

二氧化碳冷却反应堆始发事件和 验收准则研究

毛辉辉¹ 张 丹¹ 高春天² 吴 攀² 刘 余¹ 毕树茂¹ 米争鹏¹

1(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)

2(西安交通大学 西安 710049)

摘要 直接循环二氧化碳冷却反应堆作为一种新概念反应堆,和直接循环沸水堆、间接循环氦气冷却堆、压水堆等相比,其系统配置及安全特性不同,安全设计中所考虑的始发事件与安全准则与现有反应堆存在差异。始发事件清单是反应堆设计的重要输入项,是反应堆系统安全设计的基础;验收准则为安全分析结果是否符合安全要求提供判据。本文采用主逻辑图分析方法,针对直接循环二氧化碳冷却反应堆开展研究,初步提出了反应堆安全设计所需要的始发事件,并根据设计对象特点,基于现有的压水堆、气冷堆及新堆等工程经验,初步给出了验收准则。该研究为直接循环二氧化碳冷却核动力系统安全设计奠定基础,也为直接循环反应堆的安全设计提供参考。

关键词 二氧化碳冷却反应堆, 直接循环, 始发事件, 安全准则

中图分类号 TL364

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2020.hjs.43.060004

Study of initial events and safety criteria for CO₂ cooled reactor

MAO Huihui¹ ZHANG Dan¹ GAO Chuntian² WU Pan² LIU Yu¹ BI Shumao¹ MI Zhengpeng¹

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

2(Xi'an Jiao Tong University, Xi'an 710049, China)

Abstract [Background] As a new concept reactor, direct circulation CO₂ cooled reactor has different system configurations and safety characteristics compared with direct cycle boiling water reactor, indirect cycle helium gas cooled reactor and pressurized water cooled reactor, hence the CO₂ cooled reactor has different initial events and safety criteria. The selection of initial events is the foundation for the safety design of reactor whilst the safety criteria provides criterion for whether the safety analysis results meet the safety requirements. [Purpose] This study aims at the initial events and acceptance criteria for the safety design of CO₂ cooled reactor. [Method] The main logic diagram analysis method was employed to study the initial events of the direct circulation CO₂ cooled reactor. Based on the existing engineering experience of pressurized water reactor, gas cooled reactor, the acceptance criteria for the direct circulation CO₂ cooled reactor were proposed according to its own characteristics. [Results & Conclusions] The proposed initial events and acceptance criteria required for safety analysis are applicable to direct circulation reactor, providing a basis for the safety analysis of CO₂ cooled nuclear power plant, and gives an important reference for the safety design of direct cycle circulation reactors.

Key words CO₂ cooled reactor, Direct circulation, Initial events, Safety criteria

国家自然科学基金青年科学基金(No.11605132)资助

第一作者: 毛辉辉, 男, 1983年出生, 2005年毕业于西安交通大学, 从事核动力安全研究工作

通信作者: 张丹, E-mail: victorydan@126.com

收稿日期: 2020-02-26, 修回日期: 2020-04-01

Supported by Youth Program of National Natural Science Foundation of China (No.11605132)

First author: MAO Huihui, male, born in 1983, graduated from Xi'an JiaoTong University in 2005, focusing on safety study for nuclear power plant

Corresponding author: ZHANG Dan, E-mail: victorydan@126.com

Received date: 2020-02-26, revised date: 2020-04-01

核工业领域具有成熟工程经验的反应堆主要包括轻水堆(以压水堆与沸水堆为主)、重水堆、金属冷却快堆与气体冷却堆等,在此之中,除沸水堆采用直接循环外,其余反应堆主要采用间接循环方式,而间接循环与直接循环系统及设备配置不同,因此核动力系统安全设计中考虑的始发事件不同。对于安全准则而言,主要以放射性剂量为最终准则,放射性屏障的完整性为设计中的技术准则。

