

中国先进压水堆自动卸压系统卸压阀启闭特性及其影响

于 沛^{1,2} 侯 婷^{1,2} 邢 继² 孟兆明¹ 孙浩然¹ 尚政润¹ 吕笃峰¹ 孙中宁¹

1(哈尔滨工程大学 核科学技术学院 哈尔滨 150001)

2(中国核电工程有限公司 北京 100840)

摘要 自动卸压系统(Automatic Depressurization System, ADS)作为非能动安全技术的典型代表,执行事故后加速反应堆一回路卸压,衔接高压、中压和低压安全注入系统,维持堆芯冷却的功能。为了研究ADS卸压阀启闭特性及其对反应堆各系统的影响,本文基于系统分析程序RELAP5以中国先进压水堆为研究对象,将典型ADS触发事故作为始发事件,模拟了ADS前三级阀门不同开启速度及ADS第四级卸压阀关闭的工况,分析不同工况下各系统的响应情况。结果表明:ADS-1卸压阀需采用快开的方式;ADS-2和ADS-3卸压阀需采用慢开的方式;ADS-4对于小尺寸破口事故至关重要。通过ADS卸压阀启闭特性的模拟分析,为自动卸压系统的设计提供了参考,也为先进核电厂安全分析提供理论和数据支持。

关键词 中国先进压水堆, 自动卸压系统, 卸压阀启闭特性, 系统分析程序, 非能动安全技术

中图分类号 TL33

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.240257

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.240257

Opening and closing characteristics of the pressure relief valves in the automatic depressurization system of China advanced PWR and its impact

YU Pei^{1,2} HOU Ting^{1,2} XING Ji² MENG Zhaoming¹ SUN Haoran¹ SHANG Zhengrun¹

LYU Dufeng¹ SUN Zhongning¹

1(School of Nuclear Science and Technology, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China)

2(China Nuclear Power Engineering Co. Ltd, Beijing 100840, China)

Abstract [Background] As a typical representative of passive safety technology, the automatic depressurization system (ADS) plays a crucial role in enhancing the safety of pressurized water reactor (PWR). After an accident occurs, it accelerates the depressurization of the reactor's primary loop, which is essential for preventing excessive pressure buildup. The ADS effectively connects the high-pressure, medium-pressure, and low-pressure safety injection systems, ensuring that they work together seamlessly. This system actively maintains core cooling by allowing coolant to flow into the reactor core, thereby removing heat and preventing overheating. [Purpose] This study aims to explore the opening and closing characteristics of the pressure relief valve of the automatic depressurization system and its influence on the reactor systems. [Methods] Based on the system analysis program RELEAP5, the China advanced PWR was taken as the research object, and typical ADS trigger accidents were chosen as the initial event. The different opening speeds of the first three valves of the ADS and the closing

第一作者: 于沛, 女, 1985年出生, 2009年于哈尔滨工程大学获硕士学位, 现为博士研究生, 研究领域为核反应堆热工水力

通信作者: 孟兆明, E-mail: mengzhaoming@hrbeu.edu.cn

收稿日期: 2024-08-29, 修回日期: 2025-01-25

First author: YU Pei, female, born in 1985, graduated from Harbin Engineering University with a master's degree in 2009, doctoral student, focusing on nuclear reactor thermal hydraulics

Corresponding author: MENG Zhaoming, E-mail: mengzhaoming@hrbeu.edu.cn

Received date: 2024-08-29, revised date: 2025-01-25

conditions of the fourth stage pressure relief valve were simulated, and the responses of the reactor primary loop pressure, pressure relief pipeline flow rate, and sparger inlet pressure under different working conditions were analyzed. **[Results]** The analysis results indicate that the opening speed of the first three valves of the ADS does not have a significant impact on the step-down characteristics of the primary loop. The ADS-1 pressure relief valve is the most effective when employing a fast opening mode to facilitate the bubbling device in reaching a stable critical jet state more quickly. Within the simulated working condition range, the slowest opening speed of the ADS-1 pressure relief valve causes a slight delay of up to 10 s in achieving the stable critical jet state for the sparger. On the other hand, the ADS-2 and ADS-3 pressure relief valves are the most efficient when operating in a slow opening mode to reduce the impact of the two-phase ejection process caused by the valve opening on the pipeline and sparger. It is worth noting that the ADS-4 valve holds significant importance in mitigating small break LOCA accidents. **[Conclusions]** Through the simulation analysis of the opening and closing characteristics of the ADS pressure relief valve, valuable insights have been provided for the design of the automatic depressurization system. The finding in this study has contributed to enhancing the understanding of the functioning and effectiveness of the ADS, thereby improving the overall safety and operational efficiency of advanced nuclear power plants.

Key words China advanced pressurized water reactor, Automatic depressurization system, Pressure relief valve opening and closing characteristics, System analysis program, Passive safety technology

压水反应堆严重事故后可能造成堆芯熔毁、熔融物滞留、气溶胶沉积及放射性物质外泄等严重后果,当前国内外学者针对严重事故后反应堆及安全壳内复杂多物理过程开展了大量深入的机理及分析方法探索^[1-4],并取得了大量成果。另一方面,为进一步提高反应堆的固有安全性和经济性,第三代先进核电系统大量采用了非能动安全技术。自动卸压系统(Automatic Depressurization System, ADS)作为非能动安全技术的典型代表,已成功应用在中国先进压水堆中,执行小破口冷却剂丧失事故(Small Break Loss of Coolant Accident, SB-LOCA)下一回路加速卸压,衔接高、中、低压安注,维持堆芯冷却的功能^[5]。

目前,针对ADS的系统运行特性及局部设备的物理过程进行了许多实验与数值仿真研究。在系统运行特性方面,金飞^[6]总结了AP1000核电厂自动卸压系统的卸压、排气等功能特点,分析了ADS设计理念 and 运行方式的先进性;王建平^[7]以系统流程简化、布置优化、系统排放载荷优化作为研究重点,从典型ADS触发事故入手,借助RELAP 5程序模拟手段,提出了ADS系统简化和布置优化方案;杨江等^[8]基于RELAP/SCDAPSIM程序,以ADS误开启事故为始发事件,研究了反应堆冷却剂系统压力、堆芯冷却剂温度、堆芯流量和偏离核态沸腾比(Departure from Nucleate Boiling Ratio, DNBR)等重要参数的瞬态变化,验证了即使发生ADS误开启事故仍能保持堆芯完整;于沛等^[9-10]借助系统分析程序,分别讨论了典型ADS触发事故下中国先进压水堆ADS的运行特性以及ADS误开启事故下自动卸压系统降

