

引用格式: 尚自端, 孙渝刚, 常宸宇, 等. 核电站新型屏蔽厂房和安全壳设计展望 [J]. 南方能源建设, 2025, 12(4): 183-188. SHANG Ziduan, SUN Yugang, CHANG Chenyu, et al. An overview on shield building and containment vessel design for nuclear power plant [J]. Southern energy construction, 2025, 12(4): 183-188. DOI: 10.16516/j.ceec.2025-051.

核电站新型屏蔽厂房和安全壳设计展望

尚自端[✉], 孙渝刚, 常宸宇, 吴纯华, 岳金山

(上海核工程研究设计院股份有限公司 上海 200030)

摘要: [目的] 屏蔽厂房作为第三代新安全壳结构体系的组成部分被赋予了新的独特的功能和作用。在原有基准设计的基础上应进一步优化屏蔽厂房的设计理念, 以便应对极端荷载事件、多重防御失效或超设计基准事故等场景, 进一步提高屏蔽厂房的纵深防御能力和安全裕度。[方法] 文章对 AP1000、EPR 和小型堆等典型核电站的屏蔽厂房进行了介绍, 对其设计荷载以及相应的结构特点进行了分析和总结。[结果] 近年来, 在第三代核电技术的应用中, 考虑龙卷风、地震、海啸等超越基准工况的设计已经成为一种必然发展趋势。[结论] 文章结合超越基准设计工况, 对超越基准设计在核电站屏蔽厂房设计中的应用进行了较为详细的探讨, 为相关的工程设计提供了参考。

关键词: 核电站; 安全壳; 屏蔽厂房; 设计基准荷载; 超越基准荷载

DOI: 10.16516/j.ceec.2025-051

文章编号: 2095-8676(2025)04-0183-06

CSTR: 32391.14.j.ceec.2025-051

中图分类号: TL4; TM623



论文二维码

An Overview on Shield Building and Containment Vessel Design for Nuclear Power Plant

SHANG Ziduan[✉], SUN Yugang, CHANG Chenyu, WU Chunhua, YUE Jinshan

(Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute, Shanghai 200003, China)

Abstract: [Objective] The shield building, as a component of the third-generation new containment structural system, has been endowed with unique and innovative functions and roles. Building upon the original baseline design, the design philosophy of the shield building should be further optimized to address scenarios such as extreme load events, multiple defense failures, or beyond-design-basis accidents, thereby enhancing its defense-in-depth capability and safety margin. [Method] By analyzing and summarizing shield building of AP1000, EPR and SMR, the unique functions of shield building were illustrated. And according to different functions and types of shield building, design-basis loads of shield building and containment were introduced in this paper. [Result] In recent years, it has become an inevitable development trend that tornado, earthquake and tsunami are all taken into account for beyond design-basis design in the new projects of generation III reactor technology. [Conclusion] Combined with the working conditions of beyond design-basis design, the application of the beyond design-basis design of the shielded plant for nuclear power plant is discussed in detail, which provides a reference for the relevant engineering design.

Key words: nuclear power plant; containment vessel; shield building; design-basis load; beyond design-basis load

2095-8676 © 2025 Energy China GEDI. Publishing services by Energy Observer Magazine Co., Ltd. on behalf of Energy China GEDI. This is an open access article under the CC BY-NC license (<https://creativecommons.org/licenses/by-nc/4.0/>).

0 引言

核电站安全一类结构是一种不同于一般民用结

构的结构类型, 这主要是由其在使用过程中非常特殊和重要的作用决定的。核电站的安全壳和屏蔽厂房可以对核电站运行过程中或发生意外事故时所产

生的放射性物质进行有效的阻断和控制,保护环境 and 公众的安全,因此在结构的分类上被划分为安全一类结构。目前,国内外对安全一类结构的研究多集中在某种特定堆型的抗震性能^[1-2],以安全一类结构的共性特点为基础,以现有多种堆型为对象开展的宏观意义的设计研究则略显匮乏。据此,本文结合多种堆型核电站屏蔽结构的功能和作用,首先对其屏蔽结构的特点进行了总结;然后在此基础上对第三代核反应堆屏蔽结构的设计共性、特点进行了分析,并以此引申出屏蔽结构的超越基准设计概念,最后对其总体考虑方法进行了阐明。