直接循环二氧化碳冷却堆作为一种新概念反应堆,是一种高温高压流体冷却堆,需要开展安全分析论证核动力系统在各种事故工况下的安全性,并为安全系统的配置提供设计依据。始发事件和验收准则是开展安全分析乃至安全设计工作的重要基础,正确确定始发事件和验收准则对提高新型核动力系统安全分析的可信度有重要意义。二氧化碳直接循环冷却反应堆作为新概念反应堆,国内尚无该堆型的相关研究。本文基于现有工程经验,针对直接循环二氧化碳冷却反应堆始发事件及验收准则开展了研究。

1 各种反应堆工况清单及验收准则综述

1.1 轻水堆工程经验

压水堆及沸水堆作为核工业领域最为成熟的两种堆型,在安全设计方面具有十分成熟的工程经验,目前已发展到第三代技术。随着几次重大核事故的

发生,轻水堆安全要求也在逐渐加强,然而,对于反应堆安全设计基础之一的工况清单及验收准则,主要依据核电大发展时期的二代反应堆所制定。

压水堆在其研发早期即认识到冷却剂丧失事故是最为严重的始发事故,因此将其列为最为重要的设计基准事故,围绕该事故的对抗配置专设安全系统。后期随着研究深入,美国核管会在1978年出版的导则RG 1.70《轻水堆安全分析报告标准格式及》(第三版)^[1]中,明确提出了轻水堆设计需要考虑的8类47个始发事件的要求。对于压水堆而言,始发事件清单主要基于间接循环动力系统的特点,分为二回路故障导致的排热增加或减少、一回路故障导致的反应堆冷却剂流量减少、反应堆反应性引入、一回路故障导致的一回路冷却剂装量增加或减少、放射性直接相关事故及未能紧急停堆的预期瞬态(Anticipated Transient Without Scram, ATWS)8类,其中ATWS事故^[2]为核电厂运行经验反馈暴露的事故,属于超设计基准事故,其余均为设计基准事故。

核能的利用面临的最主要问题是放射性安全问题,因此核电运行的安全目标主要是保护公众和环境免受放射性的危害。因此在核动力系统的安全设计中,释放的放射性剂量是最终的安全准则,在具体的设计中,通过贯彻纵深防御的原则,保证放射性防御多道屏障的完整性来保证,根据始发事故发生频率的大小,确定各类事故需要确保完整的屏障,具体准则如表1所示。

表1 压水堆安全分析验收准则
Table 1 Safety analyses acceptance criteria for PWR (pressurized water reactor)

安全屏障 Safety barrier	验收准则 Acceptance criteria	量化准则 Quantization criteria
堆芯 Core	燃料芯体 Fuel pellets	芯体熔化 Core melt
		芯体解体 Core disassembled
	包壳完整性 Cladding integrity	包壳烧毁 Cladding burnout
	堆芯可冷却性 Core coolability	可冷却几何 Coolable geometry
冷却剂压力边界 Coolant pressure boundary	边界完整性 Boundary integrity	超压 Overpressure
安全壳 Containment		

在以上准则中,堆芯相关准则是核心,这和选取的燃料形式/材料密切相关。芯体解体主要针对瞬棒事故;失水事故(Loss Of Coolant Accident, LOCA)准则主要依据美国联邦法规10CFR50.46^[3],主要通过包壳在水及水蒸气等汽体环境下氧化及脆化程度相关的量组成,主要针对轻水堆采用的锆合金包壳。

1.2 气冷反应堆相关研究

国内外具有工程经验的气冷堆主要包括氦气冷却堆(我国高温气冷堆(High Temperature Reactor-Pebble bed Modules, HTR-PM))^[4]和二氧化碳冷却

间接循环反应堆(英国先进气冷堆(Advanced Gas-cooled Reactor, AGR))^[5];在系统配置方面,此类气冷堆一回路采用气体冷却循环,二回路采用蒸汽-给水朗肯循环,反应堆采用控制棒控制反应性,因此始发事故清单和压水堆类似,除此之外,气冷堆需要考虑在压力边界发生破口后,热阱水或水蒸气、环境空气进入气冷堆系统后对材料的损坏作用。氦气冷却反应堆采用了耐高温的TRISO(Tristructural isotropic)包覆颗粒燃料,AGR采用带包壳棒状燃料,因此燃料安全准则之间存在差异。气冷堆与压水堆安全分析验收准则的对比如表2所示。