压级数设置策略;Malicki等^[11]基于MELCOR程序对设计基准事故进行模拟,分析了ADS系统的响应规律。在局部设备的物理过程研究方面,意大利Casaccia研究中心^[12]基于阀门和稳压器操作相关实验装置(Valve and Pressurizer Operating Related Experiments, VAPORE)展开了对AP600 ADS1-3级的全尺寸、全压力工况的准稳态实验研究,讨论了喷洒器喷放过程中高温高压蒸气流动、蒸气冷凝振荡对安全壳内置换料水箱(In-containment Refueling Water Storage Tank, IRWST)结构的影响;Kim、Cho等^[13-14]探究了冷凝水箱中的热分层现象和多孔喷洒器的压力振荡情况;曹岩等^[15]针对蒸气直接接触冷凝过程,通过实验手段,捕捉了超音速浸没喷放的汽羽形状,给出了汽羽无量纲穿透长度的经验关系式;Shah等^[16-18]基于过冷池内超音速蒸气喷放实验,结合ANASY FLUENT数值模拟结果,其提出了蒸气直接接触冷凝的热平衡模型;丁雷等^[19-20]通过实验和理论分析手段,研究了AP1000核电厂ADS-4大尺寸支管T型管液体夹带的实验和理论模型;李沛颖等^[21]通过实验手段,研究了小破口事故中ADS-4夹带卸压和上腔室夹带过程,发现液体的夹带率和压力容器混合液位的降低速率随系统初始压力的增加而增大。

目前,针对ADS系统的研究多数集中在ADS系统的三级卸压管路对其运行特性的影响、事故条件下ADS系统的运行对一回路的影响、多孔喷洒器处蒸气直接接触式冷凝以及液滴夹带的机理。对ADS卸压阀启闭特性影响的研究较少,而ADS卸压阀的启闭特性将直接影响一回路加速卸压过程的初

始瞬态进程、卸压管路“清管”阶段、喷洒器初始射流状态以及事故后期低压安注投入。因此本文采用系统分析程序,针对各典型事故下ADS卸压阀启闭特性进行模拟分析,评估其对一回路瞬态进程、ADS卸压管路两相流量分配、喷洒器排放特性的影响,为先进压水堆自动卸压系统的设计提供了重要参考,也为先进核电厂安全分析提供理论和数据支持,具有重大的科学意义与工程应用价值。

1 计算模型建立

本文基于系统分析程序Relap5进行典型ADS触发事故下ADS卸压阀启闭特性及其影响研究,该程序基于两相系统的非均匀和非平衡模型,包括许多通用组件模型,可以模拟一般系统。本文建立的中国先进压水堆系统分析模型采用泵组件、阀门组件、管道组件模拟核电厂基本的水动力部件,采用热构件模拟传热管、壁面等结构的对流换热、热传导过程,采用点堆中子动力学组件模拟堆芯核反应过程产生衰变热,采用安注箱组件模拟安全注射系统,采用控制系统组件设置不同开启逻辑信号实现对各系

统启闭控制。采用形阻损失、区域突变流动、分支和不可凝气体输运等特殊模型模拟核电厂内真实的多相流体复杂输运过程。对于核电厂小破口失水事故中的破口两相临界流动,程序包含内置的Henry-Fauske临界流模型^[22]用于破口、阀门喉部和节流孔板等位置的两相临界流动计算,具体计算式为:

$$G_C^2 = \frac{x_0 v_g}{\eta P} + (v_g - v_0) \left[\frac{(1-x_0)N}{s_{gE} - s_{fE}} \frac{ds_{fE}}{dP} - \frac{x_0 C_{Pg} \left(\frac{1}{\eta} - \frac{1}{\gamma} \right)}{P(s_{g0} - s_{f0})} \right]^{-1} \quad (1)$$

式中: G 为质量流率, $\text{kg} \cdot (\text{m}^2 \cdot \text{s})^{-1}$; x 为含气率; v 为比体积, $\text{m}^3 \cdot \text{kg}^{-1}$; η 为临界压比; N 为实验参数; s 为熵, $\text{J} \cdot \text{K}^{-1}$; C 为比热容, $\text{J} \cdot (\text{kg} \cdot ^\circ\text{C})^{-1}$; γ 为等熵指数; P 为压力,MPa;下标C表示临界状态;下标g表示蒸气相;下标f表示液相;下标E表示平衡状态;0表示滞止参数。

