

DOI:10.11918/202311010

新型非能动安全壳事故缓解方案设计与分析

祁祥杰^{1,2}, 于方小稚³, 孟兆明^{1,2}, 孙中宁^{1,2}, 张楠^{1,2}, 丁铭^{1,2}

(1. 黑龙江省核动力装置性能与设备重点实验室(哈尔滨工程大学), 哈尔滨 150001; 2. 哈尔滨工程大学核科学与技术学院, 哈尔滨 150001; 3. 中国核电工程有限公司, 北京 100840)

摘要: 中国核电机组“华龙一号”采用了双层钢筋混凝土安全壳和能动与非能动相结合的安全设计理念, 核电系统的安全性得到大幅度提升, 但其建设成本也明显高于二代机组, 影响了其经济竞争力。为进一步提高核电的安全性, 并解决好安全性和经济性这一对矛盾, 本研究基于华龙一号机组提出一种新型非能动安全壳事故缓解方案, 在安全壳外侧设置一个多功能水池, 该水池依据射流冷凝原理吸收壳内事故后产生的高温蒸汽从而起到抑压的作用, 另外安全注射系统、堆腔注水系统和堆芯换料系统的水源均被集成至该水池中, 这使得核电机组的系统和设备得到大量简化。通过严重事故分析程序评估了该方案应对大破口事故(LBLOCA)的性能表现。结果表明: 通过合理配置多功能水池气空间容积, 可以有效抑制壳内压力的上涨, 相比于华龙一号, 系统方案在保证安全性能不减弱的同时可以使得安全壳尺寸减小近47%, 安全壳系统的总水装量减少约1700 m³; 多功能水池可以存储事故后壳内不凝性气体, 对非能动安全壳热量导出系统(PCS)起到换热能力增强作用; 堆芯能够得到充分的冷却, 燃料包壳外表面峰值温度达到1389 K, 低于包壳的脆化失效温度1477 K, 反应堆堆芯的完整性得到了保证。

关键词: 非能动; 事故缓解方案; 安全壳; 大破口失水事故; 抑压系统; 安全注射系统

中图分类号: TL48

文献标志码: A

文章编号: 0367-6234(2024)12-0155-07

Design and analysis of a novel passive containment scheme for accident mitigation

QI Xiangjie^{1,2}, YU Fangxiaozhi³, MENG Zhaoming^{1,2}, SUN Zhongning^{1,2}, ZHANG Nan^{1,2}, DING Ming^{1,2}

(1. Heilongjiang Provincial Key Laboratory of Nuclear Power System and Equipment (Harbin Engineering University), Harbin 150001, China; 2. College of Nuclear Science and Technology, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China; 3. China Nuclear Power Engineering Co., Ltd, Beijing 100840, China)

Abstract: The HPR1000 nuclear power unit in China utilizes a double-layer reinforced concrete containment and incorporates a safety design concept that combines both active and passive safety measures. This design significantly enhances the safety of the nuclear power system. However, the construction cost of HPR1000 is considerably higher compared to second-generation units, thereby impacting its economic competitiveness. In order to further improve the safety of nuclear power and to solve the contradiction between safety and economy, this paper proposes a new type of passive containment accident mitigation scheme based on HPR1000. A multifunctional pool (MP), which employs the condensation of steam jet injection in submerged condition to absorb the steam produced during a containment accident, serving as a means of pressure suppression. Furthermore, the water sources for the safety injection system, reactor cavity injection system, and core exchange system are all consolidated within the pool, resulting in significant simplification of the systems and equipment of the nuclear power unit. The performance of the scheme against large break loss-of-coolant accident (LBLOCA) is evaluated by the critical incident analysis program simulation. The results show that by appropriately compensating the volume of air space within the MP, it is possible to effectively impede the increase in pressure within the shell. Compared with HPR1000, the containment size can be reduced by nearly 47% and the total water capacity of the containment system is reduced by about 1700 m³ while maintaining safety performance. The MP can store non-condensable gases in the containment after the accident, enhancing the heat transfer performance of the passive containment heat removal

收稿日期: 2023-11-03; 录用日期: 2023-12-18; 网络首发日期: 2024-10-14

网络首发地址: <https://link.cnki.net/urlid/23.1235.T.20241014.1121.002>

基金项目: 黑龙江省核动力装置性能与设备重点实验室开放基金(HLJS202208)

作者简介: 祁祥杰(1995-), 男, 博士研究生; 孟兆明(1987-), 男, 副教授, 博士生导师; 孙中宁(1963-), 男, 教授, 博士生导师;

丁铭(1980-), 男, 教授, 博士生导师

通信作者: 孟兆明, mengzhaoming@hrbeu.edu.cn

system (PCS). The core is adequately cooled, and the fuel cladding's outer surface reaches a maximal temperature of 1 389 K, which is below the embrittlement failure temperature of 1 477 K, ensuring the integrity of the reactor core's.