表2 压水堆和气冷堆安全分析验收准则对比
Table 2 Safety analyses acceptance criteria for PWR and GCR (gas cooled reactor)

安全屏障 Safety barrier	压水堆 PWR	气冷堆(棒燃料) Gas cooled reactor (rod fuel)	气冷堆 (TRSIO) Gas cooled reactor (TRSIO fuel)
燃料芯体 Fuel pellets	芯体损坏 Fuel damage	同 PWR Same as PWR	燃料温度 Fuel temperature
包壳 Cladding	DNB	包壳温度 Cladding temperature	
堆芯冷却性 Core coolability	可冷却几何 Coolable geometry		
压力边界 Pressure boundary	超压 Overpressure		

气冷堆冷却剂在正常运行和事故工况下堆芯均不存在两相流体,因此不存在轻水堆存在的偏离泡核沸腾(Departure from Nucleate Boiling, DNB),两相流等复杂现象,堆芯准则直接选择燃料/包壳材料低于损坏温度限值为主;而气体具有良好的可压缩性,因此冷却剂系统超压性能优于轻水堆,安全设计准则主要以堆芯屏障准则为主。

近年来,随着第四代核能系统的研究,国际核工业界提出了采用超临界二氧化碳流体直接冷却堆芯的布雷顿循环核动力系统,通过超临界二氧化碳高密度的特性实现设备的小型化,此方面研究主要以韩国和美国为主。

韩国 KAIST (Korea Advanced Institute of

Science & Technology)研究团队^[6]提出了一个二氧化碳冷却小型模块式反应堆(Micro Modular Reactor, MMR),选取外负荷丧失(Loss of External Load, LOEL)、冷却剂装量丧失事故(LOCA)、堆芯流量丧失事故(Loss of Forced Flow, LOFA)三个事故作为设计基准事故。麻省理工学院(Massachusetts Institute of Technology, MIT)研究团队^[7]提出了一个大功率二氧化碳冷却反应堆概念,选取LOEL、LOCA和LOFA作为设计基准事故对该系统的安全特性进行评估。KAISA及MIT在安全分析中采用的验收准则如表3所示,在上述假定事故下,该反应堆满足安全要求。

表3 二氧化碳反应堆验收准则(KAIST和MIT)
Table 3 Acceptance criteria for CO₂ cooled reactor (KAIST and MIT)

准则 Criteria		MIT		KAIST	
		瞬态 Transient	事故 Accident	瞬态 Transient	事故 Accident
堆芯 Core	燃料温度 Fuel temperature / °C	1 800	2 200	2 200	2 500
	包壳温度 Cladding temperature / °C	800	1 200 (LOCA), 1 000 (others)	同 MIT Same as MIT	
压力边界 Pressure boundary	安全容器压力 Pressure of safety vessel			120% 压力 120% pressure	
其他 Others	流体温度 Coolant temperature / °C			675	
	轴速 Shaft velocity	120% 额定值 120% rated value			

堆芯相关准则与燃料形式及材料密切相关,除此之外,还需考虑二氧化碳冷却反应堆结构材料相关的温度准则,尤其是金属材料,此方面要求在高温堆中较为普遍,例如熔盐堆^[8]在设计中除了考虑了熔盐温度(避免熔盐凝固或沸腾)、燃料球温度之外,还考虑了和回路材料温度安全限值,高温气冷堆采用了陶瓷/石墨等耐高温材料作为反应堆结构件。

国内外针对轻水堆和气冷堆工况筛选及验收准则制订积累了丰富经验,同时国内近年开展了新型反应堆的研发工作,例如针对加速器驱动次临界系统^[9]、针对固态钍基熔盐堆^[10]等均开展了始发事件选取的工作,为本文工作提出了参考。后文将通过调研国内外相关的研究成果,基于现有工程及科研经验,针对直接循环二氧化碳冷却堆确定合理可行