1 安全壳和屏蔽厂房发展简介

1.1 安全壳发展简史

安全壳(Containment Vessel, CV)是核电站在事故工况下防止放射性物质泄露的最后一道屏障,从结构类型的角度分为钢筋混凝土安全壳(Reinforced Concrete Containment Vessel, RCCV)、预应力钢筋混凝土安全壳(Prestressed Concrete Containment Vessel, PCCV)和钢制安全壳(Steel Containment Vessel, SCV)等形式。目前国际上建造的压水堆核电站安全壳主要采用后面 2 种形式。我国秦山一期、秦山二期、田湾、大亚湾核电站,韩国 APR1400 和法国 EPR 均采用 PCCV。PCCV 包括安全壳体结构和钢内衬,形成一个密封的包容体系(见图 1 和图 2)。因此,从更专业的角度,安全壳的这种重要功能称作“压力边界”。以非能动理念为基础的第三代核电技术 AP1000 采用了带椭球形顶封头和底封头的圆筒形 SCV,其钢制安全壳不但作为设计上的压力边界承担辐射屏蔽的作用,同时也是设计上事故状态的最终热阱,即以此实现非能动特性的热交换界面(见图 3)。

1.2 我国目前使用的安全壳的主要类型

自 1985 年秦山一期核电站开工以来,经过几十年的努力,至 2023 年 6 月,中国大陆已有 55 台核电机组投入商运,在建核电机组 24 台,在建机组数量位居世界第一。由于中国核电机组涉及多种堆型,相应的安全壳类型也有所不同。其中最具有代表性的堆型和安全壳类型如表 1 所示。

1.3 屏蔽结构在设计上的功能和作用

由于安全壳的重要性,为了保护它在整个服役寿命期间的绝对安全,一般必须对其进行特殊设计

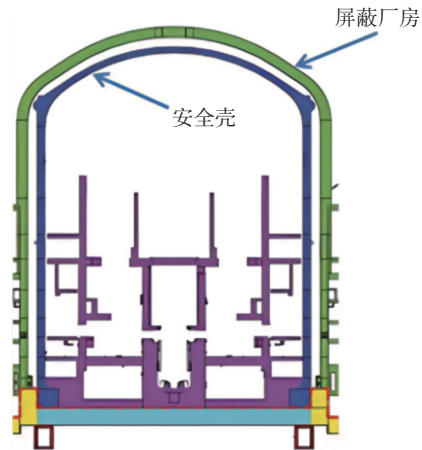


图 1 预应力混凝土安全壳

Fig. 1 Prestressed concrete containment vessel



图 2 预应力混凝土安全壳有限元模型

Fig. 2 Finite-element model of prestressed concrete containment vessel

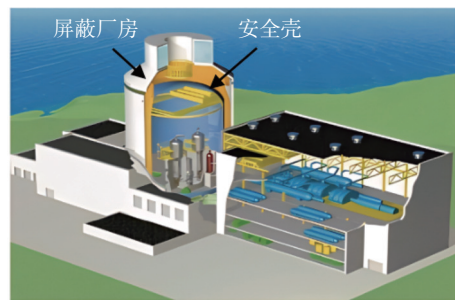


图 3 AP1000 的屏蔽厂房和安全壳

Fig. 3 Shielding plant and containment vessel of AP1000

和保护,具体做法为:一种是对安全壳本身进行特别设计,使其具备自我保护作用(兼屏蔽作用)的同时作为压力边界起到安全壳作用,即前述的防止放射

表1 典型核电机组所采用的安全壳类型

Tab. 1 Containment vessels types for typical nuclear power units

厂址	堆型	安全壳类型
秦山一期	国产CNP-300	PCCV
大亚湾一期	M310	PCCV
田湾一期	AES-91	PCCV
三门一期/海阳一期	AP1000(国家核电)	SCV+屏蔽厂房
三门二期/海阳二期	CAP1000(国家电投)	SCV+屏蔽厂房
福建省漳州	华龙一号(中核)	PCCV+屏蔽厂房
广西防城港	华龙一号(中广核)	PCCV+屏蔽厂房
台山一期	EPR	PCCV+屏蔽厂房