Keywords: passive; accident mitigation scheme; containment; large break loss-of-coolant accident (LBLOCA); suppression system; safety injection system

在核机组发生失水事故 (loss of coolant accident, LOCA) 或者主蒸汽管道破裂事故 (main steam line break accident, MSLB) 时,大量高能蒸汽被释放到安全壳中。如果事故得不到及时的控制,将严重威胁到安全壳的完整性。安全壳作为防止放射性外逸的最后一道屏障,需要通过有效的手段来缓解事故时壳内压力的升高。日本福岛核事故^[1-2]发生后,核工业大国对先进安全壳事故缓解方案的追求已成为必然的趋势。

核电站的发展和使用已有六十多年的历史,为了满足辐射防护的需要,各国科研人员设计了多种形式的安全壳事故缓解方案。美国 AP1000^[3] 核机组的安全壳是由内层钢制安全壳和外侧混凝土屏蔽组成。不锈钢壳与混凝土屏蔽之间的环形空间与外部环境相连通,形成了非能动冷却流动路径,通过向下流动的水和沿钢制安全壳自然向上移动的空气将衰变热带入大气。由于与混凝土相比,钢结构具有更高的导热性,因此不需要额外的热交换器。不过在此种非能动安全壳热量导出系统中,安全壳外部高位冷却水箱的存在会对安全壳的抗震设计带来不利影响。并且该系统对混凝土材料的安全壳不适用。针对与 AP1000 类似的安全壳结构,德国卡尔斯鲁厄研究中心^[4] 提出了一种安全壳空冷系统。内层钢制安全壳和外层混凝土屏蔽壳之间的环形空间,通过壳下方的进风口与壳顶部的通风口与外界环境相连通。安全壳内发生质能释放事故后,环形空间的空气受钢壳加热后向上流动到顶部通风口,经过通风口处过滤器后离开安全壳,将壳内热量带入最终热阱—大气。此冷却系统省去了冷却水源,仅依靠空气对流和辐射换热两种方式来加热环形空间内的冷空气,进而将事故后安全壳内热量带走。但是由于空气比热比冷却水要小很多,因此与 AP1000 钢制安全壳的冷却系统相比,同等换热能力情况下,此系统需要更大的钢制安全壳换热面积;此外,空冷方式会导致环形空间内温度较高,这使外层混凝土屏蔽壳长时间暴露在高温环境中,严重时甚至可能会导致混凝土材料老化,故此系统需要外部混凝土屏蔽壳在设计时就要满足耐高温的要求。韩国 KAIST 研究院^[5-6] 提出了一种适用于 APR + 核电厂的混合型冷却系统,其将换热器冷却与抑压技术相结合。在事故初期,通过抑压技术实现壳内压

力的控制。在衰变热导出阶段,通过换热器冷却与抑压技术共同作用带走壳内的热量。为解决换热器附近空气聚集使得冷凝传热恶化的问题,在内置换料水箱上方加装了一个空气储存箱 (air holdup tank, AHT),将安全壳内的不凝性气体引入 AHT 中存储。这种混合型冷却系统采用了多种排热方式,一方面增加了系统的排热能力,另一方面使得系统的建造与日常维护投入增加,并且在壳内找到合适的位置增设足够容积的 AHT 也有一定困难。该方案还处于概念设计阶段。日本 JAERI^[7] 同样借鉴沸水堆的设计经验提出一种改进型非能动抑压系统概念设计方案,其改进在于增设了一套抑压水池换热系统,主要由抑压水池内部换热器,安全壳外部空冷器以及连接两者的回路组成。此外,该方案中的抑压水池还兼具多种功能,例如作为非能动余热导出系统水池,同时水池的水还可以通过能动或非能动设备注入堆腔,冷却熔融物。此方案中由于存在抑压水池换热系统,可以使得抑压水池水装量大幅减少,同时由于抑压水池水体兼具多种水体的功能,进而为安全壳结余出更多的空间布置抑压水池。然而,该换热系统为非能动闭式自然循环系统,系统换热功率与事故后堆芯衰变热功率存在匹配问题,这需要进一步的考量。

为应对事故后壳内的升温升压,当前部分第三代反应堆常采用的是非能动安全壳冷却系统^[8-9]。通过运用含不凝性气体的管外冷凝和回路自然循环流动的机理^[10-12],该系统可以以非能动的方式将事故后壳内的衰变热导出到大气环境当中。除此之外,还有两条基本路线可以遵循:一种是压水堆 (pressurized water reactor, PWR) 庞大的安全壳体积,一般具有几十米的高度和直径,可以有效地降低事故时安全壳的压力峰值;另一种是沸水堆 (boiling water reactor, BWR) 的抑压式安全壳系统,将包容反应堆压力容器和一回路的干井与湿井连接起来,采用直接接触冷凝^[13-14]的方式,可以高效抑制壳内的瞬态升压。中核集团自主研发的核机组“华龙一号”^[15] 采用的是大容积的双层钢筋混凝土安全壳和能动与非能动相结合的安全设计理念^[16-17],使核电系统的安全性得到大幅度提升,但与此同时建设成本也偏高。本文基于华龙一号提出一种新型非能动安全壳事故缓解方案,通过引入抑压系统和整合

现有安全系相关配置,来达到兼顾高安全性和低成本的目的。通过程序模拟该方案在大破口失水事故条件下各系统的响应情况,考察该方案应对该事故的能力,并给出方案改进建议。

1 方案介绍

本方案的设计理念是依靠抑压系统来应对质能释放事故早期壳内的升温升压,依靠非能动热量导出系统(passive containment heat removal system, PCS)应对事故后中长期阶段的壳内热量导出。图 1 为新型非能动安全壳事故缓解方案示意图。该方案由非能动热量导出系统、多功能水池及基于多功能水池的抑压系统、非能动安全注射系统和非能动堆腔注水系统组成。