的事故工况清单和验收准则,为此类核动力系统的安全设计奠定基础。

2 直接循环气冷堆核动力系统失效模式

二氧化碳冷却直接循环气冷堆核动力系统采用布雷顿循环作为热力循环,其工作过程包括等熵压缩(压缩机),等压吸热(反应堆),等熵膨胀(气轮机),及等压冷却(冷却器)4个过程,通常还会设置至少一个回热器设备,以提高循环效率。压缩机、回热器、冷却器以及气轮机共同组成了能量转换系统(Energy Conversion system, PCS),在二氧化碳冷却直接循环气冷堆布雷顿循环中,由一条或多条PCS同反应堆共同组成了一回路冷却剂系统。图1给出了本文研究的二氧化碳冷却直接循环气冷堆核动力

系统概念图,该核动力系统中采用简单回热布雷顿循环带走反应堆热量,压缩机、气轮机和发电机同轴,一回路冷却剂系统为双环路PCS布置方案。

在PCS中,由于两台换热设备采用高可靠性印刷电路板式换热器,暂不考虑换热器自身的失效;PCS系统设置有涡轮机械,根据压水堆及燃气轮机工程经验,需考虑压缩机卡轴/断轴、气轮机叶片断裂等故障;PCS系统设置有多个阀门,需考虑阀门误关闭等故障;冷却器二次侧采用轻水做热阱,需要考虑冷却水温度或流量异常;对于高能管道,需要考虑管道破裂失效模式。

该核动力系统反应堆采用控制棒进行反应性控制,堆芯采用盒式棒束燃料组件,包壳材料为ODS MA956不锈钢。在反应堆中,可能出现控制棒驱动机构异常导致的误提棒、落棒、弹棒等失效模式,由于采用闭式燃料组件,还需要考虑燃料组件堵流事故。

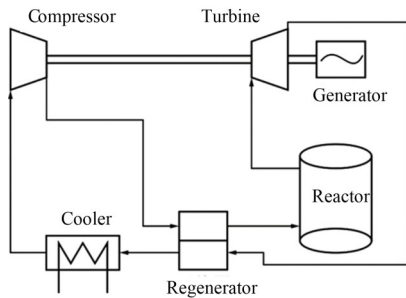


图1 二氧化碳冷却直接循环气冷堆核动力系统
Fig.1 Nuclear power system sketch of CO₂ cooled direct cycle gas cooled reactor

3 工况分类及清单研究

事故工况的划分需要针对核动力系统可能发生的事故及其序列进行综合的评价,获得始发事件清单,在此基础上归并得到确定论分析的设计基准事故清单。

3.1 工况划分

核反应堆事故工况可以按事件发生频率或事故过程中的显著现象对其归类划分。

按照事故发生的频率进行工况划分需要对事故发生的可能和会造成的后果影响及可接受程度有充分的认识。根据国内相关法规标准,依据压水堆^[11],尤其是小型压水堆^[12]和气冷堆^[13]的要求,按始发事件频率将二氧化碳冷却直接循环气冷堆核动力系统的事故工况划分为4类:

1) 工况 II: 预计运行事件,发生频率大于 10^{-2} 堆·年⁻¹;

2) 工况 III: 稀有事故,发生频率在 $10^{-4} \sim 10^{-2}$ 堆·年⁻¹;

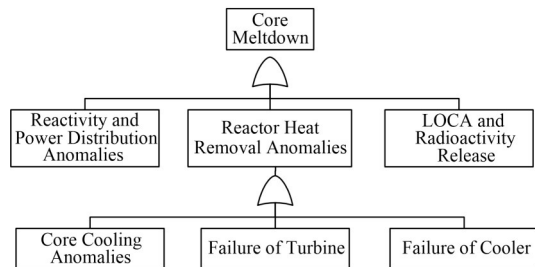
3) 工况 IV: 极限事故,发生频率在 $10^{-6} \sim 10^{-4}$ 堆·年⁻¹;

4) 工况 V: 超设计基准事故,发生频率小于 10^{-6} 堆·年⁻¹。

以上工况划分方式最早来源于美国核安全当局的标准^[14]要求,并广泛应用于轻水堆、液态金属冷却堆和气冷堆中,写入了法规标准。在福岛事故发生后,以法国为首的欧洲核工业界提出了设计扩展工况的概念,替换了原标准中的超设计基准事故,并要求在设计中需要采取专门的手段来应对,以上要求影响了国际原子能组织(International Atomic Energy Agency, IAEA)乃至我国核电法规的制定。对于本文研究对象,属于概念设计阶段,暂沿用核工业成熟的工况划分方式。