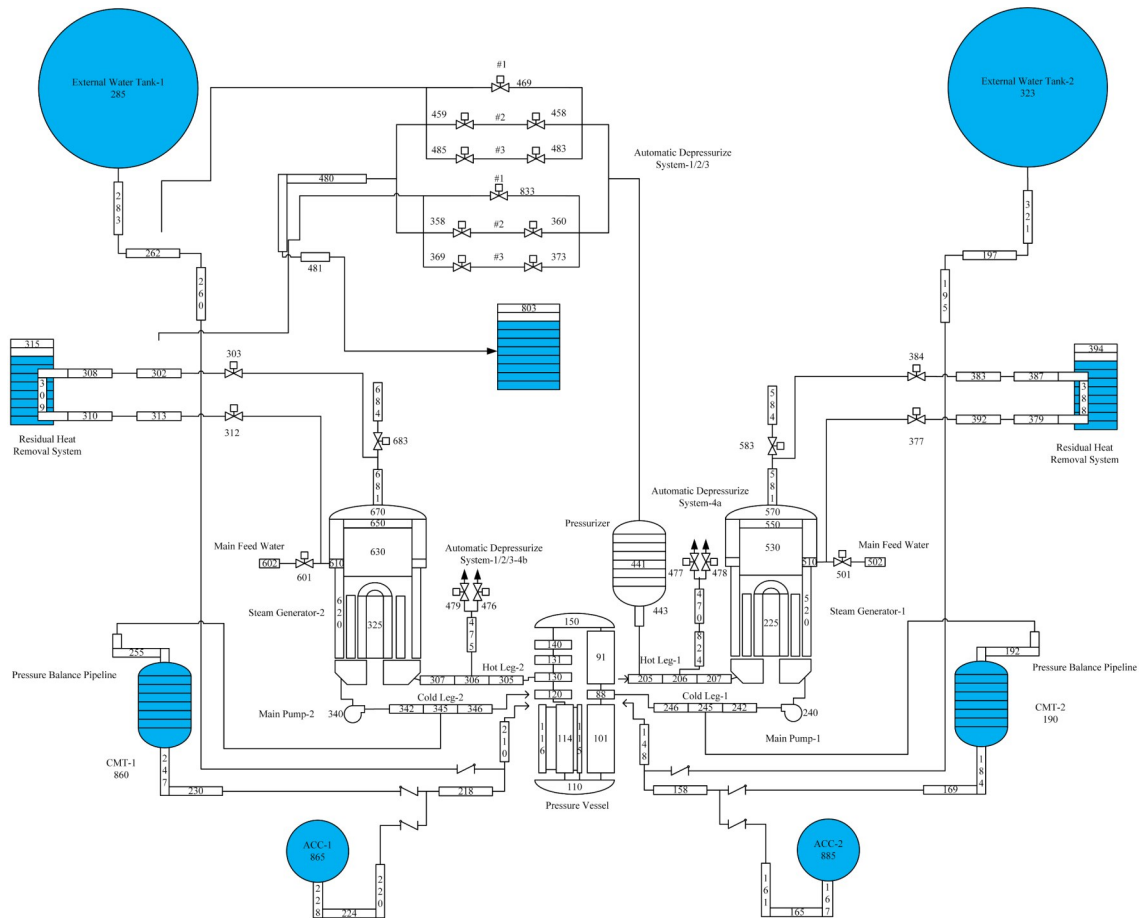


图1 中国先进压水堆核电厂系统模型节点图

Fig.1 System model node diagram of China advanced pressurized water reactor nuclear power plant

图1给出了中国先进压水堆系统的系统节点划分情况^[9]。该堆型主要由反应堆冷却剂系统(Reactor Coolant System, RCS)、二回路系统、非能动安注系统(Passive Safety Injection System, PSI)、ADS、非能动余热排出系统(Passive Residual Heat Removal System, PRS)等组成,其中 RCS 由3条环路构成,每条环路包括热管段、蒸汽发生器(Steam Generator, SG)、主泵和冷管段,稳压器位于环路-1上。

图2给出了中国先进压水堆 ADS1-3 的节点划分情况。ADS 主要由18个阀门、两个喷洒器及相应管道组成。ADS1-3 级卸压阀布置在稳压器的顶部,

排放的蒸气通过喷洒器进入排放水池。ADS4卸压管路与热管相连,蒸气排入安全壳。前三级自动卸压阀共10个,分为多重设置的两个独立系列,每个系列分为平行的三路,ADS-1卸压管路中布置一个常闭的电动阀作为卸压阀(开启时间20 s);ADS-2和ADS-3卸压管路中设有两个串联的常闭电动阀,前一个闸阀起隔离的作用,后一个作为卸压阀(开启时间60 s)。ADS-4卸压管路分为两个系列,每个系列各有两路卸压流道,每条卸压流道设有两道串联的阀门,第一道为常开的电动隔离阀,第二道为常关的爆破阀(开启时间0.1 s)。

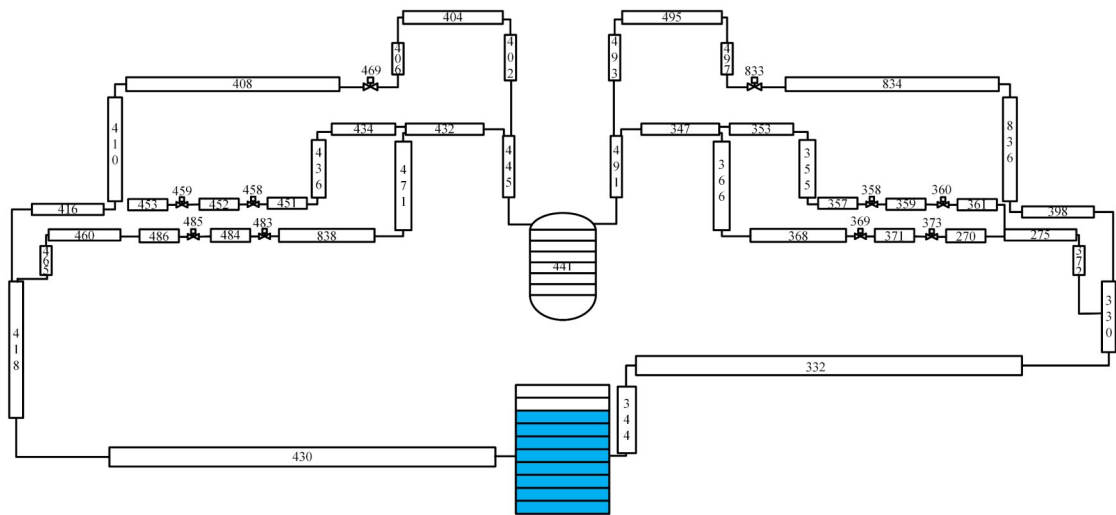


图2 ADS1-3级节点图
Fig.2 The node diagram of ADS1-3 node diagram

2 稳态计算结果及瞬态工况设定

在进行典型ADS触发事故下ADS卸压阀启闭特性模拟分析前,首先进行系统程序的稳态调试以模拟中国先进压水堆的满功率稳态运行情况。稳态分析的结果可以为后续瞬态模拟的模拟提供合适的初始条件。表1展示了中国先进压水堆稳态运行时一、二回路压力、压力容器进出口温度等设计参数及

相应的系统程序计算值,最大相对误差仅为2.3%,可以进行下一步的瞬态计算。为了验证模型在瞬态计算方面的可靠性,本文针对研究数据较丰富的第三代核电AP1000开展了系统建模与瞬态模拟,选用的关键计算模型(临界流模型)与中国先进压水堆系统分析模型一致,结果显示系统分析模型能够很好地模拟先进压水堆瞬态事故^[23],因此可以考虑对中国先进压水堆进行深入的瞬态事故模拟分析。

表1 稳态模拟结果
Table 1 Steady-state simulation results

参数 Parameter	参考值 Reference value	计算值 Calculated value	相对误差 Relative error / %
反应堆功率 Reactor power / MW	3 274	3 270	0.1
稳压器压力 Pressurizer pressure / MPa	15.5	15.6	0.6
压力容器入口温度 Pressure vessel inlet temperature / K	564.7	566	0.2
压力容器出口温度 Pressure vessel outlet temperature / K	600.7	603	0.4
蒸汽发生器二次侧压力 Secondary side pressure of steam generator / MPa	6.8	6.9	2.3