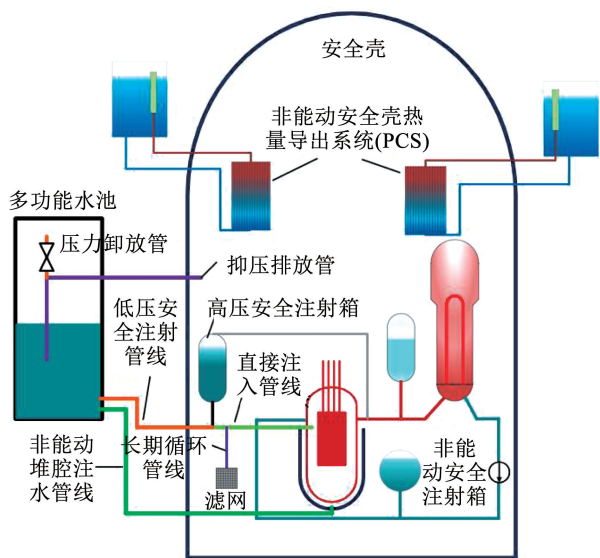


图 1 新型非能动安全壳事故缓解方案示意

Fig. 1 Sketch map of new passive containment accident mitigation scheme

1.1 非能动安全壳热量导出系统(PCS)

非能动安全壳热量导出系统用于确保在设计扩展工况下安全壳温度和压力不会超过设计限值,从而保障安全壳的完整性^[18]。安全壳内的高温混合气体的热量被 PCS 热交换器管内的冷却水带走,并通过自然循环将热量最终传递到安全壳外的冷却水箱内,水箱的容量足以满足严重事故后 72 h 内热量导出的需求。

1.2 多功能水池

多功能水池是设置在安全壳外的封闭水池,水池内水体通过抑压排放管与安全壳气空间相连。其中抑压排放管路装有单向阀,压力释放管路装有真空释放阀。在 LOCA 发生后,随着安全壳内压力的升高,壳内混合气体通过抑压排放管进入到多功能水池,蒸汽被池水冷凝,由于抑压排放管单向阀的存在,不凝性气体被存储在水池气空间。这样,安全壳

内瞬态升压能够得到有效抑制,更重要的是壳内不凝性气体含量的减少,这将使得非能动安全壳冷却系统的换热能力得到增强。另外,多功能水池还兼作非能动安全注射系统和非能动堆腔注水系统的水源。

1.3 非能动安全注射系统

安全注射系统分为非能动高压安全注射系统、非能动安全注射箱系统和非能动低压安全注射系统。其中非能动高压安全注射系统由高压安全注射箱和相应的管线组成,高压安全注射箱顶部与一回路冷管段通过一根平衡管线相连,保持箱内气空间压力与一回路压力相等,高压安全注射箱底部通过注水管线连接到压力容器内。非能动安全注射箱系统由安全注射箱和注水管线组成,当一回路压力低于 4.50 MPa,安全注射箱内冷却水将被注入到一回路内。非能动低压安全注射系统由多功能水池和低压注水管线组成,多功能水池位置高于反应堆堆芯,当一回路压力低于多功能水池压力,低压安全注射系统依靠重力将多功能水池内冷却水注入到压力容器内。

1.4 非能动堆腔注水系统

由多功能水池、堆腔注水管路和相应的阀门组成,发生事故后,当堆芯出口温度达到 650 °C 时,多功能水池中的冷却水依靠重力注入反应堆压力容器与保温层之间的环形流道,并逐渐淹没反应堆压力容器下封头,以非能动的方式冷却压力容器外表面。

水池水装量需满足上述功能用水的需求。参考华龙一号反应堆非能动堆腔注水箱水装量约 2 500 m³,换料水箱水装量 2 300 m³。在安全注射系统可以正常使用的条件下不会发生堆芯熔化,因此堆腔安全注射和堆芯安全注射并不能同时启用,可将二者水量共用,将多功能水池水装量保守选取 3 000 m³。

2 模型建立与分析

2.1 模型建立

图 2 给出了反应堆回路模型控制体的划分,计算模型主要分为:1)以华龙一号机组为原型建立的反应堆压力容器、反应堆一回路和反应堆二回路。其中反应堆一回路系统主要包括了主冷却剂管道(冷管段与热管段)、主泵、稳压器与卸压箱、非能动安全注射箱、蒸汽发生器一次侧等部件。本程序模拟了 A、B、C 3 个环路,其中带稳压器的环路为环路 A,环路 B、C 环路结构相同(环路 B、C 未在此图中显示),且与环路 A 相比,不含稳压器和卸压箱。反应堆二回路系统主要包括了蒸汽发生器二次侧、主给水源、辅助给水源、蒸汽管道、蒸汽联箱、汽轮机等部件。该部分主要用于模拟事故发生后壳内产生的

质能释放。2) 本文提出的新型非能动安全壳事故缓解方案, 主要包括: 多功能水池、PCS、抑压管道、高压安全注射箱、非能动安全注射管道、非能动堆腔注水管道等。这部分用于分析事故工况下各系统的性能表现。

