



厦门大学学报(自然科学版)

*Journal of Xiamen University(Natural Science)*

ISSN 0438-0479,CN 35-1070/N

## 《厦门大学学报(自然科学版)》网络首发论文

题目: WSMR 非能动安全系统在全厂断电事故下的事故缓解能力分析  
作者: 陈钧, 缪惠芳, 李卓成, 石兴伟  
收稿日期: 2019-02-28  
网络首发日期: 2019-04-29  
引用格式: 陈钧, 缪惠芳, 李卓成, 石兴伟. WSMR 非能动安全系统在全厂断电事故下的事故缓解能力分析[J/OL]. 厦门大学学报(自然科学版).  
<http://kns.cnki.net/kcms/detail/35.1070.N.20190428.1152.014.html>



**网络首发:** 在编辑部工作流程中, 稿件从录用到出版要经历录用定稿、排版定稿、整期汇编定稿等阶段。录用定稿指内容已经确定, 且通过同行评议、主编终审同意刊用的稿件。排版定稿指录用定稿按照期刊特定版式(包括网络呈现版式)排版后的稿件, 可暂不确定出版年、卷、期和页码。整期汇编定稿指出版年、卷、期、页码均已确定的印刷或数字出版的整期汇编稿件。录用定稿网络首发稿件内容必须符合《出版管理条例》和《期刊出版管理规定》的有关规定; 学术研究成果具有创新性、科学性和先进性, 符合编辑部对刊文的录用要求, 不存在学术不端行为及其他侵权行为; 稿件内容应基本符合国家有关书刊编辑、出版的技术标准, 正确使用和统一规范语言文字、符号、数字、外文字母、法定计量单位及地图标注等。为确保录用定稿网络首发的严肃性, 录用定稿一经发布, 不得修改论文题目、作者、机构名称和学术内容, 只可基于编辑规范进行少量文字的修改。

**出版确认:** 纸质期刊编辑部通过与《中国学术期刊(光盘版)》电子杂志社有限公司签约, 在《中国学术期刊(网络版)》出版传播平台上创办与纸质期刊内容一致的网络版, 以单篇或整期出版形式, 在印刷出版之前刊发论文的录用定稿、排版定稿、整期汇编定稿。因为《中国学术期刊(网络版)》是国家新闻出版广电总局批准的网络连续型出版物(ISSN 2096-4188, CN 11-6037/Z), 所以签约期刊的网络版上网络首发论文视为正式出版。

# WSMR 非能动安全系统在全厂断电事故下的事故缓解能力分析

陈 钧<sup>1</sup>, 缪惠芳<sup>1</sup>✉, 李卓成<sup>1</sup>, 石兴伟<sup>2</sup>

(1. 厦门大学能源学院, 福建 厦门 361102; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

✉通信作者 hfmiao@xmu.edu.cn

**摘要** 先进的小堆设计广泛地采用一体化结构设计与非能动安全理念, 使小堆固有安全性显著提升。然而, 在实现小堆广泛商用化之前, 其安全性需要得到全面的评估。本研究利用严重事故分析软件 MELCOR, 对 WSMR 小堆进行建模, 以全厂断电事故为基础事故序列, 分析了全厂断电事故在 WSMR 小堆中的事故进程; 同时对非能动安全系统在全厂断电事故下的缓解能力进行了研究, 其中着重探讨堆芯补水水箱的事故缓解作用, 并针对堆芯补水水箱的有效运行数量与启用时间进行了敏感性分析。研究表明: 全厂断电事故会导致堆芯冷却能力下降, 从而造成堆芯坍塌失效; 而堆芯补水水箱能够为反应堆提供额外的冷却剂, 且利用余热移除热交换器将堆芯余热移至外部最终热阱水箱中, 从而保证堆芯的长期冷却。相关敏感性分析结果表明: 在其他非能动安全设施全部失效的情况下, 至少需要两个正常运行的堆芯补水水箱才能有效缓解事故; 在堆芯补水水箱启动失败的情况下, 若考虑重新启用堆芯补水水箱, 重启时间应不晚于 52.5 ks, 才能避免堆芯结构损坏。该研究结果可为相关小堆的严重事故管理导则的制定和改进提供参考, 从而增强对全厂断电事故的应对能力, 同时有利于提升模块化小堆非能动安全系统的事故缓解能力。

**关键词** WSMR; 全厂断电; 非能动安全系统; 堆芯补水水箱

中图分类号 F 407.23

文献标志码 A

DOI: 10.6043/j.issn.0438-0479.201902023

## Accident mitigation ability analysis of WSMR passive safety system under station blackout

CHEN Jun<sup>1</sup>, MIAO Huifang<sup>1</sup>✉, LI Zhuocheng<sup>1</sup>, SHI Xingwei<sup>2</sup>

(1. College of Energy, Xiamen University, Xiamen 361102, China; 2. Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Ecology and Environment, Beijing 100082, China)

**Abstract** The design of advanced small modular reactors widely uses integrated system design and passive safety concept to significantly improve the inherent safety of small modular reactors. However, before achieving the commercialization of small modular reactors, their safety performance needs to be fully evaluated. In this study, severe accident analysis program MELCOR was used to model the WSMR small modular reactor. The station blackout was then introduced to the WSMR and the development process of the accident was analyzed. The mitigation ability of the passive safety system after the station blackout was analyzed afterwards. Furthermore, the sensitivity analysis of the number of effectively operated core makeup tank and its reinvesting time was carried out as well. The results show that the station blackout causes the core cooling capacity to drop, which leads to core collapse. The core makeup tank is able to provide additional coolant for the reactor and transfers the residual heat to the external ultimate heat sink tanks through residual heat removal heat exchangers, thus guarantees the long term cooling of the core. The results of the sensitivity analysis show that in the case of total failure of other passive safety features, at least two core makeup tanks need to function normally in order to avoid core collapse. In the case that the core makeup tanks fail to start initially, if they can be restarted, the restart time should be no later than 52.5 ks to avoid core damages. The results of this paper will help guide the development and improvement of related Severe Accident

收稿日期: 2019-02-28

基金项目: 厦门大学能源学院发展基金 (2017NYFZ01)

网络首发时间: 2019-04-29 16:37:45 网络首发地址: <http://kns.cnki.net/kcms/detail/35.1070.N.20190428.1152.014.html>

Management Guidelines for small modular reactors, thereby enhancing the ability to cope with the station blackout accident, as well as helping to improve the accident mitigation ability of the passive safety system of small modular reactors.