本文以ADS误开启事故、5.08 cm冷段破口事故、直接注入管线(Direct Vessel Line, DVI)双端断裂事故及25.4 cm破口事故作为始发事件,基于系统分析程序开展ADS卸压阀启闭特性及其影响研究。ADS误开启事故是反应堆正常运行时开启一个ADS-1阀门,而另一列ADS-1及ADS-2/3/4则根据运行条件依次开启。5.08 cm冷段破口和25.4 cm破口事故是指冷管段底部发生破口,造成一回路冷却剂大规模丧失。DVI双端断裂事故是指与压力容器下降段相连的直接注入管线发生双端断裂情况。ADS前三级作为小尺寸破口事故初期主要的加速卸压途径,针对破口较小的ADS误开启事故、5.08 cm冷段破口事故及DVI双端断裂事故,进行ADS前三级卸压阀不同开启速度工况模拟;ADS-4作为事故后期一回路加速卸压的主要途径,针对4种典型ADS触发事故,进行ADS-4关闭工况模拟,分析各种运行条件下反应堆一回路压力、ADS1-3级流量及喷射器排放状态的响应情况。具体工况条件如下:ADS-1模拟了开启时间为10 s、20 s、40 s三种工况;ADS-2模拟了开启时间40 s、60 s及80 s三种工况;ADS-3模拟了开启时间40 s、60 s及80 s三种工况;ADS-4模拟了关闭工况。

3 瞬态计算结果分析

3.1 ADS误开启事故——卸压阀开启速度工况模拟

针对中国先进压水堆系统分析模型进行了误开启事故的全工况模拟,模拟结果如图3、4所示。图例ADS-1-10S表示ADS-1卸压阀开启时间为10 s,其余图例类似。

图3(a)展示了ADS-1-10S/ADS-1-20S/ADS-1-40S的一回路压力响应曲线。从一回路压力响应曲线可以看出,即使误开启事故是首先开启第一级阀门进行卸压,但是第一级阀门不同开启速度仍然对一回路压力的影响较弱。因此,可以认为,卸压阀的开启时间对一回路并无太大影响。图3(b~d)展示了ADS-1/ADS-2/ADS-3管路流量曲线。从ADS-1/ADS-2/ADS-3管路流量曲线可以看出,快开的阀门,其开阀过程产生的阻力更小,带来更大的质量流量,流量曲线出现“尖锐”的峰值点。但是对于整个喷放过程而言,不论是ADS-1、ADS-2还是ADS-3的卸压阀,其开阀快慢不会显著影响整个事故进程中管路的流量分配(仅在开阀过程中产生一定影响,阀门全

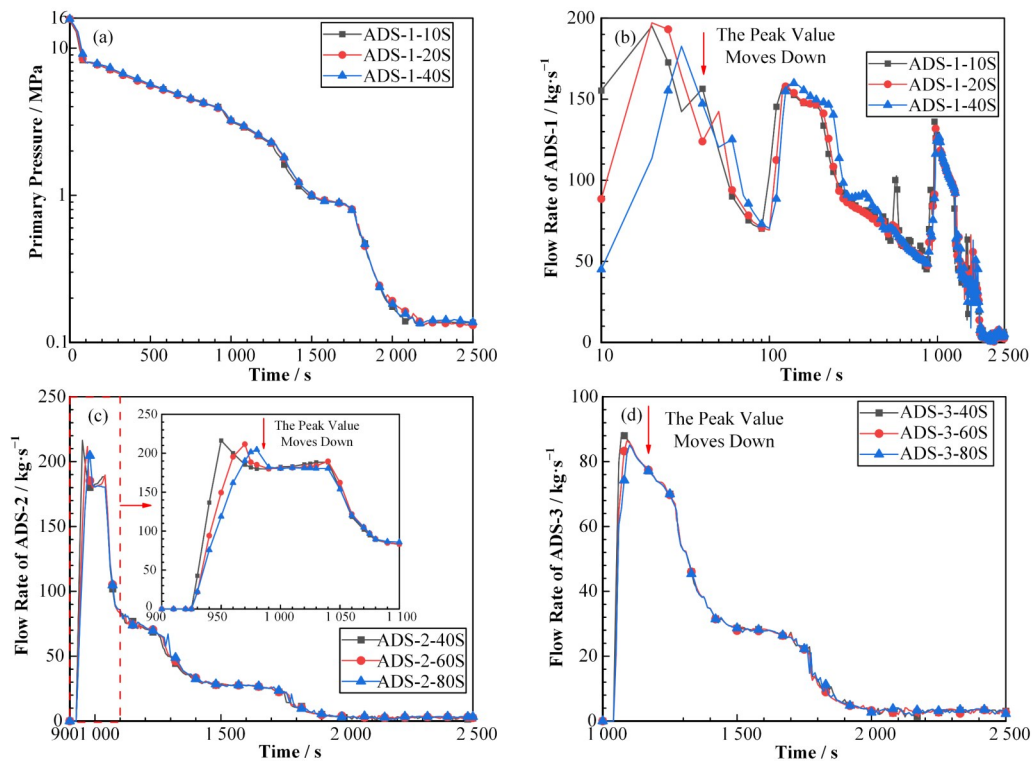


图3 各工况下一回路压力及管路两相流量响应(ADS误开启事故)(彩图见网络版)

Fig.3 The primary loop pressure and pipeline two-phase flow response under various working conditions (inadvertent opening of ADS accident) (color online) (a) Primary loop pressure response curve, (b) ADS-1 pipeline two-phase flow, (c) ADS-2 pipeline two-phase flow, (d) ADS-3 pipeline two-phase flow

开后流量曲线很快重合)。

图4展示了喷洒器入口压力曲线。从喷洒器入口压力响应曲线来看,三种ADS-1卸压阀开启速度都能够较快地(≤ 10 s)推动喷洒器喷放进入临界射流区。而ADS-2卸压阀采用较慢的开启速度有利于压力峰值点下移,压力曲线展平,但并不会影响临

界射流区的长度,因此,对于ADS-2卸压阀可以考虑采用60~80 s的开启速度。对于ADS-3卸压阀,采用不同开启速度进行模拟,发现其对于喷洒器入口压力的影响非常小。而考虑到电动阀采用慢开的设计经济性较高,因此,对于ADS-3卸压阀推荐采用60~80 s的开启速度。

