

文章编号：0258-0926(2021)03-0069-05; doi: 10.13832/j.jnpe.2021.03.0069

# 百万千瓦级压水堆严重事故卸压阀 高温瞬态分析

王小吉, 武铃珺, 吴清, 刘丽莉, 彭欢欢, 邹志强

中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 成都, 610213

**摘要：**由于核电厂严重事故的恶劣工况，在卸压过程中严重事故卸压阀门可能会经历阀门无法承受的高温瞬态而导致不可用。本文在可能导致高压熔堆的事故序列中筛选出具有一定的包络性并包含各种典型严重事故现象的典型严重事故序列。针对该事故序列考虑严重事故管理中的开阀时间范围开展了高温瞬态计算，并针对重要的影响因素阀门开启时刻的稳压器水位开展分析。最终确定了百万千瓦级核电厂具备典型性及一定包络性的严重事故卸压阀工作条件，并得到了阀门开启前后阀门可能经历的最高流体温度及流体温度变化曲线，为严重事故卸压阀门的设备鉴定及功能应用提供了重要基础。

**关键词：**严重事故，卸压阀，高压熔堆

**中图分类号：**TL364 **文献标志码：**A

## Analysis of High-Temperature Transients in Severe Accident Depressurization Valve of 100 MW Pressurized Water Reactors

Wang Xiaoji, Wu Lingjun, Wu Qing, Liu Lili, Peng Huanhuan, Zou Zhiqiang

Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610213, China

**Abstract:** Due to the severe conditions in severe accidents of the nuclear power plants, the depressurization valves may experience a high temperature transient that the valves cannot withstand and may fail during the depressurization process. In this paper, the typical severe accident sequences that have a certain envelope and contain various typical severe accident phenomena are selected from the accident sequences that may lead to high-pressure melt ejection accident. According to the accident sequence, the high-temperature transient calculation was carried out considering the valves opening time range in severe accident management, and the water level of the pressurizer at the time of valve opening was analyzed for important influencing factors. Finally, the working conditions of the 100 MW nuclear power plant severe accident depressurization valves with typical and certain envelope characteristics are determined, and the maximum possible temperature and the variation temperature curve of fluid passing through the valves before and after valve opening are provided. It provides an important basis for equipment identification and function application of depressurization valves in severe accidents.

**Key words:** Severe accident, Depressurization valves, High pressure melt ejection

### 0 引言

在严重事故管理中，反应堆冷却剂系统卸压是重要的事故缓解措施，用于防止高压熔堆。如果发生高压熔堆，堆芯熔融物将高速向安全壳内

喷射，进入安全壳上部空间，高温熔融物在微粒化后，悬浮在安全壳环境中，导致熔融物的总表面积显著增加，造成安全壳直接加热，安全壳内气体温度与压力将急剧上升，对安全壳的完整性

收稿日期：2020-09-08；修回日期：2021-03-22

作者简介：王小吉（1989—），女，工程师，现主要从事反应堆严重事故及 PSA 工作，E-mail：525615090@qq.com

构成直接威胁。尽管发生这种现象的概率极小，但一旦发生将会导致放射性物质的大量泄漏，后果极为严重。为了提高核电厂抵御和缓解事故、尤其是严重事故的能力，三代核电厂均设置了大容量的一回路严重事故专用卸压阀，用于防止发生高压熔堆事故。严重事故卸压阀设置在稳压器上，包括1台电动闸阀和1台电动截止阀，流体通过卸压阀后排放到稳压器安全阀的排放管线上，并最终排放到稳压器卸压箱。在机组正常运行及设计基准事故期间，严重事故卸压阀处于关闭状态。在严重事故工况下，严重事故卸压阀执行排放卸压功能。严重事故卸压阀的功能实现受到通过阀门的流体温度制约，为确保该阀门在严重事故下的可用性，需要获取其运行工况下的流体温度条件。本文针对三代核电厂研究严重事故卸压阀可能经历的高温瞬态，为阀门的可用性分析提供依据。

