

文章编号: 0258-0926(2021)03-0064-05; doi:10.13832/j.jnpe.2021.03.0064

模块式小堆全厂断电事故应对策略研究

邱志方, 李峰, 邓坚*, 程坤, 杜政瑀, 吴菱艳

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: 研究了 ACP100 模块式小堆的全厂断电 (SBO) 事故应对策略, 分析了非能动余热排出系统、非能动堆芯冷却系统对于 SBO 事故的缓解作用。研究表明, ACP100 具有多种不依赖于可靠电源应对 SBO 事故的策略, ACP100 采用非能动余热排出系统或非能动堆芯冷却系统均可以保障 SBO 事故下的堆芯余热长期导出, 长期维持反应堆的可冷却性。

关键词: 模块式小堆; 全厂断电 (SBO); 安全策略; 非能动
中图分类号: TL364 **文献标志码:** A

Strategies in Station Blackout Accident for Small Modular Reactors

Qiu Zhifang, Li Feng, Deng Jian*, Cheng Kun, Du Zhengyu, Wu Lingyan

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

Abstract: The ability of nuclear power plants to deal with Station Blackout (SBO) accident has attracted much attention after Fukushima accident. Whether there is a sufficient ability to mitigate SBO accident has become crucial to measure the safety performance of a nuclear power plant. As a new type of reactor, small modular reactor requires higher safety performance. The mitigating effect of passive residual heat removal system and passive core cooling system for SBO accident of ACP100 is studied in this paper. The results indicate that ACP100 is with multiple strategies to deal with SBO accident that rely little on reliable power supply. Long-term residual heat removal and resultant long-term coolability can be ensured for ACP100 by the residual heat removal system or passive core cooling system.

Key words: Small modular reactor, Station Blackout (SBO), Safety strategy, Passive

0 引言

模块式小堆具有体积小、应用环境灵活的特点, 越来越受到国际关注, 国际原子能机构 (IAEA) 也表示鼓励和支持发展具有良好安全性和经济性的中小型核电站^[1]。反应堆安全性能的关键指标之一在于事故工况下堆芯余热持续可控地导出。全厂断电 (SBO) 事故下的堆芯余热导出能力已作为反应堆安全性能的关键表征之一。2011 年日本福岛事故后, 国际上对核电厂的 SBO 事故应对能力尤为关注^[2-4], 各类核电厂都针对

SBO 事故应对策略开展了研究^[5-8], 但是目前国际上对于一体化与非能动相结合的小堆 SBO 事故应对策略研究相对较少。本文对中国自主研发的一体化与非能动相结合的 ACP100 模块式小堆开展 SBO 事故应对策略研究, 提出和确定 ACP100 的 SBO 事故应对策略。

1 ACP100 全厂断电事故程序模拟

ACP100 采用全非能动专设安全系统, 以降低事故后对可靠电源的依赖, 以提高核电厂安全

收稿日期: 2020-04-05; 修回日期: 2020-05-25

作者简介: 邱志方 (1985—), 男, 高级工程师, 现从事反应堆热工水力与安全分析研究, E-mail: qzf_npica@163.com

*通讯作者: 邓坚, E-mail: dengjian_npica@163.com

性，系统流程简图见图 1，主要参数见表 1。ACP100 针对堆芯余热排出设置一次侧非能动余热排出系统（PRS），将堆芯的余热通过 PRS 导入内置换料水池（IRWST）中，IRWST 中的水蒸发回流由非能动安全壳冷却系统（PCS）持续带出能量。ACP100 针对应急补水设置非能动堆芯冷却系统（PXS），由非能动堆芯补水箱（CMT）、安注箱（ACC）、IRWST 以及自动卸压构成高、中、低压安全注射的补水功能，IRWST 用于事故后较长时间的补水及反应堆冷却，最终通过地坑再循环实现堆芯长期补水和冷却。