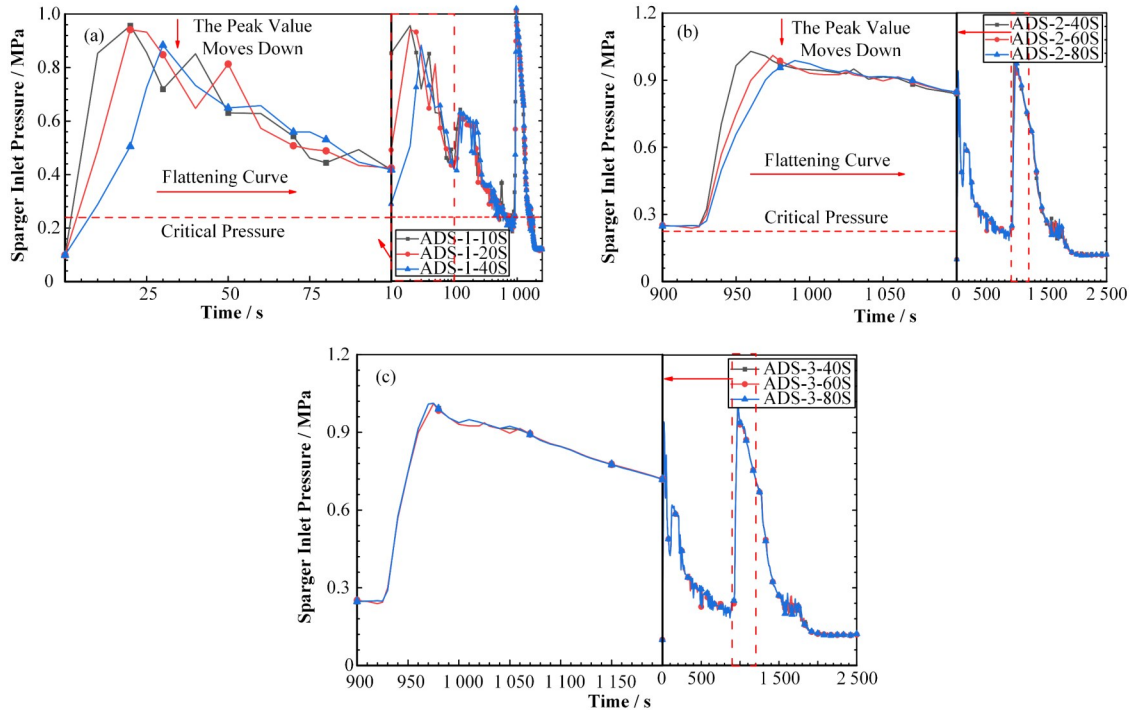


图4 鼓泡器入口压力响应曲线(彩图见网络版) (a) ADS-1工况, (b) ADS-2工况, (c) ADS-3工况

Fig.4 The inlet pressure response curve of the sparger (color online)

(a) ADS-1 condition, (b) ADS-2 condition, (c) ADS-3 condition

3.2 5.08 cm 破口、DVI双端断裂事故——卸压阀开启速度工况模拟

在ADS误开启事故分析中,发现阀门的开启速度的大小并不能明显影响一回路的降压特性,因此,针对5.08 cm破口及DVI双端断裂事故,不再关注一回路压力的响应,重点考察开阀速度对ADS管路流量、喷洒器喷放状态的影响。具体模拟结果如图5、6所示。

从管路流量响应曲线来看,慢开的阀门有利于展平流量曲线,消除“尖锐”的流量峰值,减轻对水箱和管路的冲击。同时,从图5、6可以看出,不论是对5.08 cm破口事故还是DVI双端断裂事故而言,开阀速度只在开阀过程及其附近影响曲线,当曲线远离“开阀区域”,或者说阀门全开一段时间后,流量曲线将基本重合。这与误开启事故下不同开阀速度工况模拟所得结论一致。

从喷洒器入口压力曲线可以看出,不同开阀速

度不会明显影响临界射流区的长度,对于ADS-1卸压阀而言,快开的阀门将早数秒进入临界射流区,但也会带来“清管”阶段动力载荷增加的问题;对于ADS-2卸压阀,慢开的阀门将造成压力曲线峰值下移,压力曲线展平,有利于减弱对管路的冲击;对于ADS-3卸压阀而言,其开启速度主要影响ADS-3管路流量,对于喷洒器入口压力的影响非常弱。

综上所述,针对5.08 cm破口事故及DVI双端断裂事故而言,对于ADS-1卸压阀,考虑“清管”阶段载荷的影响以及经济性的要求,推荐采用20~40 s的开启速度,ADS-2卸压阀推荐采用的开启时间为60~80 s;ADS-3卸压阀推荐采用的开启时间为60~80 s。