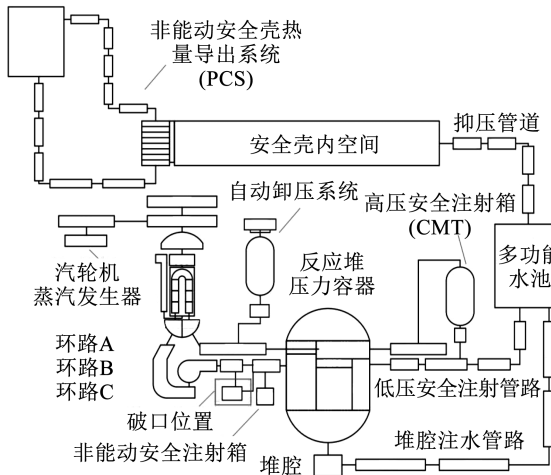


图 2 模型控制体划分

Fig. 2 Model control body partition

2.2 模型分析

2.2.1 稳态运行

使用模型进行反应堆稳态运行计算, 以验证稳态运行条件下模型计算结果的可靠性。表 1 给出了堆芯额定输出功率、稳压器压力、堆芯进出口冷却剂温度等反应堆主要参数设计值^[19]与计算值之间的对比结果。从表 1 中可以看出, 模型计算结果与反应堆设计值误差很小, 均在合理范围内。可以说明建立的反应堆模型可以反映出华龙一号反应堆稳态运行的实际状态。

表 1 反应堆主要参数设计值与计算值

Tab. 1 Design values and calculated values of main parameters of the reactor

参数	堆芯额定	稳压器	蒸汽发生器	RPV 入口	RPV 出口
	输出功率/ MW	压力/ MPa	出口压力/ MPa	冷却剂温度/ K	冷却剂温度/ K
设计值	3 050	15.5	6.8	564.65	603.95
计算值	3 050	15.5	6.9	568.35	604.25
偏差/%	0	0	1.47	0.66	0.05

2.2.2 典型事故模拟结果分析

使用以华龙一号机组为原型建立的反应堆模型模拟堆芯未熔化的大破口失水事故, 验证在该事故条件下模型事故源项计算结果的可靠性。为了后续分析方便, 称该事故为事故序列 1。

图 3 给出了事故序列 1 发生后安全壳压力的响应情况。图 3 中实线为 Xing 等^[20]相关研究中的数据, 划线为本文计算数据。结合事故序列 1 发生后

壳内系统的响应过程, 将事故后壳内响应划分为喷射、再淹没后、压力峰值、长期冷却 4 个阶段。在喷射阶段, 由一回路破口释放出大量的蒸汽使得壳内压力迅速上升至第 1 个峰值压力; 在再淹没后阶段, 由于质能释放大幅减少, 壳内压力开始出现回落, 壳内热构件、壳体的吸热量有所减少, PCS 和安全注射系统启动; 在压力峰值阶段, 质能释放小幅上升后缓慢降低, 但由于壳体和壳内热构件的吸热能力大幅衰减, 壳内压力缓慢上升, 并达到第 2 个峰值; 在长期冷却阶段, 随着质能释放的进一步减小, 壳内压力也逐渐降低。结合图 3 中数据可以看出, 模型计算的峰值压力 430 kPa 与 Xing 等^[20]数据峰值压力 450 kPa 相差仅 20 kPa, 长期稳定压力相差 30 kPa。误差均在 8% 内, 可以认为模型对事故序列 1 模拟结果真实可靠。

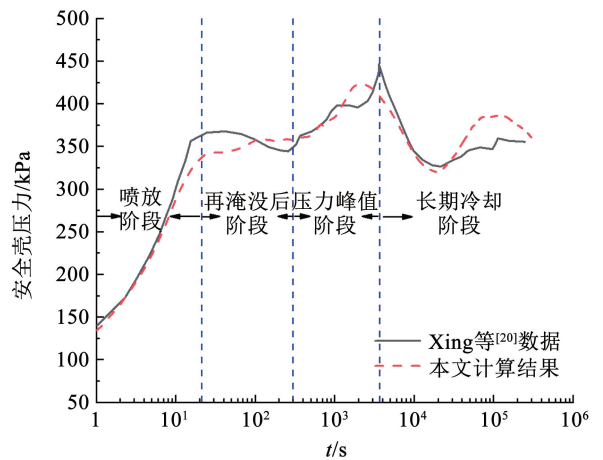


图 3 事故序列 1 发生后安全壳压力变化

Fig. 3 Containment pressure variation after accident 1

3 结果分析与讨论

3.1 安全壳空间尺寸对壳内压力响应的影响

华龙一号采用的是大容积抑压的设计理念, 大容积的安全壳是保证华龙一号机组在事故条件下安全壳不超压的重要设计。核电站安全壳尺寸的选择不仅要考虑能够容纳各种仪器设备和事故后壳内大量的质能释放, 还要考虑建设成本, 典型核电机组安全壳自由容积见表 2。

