路的排放罐爆破阀被打开,排放罐开始工作后,2 号支路内压力迅速下降至 1.0 MPa 以内,有效遏止了 2 号支路内压力的继续升高. 3 号支路距离水泄漏点较远,其内部压力变化与 2 号支路相比有一定的延迟,3 号支路过热器入口端压力随水泄漏事故发生快速上升至约 0.65 MPa,随后因 2 号支路排放罐被开启而出现迅速下降.

在该事故排放过程中,事故蒸汽发生器两端的事事故排放罐排放流量在 2 s 以内快速上升,而该蒸汽发生器出口处受蒸发器出口端事故排放罐低压阱的影响,出口流量迅速由正转负,显示该事故蒸汽发生器内液钠流体未通过其出口进入中国示范快堆主回路或其他蒸汽发生器支路内. 与事故蒸汽发生器出口流动方向转变相比,发生事故的该蒸汽发生器流量小幅度上升,也体现了该蒸汽发生器入口过热器端事故排放罐低压阱的吸纳作用. 由于事故蒸汽发生器入口所在的二回路的高度位置较低,是二回路内工作压力较高的设备,入口端的液钠有较高的流动动能,事故蒸汽发生器的过热器端事故排放罐未能将由入口而来的液钠流体完全吸纳,使得入口流量仍有 $\sim 100 \text{ kg} \cdot \text{s}^{-1}$ 的液钠流入事故蒸汽发生器的水泄漏区. 事故排放罐的设置有效地保证了中国示范快堆在发生钠水反应事故时被事故污染的液钠不进入二回路内,减少了二回路在发生钠水反应事故后对回路内液钠的化学净化操作的工作量.

图 8 给出了使用本方法对钠冷快堆钠水反应事故进行模拟研究下,事故蒸汽发生器的下游节点氢气空泡份额的变化过程. 根据统计结果,在这段时间

内钠水反应产生的氢气尚未完全将事故蒸汽发生器内液钠完全排空,氢气也未流出事故蒸汽发生器支路以外,而水泄漏区上游的事故蒸汽发生器内各设备节点也无氢气进入,这是因为过热器入口仍有少量向蒸发器流动的液钠。

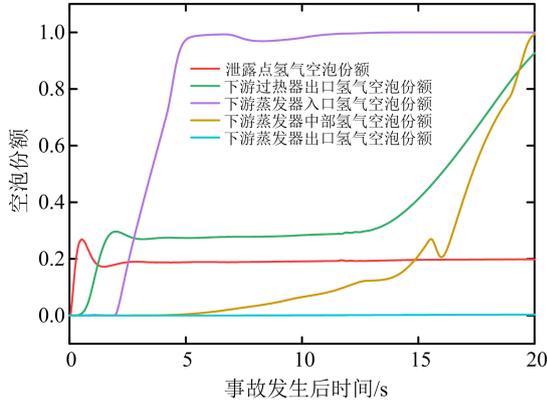


图 8 事故发生后 20 s 内事故蒸汽发生器下游各节点氢气空泡份额变化情况

Fig. 8 Change of the share of hydrogen cavitation in the downstream nodes of the steam generator within 20 s after accident

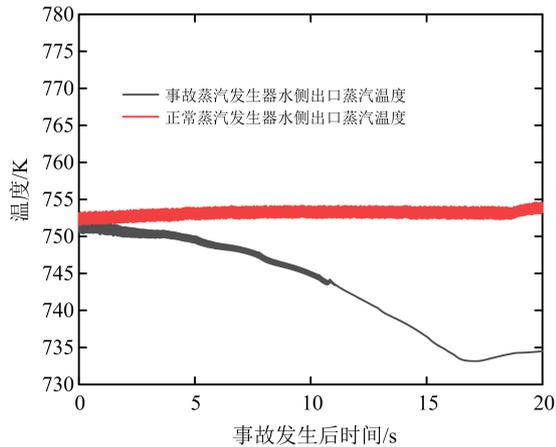


图 9 事故发生后 20 s 内事故蒸汽发生器与正常工作的蒸汽发生器水侧出口蒸汽温度变化情况

Fig. 9 Change of steam temperature at water side outlet of accident steam generator and normal working steam generator within 20 s after accident

图 9 是使用本方法进行钠水反应事故仿真后 20 s 内不同蒸汽发生器出口蒸汽温度的变化情况,表明了钠水反应过程中产生的氢气对事故蒸汽发生器换热存在的负面影响。

从总体的模拟结果来看,本文发展的模型和程序对钠冷快堆蒸汽发生器内钠水反应过程的模拟结果较好。

4 结论

本文基于钠冷快堆蒸汽发生器内的钠水反应的数学物理方程和 BN-600 反应堆的设计参数,设计了该过程的模拟程序,并将其嵌入 SimTerm 热工水力程序,建立了适用于未来钠冷快堆事故分析的双蒸汽发生器多回路耦合模型,并实现了在该程序内进行钠水反应事故的仿真。通过本文的研究发现:

(I) 基于钠水反应事故的数学物理方程进行程序开发,并将此程序嵌入 SimTherm 程序内进行钠冷快堆钠水反应事故的仿真是一种可行的方法。该方法得到的钠水反应事故仿真结果与安全分析的结果符合较好。

(II) 相比于传统的基于特征线方法只能研究事故过程中反应堆内的压力变化,通过本文提出的方法进行钠冷快堆钠水反应事故仿真,能对事故过程中氢气对反应堆的影响以及反应堆流量、温度的变化进行模拟,能更深入地对钠冷快堆钠水反应事故进行研究。

本文所采用的方法只是对钠水反应事故的仿真方法的一种探索,下一步将开展相关实验对仿真进行验证。

参考文献 (References)

- [1] 宋维, 杨红义. 中国示范快堆总体技术预先研究进展[J]. 中国原子能科学研究院年报, 2011(1): 5.
- [2] BUKSHA Y K, BAGDASSAROV Y E, KIRYUSHIN A I, et al. Operation experience of the BN-600 fast reactor[J]. Nuclear Engineering and Design, 1997, 173(1): 67-79.
- [3] 沈莲, 王秀琴, 马丽华, 等. 奥氏体不锈钢在高温钠中的质量迁移效应研究[J]. 西安交通大学学报, 1991, 25(6): 79-88.
SHEN Lian, WANG Xiuling, MA Lihua, et al. Study of mass transfer behaviors in austenitic stainless steels exposed to sodium at high temperature[J]. Journal of Xian Jiaotong University, 1991, 25(6): 79-88.
- [4] UCHIYAMA N, TAKAI T, NISHIMURA M, et al. Investigation for the sodium leak Monju. Sodium fire test-II [R]. Ibaraki, Jpn: Japan Nuclear Cycle Development Institute, 2000.
- [5] JAMES L A, KNECHT R L. Fatigue-crack propagation behavior of type 304 stainless steel in a liquid sodium environment [J]. Metallurgical Transactions A, 1975, 6(1): 109-116.
- [6] 王洲, 杨翔. 大泄漏钠水反应引起压力波传播的研究

- [J]. 核科学与工程, 1997, 17(1): 21-30.
- WANG Zhou, YANG Xiang. Study of pressure wave propagation resulting from large leak sodium-water reactions[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 1997, 17(1): 21-30.
- [7] 沙仁礼. 钠水反应试验研究概况及进展[J]. 原子能科学技术, 1990, 24(3): 76-86.
- SHA Renli. Status and development of experimental study on sodium water reactor [J]. Atomic Energy Science and Technology, 1990, 24(3): 76-86.
- [8] 骆炎, 张建民, 单建强, 等. 快堆蒸汽发生器大泄漏钠水反应计算 [J]. 核科学与工程, 2000, 20 (2): 154-161.
- LUO Yan, ZHANG Jianmin, SHAN Jianqiang, et al. Calculation of large leak sodium/water reaction in steam generator of LMFBR [J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 2000, 20 (2): 154-161.
- [9] 刘晓宇. 快堆中间回路钠水反应事故仿真[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2012.
- [10] PERKINS T K. Critical and subcritical flow of multiphase mixtures through chokes[J]. SPE Drilling & Completion, 1993, 8(4): 271-276.
- [11] 翁方检. 快堆蒸汽发生器大钠水反应事故研究[D]. 北京: 中国原子能科学研究院, 2005.
- [12] 段日强, 杨献勇, 王洲. 液态钠-氢系统化学热力学平衡分析[J]. 原子能科学技术, 2000, 34(1): 76-80.
- DUAN Riqiang, YANG Xianyong, WANG Zhou. Study of chemical thermodynamic equilibrium of liquid sodium-hydrogen system [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2000, 34(1): 76-80.
- [13] TAKASHI T, AKIRA Y. Numerical thermal-hydraulics study on sodium-water reaction phenomena[J]. 2003.
- [14] SHIN Y W. Method of characteristics for analysis of pressure transients resulting from sodium-water reaction in hydraulic networks [R]. Lemont, IL: Argonne National Laboratory, 1973.
- [15] HILGENFELDT S, BRENNER M P, GROSSMANN S, et al. Analysis of Rayleigh-Plesset dynamics for sonoluminescing bubbles [J]. Journal of Fluid Mechanics, 1998, 365: 171-204.
- [16] OSHKANOV N N, BAKANOV M V, POTAPOV O A. Experience in operating the BN-600 unit at the Belyi Yar Nuclear Power Plant[J]. Atomic Energy, 2004, 96(5): 315-319.
- [17] GOTTLIEB S, SHU C W. Total variation diminishing Runge-Kutta schemes [J]. Mathematics of Computation of the American Mathematical Society, 1998, 67(221): 73-85.
- [18] 张东辉, 任丽霞. 中国实验快堆系列丛书: 快堆安全分析[M]. 北京: 中国原子能科学院, 2011.