## 1 高压严重事故序列分析

严重事故卸压阀用于应对的是高压严重事故序列，要分析通过阀门的高温瞬态，首先需要寻找要求开启严重事故卸压阀卸压的序列，并从中选择典型的并具有一定保守性的高压严重事故序列。高压严重事故序列即可能发生高压熔堆的严重事故序列，压力容器失效时刻的一回路压力是评判高压熔堆事故是否发生的标准。对于具体的压力限值，一般认为压力容器下封头失效时，压力容器内压力不超过 2.0 MPa<sup>[1]</sup>则可以有效地避免高压熔堆，进而避免熔融物喷射造成的对安全壳完整性的严重威胁，即在压力容器下封头失效之前反应堆冷却剂系统压力无法降至 2.0 MPa 以下的事故序列为高压严重事故序列。

在实际的严重事故管理中，为了及时进行一回路卸压操作，避免高压熔堆，严重事故管理导则中要求在堆芯出口温度达到 650 时，如果反应堆冷却剂系统压力高于 2.0 MPa 就需要开启严重事故卸压阀对一回路卸压。

可以看出，严重事故卸压阀可能经历的严重事故序列为在堆芯出口温度达到 650 时一回路压力仍高于 2.0 MPa 序列。

根据工程经验，对于压水堆核电厂，如果没有一回路卸压手段，一回路压力将始终处于高压状态的严重事故序列有：丧失全部给水、全厂断

电和小破口失水事故 (SBLOCA)<sup>[2]</sup>。同时选择了大破口失水事故 (LBLOCA) 和中破口失水事故 (MBLOCA) 作为较低压力的严重事故序列代表。假设所有始发事件均叠加多重安全系统失效，即始发事件发生后除安注箱以外的所有能动及非能动安全系统均失效。

表 1 为各典型严重事故序列进程，从堆芯出口温度达到 650 时刻的一回路压力可以看出，除 LBLOCA 以外的 4 个典型严重事故序列均需要开启严重事故卸压阀卸压，其中 MBLOCA 下，破口可以带走一部分堆芯余热并将一回路降到相对较低的压力，所以对于高压序列不具有典型性和包络性。丧失全部给水、全厂断电和 SBLOCA 事故的一回路压力则始终在稳压器安全阀保护定值附近波动，处于约 16.5 MPa 的高压，而从停堆时刻和堆芯出口温度达到 650 时刻可以看出，在需要开启严重事故卸压阀的时刻，丧失全部给水事故的堆芯余热更大。所以从典型性和具有一定包络性的角度，选择丧失全部给水叠加多重安全功能失效事故作为高压严重事故序列进行高温瞬态分析。

表 1 典型严重事故序列进程

Tab. 1 Process of Typical Severe Accident Sequence

始发事件	停堆时刻/s	堆芯出口温度达到 650	
		时刻/min	压力/MPa
丧失全部给水	22	72	~16.5
全厂断电	0	97	~16.5
SBLOCA	1013	110	~16.5
MBLOCA	68	46	6.3
LBLOCA	5	23	0.3

## 2 严重事故卸压阀高温瞬态分析

### 2.1 分析说明

严重事故卸压阀的可用性分析包括阀门开启的可操作性分析和阀门开启后的完整性分析，对应需要的输入为阀门开启时的瞬态和阀门开启后需要保持开启的全过程瞬态。通过对阀门的可操作性分析和完整性分析，发现温度是对分析结果最敏感的参数，所以要关注通过阀门的介质温度。

### 2.2 分析程序与假设

采用系统分析程序 MAAP 建立反应堆严重事故计算分析模型，包括反应堆堆芯、一回路、二回路系统、严重事故卸压系统、安全壳空间及

相关的专设安全设施。在分析时考虑以下假设：

事故发生时反应堆满功率运行；考虑叠加多重安全系统失效（仅考虑非能动的安注箱注入）；

计算使用阀门排量为阀门实际排量；考虑操纵员允许卸压延迟时间为 60 min。

### 2.3 阀门开启时刻瞬态分析

严重事故卸压阀联接在稳压器上，阀门开启时刻稳压器内的气体将迅速通过严重事故卸压阀，所以可以保守认为阀门开启时刻通过阀门的气体温度与阀门开启前一刻的稳压器气体温度相同。为了分析阀门开启时刻通过阀门的介质温度，对不开启阀门卸压稳压器内的气体温度进行分析，得到随时间变化的稳压器内气体温度曲线，保守认为对应时刻的稳压器气体温度等于开阀时刻通过阀门的气体温度。