**Key words** WSMR; station blackout; passive safety system; core makeup tank

小型模块化反应堆（指电功率小于 300 MW 的反应堆，以下简称小堆）凭借初期成本低、建造周期短、电厂布置灵活以及用途广等特点，获得了广泛的关注<sup>[1]</sup>。先进的小堆采用将反应堆主要系统部件布置于压力容器内的一体化结构，大量采用非能动安全设计，最大限度地减少运行所需的主要零部件，从设计上消除了一些特定的事故（如大管道破裂所导致的冷却剂丧失事故），从而显著提升了反应堆的固有安全性<sup>[1-2]</sup>。

近年来，国际上提出了多种先进小堆设计<sup>[3]</sup>，且相关的安全分析也正在逐步开展。西屋公司提出了 WSMR（Westinghouse Small Modular Reactor）小型模块化压水堆设计概念<sup>[4]</sup>，其单堆热功率为 800 MW（电功率大于 225 MW），并对 WSMR 在设计事故下的系统响应进行了初步安全分析<sup>[5]</sup>。由韩国研发的先进系统集成式模块化反应堆 SMART（System-integrated Modular Advanced Reactor）的设计已经完成<sup>[6]</sup>，单堆功率为 100 MW，且其反应堆系统安全已经通过评估与审核<sup>[7]</sup>，此外，还对多种设计事故进行了模拟和分析（如小破口冷却剂丧失事故和主回路系统超压事故）<sup>[8-9]</sup>。由 Babcock&Wilcox 公司所开发的 mPower 先进小型模块化反应堆的扩展性与应用性分析也正在进行，其设计采用的“双胞胎机组”（twin-pack set）电功率可达 390 MW<sup>[10]</sup>。与此同时，中国也提出了基于 HTR-10 反应堆的球床模块式高温气冷堆 HTR-PM 的概念<sup>[11]</sup>，并进行了相关研究和开发工作，如热工水力瞬态研究等<sup>[12]</sup>。

虽然小堆在设计和研发上已经取得了一定的成果，然而反应堆技术变革、安全性与经济性等问题仍是小堆发展需要面临的巨大挑战<sup>[13]</sup>。因此在小堆实现商业化之前，应对其进行全面的安全性评估，尤其是对于一系列可能对反应堆造成严重事故后果的事件，全面的安全分析有助于缓解措施的制定，以及紧急事故应对能力的提升。其中，全厂断电事故是可能引发严重核事故，从而导致堆芯损伤的重要事件之一。在传统大型压水堆中，常采用对反应堆主回路进行卸压注水的策略来应对全厂断电事故，从而避免高压熔堆的发生<sup>[14-15]</sup>。但由于小堆与传统压水堆之间在概念和设计上的差异，两者在发生全厂断电事故时的系统响应和事故进程发展可能存在显著差别。

尽管各国已经提出了多种小堆概念且进行了相关的研究，然而有关小堆的非能动安全系统在全厂断电事故下的具体研究还十分稀缺，关于特定非能动安全设备的敏感性分析更是几乎空白。因此，本研究以 WSMR 小堆作为研究对象，以全厂断电事故为基础事故序列，研究非能动安全系统在全厂断电下的事故缓解能力，并针对堆芯补水箱的有效运行数量以及重新启用时间进行敏感性分析，研究其对事故进程的影响。本研究结果可为相关小堆严重事故管理导则的制定和改进提供参考，从而增强小堆对全厂断电事故的应对能力，同时有利于深化对模块化小堆的非能动安全系统的理解，帮助改进相关反应堆安全设计。

## 1 模型与假设

### 1.1 WSMR 小堆及其非能动安全系统

本文的研究对象为西屋公司设计开发的 WSMR 小堆，这是一种采用非能动安全系统设计的一体式小型模块化压水堆。如图 1 所示，WSMR 将其反应堆主要部件集中安置在压力容器内，包括蒸汽发生器、稳压器、主冷却剂泵以及控制棒驱动机构，热功率为 800 MW（电功率>225 MW）<sup>[16]</sup>。WSMR 设有 8 个主冷却剂泵，能够提供 4819.0 kg/s 强制循环流量。稳压器内置于压力容器上方空间，其上方设置有安全阀，在系统压力超过其设定值（17.0 MPa）后会自动开启。蒸汽发生器采用一次通过式设计，并将汽水分离功能设置在反应堆外部的蒸汽鼓中，从而有效缩小了设备尺寸，使整个系统更为紧凑。

WSMR 的非能动安全系统设计与 AP1000 类似<sup>[5]</sup>，其主要部件包括：4 个独立堆芯补水箱、安全

壳内水池及水箱、自动卸压系统、安全壳外水池以及 2 个外置最终热阱水箱<sup>[17]</sup>。其中堆芯补水箱设计与传统依靠重力作用补水的堆芯补水箱有所不同，其带有内置余热移除热交换器，并通过管线与外部最终热阱水箱相连，从而使该堆芯补水箱设计具有独立的余热移除能力。这些安全设施旨在利用自然循环移除反应堆衰变热，以确保足够的堆芯冷却能力。非能动安全系统不需要手动操作执行，从而降低了事故工况下的人因失误。由自然循环所驱动的非能动安全系统不需要泵、涡轮、柴油发电机等，只需要几个自动触发开关的阀门，从而提高了系统的运行可靠性，减少了由电源或机械故障引起事故<sup>[18]</sup>。Zhang 等<sup>[19]</sup>进行了与 WSMR 相关的安全分析，并利用 RELAP5 程序对 WSMR 的热工水力模型和非能动安全系统模型进行了验证，本研究所使用的相关参数与该研究保持一致。

4 个堆芯补水箱被独立安置在安全壳内部，其体积设计为  $17.5 \text{ m}^3$ 。堆芯补水箱上部通过压力平衡管线与压力容器上腔室区域相连，下部通过直接注入管线与压力容器下降段相连。在反应堆稳态运行时，堆芯补水箱下方阀门处于关闭状态，能够防止其与主冷却剂系统形成流量循环。在事故工况下，堆芯补水箱下方阀门将在非能动安注信号被触发时自动打开（当主回路压力下降至  $11.72 \text{ MPa}$ ），通过直接注入管线对主回路进行注水。在堆芯补水箱上部设计了压力平衡管线，使其能够在事故早期主回路压力较高情况下进行注水，从而达到快速缓解事故的效果。随阀门开启，自然循环在堆芯补水箱与主回路间建立，使在主回路内被堆芯余热所加热的冷却剂流回堆芯补水箱，并在内置余热移除热交换器作用下被冷却，同时将热量传递至外置最终热阱水箱中，从而保证堆芯的长期冷却。每个最终热阱水箱的水量设计能够保证至少 72 h 的堆芯余热移除能力<sup>[5]</sup>。