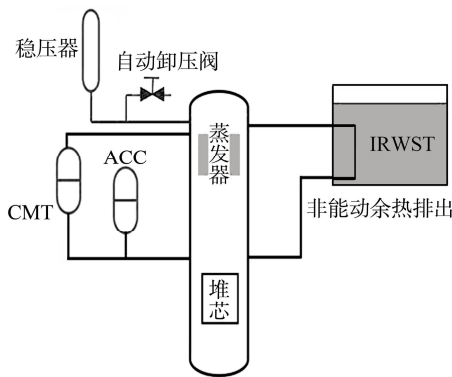


图 1 ACP100 系统流程图

Fig. 1 Flow Diagram of ACP100

表 1 ACP100 专设安全系统的主要参数

Tab.1 Major Parameters of Safety System in ACP100

参数名称	参数值
PRS 系统能力/%满功率 (FP)	3.0
CMT 水容积/m ³	18.0
CMT 水温度/°C	50
ACC 水容积/m ³	15.0
ACC 水温度/°C	50
IRWST 水容积/m ³	1200
IRWST 水温度/°C	50

本文采用 RELAP-SCDAPSIM 程序对 ACP100 进行系统模拟，同时开展 ACP100 的 SBO 事故应对策略研究，考虑 SBO 事故为设计扩展工况，分析中采用最佳估算分析方法。

2 ACP100 全厂断电应对策略研究

SBO 将导致反应堆冷却剂泵断电，反应堆冷却剂流量与功率不匹配，进而导致反应堆一回路压力和温度快速上升。另外，SBO 将导致反应堆二回路给水流量完全丧失，二回路热阱丧失进一

步导致一回路的压力和温度迅速上升，若堆芯余热不能及时有效地导出则一回路压力和温度将持续上升，进而威胁反应堆的安全性，因此 SBO 事故的关键在于堆芯余热的及时导出。

基于 ACP100 系统配置，考虑在 SBO 事故下采用 PRS 或 PXS 进行堆芯余热的导出。

2.1 PRS 应对策略

分析中假设 SBO 事故发生的同时给水流量完全丧失，SBO 不会直接导致控制棒下插，反应堆紧急停堆由反应堆冷却剂泵转速低信号触发，初始功率、初始反应堆平均温度、初始稳压器压力均为名义值，堆芯余热由 PRS 导出。该工况的验收准则为堆芯余热能够长期且有效地导出，不会导致严重事故。

表 2 为依赖于 PRS 进行 SBO 事故缓解的事件序列，0 s 发生 SBO 同时给水流量丧失，0.2 s 时由反应堆冷却剂泵转速低触发紧急停堆，1.0 s 时控制棒开始下插，6.0 s PRS 开始投入（紧急停堆触发 PRS 投入），93 s 时由反应堆入口温度低触发 CMT 注入，后续堆芯余热由 PRS 长期导出。

表 2 事件序列（PRS 方案）

Tab. 2 Sequence of SBO (PRS Case)

事件	时刻/s
SBO、给水丧失	0.0
反应堆冷却剂泵转速低触发紧急停堆	0.2
控制棒开始下插	1.0
稳压器安全阀开启	4.4
PRS 投入	6.0
反应堆入口温度低触发 CMT	93.0
PRS 导热能力与堆芯余热达到平衡	36000.0

图 2 给出了 SBO 事故下采用 PRS 事故缓解的反应堆冷却剂平均温度曲线。

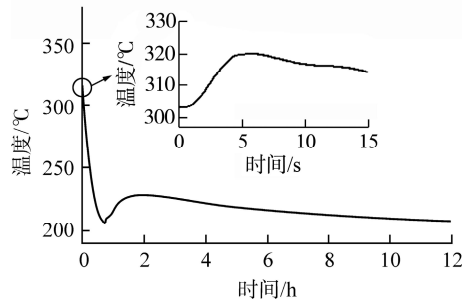


图 2 反应堆冷却剂平均温度（PRS 方案）

Fig. 2 Reactor Coolant Average Temperature (PRS Case)

从图2中可以看出,当SBO事故发生后,由于反应堆冷却剂流量下降和二回路给水丧失,堆芯导热能力迅速下降,反应堆冷却剂温度快速上升,在PRS投入初期换热能力比较强,导致温度快速下降,并且触发CMT注入,50℃冷水注入反应堆堆芯,反应堆冷却剂温度进一步下降。反应堆冷却剂温度的快速下降,也导致了驱动PRS运行的密度差下降,进而PRS余热导出能力下降,当堆芯余热大于PRS排热能力,反应堆冷却剂温度将再次上升,反应堆平均温度的上升也将再次提升PRS换热能力,随着时间的推移堆芯余热逐渐变小,堆芯余热由PRS持续导出,反应堆冷却剂温度持续下降。