表 2 典型核电机组安全壳自由容积

Tab. 2 Free volume of containment of type nuclear power unit

核电机组	安全壳自由容积/m ³
M310	49 000
AP1000	59 000
EPR	80 000

为使得后续计算结果更为保守, 参考其中安全壳容积最小的 M310 的自由容积, 研究不同壳内容积的

华龙一号安全壳压力响应。图 4 给出了事故后安全壳内压力的变化情况。图 4 中共有 2 组数据: 1) 原华龙一号系统(壳容积 86 000 m³)。2) 安全壳容积缩小后的华龙一号系统,壳容积为 49 000 m³。在原系统中,安全壳峰值压力升至 425 kPa 左右。当安全壳自由容积缩小至 49 000 m³,安全壳压力很快超过设计压力 520 kPa(约 100 s),并且压力峰值高达 585 kPa,因此,从安全壳响应方面,单纯将华龙一号安全壳尺寸缩小至 49 000 m³是不可行的。为进行更为直接的对比,本文对新型非能动安全壳事故缓解方案的计算分析过程中,均以安全壳自由容积 49 000 m³ 进行。

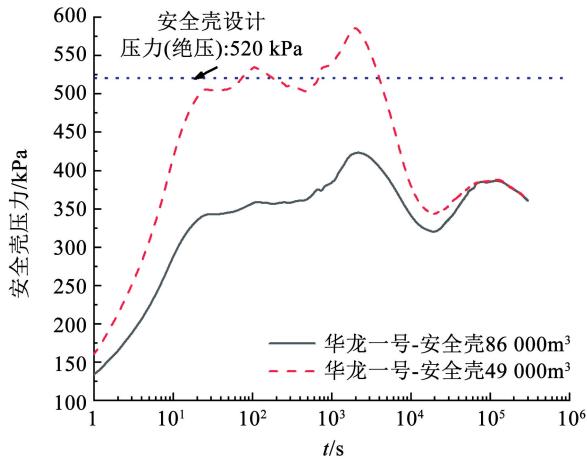


图 4 安全壳不同尺寸条件下壳内压力

Fig. 4 Containment pressure under different sizes of containment structures

3.2 多功能水池气空间尺寸对壳内压力响应的影响

对于新型安全壳事故缓解方案,多功能水池气空间是影响其抑压性能的关键参数。图 5 给出了事故后不同多功能水池气空间条件下壳内压力的变化情况。图 5 中共有 5 组数据,一组为华龙一号系统(安全壳自由容积 49 000 m³),无多功能水池;另外 4 组为本文提出新型安全壳事故缓解方案,安全壳容积为 49 000 m³,多功能水池的气空间分别为 3 000、5 000、7 000、10 000 m³。水池气空间与壳内容积比 $V_{\text{air}/\text{con}}$ 分别为 6.1%、10.2%、14.3%、20.4%。根据安全壳压力响应特征将数据分为两部分:压力峰值阶段和长期冷却阶段。

从图 5 中数据可以看出多功能水池对安全壳压力有明显的抑制作用,气空间仅占壳内容积 6.1% 的水池便能够将安全壳压力峰值从 585 kPa 降低到 525 kPa,并且水池气空间越大,抑压效果越好。在新方案中,多功能水池能够快速吸收安全壳内的蒸汽,因此相较于华龙一号系统压力峰值有较大的降低。 $V_{\text{air}/\text{con}} = 10.2\%$ 、 $V_{\text{air}/\text{con}} = 14.3\%$ 、 $V_{\text{air}/\text{con}} = 20.4\%$ 的方案中的安全壳系统所对应的壳内峰值压力分别为 485、450、412 kPa,均小于安全壳设计压力。

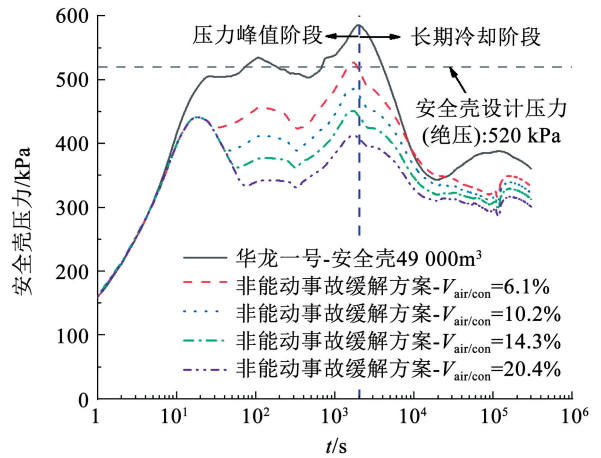


图 5 不同多功能水池气空间条件下壳内压力变化

Fig. 5 Containment pressure variation at different multifunctional pool gas space

多功能水池抑压的功能主要作用于事故前期压力快速上升阶段。对长期冷却阶段的影响则通过储存不凝性气体,降低壳内不凝性气体含量,从而提高 PCS 换热能力。图 6、7 分别给出了事故后不同多功能水池气空间条件下安全壳内不凝性气体含量和份额的变化情况。从图 6 可以得出整个事故过程中 $V_{\text{air}/\text{con}} = 6.1\%$ 、 $V_{\text{air}/\text{con}} = 10.2\%$ 、 $V_{\text{air}/\text{con}} = 14.3\%$ 、 $V_{\text{air}/\text{con}} = 20.4\%$ 的方案多功能水池分别存储了壳内 27.2%、34.6%、41.2%、49.9% 的不凝性气体。这使得壳内不凝性气体份额有明显的降低,尤其是在长期冷却阶段(见图 7)。在长期冷却阶段,壳内不凝性气体份额从 0.40 分别降低至 0.34、0.32、0.30、0.27。对于华龙一号系统,在 $P_{\text{con}} = 500$ kPa 和 $T_{\text{cont}} - T_{\text{wall}} = 30$ K 的条件下,根据 Su 等^[21]的经验关系式,相应的 PCS 传热系数为 1.46 kW/(m²·K)。对于 $V_{\text{air}/\text{con}} = 20.4\%$ 的事故缓解方案,相同条件下 PCS 传热系数为 2.07 kW/(m²·K),因此,可以看出新型方案中采取的多功能水池,显著增强了 PCS 的传热效率。