自动卸压系统带有 4 个自动卸压阀，该设计为压力容器提供了可靠的排气路径。随自动卸压阀开启，压力容器内的过热蒸汽被排至安全壳内并通过安全壳侧壁进行换热，从而将内部热量转移至外部水池中。冷凝后的冷却剂随即被收集于安全壳内水池中，再进一步流回压力容器内，形成压力容器与安全壳之间的自然循环。该过程利用自由对流换热，通过安全壳侧壁将热量由压力容器内部传递至安全壳外部水池，从而保证了堆芯的长期冷却。且只要安全壳外部水池内有水，该过程就可以无限期地持续进行。

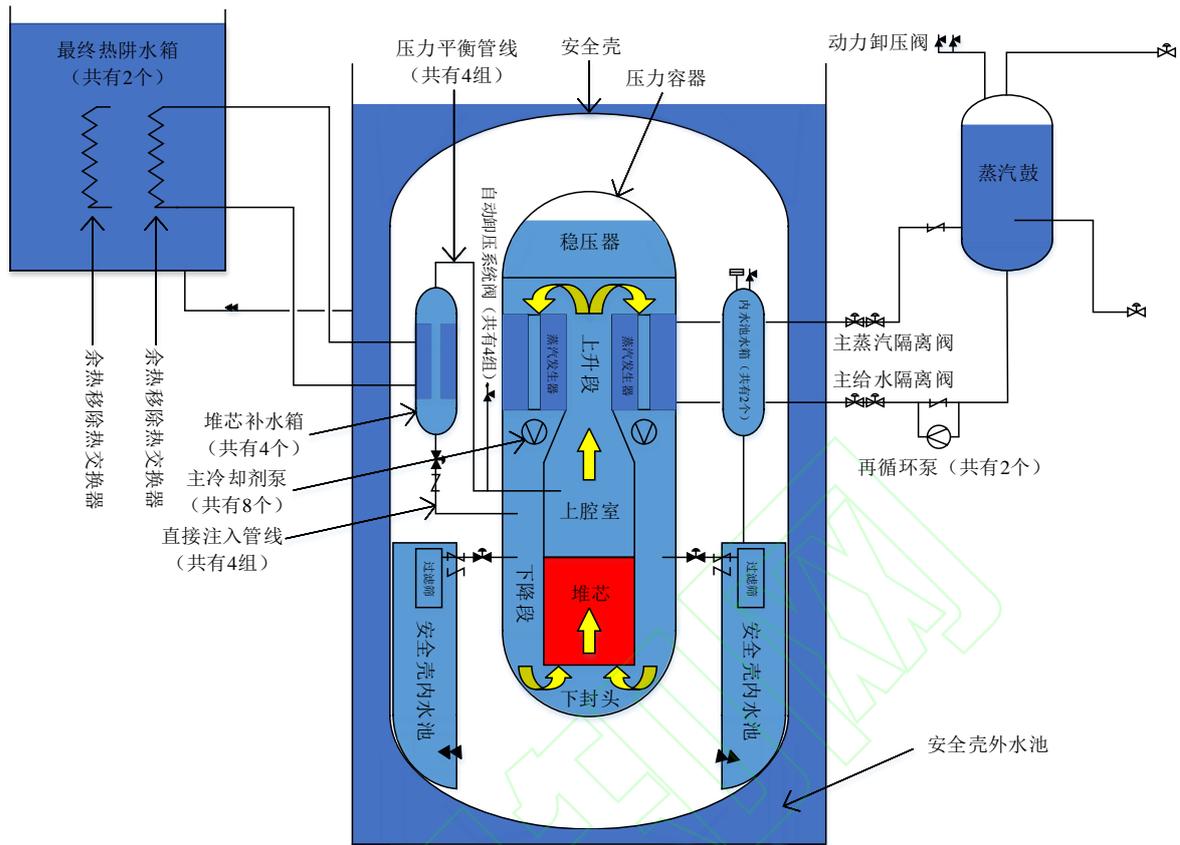


图1 WSMR 的反应堆冷却剂系统与非能动安全系统示意图

Fig. 1 Schematic drawing of the WSMR's reactor coolant system and passive safety system

## 1.2 MELCOR 模型

MELCOR 是由美国圣地亚国家重点实验室 (Sandia National Laboratories, SNL) 所开发的一款用于轻水式核反应堆严重事故分析的工程应用计算机程序, 可用于模拟轻水反应堆的严重事故过程及后果, 并监测反应堆中裂变产物的迁移和释放行为<sup>[20]</sup>。由于其优良的计算性能以及较高的计算精度, MELCOR 被核能企业、研究单温及监管部门广泛使用。因此, 本研究采用 MELCOR 程序建立 WSMR 小堆及其非能动安全系统模型, 分析其非能动安全系统在全厂断电事故下的事故缓解能力。

WSMR 小堆的 MELCOR 节点划分如图 2 所示, 主要包括安全壳、主冷却剂系统、主蒸汽系统和非能动安全系统几个部分。其中, 主冷却剂系统被划分为堆芯区域 (CV114)、下封头区域 (CV110)、上腔室区域 (CV118、CV121、CV123)、下降段区域 (CV100)、上升段区域 (CV120)、稳压器 (CV122) 以及蒸汽发生器一次侧 (CV88) 等, 其中蒸汽发生器高度为 11.70 m~18.8186 m (相对于水平面高度)。主蒸汽系统包括蒸汽发生器二次侧 (CV209)、主给水模块 (CV213)、蒸汽鼓 (CV265) 以及蒸汽出口 (CV290) 等。非能动安全系统包括安全壳内水池 (CV701)、内水池水箱 (CV703) 以及堆芯补水水箱 (CV440) 等。需要说明的是, 一共有 2 个安全壳内水池 (CV701、CV702)、2 个内水池水箱 (CV703、CV704) 和 4 个堆芯补水水箱 (CV440、CV450、CV540、CV550), 为了简化示意图, 均仅画出其中一个。MELCOR 中的控制体模块由流道相连, 其中主要的流道包括压力平衡管线、压力容器直接注入管线以及安全壳内水池注入管线等。而 MELCOR 中的热交换计算由热构件实现, 主要的热构件在图中以彩色矩形块所表示。MELCOR 中的阀门则由带有控制函数模块的流道来控制开关, 主要阀门包括自动卸压系统阀和动力卸压阀等。