性物质向外界环境释放和扩散。另一种情况是单独设立屏蔽结构,内部再设计真正意义上的安全壳,即双层式结构。AP/CAP和EPR 2种主要堆型均围绕SCV设置了钢筋混凝土屏蔽结构,形成双层安全壳结构。上述的国产CNP、M310、AES-91等堆型则采用相对加厚的单层安全壳结构PCCV,同时承担起屏蔽和包容围护的作用。除上述的功能外,在AP1000中,屏蔽结构还是非能动安全壳冷却系统(Passive Cooling System, PCS)的组成部分,构成了钢制安全壳容器外部空气自然循环的冷却通道;同时在屏蔽结构顶部还支撑了一个PCS水箱,可在极端事故发生的情况下(如冷却剂丧失事故),为SCV提供冷却水源。

1.4 典型的屏蔽结构类型

1) AP1000的屏蔽结构

AP1000采用双层式安全壳结构,如图3所示。AP1000屏蔽厂房主要由以下关键结构部分组成:(1)筒壁;(2)锥形屋顶;(3)非能动安全壳冷却系统储水箱^[3]。屏蔽厂房与辅助厂房的屋顶及墙壁相连。屏蔽厂房、钢安全壳和辅助厂房共用基础底板,屏蔽厂房可采用钢筋混凝土(Reinforced Concrete, RC)结构或者钢板混凝土(Steel Concrete, SC)结构。

2) EPR的屏蔽结构

EPR从技术源头上是一种源自美国西屋电气公司的压水堆(Pressurized Water Reactor, PWR)技术,对核辐射进行阻断的安全壳设计上采用的是双层结构形式,如图1和图4所示。这种设计方法实际上是参考了SCV的一种做法:外部是钢筋混凝土屏蔽厂房,内部以PCCV取代了SCV,这种形式是随着预

应力钢绞线材料的发展而产生的。PCCV在设计上需要在筒体和穹顶部分施加非常大的预应力,因为初期的钢绞线材料强度不高,力学性能有限,且常伴随较大的应力松弛现象等,所以在一代半、二代堆安全壳中还未广泛采用。但在后来的二代半和最近的三代堆的设计建造中,已广泛使用了PCCV设计技术。我国现运行的核电站约有50%属于二代半堆型,另外50%属于新建成并投入运行的第三代反应堆;当前在建的堆型从“代”的角度讲均使用三代(GEN III)或三代加(GEN III+)的技术。