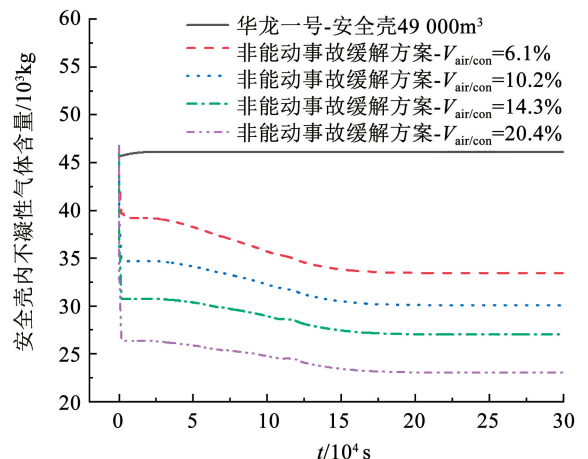


图 6 不同多功能水池气空间条件下安全壳内不凝性气体含量

Fig. 6 Non-condensable gas content inside the containment under different multifunctional pool gas space

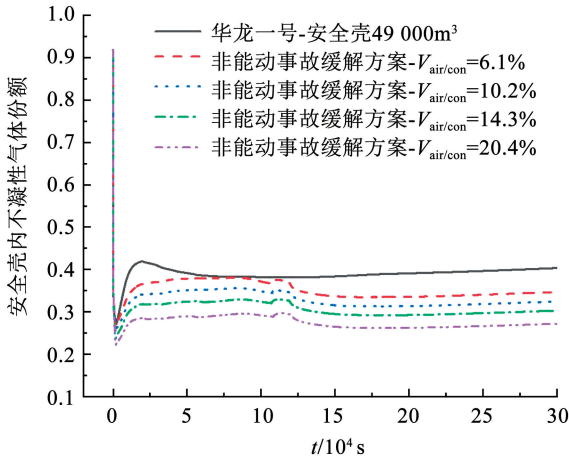


图 7 不同多功能水池气空间条件下安全壳内不凝性份额
Fig. 7 Non-condensable gas fraction inside the containment under different multifunctional pool gas space

3.3 安全系统运行特性分析

在事故序列 1 的条件下,新方案中的多功能水池同时担任着抑压和安全注射的功能,本文以 $V_{air/con} = 14.3\%$ 的事故缓解方案为例来分析新型安全壳事故缓解方案各系统的运行状况。

图 8 给出了堆芯液位和燃料包壳温度的变化情况。对于核电站大破口失水事故,通常会存在压力容器内冷却剂大量流失,导致堆芯短暂裸露的情况发生,接着如果安全注射系统能够正常运行会出现堆芯的再淹没过程,图 8 中 9 ~ 150 s 阶段的数据所展示的就是堆芯短暂裸露然后再淹没的现象。大破口发生后,冷却剂大量丧失,使得缺乏充足冷却的堆芯温度快速上升,短时间内燃料包壳外表面温度上升至峰值 1 389 K,但远低于包壳的脆化失效温度 1 477 K。紧接着,随着再淹没阶段的开始,堆芯液位开始回升,燃料包壳温度开始下降。最终堆芯液位稳定在 6.9 m 左右,能够保持淹没堆芯的状态。堆芯得到了充足的冷却,燃料包壳温度稳定在 410 K 附近。

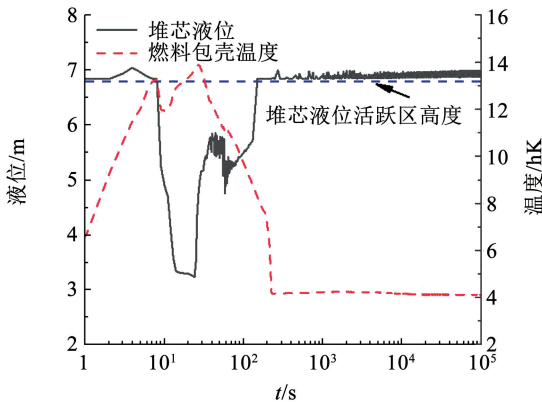


图 8 堆芯液位和燃料包壳温度变化情况

Fig. 8 Variation of reactor vessel water level and cladding surface temperature

图 9 给出了事故过程中抑压排放管内蒸汽流量,图 10 给出了该过程中多功能水池水位和水温的变化情况。通过抑压管内蒸汽流量可以看出多功能水池发挥抑压功能的工作阶段,抑压第 1 阶段为事故后的 120 s 内,抑压第 2 阶段为事故后 400 ~ 1 800 s 间。多功能水池作为低压安全注射系统的水源,自然对水池水温有一定的要求,多功能水池发挥抑压功能期间冷凝了大量高温蒸汽,这使得水温升高。从图 10 中看到在低压安全注射系统启动前的整个过程中,水池水温从 313 K 上升至 320 K,仅上升 7 K,不会影响到安全注射系统的正常运行和性能表现,从图 7 显示出的堆芯能够得到充足的冷却也侧面印证这一结论。另外,低压安全注射系统启动会降低多功能水池的液位,可能会出现液位低于抑压排放管浸没深度的情况发生。结合图 9、10 可以看出,安全注射运行导致多功能水池液位下降的时间要晚于水池抑压功能工作的时间(1 800 s)。在水池抑压功能工作的过程中,液位始终能够淹没抑压排放管出口位置。综上所述,新型安全壳事故缓解方案可以应对大破口失水事故。并且多功能水池能够同时实现低压安全注射功能与抑压功能。