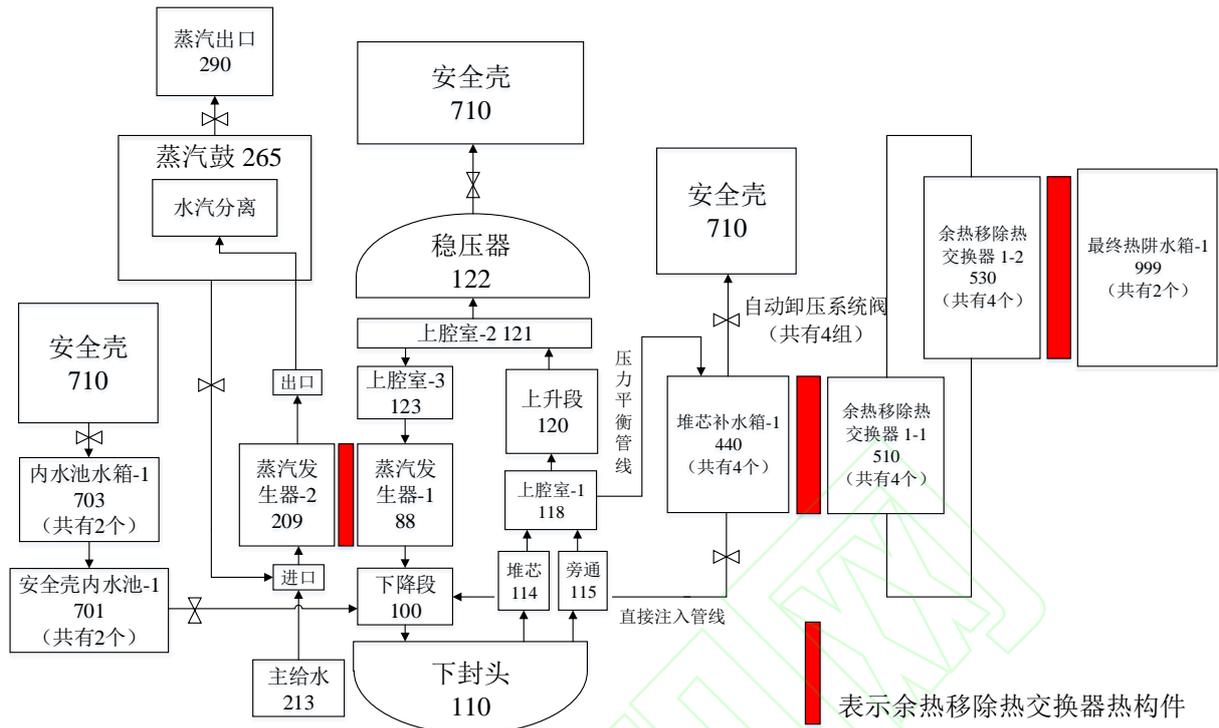


图 2 WSMR 的 MELCOR 节点划分示意图  
 Fig. 2 The MELCOR nodalization diagram for the WSMR

为了准确模拟严重事故过程中堆芯熔化等复杂现象，在 WSMR 小堆的 MELCOR 模型中对其堆芯区域进行了详细的节点划分，如图 3 所示。其中在轴向按照高度被划分为 14 个轴向层，1~4 层代表下封头区域，第 5 层代表下部支撑板，6~13 层代表堆芯活性区域，第 14 层代表上部支撑结构；在径向按照功率分布被划分为 4 个径向环，由内到外分别为 1~4 号环。

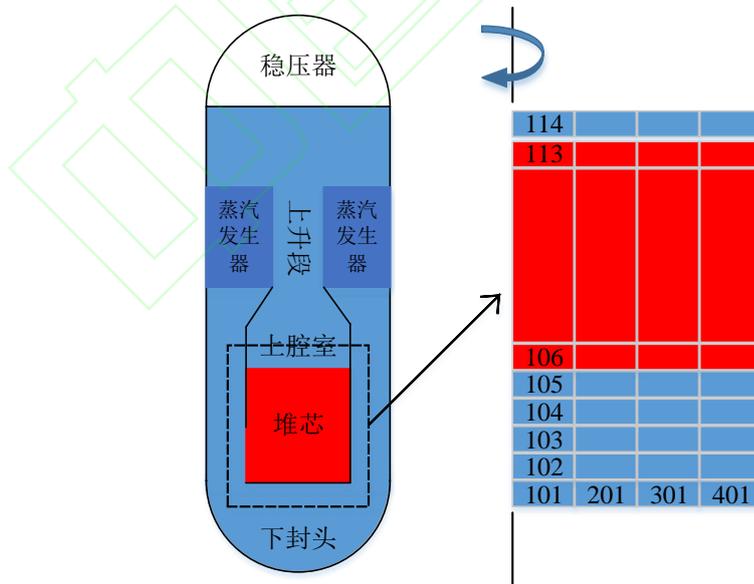


图 3 堆芯区域节点划分示意图  
 Fig. 3 The nodalization of core region

### 1.3 基础事故序列及假设

基本假设如下：

选取全厂断电事故为基础事故序列, 在事故瞬态分析中, 假设: 1) 在 0 s 时发生全厂断电事故, 2) 所有非能动安全设施失效, 3) 事故过程中全程无人作为动作干预。

在非能动安全系统事故缓解能力分析中, 假设: 1) 在 0 s 时发生全厂断电事故, 2) 非能动安全系统正常响应, 3) 事故过程中全程无人作为动作干预。

在堆芯补水箱敏感性分析中, 假设: 1) 在 0 s 时发生全厂断电事故, 2) 除堆芯补水箱及其内置非能动余热移除热交换器外的其余非能动安全设施全部失效, 3) 事故过程中全程无人作为动作干预。

## 2 结果与讨论

### 2.1 模型稳态验证

本节对 WSMR 的 MELCOR 模型进行了稳态计算以评估模型可靠性, 事故发生之前的初始运行状态对后续事故进程有很大的影响, 稳态运行参数的准确性表明了模型的可靠性, 是后续瞬态分析的基础。在 WSMR 模型的稳态验证中, 关键参数的计算值和设计值如表 1 所示。计算结果表明, MELCOR 计算值与设计值吻合良好, 且误差在可接受的范围内, 因此该模型可靠性得到验证, 故使用稳态计算结果作为瞬态计算的初始条件是合理的。

表1 稳态参数及与设计参数对比  
Tab.1 Steady state parameters and comparison with designed values