3.3 ADS-4关闭工况模拟

在前两部分研究内容中,集中讨论了ADS前三级卸压阀开启速度对一回路卸压过程、管路两相流量分配及喷洒器喷放状态的影响,而对于ADS第四

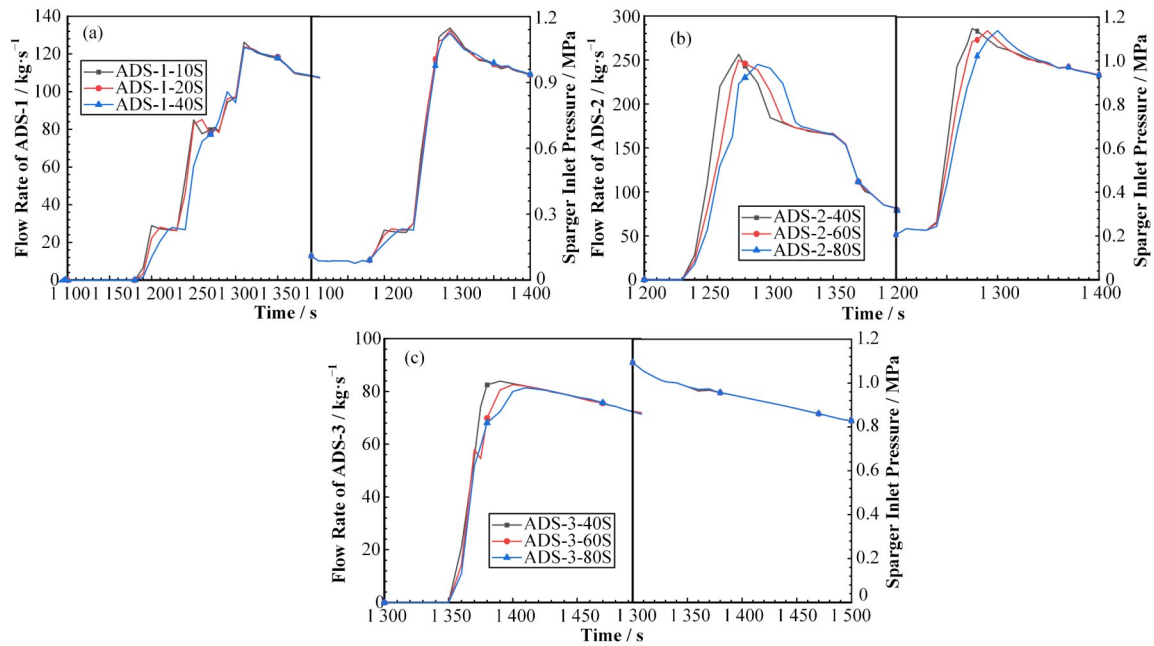


图5 管路两相流量及鼓泡器入口压力响应(5.08 cm破口)(彩图见网络版) (a) ADS-1 工况, (b) ADS-2 工况, (c) ADS-3 工况
Fig.5 Pipeline two-phase flow and sparger inlet pressure response (5.08 cm break) (color online)
(a) ADS-1 condition, (b) ADS-2 condition, (c) ADS-3 condition

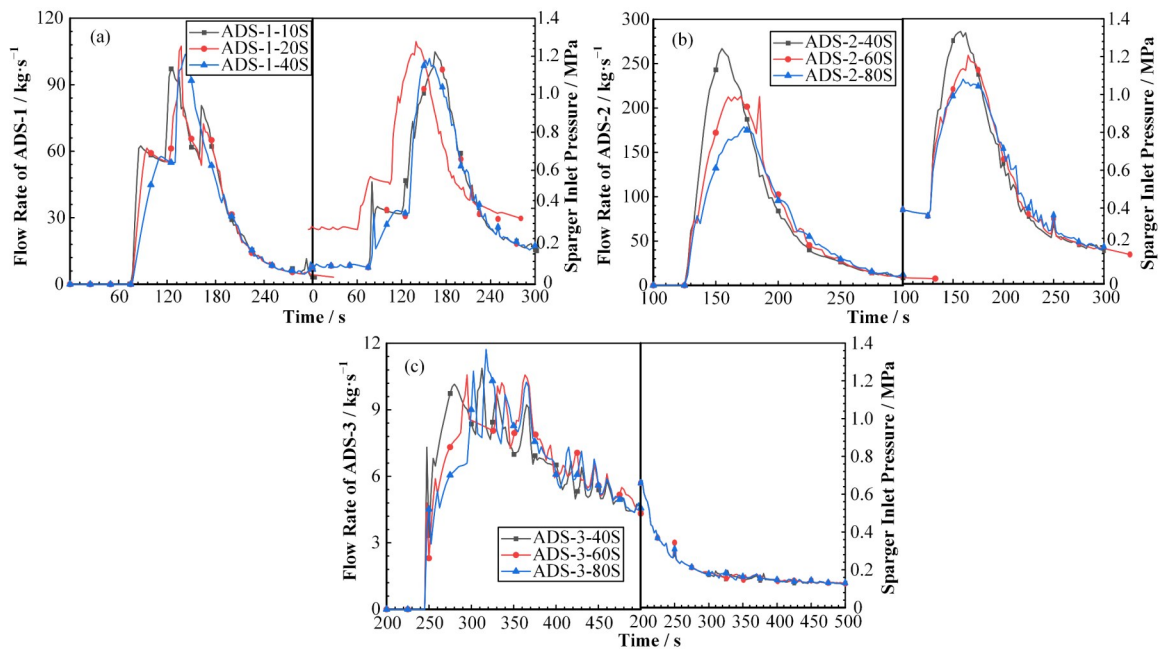


图6 管路两相流量及鼓泡器入口压力响应(DVI双端断裂)(彩图见网络版) (a) ADS-1 工况, (b) ADS-2 工况, (c) ADS-3 工况
Fig.6 Pipeline two-phase flow and sparger inlet pressure response (DVI pipeline break) (color online)
(a) ADS-1 condition, (b) ADS-2 condition, (c) ADS-3 condition

级并未涉及。考虑到 ADS-4 作为事故后期一回路加速卸压的主要途径, 针对 4 种典型 ADS 触发事故, 进行 ADS-4 关闭工况模拟。

图 7(a) 展示了不同破口事故下(关闭 ADS-4)的包壳温度响应曲线。从包壳温度响应曲线可以看出, 在 5.08 cm 破口事故和误开启事故中, 包壳温度分别在 3 150 s 和 2 050 s 左右开始持续升温, 最终达

到堆芯熔毁; 在 DVI 双端断裂事故中, 虽然堆芯没有出现超温损毁的现象, 但是在 1 800 s 附件出现升温, 并在 2 200 s 左右恢复; 在 25.4 cm 破口事故包壳能够顺利冷却, 堆芯安全。图 7(b) 展示了不同破口事故下(关闭 ADS-4)的 DVI 管线压力响应曲线。从 DVI 管路压力曲线可以看出, 在发生破口较小的事故(5.08 cm、误开启)时, 由于 ADS-4 未开启, 当堆芯

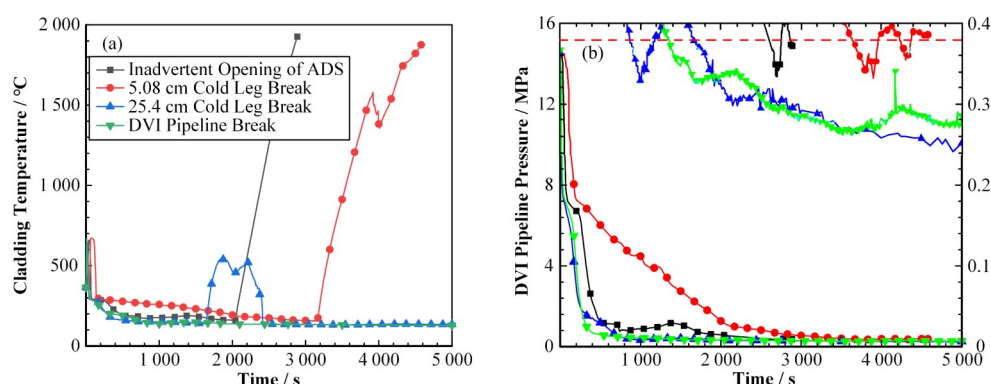


图7 关闭ADS-4时的包壳温度及DVI管线压力响应曲线(彩图见网络版) (a) 包壳温度, (b) DVI管线压力
Fig.7 Cladding temperature and DVI pipeline pressure response curve with the closure of ADS-4 (color online)
(a) Cladding temperature, (b) DVI pipeline pressure