对丧失全部给水事故序列进行分析，分析方案 A 为：丧失全部给水叠加多重安全功能失效事故，不考虑手动开启严重事故专用卸压阀进行卸压。方案 A 的稳压器内气体温度随时间变化的曲线见图 1，发生丧失全部给水事故后 62 min 时堆芯开始裸露，堆芯出口温度（图 2）开始上升，在事故后 72 min 达到 650℃，但此时由于事故后一回路冷却剂膨胀，稳压器处于满溢状态（图 3），稳压器气体温度被限制在约 350℃，为安全阀自动起跳整定值压力对应的饱和温度。

事故后约 97 min 堆芯几何结构丧失，堆芯向冷却剂的传热减少，堆芯出口温度达到最大值后开始下降。在此期间稳压器内一直有水存在，稳压器内的气体温度被限制在 360℃ 以内；事故后 139 min（堆芯出口温度达到 650℃ 后 67 min）堆芯熔融物落入下封头，熔融物与下封头的水反

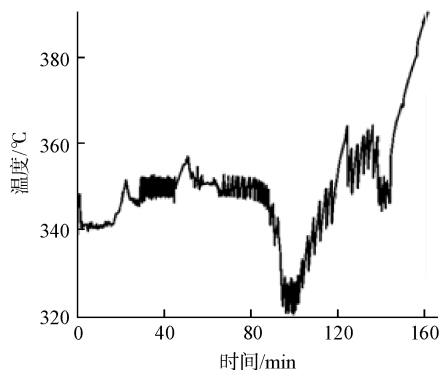


图 1 方案 A 稳压器气体温度

Fig. 1 Gas Temperature of Pressurizer for Scheme A

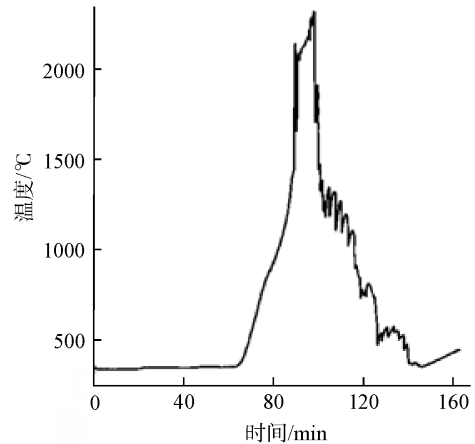


图 2 方案 A 堆芯出口温度

Fig. 2 Temperature of Core Exit for Scheme A

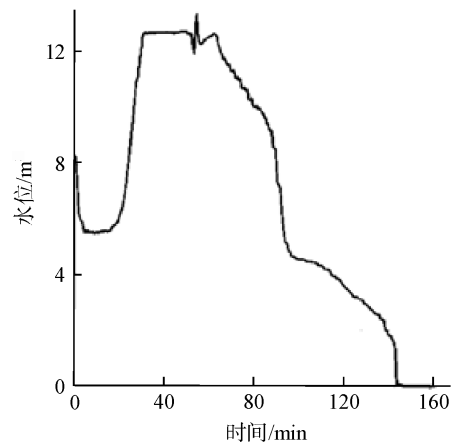


图 3 方案 A 稳压器水位

Fig. 3 Water Level of Pressurizer for Scheme A

应使得堆芯出口温度小幅度上升，事故后 144 min 稳压器内的水蒸干，稳压器内气体温度开始上升。在压力容器失效前，稳压器出口最高温度为 390℃，即在任意时刻开阀，开阀时刻通过阀门的流体温度都不会超过 390℃。

### 2.4 阀门开启后的瞬态分析

根据 2.3 节的分析可知，在出现开阀信号（堆芯出口温度达到 650℃）后 67 min 堆芯熔融物落入下封头，为保证事故缓解的有效性，保守要求操纵员在出现开阀信号后 60 min 内实施开阀卸压。假设 0 min 时刻发生丧失全部给水叠加多重安全功能失效事故，不考虑压力容器外部冷却措施。对操纵员手动开启严重事故卸压阀的时间做敏感性分析，时间范围为堆芯出口温度达到 650℃（事故后 72 min）以后的 60 min 内，以 10 min 为间隔划分为 7 个计算方案，即方案 A1~A7。