参数名称	设计值	计算值	相对误差
堆芯功率 (MW)	800.00	800.00	0.00%
主回路压力 (MPa)	15.50	15.51	0.06%
堆芯进口温度 (K)	567.15	569.0	0.32%
堆芯出口温度 (K)	597.15	599.0	0.31%
主泵流量 (kg/s)	4 819.00	4 818.50	0.01%
蒸汽鼓压力 (MPa)	6.60	6.61	0.15%
主给水温度 (K)	440.0	440.0	0.00%
主给水流量 (kg/s)	943.7	943.7	0.00%

### 2.2 全厂断电事故瞬态分析

全厂断电事故发生以后, 反应堆保护系统发出信号释放控制棒, 使其依靠重力自由下落插入堆芯, 从而快速停止核反应。与此同时, 主冷却剂泵、二次侧主给水泵以及再循环泵由于失电而惰转, 导致主回路冷却剂流量迅速下降 (图 4 (a)), 堆芯余热由自然循环继续通过蒸汽发生器移除。由于堆芯产热的大幅下降, 以及二次侧热阱在事故发生初期还未丧失, 事故早期主回路内堆芯产热速率不及移热速率, 导致主回路压力在短期内发生下降 (图 4 (b))。二次侧失去给水后, 蒸汽鼓下方阀门自动打开对蒸汽发生器进行重力补水以维持换热, 使蒸汽发生器水位在事故早期阶段内发生上升, 但由于缺乏额外补水措施, 蒸汽鼓内水量被耗尽后, 蒸汽发生器水位开始逐渐下降并在 3.5 ks 时完全蒸干 (图 4 (c))。随着二次侧热阱的完全丧失, 堆芯余热无法被移除, 导致主回路压力快速回升。在 6.9 ks 时, 主回路压力上升至稳压器安全阀设定值, 触发安全阀开启, 随后主回路压力在安全阀设定值附近不断波动, 与此同时, 主回路内冷却剂不断蒸发, 导致堆芯水位开始下降。在 28.0 ks 时, 堆芯水位下降至堆芯活性区顶部, 表明堆芯开始裸露 (图 4 (d))。在 35.2 ks 时, 堆芯完全裸露。此处选取温度最高的堆芯节点为代表作图, 其包壳温度与燃料芯块温度变化如图 4 (e) 与 (f) 所示。随着堆芯逐渐丧失冷却, 包壳温度急剧升高, 在 49.8 ks 时, 包壳温度上升至 1 477 K, 表明包壳开始发生失效, 燃料棒内部的部分放射性产物开始由包壳裂缝泄漏至回路中。与此同时, 高温锆合金与高温蒸汽发生锆水反应产生大量氢气和热, 加速包壳的失效并强烈提升芯块温度。由锆水反应所产生的氢气将积聚在安全壳中, 且当其浓度达到一定水平时可能引发氢气爆炸, 对安全壳的完整性构成

严重威胁。在 53.1 ks 时，堆芯温度骤降为零，表明堆芯发生坍塌失效。

表2 关键事件发生时间

Tab.2 Time of key events ks

事件名称	发生时间
全厂断电、主泵失电惰转	0
蒸汽发生器干涸	3.5
稳压器安全阀开启	6.9
堆芯开始裸露	28.0
堆芯完全裸露	35.2
包壳失效	49.8
堆芯坍塌	53.1

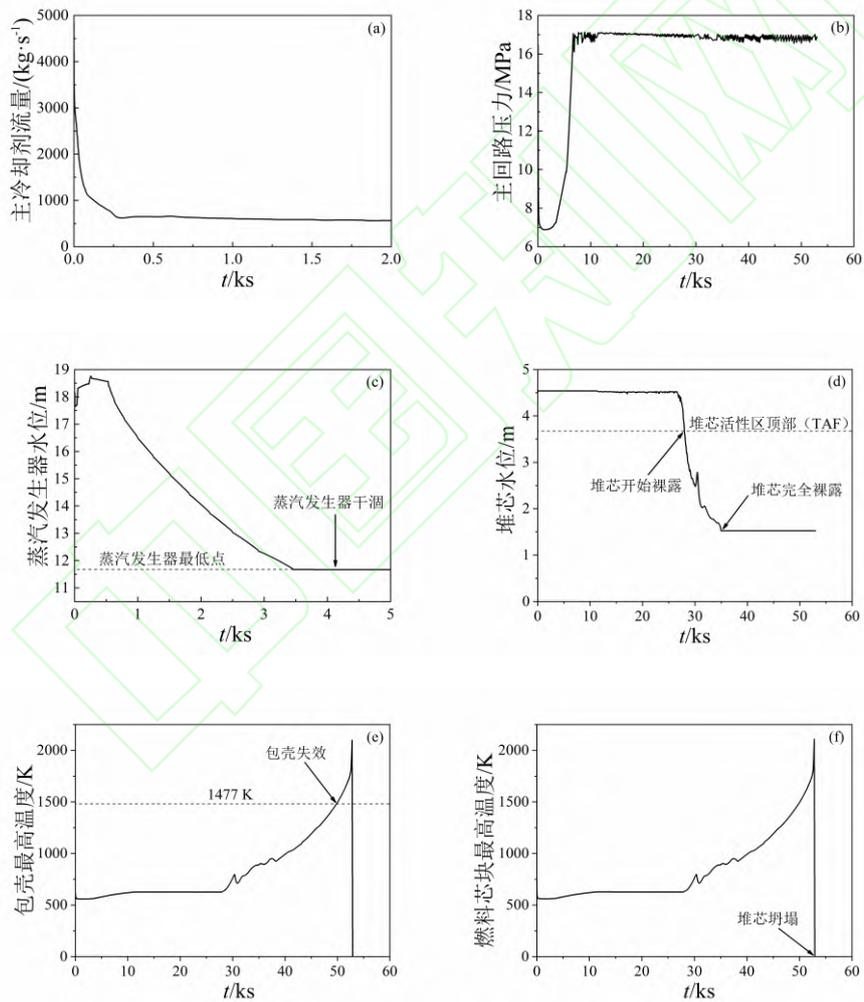


图 4 全厂断电事故下的主冷却剂流量 (a)；主回路压力 (b)；蒸汽发生器水位 (c)；堆芯水位 (d)；包壳最高温度 (e)；燃料芯块最高温度 (f)。

Fig. 4 Primary system coolant flow rate (a), primary system pressure (b), steam generator water level (c), core water level (d), the highest temperature of the cladding (e), the highest temperature of the fuel pellet (f) under station blackout accident