图3给出了SBO事故下采用PRS事故缓解的稳压器压力曲线。从图中可以看出,在PRS投入之前,由于反应堆冷却剂流量下降和二回路给水丧失,堆芯导热能力迅速下降导致一回路压力快速上升,并开启稳压器安全阀进行卸压保护。在PRS投入后,稳压器压力快速下降,CMT 50℃的冷水注入也进一步导致稳压器压力下降。当PRS能力下降与CMT水温上升、堆芯余热大于PRS导热能力时,稳压器压力有段回升期,最终随着堆芯余热逐渐变小,堆芯余热可以被PRS长期导出,稳压器压力持续下降。

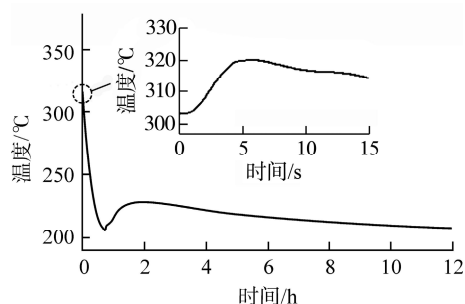


图3 稳压器压力 (PRS 方案)

Fig. 3 Pressure of Pressurizer (PRS Case)

图4给出了SBO事故下采用PRS事故缓解的PRS换热能力曲线。从图中可以看出,PRS投入初期的换热能力比较大,当反应堆被快速冷却时,PRS换热能力有所下降,且小于反应堆余热,随着时间的推移堆芯余热逐渐变小,PRS换热能力大于堆芯余热,约在10h时PRS导热能力与堆芯余热达到平衡状态。

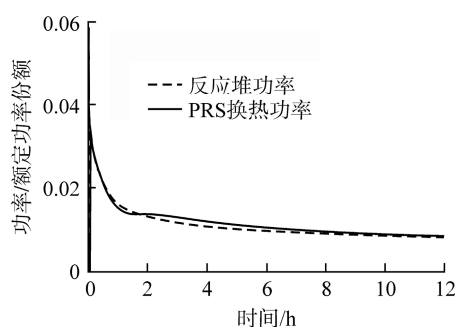


图4 反应堆功率对比PRS换热功率 (PRS 方案)

Fig. 4 Reactor Power vs PRS Heat Transfer Power (PRS Case)

2.2 PXS 系统应对策略

考虑SBO事故缓解措施的多样性,假设PRS在SBO事故下不可用,事故缓解依赖于PXS,对反应堆进行“充-排”冷却。采用最佳估算的计算方法进行分析,分析主要假设与2.1节基本一致,最主要的区别在于分析中假设PRS不可用,在PRS动作信号发出后30min操作员根据PRS系统的流体流量或温度信号判断PRS未运行,开启自动卸压系统,事件序列如表3所示。由于自动卸压系统开启,SBO事故采用PXS应对时,事故验收准则不仅考虑堆芯余热可以被持续导出,还需进一步满足失水事故验收准则,即燃料包壳最高温度不超过1204℃。

表3 事件序列 (PXS 方案)
Tab. 3 Sequence of SBO (PXS Case)

事件	时刻/s
SBO、给水丧失	0.0
反应堆冷却剂泵转速低触发紧急停堆	0.2
控制棒开始下插	1.0
稳压器安全阀开启	4.4
PRS投入需求发出(但未投入)	6.0
堆芯出口温度高触发CMT注入	660.0
操纵员手动开启自动卸压系统	1806.0
ACC注入	2140.0
IRWST注入	4220.0

图5给出了SBO事故下采用PXS事故缓解的反应堆冷却剂平均温度。从图中可以看出,全厂断电后,由反应堆冷却剂泵转速低信号快速发出紧急停堆信号,控制棒迅速下插,降低了反应堆的能量产生,导致冷却剂平均温度有一个小幅度的下降,但是由于PRS不可用,堆芯余热无法