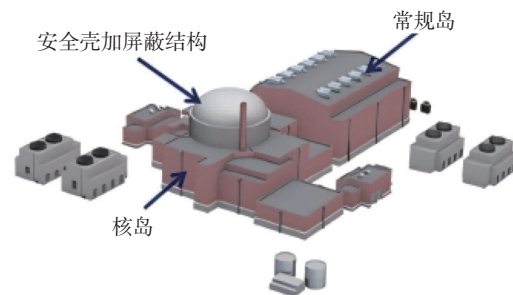


图4 EPR的屏蔽厂房和安全壳

Fig. 4 Shield building and containment vessel of EPR

3) 小型反应堆用屏蔽结构

小型反应堆(见图5和图6)技术和市场需求是伴随着本世纪大堆技术的复兴而产生的。其被人们接受的原因主要是:(1)日趋成熟的技术。小堆在其他非民用领域已被使用很多年,但其最终能进入对安全性要求很高的民用领域,和它的技术成熟度密切相关;(2)经济性。小堆所使用的设备小、集成度高,模块化设计、施工和运行;所需相关配套设备(如汽轮机、发电机等)容易制造,可选择余地大;厂址占地小,大部分处在地下,易于修建在人口较为稠密的地区;所以经济性好,整体投资小;(3)市场的适应性。在一定范围内,小堆的输出功率易于放大或缩小,所以很容易根据能源市场的供需缺口来建造运行,即使对未来需求估计有一定偏差,也可以以模块化的方式来增减以调整和补偿;(4)容易变通调整以满足特殊要求(如兼备供电和供暖)。民用小堆仍处于发展初期,相关的经验还有待积累,包括建设施工费用和周期、运行成本、对周边影响等。但是在能源市场多样化的今天,小堆和大堆一样,都会经历一个发展过程,最终在能源供给市场上占有其相应的位置。

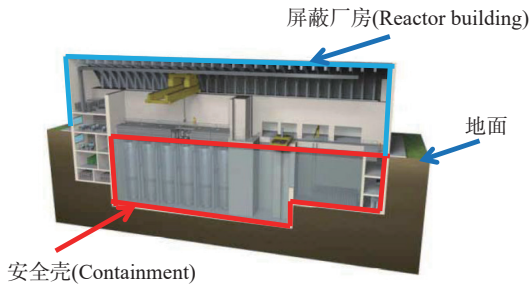


图 5 小堆内部布置

Fig. 5 Internal layout of small reactor

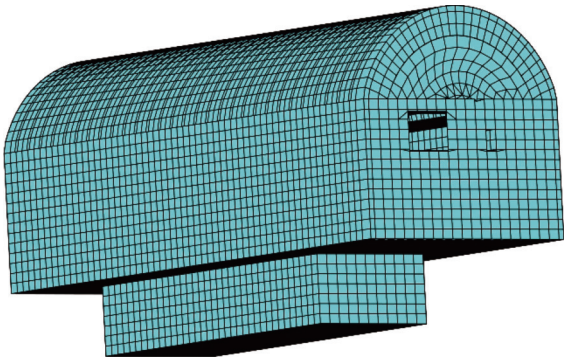


图 6 小堆有限元模型

Fig. 6 Finite-element model of small reactor

2 屏蔽结构的作用和设计荷载

2.1 屏蔽结构的作用

从设计功用的角度而言,屏蔽厂房主要是为其内部的安全壳提供一个良好的工作环境以抵御外来荷载,即作为一种屏障,遮挡安全壳。外来荷载从来源上划分主要有:(1)来自自然界的各种作用,如风荷载、风伴飞射物荷载(见图 7)、雨/雪荷载、洪水(海啸和内陆洪水)、火山喷发、火灾、极度严寒/酷暑等;(2)人为影响,如撞击荷载(飞射物)、冲击波荷载(爆炸所致等)。因此,屏蔽结构的最终设计目



图 7 龙卷风荷载

Fig. 7 Tornado load

标就是在电厂服役期间,能为内部的安全壳提供足够的保护,以确保以上外来荷载不会对安全壳造成直接冲击和影响,进而减少安全壳在设计上需要完成的安全功能。

2.2 屏蔽结构形式的演变

2.2.1 结构外形

如图 1 所示,无论内部安全壳的材料和形状如何变化,屏蔽结构一直是采用圆筒状的身躯和扁平状的上部穹顶。

2.2.2 结构形式

在内部安全壳采用 PCCV 的情况下,屏蔽结构总是设计为封闭形式的,具体如图 1 和图 4 所示。当内部安全壳使用钢制并采用“非能动”的散热方式时,屏蔽结构从设计上将从封闭式的转变为半开敞式的(典型的 AP1000 屏蔽厂房设计如图 3 所示)。顶部开口和环状梁部的开口是为了让空气流通使得在发生严重事故停堆的情况下通过热传导的方式,以蒸汽的形式带走多余的热量(这种新的热传导降温原理被称为“非能动”热传导技术)。