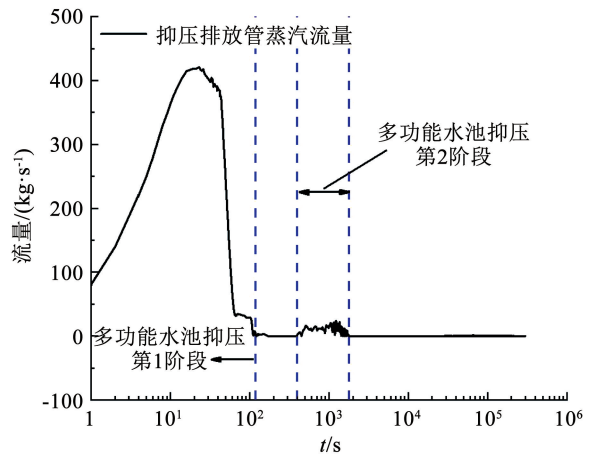


图 9 抑压排放管蒸汽流量变化情况

Fig. 9 Variation of steam flow from suppressor drain line history

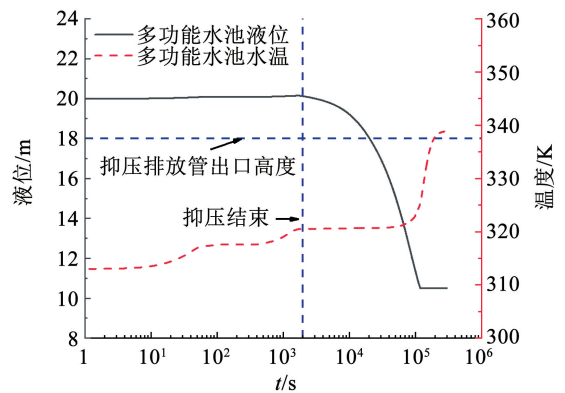


图 10 多功能水池液位和水温变化情况

Fig. 10 Variation of liquid level and water temperature in multifunctional pool

4 结 论

1) 提出一种新型非能动安全壳事故缓解方案,方案中设置一个多功能水池,水池具有抑压功能,通过蒸汽直接接触冷凝来应对破口事故后壳内压力的迅速上升,以此取代大容积抑压的理念,同时水池为安全注射系统、堆腔注水系统和堆芯换料系统提供冷却水,相比于华龙一号,该方案的系统和设备得到大量简化,安全壳尺寸减小了近47%,安全壳系统的总水装量减少约1 700 m³。

2) 多功能水池气空间越大对壳内压力抑制作用越强,同时能够存储的不凝性气体也越多,更利于非能动安全壳热量导出系统的排热。在 $P_{\text{con}} = 500 \text{ kPa}$ 和 $T_{\text{cont}} - T_{\text{wall}} = 30 \text{ K}$ 的条件下, $V_{\text{air/con}} = 20.4\%$ 的事故缓解方案相比于华龙一号,PCS 传热系数增强约26.2%。

3) 非能动安全壳事故缓解方案可以应对 LBLOCA,在该事故工况下, $V_{\text{air/con}} = 14.3\%$ 的事故缓解方案安全壳峰值压力为450 kPa,低于设计压力520 kPa,另外燃料包壳外表面峰值温度为1 389 K,低于包壳的脆化失效温度1 477 K,安全壳和堆芯的完整性得到了保证。