开始升温时,注射管线压力仍远高于外补水箱注入压力,外补水箱注射水源不能投入。在发生破口较大的事故(DVI、25.4 cm)时,由于破口面积足够大,其卸压能力比小尺寸破口强,即使ADS-4不启动,一回路压力仍然能够降低至外补水箱投入压力,且破口尺寸越大,外补水箱的低压安注越顺利投入,不会出现事故中期堆芯短暂升温现象(DVI双端断裂事故中由于DVI管线压力在1800 s附近接近外补水箱投入压力,抑制低压安注投入,造成堆芯短暂升温,随着破口持续卸压,最终外补水箱安注流量顺利投入,堆芯在2200 s附近恢复至正常温度),堆芯能够顺利冷却,保证其完整性和安全性。

综上所述,ADS-4对于小尺寸破口事故至关重要,是事故后期外补水箱注入的必要条件;对于较大尺寸破口事故,外补水箱在ADS-4启动前即投入运行,堆芯能够顺利冷却。

4 结语

基于系统分析程序,针对中国先进压水堆自动卸压系统卸压阀启闭特性及其影响进行瞬态模拟分析,主要结论如下:

1) ADS前三级阀门开启速度并不能明显影响一回路的降压特性,因此,需要重点考虑开启过程对ADS系统本身及下游喷洒器的影响。

2) ADS-1采用快开的方式能够直接推动喷洒器喷放进入临界射流区,而慢开的阀门将使喷洒器延迟部分时间(10 s以内)进入临界射流区,能够有效缩短射流排气过程蒸气冷凝带来压力振荡的时间。

3) 对于ADS-2、ADS-3阀门,采用慢开的形式有利于避免流量曲线出现“尖锐”的峰值点,能够减轻喷放过程对管路及喷洒器的冲击,同时满足经济性原则。

4) 推荐ADS-1卸压阀开启速度为20~40 s;推荐ADS-2卸压阀采用的开启速度为60~80 s;ADS-3卸压阀推荐采用的开启速度为60~80 s。

5) 对于小尺寸的破口,事故后期需要人为引入大尺寸的破口来加速一回路泄压,保证低压安注顺利投入,因此有必要在一回路设计一级大尺寸的泄压流道以应对破口较小的情况。

作者贡献声明 于沛负责设计具体研究内容和方向;侯婷负责文献调研,协助计算;邢继负责计算指导与论文修改,研究经费支持;孟兆明负责指导论文修订并对研究过程进行监督和领导;孙浩然负责起草论文;尚政润负责系统分析模型搭建及工况计算分析;吕笃峰负责工况计算分析及起草论文;孙中宁负责理论支持、论文审阅。

参考文献

- 翟润泽, 张斌, 杨皓, 等. 压力容器下封头大变形模型的开发及在FOREVER实验中的应用分析[J]. 核技术, 2023, 46(11): 110606. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.110606.
ZHAI Runze, ZHANG Bin, YANG Hao, *et al.* Development of a large-deformation model for the pressure-vessel lower head and analysis of its application in the FOREVER experiment[J]. Nuclear Techniques, 2023, 46(11): 110606. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.110606.
- 兰兵, 潘昕铎, 于世和, 等. 大型先进压水堆弹棒事故模拟及敏感性分析[J]. 核技术, 2023, 46(2): 020601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.020601.
LAN Bing, PAN Xinyi, YU Shihe, *et al.* Control rod ejection accident simulation and sensitivity analysis of large advanced pressurized water reactor[J]. Nuclear Techniques, 2023, 46(2): 020601. DOI: 10.11889/j.0253-