3.2 始发事件清单

始发事件筛选的常见的方法包括工程评价法、主逻辑图(Master Logic Diagram, MLD)、参考其他反应堆经验等,对于新型反应堆,推荐采用主逻辑图推导始发事件,并参考其他堆经验,得到直接循环二氧化碳冷却堆的始发事件初步清单。



本文首先采用MLD推导该系统在满功率运行工况下的内部始发事件,根据对目前设计方案的分析评价,以放射性释放(主要由堆芯熔化导致)作为目标建立始发事件MLD逻辑图。此处“堆芯熔化”不仅包括堆芯物理参数超过相关限值、系统部件功能丧失引起的堆芯损伤,还包括由于设备、管道破口等造成的放射性泄露共分为5类:1)反应性和功率异常;2)堆芯冷却异常;3)气轮机故障;4)冷却器故障;5)破口直接导致的放射性物质泄漏。

“反应性及功率异常”指由于控制棒驱动机构异常、非预期停堆失效、换料时燃料组件错位等引起的反应性和功率分布异常;“反应堆排热异常”分为堆芯冷却异常、气轮机故障和冷却器二次侧故障三类,其中堆芯冷却异常是指环路隔离阀误关闭、堆芯燃

料组件流体通道阻塞、以及压缩机卡轴/断轴等故障引起的堆芯冷却剂流量丧失,而气轮机故障和冷却器故障则是根据二氧化碳冷却直接循环气冷堆核动力系统的自身循环特点划分的一类故障,气轮机故障是指包括气轮机进气阀关闭、气轮机叶片断裂、甩负荷等气轮机异常行为引起的堆芯排热或流量异常事故,冷却器故障是指冷却器冷却水温度异常、冷却器冷却水流量丧失等冷却器排热减少等使系统丧失最终热阱的事故;“破口直接导致的放射性物质泄

漏”则是冷却剂压力边界破裂导致的放射性释放事故。

本文参照压水堆和气冷堆的始发事件选取经验,根据二氧化碳冷却直接循环气冷堆核动力系统的系统特性,通过主逻辑图演绎分析,最终得到一份适用于二氧化碳冷却直接循环气冷堆核动力系统安全分析的工况清单,具体见表4。其中工况II在表2中定义为瞬态,工况III和工况IV在表4中定义为事故。

表4 异常事件对比
Table 4 Events comparison among different reactor

异常类型 Anomalies category	事件/事故 Events/accidents	压水堆 Pressurized water reactor, PWR ^[11]	沸水堆 Boiling water reactor, BWR ^[16]	高温堆 High temperature reactor, HTR ^[13,15]	CO ₂ 冷却堆 CO ₂ cooled reactor
反应性和功率分布异常 Reactivity and power distribution anomalies	次临界或启动时控制棒失控抽出 Uncontrolled rod cluster control assembly (RCCA) bank withdrawal from a subcritical or low-power startup	○	○	○	○
	功率运行时,控制棒失控抽出 Uncontrolled RCCA bank withdrawal at power	○	○	○	○
	控制棒误操作 RCCA assembly misoperation	○	○		○
	控制棒弹出 RCCA ejection accidents	●			●
	换料时燃料组件错位并运行 Inadvertent loading and operation of a fuel assembly in an improper position	●	●		●
	不工作的冷却剂环路误启动 Startup of an inactive reactor coolant loop	○	○		○
	反应堆冷却剂系统进水 Water penetration in reactor coolant system (RCS)			●	●
汽机系统故障 Failure of turbine	蒸汽流量增加 Excessive increase in steam flow	○	○	○	○
	主蒸汽隔离阀误关* Inadvertent closure of main steam isolation valves	○	○		○ ^{a)}
	汽机事故停机 Turbine trip	○	○	○	○
堆芯冷却异常 Core cooling anomalies	反应堆冷却剂全部失流 Complete loss of forced reactor coolant flow	●	●	○(失电 Loss of power)	●
	反应堆冷却剂部分失流 Partial loss of forced reactor coolant flow	○	○	○	○
	冷却剂驱动机械卡轴 Reactor coolant pump locked rotor	●	●		●
	冷却剂驱动机械断轴 Reactor coolant pump shaft seizure	●	●		●
	燃料组件流道阻塞 Fuel assembly flow channels blockage				●
	冷却剂驱动机械加速 Coolant pump accelerate			○	○
冷却器/给水系统故障 Cooler/feedwater failure	冷却水温异常 Feedwater temperature abnormality	○	○	○	○
	冷却水流量丧失* Loss of feedwater	○	○	○	○
破口及放射性物质释放 LOCA and radioactivity release	一回路压力边界破口/失压 Reactor coolant pressure boundary breaks/loss of pressure	●	●	●	●
	蒸汽系统管道破口 Steam system piping failures	●	●	●	● ^{b)}