4) 多功能水池同时发挥安全注射功能和抑压功能的逻辑是可行的,运行过程中相互没有产生不利的干扰。

参考文献

- [1] IAEA expert mission to Japan. Mission report of IAEA international factfinding expert mission of the Fukushima Dai-ichi NPP accident following the great East Japan earthquake and tsunami [R/OL]. (2011-06-16) [2011-06-21] https://www-pub.iaea.org/MTCD/Meetings/PDFplus/2011/cn200/documentation/cn200_Final-Fukushima-Mission_Report.pdf
- [2] 柴国早,杨志义,肖军,等. 福岛核事故后核安全改进行动及安全要求研究[J]. 原子能科学技术, 2022, 56(3): 399
CHAI Guohan, YANG Zhiyi, XIAO Jun, et al. Nuclear safety improvement actions and safety requirements in post-fukushima era [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2022, 56(3): 399. DOI:10.7538/yzk.2022.youxian.0053
- [3] SCHULZ T L. Westinghouse AP1000 advanced passive plant [J]. Nuclear Engineering and Design, 2006, 236(14/15/16): 1547. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2006.03.049
- [4] CHENG X, ERBACHER F J, NEITZEL H J. Passive containment cooling by natural air convection and thermal radiation after severe accidents [J]. Nuclear Engineering and Design, 2000, 202(2/3): 219. DOI: 10.1016/S0029-5493(00)00366-6
- [5] JEON B G, NO H C. Conceptual design of passive containment cooling system with air holdup tanks in the concrete containment of improved APR + [J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, 267: 180. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2013.11.080
- [6] JEON B G, NO H C. Thermal-hydraulic evaluation of passive containment cooling system of improved APR + during LOCAs [J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, 278: 190. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2014.07.038
- [7] IWAMURA T, MURAO Y, ARAYA F, et al. A concept and safety characteristics of JAERI passive safety reactor (JPSR) [J]. Progress in Nuclear Energy, 1995, 29: 397. DOI: 10.1016/0149-1970(95)00068-U
- [8] 葛魁,王辉,王明军,等. 华龙一号非能动安全壳热量导出系统热工水力特性研究[J]. 原子能科学技术, 2021, 55(5): 769
GE Kui, WANG Hui, WANG Mingjun, et al. Research on thermal hydraulic characteristic of HPR1000 passive containment cooling system [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2021, 55(5): 769. DOI:10.7538/yzk.2020.youxian.0469
- [9] 初伟钰,丛继东,李文涛,等. 失水事故下安全壳内热工水力与非能动安全壳热量导出系统耦合特性[J]. 哈尔滨工程大学学报, 2023, 44(7): 1104
CHU Weiyu, CONG Jidong, LI Wentao, et al. Coupling characteristics of thermal-hydraulic power and passive a containment heat removal system in a containment vessel during the loss of coolant accident [J]. Journal of Harbin Engineering University, 2023, 44(7): 1104. DOI:10.11990/jheu.202304003
- [10] SUN Jianchuang, DENG Jian, RAN Xu, et al. Experimental research on the mechanisms of condensation induced water hammer in a natural circulation system [J]. Nuclear Engineering and Technology, 2021, 53(11): 3635. DOI: 10.1016/j.net.2021.05.035
- [11] SUN Jianchuang, DENG Jian, RAN Xu, et al. Experimental study on flow modes and transient characteristics in low-pressure equal-height-difference natural circulation system [J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, 151: 107965. DOI: 10.1016/j.anucene.2020.107965
- [12] 黄政. 基于自然循环回路的非能动安全壳冷却系统数值模拟 [J]. 原子能科学技术, 2014, 48(增刊1): 330
HUANG Zheng. Numerical simulation of passive containment cooling system using natural circulation loop [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2014, 48(Sup. 1): 330. DOI:10.7538/yzk.2014.48.S0.0330
- [13] 张伟,蒋朝飞,叶亚楠,等. 蒸汽浸没射流冷凝特性实验研究 [J]. 上海交通大学学报, 2022, 56(1): 1
ZHANG Wei, JIANG Chaofei, YE Ya'nan, et al. Experimental study on condensation of steam jet injection in submerged condition [J]. Journal of Shanghai Jiao Tong University, 2022, 56(1): 1. DOI: 10.16183/j.cnki.jsjtu.2020.302
- [14] 王珏,陈力生,胡晨,等. 蒸汽浸没射流压力振荡特性实验研究 [J]. 原子能科学技术, 2021, 55(4): 627
WANG Jue, CHEN Lisheng, HU Chen, et al. Experimental investigation on pressure oscillation induced by submerged steam jet [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2021, 55(4): 627. DOI:10.7538/yzk.2020.youxian.0330
- [15] 邵江. “华龙一号”安全特性分析 [J]. 中国核电, 2015, 8(4): 293
TAI Jiang. Safety characteristics of “Hualong One” [J]. China Nuclear Power, 2015, 8(4): 293
- [16] 易飞,顾传俊. 华龙一号能动与非能动安全系统介绍 [J]. 装备应用与研究, 2016, 12: 56
- [17] 宋代勇,赵斌,袁霞,等. “华龙一号”能动与非能动相结合的安全系统设计 [J]. 中国核电, 2017, 10(4): 468
SONG Daiyong, ZHAO Bin, YUAN Xia, et al. Design of integrated active and passive safety systems of HPR1000 [J]. China Nuclear Power, 2017, 10(4): 468. DOI:10.12058/zghd.2017.04.468
- [18] SUN Jing, WANG Hui, LI Jingjing. Analysis on containment thermal hydraulic behaviour under passive containment heat removal system operation condition for HPR1000 [J]. International Journal of Advanced Nuclear Reactor Design and Technology, 2022, 4(1): 36. DOI: 10.1016/j.jand.2022.02.004
- [19] SUI Danting, LU Daogang, SHANG Changzhong, et al. Investigation on response of HPR1000 under different mitigation strategies after SCGT accident [J]. Annals of Nuclear Energy, 2018, 112: 328. DOI: 10.1016/j.anucene.2017.10.024
- [20] XING Ji, LIU Zhuo, MA Weimin, et al. Scaling analysis and evaluation for the design of integral test facility of HPR1000 containment (PANGU) [J]. Nuclear Engineering and Design, 2021, 373: 111035. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2020.111035
- [21] SU Jiqiang, SUN Zhongning, FAN Guangming, et al. Experimental study of the effect of non-condensable gases on steam condensation over a vertical tube external surface [J]. Nuclear Engineering and Design, 2013, 262: 201. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2013.05.002