- 3219.2023.hjs.46.020601.
- 3 李济深, 张斌, 高鹏程, 等. 反应堆安全壳高精度气溶胶自然沉积模型的开发及验证[J]. 核技术, 2023, **46**(5): 050604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.050604.
LI Jishen, ZHANG Bin, GAO Pengcheng, *et al.* Development and validation of high-precision aerosol models for natural deposition processes in reactor containment[J]. Nuclear Techniques, 2023, **46**(5): 050604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.050604.
- 4 左嘉旭, 宋维, 安婕铷, 等. 基于 ASTEC 程序的反应堆严重事故下压力容器下封头传热分析[J]. 核技术, 2023, **46**(1): 010603. DOI: 10.11889/j. 0253-3219.2023. hjs. 46. 010603.
ZUO Jiaxu, SONG Wei, AN Jieru, *et al.* Analysis of heat transfer of the RPV lower head under severe accidents with ASTEC[J]. Nuclear Techniques, 2023, **46**(1): 010603. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.010603.
- 5 黄雄, 吕雪峰, 李依霖, 等. AP1000 核电厂自动卸压系统功能分析[J]. 热力发电, 2016, **45**(5): 84 - 87, 99. DOI: 10.3969/j.issn.1002-3364.2016.05.084.
HUANG Xiong, LYU Xuefeng, LI Yilin, *et al.* Function analysis for automatic depressurization system in AP1000 nuclear power plant[J]. Thermal Power Generation, 2016, **45**(5): 84 - 87, 99. DOI: 10.3969/j.issn.1002-3364.2016.05.084.
- 6 金飞. AP1000 自动卸压系统的特点和设计优化[C]. 中国核学会. 中国核科学技术进展报告(第二卷)——中国核学会 2011 年学术年会论文集第 2 册(铀矿冶分卷、核能动力分卷(上)), 三门核电有限公司, 2011: 5.
JIN Fei. Characteristics and design optimization of AP1000 automatic depressurization system[C]. Chinese Nuclear Society. Progress Report on China Nuclear Science & Technology (Vol. 2), Sanmen Nuclear Power Co., Ltd., 2011: 5.
- 7 王建平. AP1000 自动卸压系统第 1、2、3 级优化研究[D]. 上海: 上海交通大学, 2018. DOI: 10.27307/d.cnki. gsjtu.2018.003252.
WANG Jianping. Study on the 1st, 2nd and 3rd level optimization of AP1000 automatic pressure relief system [D]. Shanghai: Shanghai Jiao Tong University, 2018. DOI: 10.27307/d.cnki.gsjtu.2018.003252.
- 8 杨江, 王婷, 卢向晖. AP1000 自动卸压系统误启动降压分析[C]. 中国核学会核能动力分会反应堆热工流体专业委员会, 中核核反应堆热工水力技术重点实验室. 第十五届全国反应堆热工流体学术会议暨中核核反应堆热工水力技术重点实验室学术年会论文集. 中国广核集团中广核研究院有限公司, 2017: 5.
YANG Jiang, WANG Ting, LU Xianghui. Analysis for depressurization caused by AP1000 inadvertent operation of the ADS[C]. China Nuclear Society, Nuclear Power Branch Reactor Thermal Fluid Professional Committee, China Nuclear Reactor Thermal Hydraulic Technology Key Laboratory. Proceedings of the 15th National Conference on Reactor Thermal Fluids & Annual Conference of Key Laboratory of Thermal-Hydraulic Technology of China Nuclear Power Plant, 2017: 5.
- 9 于沛, 邢继, 马海福, 等. 典型事故下中国先进压水堆自动卸压系统运行特性研究[J]. 原子能科学技术, 2023, **57**(S1): 108-118. DOI: 10.7538/yzk.2023.youxian.0139.
YU Pei, XING Ji, MA Haifu, *et al.* Study on operating characteristic of chinese advanced PWR ADS under typical accident condition[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2023, **57**(S1): 108 - 118. DOI: 10.7538/yzk. 2023.youxian.0139.
- 10 Xing J, Yu P, Meng Z M, *et al.* Depressurization strategy of automatic depressurization system for advanced pressurized water reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2023, **191**: 109911. DOI: 10.1016/j.anucene.2023.109911.
- 11 Malicki M, Pieńkowski L, Skolik K, *et al.* Development of MELCOR thermal hydraulic model of AP1000 and its verification for a DECL break[J]. Annals of Nuclear Energy, 2019, **128**: 44 - 52. DOI: 10.1016/j. anucene. 2018.12.041.
- 12 Conway L, Hundal R, Loftus M, *et al.* AP600 design certification program SPES-2 test final data report[R]. Westinghouse, 1997.
- 13 Kim S N. An experimental study on the temperature distribution in IRWST[J]. KSME International Journal, 2004, **18**(5): 820 - 829. DOI: 10.1007/BF02990301.
- 14 Cho S, Chun S Y, Baek W P, *et al.* Effect of multiple holes on the performance of sparger during direct contact condensation of steam[J]. Experimental Thermal and Fluid Science, 2004, **28**(6): 629 - 638. DOI: 10.1016/j.expthermflusci.2003.10.002.
- 15 曹岩, 邵树峰, 严俊杰, 等. 超音速蒸汽浸没射流凝结汽羽形状的实验研究[J]. 工程热物理学报, 2007, **28**(4): 619 - 621. DOI: 10.3321/j.issn:0253-231X.2007.04.024.
CAO Yan, SHAO Shufeng, YAN Junjie, *et al.* Experimental research on the shape of steam plume of supersonic steam jet immersed in subcooled water[J]. Journal of Engineering Thermophysics, 2007, **28**(4): 619 - 621. DOI: 10.3321/j.issn:0253-231X.2007.04.024.

- 16 Shah A, Chughtai I R, Inayat M H. Numerical simulation of direct-contact condensation from a supersonic steam jet in subcooled water[J]. Chinese Journal of Chemical Engineering, 2010, **18**(4): 577 - 587. DOI: 10.1016/S1004-9541(10)60261-3.
- 17 Shah A, Chughtai I R, Inayat M H. Experimental and numerical investigation of the effect of mixing section length on direct-contact condensation in steam jet pump [J]. International Journal of Heat and Mass Transfer, 2014, **72**: 430 - 439. DOI: 10.1016/j.ijheatmasstransfer.2014.01.032.
- 18 Shah A, Chughtai I R, Inayat M H. Experimental and numerical analysis of steam jet pump[J]. International Journal of Multiphase Flow, 2011, **37**(10): 1305 - 1314. DOI: 10.1016/j.ijmultiphaseflow.2011.07.008.
- 19 丁雷, 傅孝良, 孟兆明, 等. AP1000 中 ADS-4 液体夹带模型研究[J]. 原子能科学技术, 2015, **49**(5): 801 - 806. DOI: 10.7538/yzk.2015.49.05.0801.
- DING Lei, FU Xiaoliang, MENG Zhaoming, *et al.* Theoretical investigation of liquid entrainment through ADS-4 in AP1000[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2015, **49**(5): 801 - 806. DOI: 10.7538/yzk.2015.49.05.0801.
- 20 孟兆明, 董博, 丁雷, 等. AP1000 中 ADS-4 液体夹带实验研究[J]. 原子能科学技术, 2015, **49**(5): 807 - 812. DOI: 10.7538/yzk.2015.49.05.0807.
- MENG Zhaoming, DONG Bo, DING Lei, *et al.* Experimental research of liquid entrainment through ADS-4 in AP1000[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2015, **49**(5): 807 - 812. DOI: 10.7538/yzk.2015.49.05.0807.
- 21 李沛颖, 向延, 孙都成, 等. AP1000 ADS-4 夹带卸压试验模拟分析[J]. 原子能科学技术, 2016, **50**(1): 66 - 72. DOI: 10.7538/yzk.2016.50.01.0066.
- LI Peiying, XIANG Yan, SUN Ducheng, *et al.* Experimental simulation analysis of ADS-4 entrainment and depressurization in AP1000[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2016, **50**(1): 66 - 72. DOI: 10.7538/yzk.2016.50.01.0066.
- 22 Henry R E, Fauske H K. The two-phase critical flow of one-component mixtures in nozzles, orifices, and short tubes[J]. Journal of Heat Transfer, 1971, **93**(2): 179 - 187. DOI: 10.1115/1.3449782.
- 23 Shang Z R, LYU D F, Yu P, *et al.* Research on operating characteristics of AP1000 automatic depressurization system under typical accident condition[J]. Annals of Nuclear Energy, 2024, **206**: 110657. DOI: 10.1016/j.anucene.2024.110657.