### 2.3 非能动安全系统事故缓解能力分析

在全厂断电事故发生以后 33 s，随主回路压力下降至 11.72 MPa，非能动安注信号被触发，堆芯

补水箱内的含硼冷却水将随着堆芯补水箱下方阀门的开启, 经由压力容器直接注入管线被注入至主回路下降段中, 进而流入堆芯。直接注入管线流量如图 5 (a) 所示, 在初始安注阶段, 由于冷却水的低温和高密度, 冷却水在较大的压差下被注入, 所以初始注水流量较大, 在自然循环逐渐建立以后, 安注流量逐渐下降并趋于稳定。被注入主回路的冷却水迅速吸收堆内大量余热, 使主回路堆芯温度大幅下降 (图 5 (b)), 最低温度降至 470 K。与此同时, 主回路压力也快速下降至 6 MPa 左右 (图 5 (c))。被注入的冷却水流经堆芯以后快速吸热升温, 而后转而向上通过上升段, 经由压力平衡管线从上方流回堆芯补水箱中, 由此在主冷却剂系统和堆芯补水箱之间形成自然循环。流回堆芯补水箱内的温度较高的冷却剂在非能动余热移除热交换器的作用下, 将热量传递至处于反应堆外部的最终热阱水箱中。此处选取燃料芯块中心节点温度作图, 结果如图 5 (d) 所示。由于非能动安全系统的及时响应, 堆芯补水箱在事故发生前期的短时间内便对主回路进行安注, 此时堆芯仍处于淹没状态, 所以堆芯始终维持在较低的温度。余热通过自然循环不断被移除, 主回路内温度与压力逐渐趋于稳定, 全厂断电事故得到有效缓解。

以上分析可知, 在非能动安全系统正常响应的情况下, 在全厂断电事故发生以后, 余热能够在堆芯补水箱的补水以及余热移除热交换器的共同作用下持续被移除, 从而快速缓解事故, 并保证了堆芯的长期冷却。

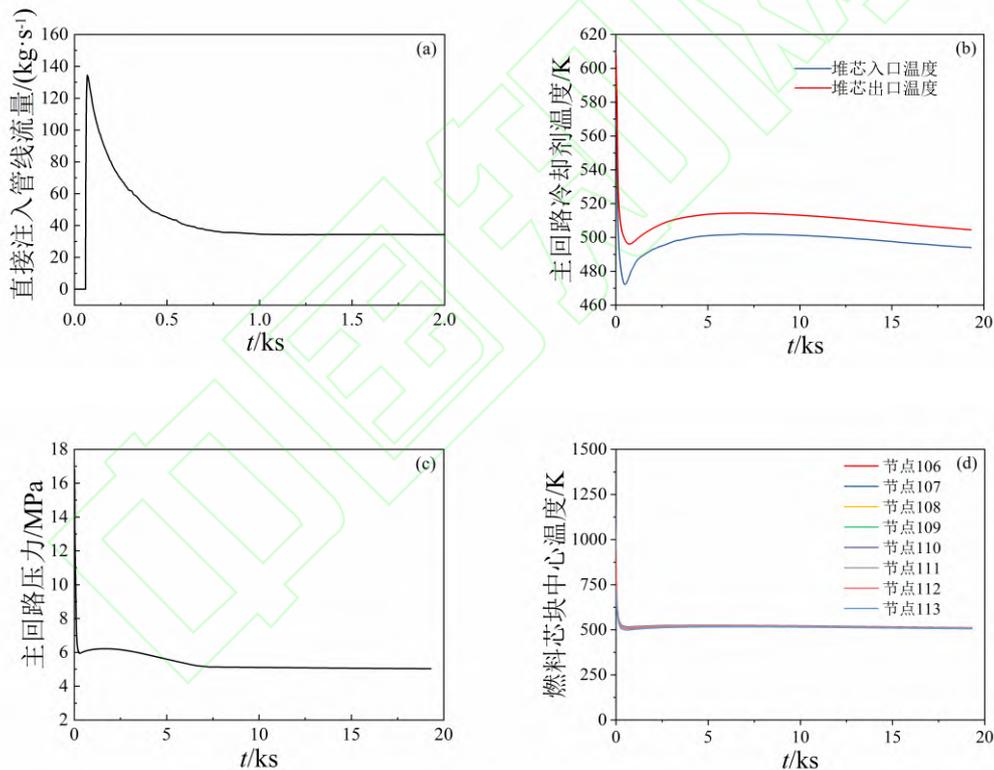


图 5 在非能动安全系统缓解下的直接注入管线流量 (a); 主回路冷却剂温度 (b); 主回路压力 (c); 燃料芯块中心温度 (d)

Fig. 5 Direct vessel injection line flow rate (a), primary system coolant temperature (b), primary system pressure (c), central temperature of the fuel pellet (d) under the passive safety system mitigation

## 2.4 堆芯补水箱的敏感性分析

由上述分析可知, 在全厂断电事故工况下, 堆芯补水箱对于事故的缓解起到十分关键的作用。有效投入运行的堆芯补水箱数量将对事故进程造成重大影响, 直接影响到其所能提供的冷却水量, 以及可调用的余热移除热交换器数量, 从而间接地对余热移除效率造成影响。由于全厂断电造成的早期二

次侧给水丧失，蒸汽发生器将在短期内干涸。二次侧热阱的丧失使余热仅能通过主回路与堆芯补水水箱之间的自然循环所移除。然而，较低的余热移除效率可能无法及时将堆芯衰变热完全移至堆外，导致事故无法得到缓解。实际过程中，可能由于各种原因，堆芯补水水箱不能及时响应或者只有部分堆芯补水水箱可以正常工作，这种情况下的事故缓解能力还需要进一步研究。因此，本节将对堆芯补水水箱的有效运行数量和不同启用时间进行敏感性分析，且假设除堆芯补水水箱及其内置非能动余热移除热交换器外的其余非能动安全设施全部失效。