2.3 屏蔽结构的设计荷载

2.3.1 设计基准荷载

设计基准荷载是指电厂在试堆(Test)、启用(Startup)、停堆(Shutdown)、正常运行(Normal Operation)、异常状态(Fault Condition)、小事故(Small Accident)、设计基准事故(Design Basis Accident)等工况及其最不利组合下所产生的荷载。并不是所有的设计基准荷载都会出现在屏蔽结构的设计考虑中,即使出现,其作用和施加方式往往是有别于安全壳情况下的,如压力荷载、温度应力等。但典型的设计荷载如恒载、活载、地震荷载、风载、撞击/冲击荷载和洪水荷载等,在屏蔽结构的设计时需要被充分考虑^[4-6]。屏蔽结构的设计主要遵循《ACI 349 核安全相关混凝土结构规范》及《AISC N690 核设施安全相关钢结构设计制作和安装规范》的要求。

2.3.2 超越基准荷载的考虑

超越基准设计并不是一个全新的课题^[7]。在核电工业发展历史中,超越基准设计在初期一直被当作承受并缓解“严重事故的最后一道防线”。基于上述观点,过去的超越基准设计更多地集中在核电站设备和系统设计上,这种状况一直主导着过去的设计思路。印度洋海啸、福岛地震及其关联的海啸

事故揭示出了现有核电站在结构整体设计上存在的潜在设计缺陷。因此,在新建核电站以及对现有核电站提供运行服务时,如何汲取福岛事故所揭示的经验教训并将其运用在新建电站的结构设计中,成了确保核电站的绝对安全、保护社会公众和自然环境的重要一环^[8-9]。文章以超越基准设计在核岛屏蔽厂房设计上的应用为切入点,对其荷载类型进行初步的调查、整理和简要分析,以期为后续超越基准设计体系的建立打下基础。以下是核电站结构设计中需要进一步考虑的超越基准荷载项目,可供设计人员来根据具体项目进行取舍和使用:(1)地震荷载;(2)海啸/波浪冲击荷载;(3)龙卷风/飓风/台风;(4)大洪水(内陆);(5)冰雨/冻雨/极度寒冷;(6)高温/酷暑(尤其是持续的高温);(7)人为影响(飞射物,爆炸冲击波等)。

3 美欧国家关于核电站安全一类结构超越基准设计的现状

美国联邦政府法 10CFR50 附录 A “核电站通用设计标准 2”^[10] 针对核电站预防自然灾害给出了以下设计基准:与安全相关的重要的结构-系统-部件 (Structures, Systems, Components, SSCs) 应该可以承受地震、龙卷风、飓风、洪水、海啸以及湖震等自然灾害而不会丧失规定的安全功能。SSCs 的设计应该保证:(1)考虑了核电站及其周边区域在历史上曾经遇到的最严重的自然灾害,最大值的准确性、数量以及收集数据的周期应具备足够的裕度。(2)在自然灾害的影响下,考虑正常工况和事故工况的组合。(3)确保执行安全功能的重要性。Regulatory Guide 1.53(RG1.53)^[11] 描述了根据 IEEE 标准所制定的核电站安全系统“单独失效准则”的标准。RG1.203^[12] 描述了应对超越基准工况下瞬态和事故分析的方法,但是没有进一步给出系统的超越基准设计方法体系。NUREG-0800 SRP 3.11^[13] 给出了如何处理机械与电气设备的环境分级的详细规定。在美国能源部提出的“回顾超越基准设计事故分析和应对要求以及能力”的报告中有满足“基准事故”的设计要求和导则,但是并未给出关于超越基准事故的标准和导则。美国核协会(American Nuclear Society, ANS)和国际原子能机构(International Atomic Energy Agency, IAEA)发布了一系列的标准和要求^[14-18],其范围涵盖了从设