续表

异常类型 Anomalies category	事件/事故 Events/accidents	压水堆 Pressurized water reactor, PWR ^[11]	沸水堆 Boiling water reactor, BWR ^[16]	高温堆 High temperature reactor, HTR ^[13,15]	CO ₂ 冷却堆 CO ₂ cooled reactor
	蒸汽发生器传热管破裂 Steam generator tube failure	●		●	
	给水系统管道破裂 Feedwater system pipe break	●	●	●	b)
	放射性废物处理系统泄漏或失效 Radioactive waste system leak or failure	○/●	●	●	●
	反应堆冷却剂系统意外卸压 Inadvertent de-pressure for reactor coolant system	○	○		○

注:瞬态——○,事故——●;* 相同的始发事件,在不同反应堆中产生不同的事故现象,在该表中以二氧化碳冷却直接循环气冷堆动力系统设计分类对始发事件进行划分;a)“主蒸汽管道隔离”是根据压水堆得到的始发事件,在二氧化碳冷却直接循环气冷堆动力系统中应当定义为“气轮机主气阀关闭”;b)“主蒸汽管道破裂”和“主给水隔离”在二氧化碳冷却直接循环气冷堆动力系统中同“LOCA”为同一事件

Notes: Transient—○, Accident—●. * For the same initiating event, there are different accident phenomena in different reactors. In this table, the initiating events are classified according to the accident classification of the power system of CO₂ cooled reactor. a) "Main steam pipeline isolation" is based on the initiating event of PWR, which should be defined as "main turbine regulating valve closed" in CO₂ cooled reactor. b) "Main steam pipe break" and "Main Feedwater isolation" are the same event as "LOCA" in the CO₂ cooled reactor

4 验收准则选取

判定二氧化碳冷却直接循环气冷堆核动力反应堆的确定论分析结果是否满足安全要求,需要采用一套定量验收准则。

在前述章节中,对二氧化碳冷却直接循环气冷堆核动力系统的事件按照频率划分为4类事故,4类事故严重程度不同,验收准则也有所区别,即频率高的后果轻,后果大的频率低。反应堆安全最终的准则是放射性剂量,该准则由国家法规标准规定,依据GB6249-2011^[17],图3给出了发生一次事故公众个人受到的有效剂量和事故发生频率的限制曲线。

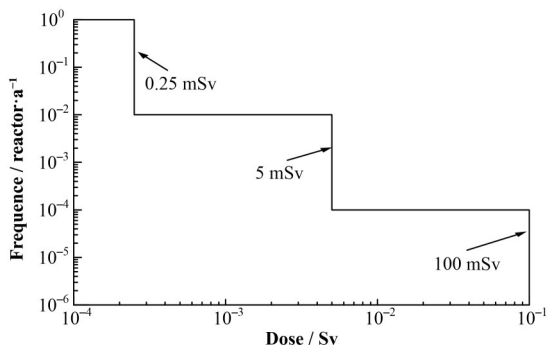


图3 公众健康和安全的放射性剂量-频率曲线
Fig.3 Frequency-dose curve for public health and safety

对于放射性屏障准则,基于核工业现有工程经验,参考MIT和KAIST采用的验收准则(表3),针对二氧化碳冷却直接循环气冷堆核动力系统主要从燃料和包壳的温度,系统压力和气轮机的转速,以及安全容器的温度及承受压力等提出定量的验收准则,