#### 2.4.1 不同堆芯补水水箱数量

本节对开启 1 个和 2 个堆芯补水水箱的事故进程进行分析，其结果如图 6 所示。在只有 1 个堆芯补水水箱有效运行的情况下，在事故前期阶段提供了一定的余热移除能力，在一定时间内，有效地将堆内温度维持在较低水平。但仅 1 个非能动余热移除热交换器无法提供足够将堆芯余热完全移除的热移除效率（即堆芯产热速率大于堆芯移热速率），导致主回路冷却剂储量不断减少，堆芯水位在 90.4 ks 开始发生下降（图 6（a）），堆芯开始裸露的时间相较于没有堆芯补水水箱时延后了约 62.4 ks。在 144.0 ks 时堆芯完全裸露，该时间相较于没有堆芯补水水箱时延长了约 108.8 ks。在 2 个堆芯补水水箱有效运行的情况下，由于 2 个堆芯补水水箱提供了更大的补水量，且 2 个非能动余热移除热交换器提供了足够的余热移除效率（即堆芯移热速率大于堆芯产热速率），故堆芯全程处于淹没状态，并且保持了堆芯的长期冷却。此处分别选取温度最高的堆芯节点为代表作图，其燃料芯块温度变化如图 6（b）所示。在 1 个堆芯补水水箱有效运行的情况下，由于余热移除效率不足，堆芯发生裸露后逐渐丧失冷却，在 151.7 ks 时导致堆芯发生坍塌，该时间相较于没有堆芯补水水箱时延长了约 98.6 ks；而在 2 个堆芯补水水箱有效运行的情况下，由于堆芯始终处于淹没状态，故堆芯温度始终维持在 600 K 左右。

由以上分析可知，在其余非能动安全设施全部失效的情况下，当全厂断电事故发生时，至少需要 2 个有效运行的堆芯补水水箱才能够有效缓解事故，并保证堆芯的冷却；仅依靠 1 个堆芯补水水箱无法缓解事故，堆芯最终仍将失效，但可以大幅延长事故进程发展，从而为恢复电力提供充裕的时间。

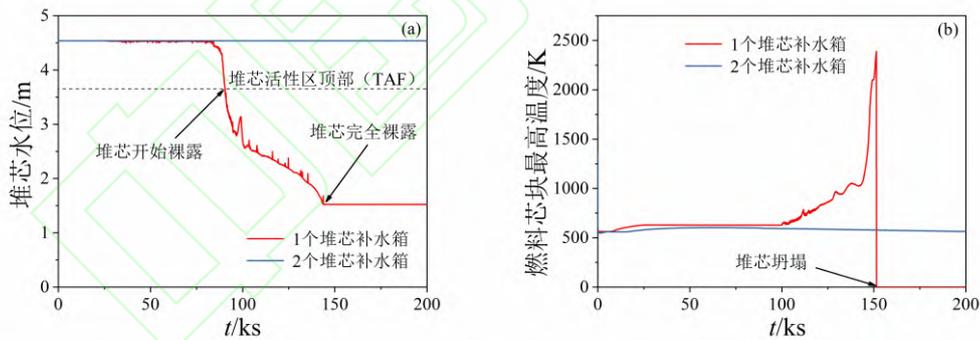


图 6 不同数量堆芯补水水箱有效运行情况下的堆芯水位 (a) 和燃料芯块最高温度 (b)

Fig. 6 Core water level (a) and the highest temperature of the fuel pellet (b) in the case where only one core makeup tank is operating normally

#### 2.4.2 不同启用时间

在以上对堆芯补水水箱有效运行数量的敏感性分析中，前提为在事故初期时堆芯补水水箱即能够在非能动安注信号触发后及时启用。实际情况中，可能存在阀门无法打开或其他未知原因而导致堆芯补水水箱无法在信号发出的第一时间作出响应。因此，若考虑 4 个堆芯补水水箱能够在事故进程中被重新启用，不同的启用时间将对事故进程有重要的影响。图 7 为在不同时间重新启用堆芯补水水箱的堆芯水位与燃料芯块温度变化，此处分别选取温度最高的堆芯节点为代表作图，以燃料芯块是否失效作为判据进行敏感性分析。若在 20.0 ks 时重新启用堆芯补水水箱，由于此时堆芯水位还未发生下降，堆芯仍处于淹没状态，故在重新启用堆芯补水水箱以后，堆芯水位全程保持不变。由于堆芯补水水箱内冷却水温度较低，在其对主回路注水以后，燃料芯块温度迅速下降至 500 K 左右并维持稳定，该情况下堆芯始终

处于冷却状态；若在 28.0 ks 时重新启用堆芯补水水箱，此时堆芯刚刚开始裸露，故图中可观察到堆芯水位发生了小幅下降，之后随堆芯补水水箱的重新启用而迅速被冷却水补充，并在之后的过程中保持不变。由于堆芯刚刚开始裸露便进行了注水，此时燃料温度并未发生明显上升，故燃料温度同样下降至 500 K 左右后并不再变化；若在 35.2 ks 时重新启用堆芯补水水箱，此时堆芯刚刚完全裸露，燃料芯块已经开始逐渐升温。随堆芯补水水箱的重新启用，堆内水量迅速得到补充，堆芯快速恢复至淹没状态。虽然燃料芯块温度已上升至 900 K 左右，但在冷却水注入以后，芯块得到冷却并迅速降温并在长期过程中保持稳定；若在 52.5 ks 时重新启用堆芯补水水箱，此时堆芯已经长时间裸露，芯块温度已经上升至 1750 K 左右，此时包壳已经失效，且上方的部分燃料已经开始熔化，但尚未坍塌，因此堆芯内部结构未被破坏。随堆芯补水水箱的重新启用，燃料外部得到迅速冷却，然而芯块内部的降温速率低于外部，故图中芯块温度迅速下降后的稳定温度高于 500 K。在该情况下，堆芯结构未发生损坏，堆芯补水水箱的重新启用保证了堆芯结构的完整性；若在 53.0 ks 时重新启用堆芯补水水箱，此时水位变化与在 52.5 ks 时的情况类似，然而在该情况下燃料芯块温度在短时间内迅速上升后骤降为零，表明堆芯在堆芯补水水箱重新启用之前已经发生坍塌，堆芯结构完整性遭到破坏。结合上述分析可知，在若要保持堆芯完整性，避免堆芯结构损坏，重新启用堆芯补水水箱的时间应不晚于 52.5 ks。