计基准事故的分析到事故后的应对管理等方面;但从设计标准,规范和导则等方面也未对超越基准设计给出明确的规定。ASME 规范和 IEEE 标准对作为抗震一类的结构-系统-部件,在设计基准事故下提出了具体的防御措施和导则;但在超越基准工况(事故)下,亦没有进一步对抗震一类 SSCs 的设计和验证提出具体要求^[19-20]。

4 结论

在过去的 30 年里,尽管超越基准设计已经是核电站在设计时所考虑的安全目标之一,但在具体的工程设计中,超越基准设计还远远没有得以实现。导致这种现象主要有以下几方面的原因:(1)从行业法规上没有明确清晰的要求;(2)缺少在该领域系统的调查和研究;(3)设计规范和标准的缺乏;(4)经济性的考虑。

本文从技术和设计实践的观点出发,分析了新建核电站的超越基准设计,尤其是对诸如屏蔽厂房等安全一类结构履行超越基准设计的必要性进行了较为系统的考察。基于以上对屏蔽厂房和安全壳设计的回顾和总结,可得到如下几点启示:

1)安全壳是核电站在事故工况下防止放射性物质泄露的最后一道屏障。为了防止其遭受外部事件的干扰,新一代核电站设计普遍采用了安全壳外新增屏蔽结构的方式。屏蔽结构的最终设计目标和功用是在电厂服役期间为安全壳提供足够的保护,以避免外来荷载对安全壳造成直接影响。

2)屏蔽厂房为抗震 I 类结构,其设计基准荷载包括恒载、活载、地震荷载、风载、撞击/冲击荷载、洪水荷载等荷载,并依据 ACI 349 以及 AISC N690 进行荷载组合,开展屏蔽结构分析设计。

3)第三代核电技术遵循美国核能管理委员会 (U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC) 和 IAEA 最新安全标准规范。现有核电站设计对严重事故已有切实措施加以预防和缓解,但是,对于如何应对超越基准的设计输入,包括超越基准设计荷载的确定、组合方式、分析设计标准体系,如何在施工建造中落实保障等方面还有待进一步探索和研究。从当前来看,考虑超基准地震、龙卷风/台风以及海啸/洪水荷载已成为设计上的要求,并代表了未来的发展趋势。

参考文献:

- [1] 王明弹, 凌云, 王晓雯, 等. 先进核电厂半球顶安全壳抗震分析 [J]. 原子能科学技术, 2008, 42(增刊 2): 401-406.
WANG M D, LING Y, WANG X W, et al. Seismic analysis of containment with hemisphere dome for advanced nuclear power plant [J]. Atomic energy science and technology, 2008, 42(Suppl. 2): 401-406.
- [2] 夏祖讽, 徐永志, 王天真, 等. 秦山核电厂工程预应力混凝土安全壳的结构研究和设计 [J]. 结构工程师, 1992(增刊 1): 77-83, 69. DOI: [10.15935/j.cnki.jggcs.1992.zl.015](https://doi.org/10.15935/j.cnki.jggcs.1992.zl.015).
XIA Z F, XU Y Z, WANG T Z, et al. The structure research and design of prestressed concrete containment vessel in QinShan NPP project [J]. Structural engineers, 1992(Suppl. 1): 77-83, 69. DOI: [10.15935/j.cnki.jggcs.1992.zl.015](https://doi.org/10.15935/j.cnki.jggcs.1992.zl.015).
- [3] 孙汉虹, 程平东, 缪鸿兴, 等. 第三代核电技术 AP1000 [M]. 北京: 中国电力出版社, 2010.
SUN H H, CHENG P D, MIAO H X, et al. Third generation nuclear power technology AP1000 [M]. Beijing: China Electric Power Press, 2010.
- [4] ASME. ASME Boiler and pressure vessel code, section III (division 2): code for concrete containment: ASME BPVC. III. 2-2023 [S]. New York: ASME, 2023.
- [5] ACI. Code requirements for nuclear safety related concrete structures: ACI 349-01 [S]. Los Angeles: ACI, 2001.
- [6] American Institute of Steel Construction. Specification for safety-related steel structures for nuclear facilities: ANSI/AISC N690-12 [S]. Chicago: American Institute of Steel Construction, 2012.
- [7] SHANG Z D, ZHU J, ZHENG M G. Considerations at beyond design-basis phenomenon design for new nuclear power plant [C]//IASMiRT. 22nd Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, San Francisco, USA, August 18-23, 2013. San Francisco: IASMiRT, 2013.
- [8] Tokyo Electric Power Company, Inc. Fukushima nuclear accident analysis report [R]. Tokyo: Tokyo Electric Power Company, Inc., 2012.
- [9] The National Diet of Japan. The official report of the Fukushima nuclear accident independent investigation commission-executive summary [R]. Tokyo: The National Diet of Japan, 2012.
- [10] NRC. Appendix A to part 50: general design criteria for nuclear power plants : 10CFR50 [S]. Washington: NRC, 2021 .
- [11] NRC. Regulatory Guide 1.53: Application of the single-failure criterion to safety systems [R]. Washington: NRC, 2003.
- [12] NRC. Transient and accident analysis methods: regulatory guide 1.203 [S]. Washington: NRC, 2005.
- [13] NRC. Standard review plan for the review of safety analysis reports for nuclear power plants (LWR edition): environmental qualification of mechanical and electrical equipment: NUREG-0800 [S]. Washington: 2007.
- [14] NuScale Power, LLC. Nuscale power design overview [R]. Corvallis: NuScale Power, LLC, 2011.
- [15] BRAVERMAN J, MORANTE R, HOFMAYER C, et al. Demonstrating structural adequacy of nuclear power plant containment structures for beyond design-basis pressure loadings [C]//ASME. ASME 2010 Pressure Vessels and Piping Division/K-PVP Conference, Bellevue, USA, July 18-22, 2010. Bellevue: ASME, 2010: 263-270. DOI: [10.1115/PVP2010-25729](https://doi.org/10.1115/PVP2010-25729).
- [16] Office of Nuclear Safety, Office of Health, Safety and Security, U. S. Department of Energy. A report to the secretary of energy: review of requirements and capabilities for analyzing and responding to beyond design basis events [R]. Washington: Office of Nuclear Safety, Office of Health, Safety and Security, U. S. Department of Energy, 2011.
- [17] ANS. FUKUSHI DAIICHI: ANS Committee Report [R]. LaGrange: ANS, 2012.
- [18] IAEA. Severe accident management programmes for nuclear power plants: NS-G-2.15 [S]. Vienna: IAEA, 2009.
- [19] SHANG Z D, SUN Y G, HUANG X, et al. A report of latest research progress on the beyond design basis design considerations for gen III & IV nuclear power plant [C]//IASMiRT. 25th Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Charlotte, USA, August 4-9, 2019. Charlotte: IASMiRT, 2019.
- [20] SHANG Z D, SUN Y G, HUANG X, et al. A report of latest research progress on the beyond design basis design considerations for gen III and IV nuclear power plant [C]//IASMiRT. 26th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin/Potsdam, Germany, July 10-15, 2022. Berlin: IASMiRT, 2022.

作者简介:



尚自端

尚自端 (第一作者, 通信作者)

1966-, 男, 结构工程博士, 教授级高级工程师, 主要从事结构分析、结构性能和结构抗震及其动力学领域的研究 (e-mail) shangziduan@snerdi.com.cn。

孙渝刚

1984-, 男, 博士, 高级工程师, 主要从事核电研发工作 (e-mail) sunyugang@snerdi.com.cn。

常宸宇

1988-, 女, 硕士, 高级工程师, 主要从事核电设计工作 (e-mail) changchenyu@snerdi.com.cn。

吴纯华

1985-, 男, 硕士, 高级工程师, 主要从事核电设计工作 (e-mail) wuchunhua@snerdi.com.cn。

岳金山

1995-, 男, 硕士, 工程师, 主要从事核电设计工作 (e-mail) yuejinshan@snerdi.com.cn。

(编辑 叶筠英)