表2给出了方案A1~A7的稳压器气体温度峰值,通过分析可以得知,阀门开启后,随着一回路快速卸压,大量堆芯流体通过严重事故卸压阀。稳压器气体温度在开阀后可能会出现1个温度峰,敏感性分析得到稳压器气体温度峰值最高的为方案A4,峰值温度为1098。

表2 方案A1~A7的稳压器气体温度峰值  
Tab. 2 Pressurizer Gas Temperature Peak of Scheme A1~A7

分析方案	开阀时间/min	温度峰出现时间/min	温度峰值/
A1	72	未出现温度峰	无
A2	82	92	581
A3	92	98	1083
A4	102	111	1098
A5	112	120	1024
A6	122	127	970
A7	132	137	769

## 2.5 结果分析

在开阀前由于阀门没有流量且稳压器内有水,即使堆芯出口温度达到2000以上,阀门所经受的温度也不超过400。在阀门开启后稳压器气体温度可能出现1个温度峰,该温度峰的出现是因为在高压状态下开启严重事故专用卸压阀,由于阀门的快速排放,稳压器内的水被抽干,堆芯的过热蒸汽进入稳压器,之后由于压力下降,安注箱内水注入,堆芯被冷却,蒸汽温度下降。稳压器蒸汽温度的最大值就出现在这一时间段内。对比图2不同时刻的堆芯出口温度和方案A1~A7的开阀时间可以看出,稳压器气体温度峰与开阀时刻的堆芯出口温度有关,在堆芯出口温度越高时开阀,通过阀门的气体温度也越高。除了堆芯出口温度,通过阀门的气体温度还与稳压器水位等因素有关,稳压器中的水会限制稳压器内的气体温度,直至稳压器中的水蒸干后通过严重事故卸压阀的流体温度才会快速上升。

## 3 稳压器水位影响分析

### 3.1 分析说明

针对稳压器水位这一影响因素,参考前面高压严重事故序列分析的结果,选择存在一回路破口可以让稳压器排空,但在事故进程中仍有开启严重事故卸压阀需求的MBLOCA进行高温瞬态分析,分析假设与2.2节相同。

### 3.2 阀门开启时刻瞬态分析

分析不开阀工况下稳压器内气体温度随时间的变化,对MBLOCA序列进行分析,分析方案B为:冷管段MBLOCA叠加多重安全功能失效事故,不考虑手动开启严重事故专用卸压阀进行卸压。对于方案B,发生冷管段MBLOCA后反应堆冷却剂丧失,稳压器水位在2min内下降为0,事故后38min时堆芯开始裸露,随后堆芯出口温度快速上升(图4),并于事故后46min时堆芯出口温度达到650。

但因冷管道存在破口,冷却剂向破口流动,在稳压器严重事故专用卸压阀未开启时稳压器内几乎没有气体流动,所以稳压器内气体升温有限,在压力容器失效前,稳压器气体最高温度为396(图5)。