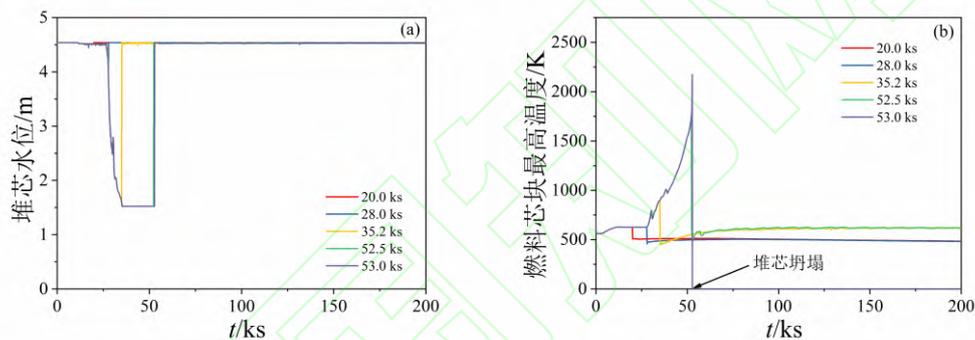


图 7 在不同时间重新启用堆芯补水水箱时的堆芯水位 (a) 和燃料芯块最高温度 (b)

Fig. 7 Core water level (a) and the highest temperature of the fuel pellet (b) when the core makeup tanks are reinvested at different times

### 3 总结

本研究利用严重事故分析软件 MELCOR 对 WSMR 小堆及其非能动安全系统进行建模，分析其非能动安全系统在全厂断电事故下的事故缓解能力，着重探讨堆芯补水水箱的事故缓解作用，并针对堆芯补水水箱的有效运行数量与不同启用时间进行了敏感性分析，分析计算结果表明：全厂断电事故会导致堆芯冷却能力下降，从而造成堆芯坍塌失效，进一步对安全壳完整性造成重大威胁；而非能动堆芯补水水箱能够为反应堆提供额外的冷却剂，并与主回路建立自然循环，利用余热移除热交换器将堆芯余热移至堆外最终热阱水箱中，从而快速缓解事故并保证堆芯的长期冷却。对堆芯补水水箱的敏感性分析结果表明，在其余非能动安全设施全部失效的情况下，至少需要 2 个正常工作的堆芯补水水箱才能避免堆芯失效，仅依靠 1 个堆芯补水水箱无法最终缓解全厂断电事故，但可以大幅延长事故进程发展，从而为恢复电力提供充裕时间；若考虑在事故进程中重新启用堆芯补水水箱以保证堆芯结构完整性，避免堆芯坍塌，其重启时间应不晚于 52.5 ks。本文的研究结果有助于指导制定与改进小堆相关严重事故管理导则，从而增强小堆对全厂断电事故的应对能力，同时有利于深化对模块化小堆的非能动安全系统的理解，帮助改进相关反应堆安全设计。

### 参考文献：

- [1] 曹亚丽, 王韶伟, 熊文彬, 等. 小型模块化反应堆特性及应用分析[J]. 核电子学与探测技术, 2014, 34(6): 801-806.
- [2] HIDAYATULLAH H, SUSYADI S, SUBKI M H. Design and technology development for small modular reactors: safety expectations, prospects and impediments of their deployment[J]. Progress in Nuclear Energy, 2015, 79(79): 127-135.

- [3] VUJIĆ J, BERGMANN R M, ŠKODA R, et al. Small modular reactors: simpler, safer, cheaper?[J]. *Energy*, 2012, 45(1): 288-295.
- [4] NICK S. Westinghouse small modular reactor development overview[R]. INPRO Dialogue Forum on Nuclear Energy Innovations: Common User Considerations for Small and Medium-sized Nuclear Power Reactors, 3rd. Vienna Austria: Westinghouse Electric Company, 2011.
- [5] SMITH M C, WRIGHT R F. Westinghouse small modular reactor passive safety system response to postulated events[R]. Proceedings of ICAPP '12, Chicago, Illinois: American Nuclear Society, 2012.
- [6] BAE K H, KIM H C, CHANG M H, et al. Safety evaluation of the inherent and passive safety features of the smart design[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2001, 28(4): 333-349.
- [7] KIM K M, LEE B I, CHO H H, et al. Numerical study on thermo-hydrodynamics in the reactor internals of SMART[J]. *Nuclear Engineering & Design*, 2011, 241(7): 2536-2543.
- [8] CHUN J H, CHUNG B D, LEE G H, et al. Safety evaluation of small-break LOCA with various locations and sizes for SMART adopting fully passive safety system using MARS code[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2014, 277: 138-145.
- [9] CHANG M H, SIM S K, LEE D J. SMART behavior under over-pressurizing accident conditions[J]. *Nuclear Engineering & Design*, 2000, 199(1): 187-196.
- [10] HALFINGER J A, HAGGERTY M D. The B&W mPower™: scalable, practical nuclear reactor design[J]. *Nuclear Technology*, 2012, 178(2): 164-169.
- [11] ZHANG Z, SUN Y. Economic potential of modular reactor nuclear power plants based on the Chinese HTR-PM project[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2007, 237(23): 2265-2274.
- [12] ZHENG Y, SHI L, DONG Y. Thermohydraulic transient studies of the Chinese 200 MWe HTR-PM for loss of forced cooling accidents[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2009, 36(6): 742-751.
- [13] 刘冲, 黄勇. 先进小型核反应堆发展前景及其所面临的问题[J]. *南华大学学报(社会科学版)*, 2018, 19(4): 10-14.
- [14] HUANG I M, FERNG Y M, WANG S J. Validation of RCS bleed-and-feed strategy for the SAMG of the Kuosheng nuclear power plant[J]. *Nuclear Technology*, 2007, 160(3): 294-307.
- [15] WANG S J, CHIANG K S, CHIANG S C. Analysis of PWR RCS injection strategy during severe accident[J]. *Nuclear Technology*, 2004, 146(2): 199-205.
- [16] LIAO J, KUCUKBOYACI V N, NGUYEN L, et al. Preliminary LOCA analysis of the Westinghouse small modular reactor using the WCOBRA/TRAC-TF2 thermal-hydraulics code[R]. Proceedings of ICAPP '12, Chicago, Illinois: American Nuclear Society, 2012.
- [17] LIAO J, KUCUKBOYACI V N, WRIGHT R F. Development of a LOCA safety analysis evaluation model for the Westinghouse small modular reactor[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2016, 98: 61-73.
- [18] YIN S, ZHANG Y, TIAN W, et al. Simulation of the small modular reactor severe accident scenario response to SBO using MELCOR code[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2016, 86: 87-96.
- [19] ZHANG Y, BUONGIORNO J, GOLAY M, et al. Safety analysis of a 300-MW(electric) offshore floating nuclear power plant in marine environment[J]. *Nuclear Technology*, 2018, 203(2): 129-145.
- [20] GAUNTT R, COLE R, ERICKSON C, et al. MELCOR computer code manuals, Vol. 1: Primer and users' guides, NUREG/CR-6119[R]. US: Sandia National Laboratories, 2000.