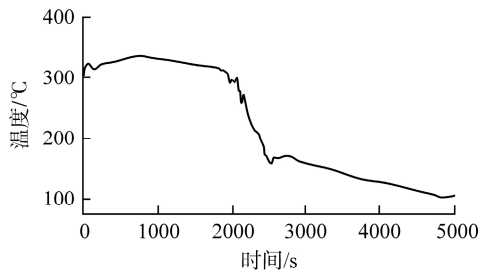


图 5 冷却剂平均温度 (PXS 方案)

Fig. 5 Reactor Coolant Average Temperature (PXS Case)

及时导出,反应堆冷却剂温度上升,冷却剂膨胀导致压力快速上升使稳压器安全阀开启,冷却剂通过稳压器安全阀排放导出堆芯余热。当反应堆出口温度高整定值达到时将触发 CMT 注入,随着 CMT 中 50 的低温水注入,对反应堆进行了冷却,反应堆冷却剂温度开始下降。当 PRS 投入需求发出后 30 min,操纵员可基于 PRS 的流体流量或者温度发现 PRS 未投入,手动开启自动卸压系统,反应堆冷却剂通过自动卸压排放将堆芯余热快速带走,反应堆冷却剂温度快速下降。当反应堆压力下降至 6.0 MPa 时,ACC 启动注入,ACC 中 50 冷水进一步冷却反应堆。当反应堆压力下降至安全壳压力时,IRWST 启动注入,反应堆冷却剂系统通过自动卸压排放将堆芯余热快速带走,最终实现地坑再循环冷却模式,持续导出堆芯余热,反应堆冷却剂温度持续下降。

图 6 给出了 SBO 事故下采用 PXS 事故缓解的稳压器压力曲线。从图中可以看出,全厂断电后,若 PRS 不可用,堆芯余热无法及时导出,稳压器压力快速上升导致稳压器安全阀开启,稳压器安全阀的开启避免了反应堆冷却剂系统超压。当反应堆出口温度高在 660 s 触发 CMT 注入后,由于 CMT 中 50 的低温水注入,对反应堆进行

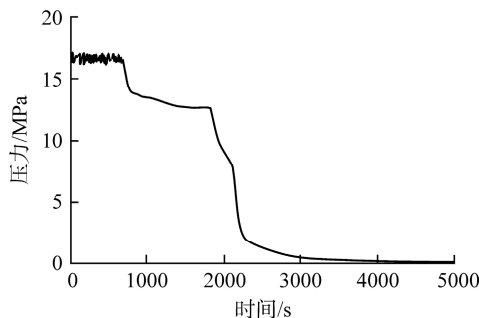


图 6 稳压器压力 (PXS 方案)

Fig. 6 Pressure of Pressurizer (PXS Case)

了冷却,稳压器压力开始下降,稳压器安全阀停止排放。在 1806 s 操纵员手动开启自动卸压系统后,稳压快速下降,当反应堆压力下降至 6.0 MPa 时,ACC 中 50 的低温水注入,对反应堆进一步进行冷却,加快了稳压器压力下降。最终稳压器压力随着自动卸压系统的持续排放下降至安全壳压力。

图 7 给出了 PXS 注入流量。从图中可以看出,CMT 首先注入,1806 s 手动开启卸压系统后,CMT 注入流量增大;当 ACC 注入时氮气驱动力大于 CMT 的密度差驱动,ACC 注入时刻对于 CMT 的注入有一定的抑制影响,ACC 注入阶段注入堆芯的水主要来自于 ACC 水箱;随着 ACC 水箱排空,CMT 注入流量增加,CMT 在 3010 s 排空;由于反应堆压力尚未降低至安全壳压力,在 3010~4220 s 期间为注水空档期,在 4220 s 后随着反应堆压力降低至安全壳压力,IRWST 中的水进行注入,长期维持堆芯水位。