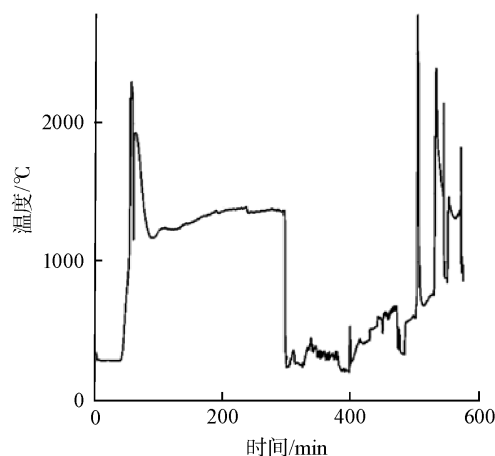


图4 方案B堆芯出口温度

Fig. 4 Temperature of Core Exit for Scheme B

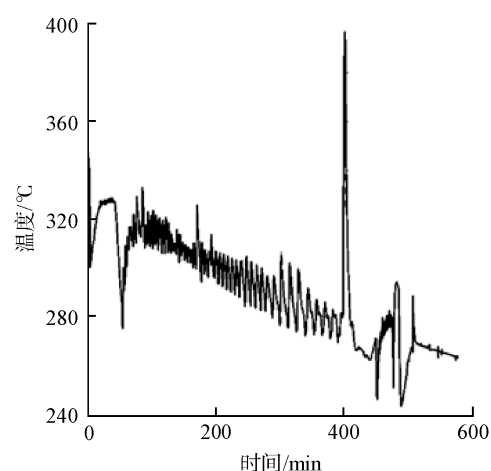


图5 方案B稳压器气体温度

Fig. 5 Gas Temperature of Pressurizer for Scheme B

### 3.3 阀门开启后的瞬态分析

MBLOC 发生后稳压器水位在 2 min 内降为 0,通过对 MBLOCA 序列的分析可以验证无稳压器水位影响情况下的高温瞬态。分析中同样考虑操纵员在出现开阀信号后 60 min 内实施开阀卸压。假设 0 时刻发生冷管段 MBLOCA 叠加多重安全功能失效事故,不考虑压力容器外部冷却措施,对操纵员手动开启严重事故卸压阀的时间做敏感性分析,时间范围为堆芯出口温度达到 650 (事故后 46 min) 以后的 60 min 内,以 10 min 为间隔划分为 7 个计算方案,即方案 B1~B7。

表 3 给出了方案 B1~B7 的稳压器气体温度峰值,在开启严重事故专用卸压阀后,稳压器气体温度因为大量流体通过阀门而出现 1 个温度峰。由于压力下降,安注箱内水注入,堆芯被冷却,蒸汽温度下降,稳压器内开始有水。敏感性分析得到稳压器气体温度峰值最高为方案 B2,峰值温度为 1013 。

表 3 方案 B1~B7 的稳压器气体温度峰值  
Tab. 3 Pressurizer Gas Temperature Peak of Scheme B1~B7

分析方案	开阀时间/min	温度峰出现时间/min	温度峰值/
B1	46	49	502
B2	56	58	1013
B3	66	67	936
B4	76	77	844
B5	86	87	817
B6	96	97	788
B7	106	107	795

### 3.4 结果分析

发生 MBLOCA 后,虽然在开阀初期没有稳压器内的水冷却来自堆芯的高温流体,但有破口作为带热和卸压的途径(对于会在前期丧失稳压器水位的事故,均会有除严重事故卸压阀之外的一回路排放路径),故与丧失全部给水事故相比,在卸压时一回路压力较低(通过阀门的流体流量较低)且堆芯出口温度较低。所以对于严重事故卸压阀的高温瞬态来说,丧失全部给水事故依然是具有一定包络性的典型事故。

## 4 推荐的严重事故卸压阀高温瞬态

### 4.1 开阀时刻高温瞬态

通过前面的分析可以看出,在阀门开启时刻通过阀门的最高温度分别为 390 和 396,均不会超过 500。依据阀门设计要求,严重事故卸压阀入口有水封保护,可以防止阀门在开启前被加热。所以可以保守认为阀门开启时刻可能经历的最高温度为 500。

### 4.2 开阀后高温瞬态

一回路有破口的事故虽然会在开阀前使稳压器排空,但因为破口的分流,通过阀门排出的热量较少,并且阀门前后的压差及通过阀门的流量也显著低于典型的高压熔堆事故,所以仍然可以将丧失全部给水事故(方案 A4)后的高温瞬态作为阀门完整性分析的输入。

## 5 结论

本文针对设置了严重事故专用卸压阀的三代核电厂评价了需要开启专用卸压阀门的主要事故,对严重事故后卸压专用阀门开阀前后所需经历的瞬态进行了分析。

分析表明,严重事故后堆芯出口温度可以达到 2000 以上,在使用严重事故专用卸压阀门进行卸压时,阀门将经历高温流体通过的高温瞬态。事故后阀门经历的高温瞬态特征与堆芯熔化进程、阀门开启时间、稳压器水位等因素有关。本文得到的具有典型性和一定保守性的高温瞬态,包括开阀时刻及开阀后严重事故专用卸压阀门所需经历的流体状态,可作为阀门可操作性和完整性分析的基础。

参考文献:

- [1] Fauske&Associates, Inc. Sandia National Laboratories in collaboration with an NEA group of expert. High-pressure melt ejection (HPME) and direct containment heating (DCH): OCDE/GD(96)194[R]. Paris: OCDE, 1996.
- [2] 邵舸,佟立丽,曹学武. 压水堆核电厂严重事故卸压阀能力评估[J]. 核科学与工程, 2015(01): 157-162.

(责任编辑:孙凯)