具体描述如下:

1)第一个安全限值 is 燃料芯体最大温度:燃料最大温度不应超过材料的熔点,该限值与燃耗密切相关。该核动力系统采用UO₂作为燃料,参考Dostal^[18]理论,瞬态工况安全限值为2 200 °C,事故工况下为2 260 °C;

2)第二个安全限值是包壳最大温度:虽然CO₂化学特性不活跃,但在高温下也会对材料发生腐蚀行为,该核动力系统采用高含镍量的不锈钢作为包壳材料。参考MIT^[7]和KAIST^[6]选择的安全准则,瞬态工况下安全限值为800 °C,在III类和IV类事故工况下分别采用1 000 °C和1 200 °C作为安全限值;

3)第三个安全限值是压力边界:根据美国机械工程师协会(American Society of Mechanical Engineers, ASME)动力管道设计准则^[19],参考相似运行压力下的核电厂设计,提出如下的压力限值:a)瞬态运行工况,最高压力不超过设计压力的110%;b)最高压力不超过设计压力的115%,时间不超过8 h;c)事故最高压力不超过设计压力的120%,时间不超过1 h;

4)第4个安全限值是最大流体温度:管道材料在高温下可能丧失韧性,容易发生脆性断裂,假设流体和管道具有相同温度,流体温度不应超过管道材料的脆性转变温度,在整个系统内最高温度发生在气轮机入口管道,即气轮机入口温度不应超过管道材料的脆性转变温度。该限值具体大小需依据管道材料和运行工况而定,参考KAIST研究提出675 °C作为安全限值^[6];

5)第5个安全限值是气轮机转速:在高转速下,气轮机叶尖线速度上升,可能导致气轮机叶片结构解体,因此需要对气轮机最大转速提出安全限值,参考现有经验,采用设计转速的120%;

6)第6个安全限值是压缩机运行点:压缩机运行在喘振等不稳定工况区,可能导致管道网络发生压力震荡,带来设备损坏,因此在事故中应避免压缩机运行在不稳定工况,该限值的具体大小需要依据设备的特性曲线而确定。

5 结语

本文参考压水堆和气冷堆等工程和科研经验,针对二氧化碳冷却直接循环气冷堆核动力系统初步提出了安全设计两个基本要素:事故工况和验收准则,随着研究深入,该项内容还需进一步研究完善。基于本文的研究结果,可以开展二氧化碳冷却直接循环气冷堆核动力系统在各种事故场景下安全性的论证工作。