图 8 和图 9 给出了堆芯顶部空泡份额和燃料包壳峰值温度。从图中可以看出,CMT 排空之前堆芯顶部为过冷水;在注水空档期堆芯开始产汽,

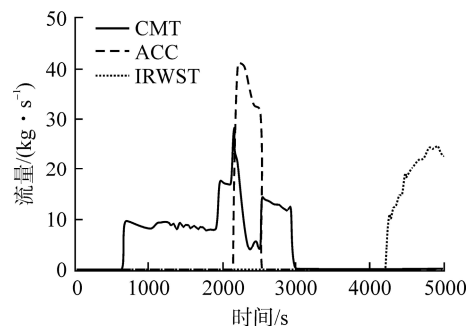


图 7 PXS 注入流量

Fig. 7 Injection Flow of PXS

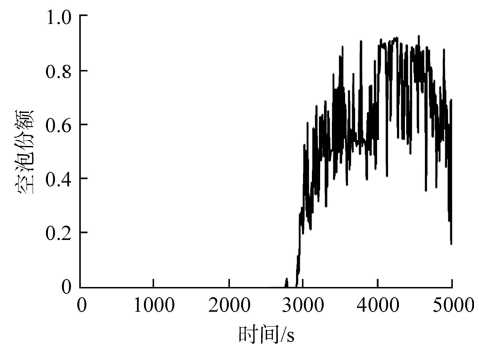


图 8 堆芯顶部空泡份额

Fig. 8 Void Fraction in Core Top Cell

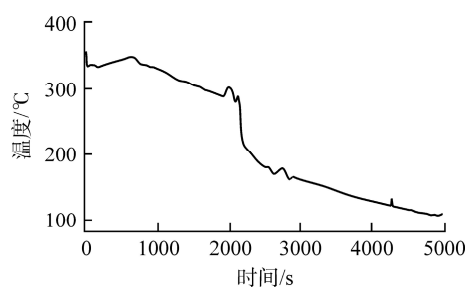


图9 燃料包壳峰值温度 (PXS 方案)

Fig. 9 Peak Cladding Temperature (PXS Case)

平均空泡份额最大值出现注水空档期后期, 约为0.7; 随着 IRWST 的注入空泡份额开始下降。整个事故过程中的燃料包壳峰值温度在 PXS 注入后开始逐步下降, 堆芯没有发生裸露, 堆芯得到了有效冷却。

3 结论

本文针对 ACP100 模块式小堆的 SBO 事故应对策略进行了研究, 结论如下:

(1) 采用 PRS 可以对 SBO 事故进行缓解, 长期带走堆芯余热, 保证反应堆的安全性。

(2) 采用 PXS 进行“充-排”时, 需关注“充-排”水的匹配以避免堆芯发生裸露。

(3) 采用 PXS 对 SBO 事故进行“充-排”缓解的过程中堆芯不会发生裸露, 堆芯可以维持长

期冷却, 保证反应堆的安全性。

(4) 采用 PRS 或 PXS 均可保障 SBO 事故下的堆芯余热长期导出, 以维持反应堆的可冷却性。

参考文献:

- [1] IAEA. Advance in SMR technology development[Z]. Vienna: IAEA, 2014.
- [2] IAEA. IAEA action plan on nuclear safety[Z]. Vienna: IAEA, 2011.
- [3] EUROPEAN UNION. Communication on the comprehensive risk and safety assessments (“stress tests”) of nuclear power plants in the European Union and related activities[Z]. Brussels: European Commission, 2012.
- [4] NRC. Recommendation on enhancing reactors safety in the 21st century[Z]. U.S.: NRC, 2011.
- [5] 张博平, 初永越, 张适, 等. M310 机组应对全厂断电事故的优化研究[J]. 核科学与工程, 2019, 39(05): 796-803.
- [6] 程坤, 谭思超, 何川, 等. 摇摆条件下海上浮动堆全厂断电事故分析[J]. 原子能科学技术, 2017, 51(11): 1989-1996.
- [7] 李峰, 刘昌文, 吴清, 等. 华龙一号二次侧非能动余热排出系统功能论证[J]. 核动力工程, 2019, 40(S1): 28-31.
- [8] 张妍, 鲁晓东, 彭传新, 等. 全厂断电事故下模块化小堆非能动余热排出系统实验研究[J]. 核动力工程, 2016, 37(S2): 129-134.

(责任编辑: 刘君)