参考文献

- RG 1.70. Standard format and content of safety analysis reports for nuclear power plants, LWR edition revision 3 [S]. Washington D C: US NRC 1978.
- 张丹, 冉旭, 吴鹏, 等. ATWS事故应对要求及在研究堆中的应用研究[J]. 核科学与工程, 2018, **38**(4): 640 - 647. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2018.04.017.
ZHANG Dan, RAN Xu, WU Peng, *et al.* Study on the requirements for ATWS treatment and applications in research reactor[J]. Nuclear Science and Engineering, 2018, **38**(4): 640 - 647. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2018.04.017.
- 10CFR50.46. Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light-water nuclear power reactors[S]. Washington D C: US NRC, 2007.
- 吴宗鑫, 张作义. 先进核能系统和高温气冷堆[M]. 北京: 清华大学出版社, 2004: 204-205.
WU Zongxin, ZHANG Zuoyi. Advanced nuclear energy systems and high-temperature gas-cooled reactors[M]. Beijing: Tsinghua University Press, 2004: 204-205.
- Erik Nonbel. Description of the advanced gas cooled type of reactor (AGR) [R]. Denmark: Risk National Laboratory, NKS/RAK2(96)TR-C2, 1996.
- Oh B S, Ahn Y H, Yu H, *et al.* Safety evaluation of supercritical CO₂ cooled micro modular reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2017, **110**: 1202 - 1216. DOI: 10.1016/j.anucene.2017.08.038.
- Pope M A. Thermal hydraulic design of a 2 400 MWth direct supercritical CO₂-cooled fast reactor[D]. Boston: Massachusetts Institute of Technology, 2006.
- 徐博. 小型模块化固态燃料熔盐堆 TMSR-SF₂ 的热工水力设计与安全事故分析[D]. 上海: 中国科学院上海应用物理研究所, 2017.
XU Bo. The thermalhydraulic design and accident analyses of small module solid fuel fluoride salt reactor TMSR-SF₂[D]. Shanghai: Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, 2017.
- 王强龙, 杨志义, 胡丽琴, 等. 加速器驱动次临界系统始发事件的选取研究[J]. 核科学与工程, 2013, **33**(3): 274 - 279.
WANG Qianglong, YANG Zhiyi, HU Liqin, *et al.* Selection of initial events of accelerator driven subcritical system[J]. Nuclear Science and Engineering, 2013, **33**(3): 274 - 279.
- 梅牡丹, 邵世威, 何兆忠, 等. 固态钍基熔盐堆概率安全评价始发事件分析研究[J]. 核技术, 2014, **37**(9): 090601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2014.hjs.37.090601.
MEI Mudan, SHAO Shiwei, HE Zhaozhong, *et al.* Research on initial event analysis for solid thorium molten salt reactor probabilistic safety assessment[J]. Nuclear Techniques, 2014, **37**(9): 090601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2014.hjs.37.090601.
- 国家能源局. NB/T 20035-2011(2014RK): 压水堆核电厂工况分类[S]. 北京: 中华人民共和国能源行业标准, 2011.
National Energy Administration. NB/T 20035-2011 (2014RK): Categorization of conditions of PWR nuclear power plants[S]. Beijing: Energy Industry Standard of the People's Republic of China, 2011.
- 国家核安全局. 小型压水堆核动力厂安全审评原则(试行)[S]. 北京: 中华人民共和国生态环境部, 2016.
National Nuclear Safety Administration. Safety review principles for small PWR nuclear power plants (Trial)[S]. Beijing: Ministry of Ecology and Environment of the People's Republic of China, 2016.
- 国家核安全局. 高温气冷堆核电站示范工程安全审评原则[S]. 北京: 中华人民共和国生态环境部, 2008.
National Nuclear Safety Administration. Safety review principles for high temperature gas cooled reactor demonstration project plants[S]. Beijing: Ministry of Ecology and Environment of the People's Republic of China, 2008.
- American National Standard Institute. ANSI/ANS 51.1-

- 1983: Nuclear safety criteria for the design of stationary pressurized water reactor plants[S]. New York: American National Standard, 1983.
- 15 陈华, 孙栓樑, 王宇澄, 等. HTR-10 的运行工况监督和事故工况追忆[J]. 核动力工程, 2001, 22(6): 547–550. DOI: 10.5297/ser.1201.002.
- CHEN Hua, SUN Shuanliang, WANG Yucheng, *et al.* Supervision of operation conditions and retrospection of accident conditions for HTR-10[J]. Nuclear Power Engineering, 2001, 22(6): 547 – 550. DOI: 10.5297/ser.1201.002.
- 16 朱继洲. 核反应堆安全分析[M]. 西安: 西安交通大学出版社, 1999: 42–43.
- ZHU Jizhou. Nuclear reactor safety analysis[M]. Xi'an: Xi'an Jiaotong University Press, 1999: 42–43.
- 17 GB 6249-2011. 核动力厂环境辐射防护规定[S]. 北京: 中国环境科学出版社, 2011.
- GB 6249-2011. Regulations for environmental radiation protection of nuclear power plant[S]. Beijing: China Environmental Science Press, 2011.
- 18 Dostal V, Driscoll M J, Hejzlar P. A supercritical carbon dioxide cycle for next generation nuclear reactors[D]. Boston: Massachusetts Institute of Technology, Department of Nuclear Engineering, 2004. DOI: 10.1016/j.nimb.2006.01.071.
- 19 ASME. Power piping-ASME code for pressured piping, B31[S]. New York: US ASME, 2010.