基于核电设计准则的 AP1000 与高温气冷堆核电技术安全性比较研究

邹树梁, 李书帆①
(南华大学 核设施应急安全作业技术与装备湖南省重点实验室,湖南 衡阳 421000)

[摘 要] 简述我国三代及四代核电技术的几种类型,三代核电以 AP1000 为主,阐述其非能动安全性。四代核电以高温气冷堆为主,并总结它们的发展历程、相关关系和技术特点。基于核电设计准则,对比 AP1000、高温气冷堆、钠冷快堆部分参数,探究四代核电技术新增固有安全性的几种主要表现形式。通过比较研究得出,在安全特性上四代核电技术固有安全性更为突出,在材料特性、结构特性上等都有了显著提高。

[关键词] AP1000; 四代核电; 安全设计; 固有安全性
[中图分类号] TM623 [文献标识码] A [文章编号] 1673-0755(2018)05-0005-05

我国是核能、核技术利用大国,据《核安全与放射性污染防治"十三五"规划及 2025 年远景目标》,我国现有核电机组 56 台(运行 35 台,在建 21 台),在建机组数量居全世界第一,机组总数居世界第二。

自 1954 年,前苏联建成世界上第一座核电机组—5000kW 石墨水冷堆奥布宁斯克核电站开始,核电技术经历了从第一代到第四代的发展。第三代核电技术在第二代的基础上引入了非能动的安全设计,简化了核电装置,在安全性和经济性上都有了显著的提高。为了紧跟世界核电发展潮流,践行"更安全、更高效"的核能目标,我国于 2006 年,引进 AP1000 作为我国第三代核电站的主力堆型,同年签署 GIF《宪章》,2007 年 11 月签署《第四代核能系统研发和开发国际合作框架协定》。四代核电技术包括三种快中子反应堆系统和三种热中子反应堆系统,即:气冷快堆系统 GFR、铅合金液态金属冷却快堆系统 LFR、熔盐反应堆系统 MSR、液态钠冷却快堆系统 SFR、超高温气冷堆系统 VHTR、超临界水冷堆系统 SCWR[1]。作为 GIF 主要成员国之一,我国非常重视第四代核电技术的研发,系统安排研究主要集中于超高温气冷堆与钠冷快堆[1]。

一 主要堆型

改进型二代和三代核电仍然是世界各地核电站设计和建造的主流,并成全面逐步过渡到三代技术趋势。三代核电安全性、操作性、经济性相比于二代与二代+技术有了很大提高,如二代核电技术堆芯损坏概率为 10^{-4}/堆年,三代 AP1000 的堆芯损坏概率提高为 5×10^{-7}/堆年,使核电站的安全性有了很大的提高[2],四代核电技术更多的处于研发和实验运行阶段。

(一) 三代堆型

目前我国有 5 种第三代核电技术,分别是 AP1000、CAP1400、华龙一号、法国核电技术(EPR)以及俄罗斯核电技术(VVER),如表 1 所示。其中 AP1000 是美国西屋公司开发的满足 URD 文件的第三代核电堆型,它是一种"非能动型压水核电技术"[3],我国在 2003 年引进,并在此基础上消化吸收、再创新走核电发展"三步走"战略,形成了具有完全自主知识产权、功率更大的 CAP1400 的标准设计,即"非能动大型先进压水堆核电技术"。与此同时,结合 AP1000 与 ACPR1000+以及我国二代、三代核电将近 30 年的研发、设计、制造、建设、运行经验,形成了符合国际最高核电安全标准的华龙一号核电

[收稿日期] 2018-03-14
[基金项目] 国防科技工业核动力技术创新中心科研项目资助(编号:HDLCXZX-2017-ZH-011)
[作者简介] 邹树梁(1956-),男,江西安福人,南华大学核设施应急安全作业技术与装备湖南省重点实验室教授,博士生导师。
①南华大学核设施应急安全作业技术与装备湖南省重点实验室硕士研究生。

技术。而 EPR 与 VVER 是基于国外合作建设,对国外具有一定的依赖性,因此,在四代核电尚处设计、研发、实验、完善的过渡期间,以华龙一号、AP1000 和 CAP1400 为代表的成熟三代核电技术将引领中国未来近几十年核电规模化发展的主流。

表 1 三代核电类型与设计特点

	系统设计	主要起源	投产
AP1000	非能动	基于二代核电技术改进型	山东海阳、浙江三门机组
CAP1400	非能动	基于 AP1000 技术改进型	山东荣成机组
华龙一号	能动与非能动结合	基于 ACPR1000+与 ACP1000 三代技术改进型	福建福清 5、6 号机组 广西防城港核电二期
EPR	能动	基于国际最新型反应堆改进型	广东台山核电站
VVER	多重能动通道	基于二代核电及 VVER-1000/V320 型机组的改进型	江苏田湾核电站

(二) 四代堆型

核能的可持续利用、经济性、安全与可靠性、防扩散与实物保护是根据 GIF 宪章要求第四代核电必须满足的 4 个重要特征。福岛核事故后,多数国家对于核电发展踌躇不前,甚至部分出现停工。为践行核电更安全、更高效准则,国际原子能机构对四代核电表现了足够的重视。

气冷堆技术源于英、法、德等国家,但是我国的高温气冷堆技术后来居上[4],2003 年建成全球首座球床模块式高温气冷堆,并实现满功率并网发电,2012 年开工建设世界首座商用高温气冷堆核电站示范工程,已达到国际领先水平,并且拥有了完整的自主知识产权。福岛核事故后,我国高温气冷堆因其特有的固有安全性而更加受到国际关注。作为四代核电技术之一,高温气冷堆相比于早期气冷堆在燃料元件和冷却剂上都做了重要改进,其主要特点见表 2[5]。

表 2 气冷堆发展阶段及技术特点

	燃料元件	冷却剂	出口温度	热功率
早期气冷堆	天然铀燃料、镁合金包壳	CO_2	400℃	500MW
改进型气冷堆	浓缩铀燃料、不锈钢包壳	CO_2	670℃	600MW
高温气冷堆	UO_2 燃料、陶瓷包覆	氦气	700-950℃	330MW
超高温气冷堆	UO_2 燃料、陶瓷包覆	氦气	700-950℃	400MW

钠冷快堆是我国研发的另一种第四代核电技术,主要堆型是中国实验快堆(CFER),作为我国的第一座钠冷池式快堆,CFER 热功率为 65MW,电功率 20MW,2011 年 7 月实现 40%功率并网 24 h,2014 年底实现了 100% 功率运行 72 小时的工程设计目标。CFER 的研发,标志着我国四代核电技术正式进入世界先进行列。随着核工业的不断发展,当前贫铀问题越来越显著,钠冷快堆因其特有的快速增殖效果,可以很好地解决核燃料资源短缺问题,将铀资源利用效率最大化,使得钠冷快堆在四代核电技术中同样备受关注。

二 三代与四代核电对比

安全性是评价不同核电反应堆技术先进性的重要指标之一[6]。核安全是国家安全的重要组成部分,核安全是核电建设的生命线,保证核安全才能保证核电建设和最大的经济效益、社会效益和环境效益[7]。

反应堆安全特性一般包括能动安全性、非能动安全性、固有安全性、后备安全性。非能动安全性指不依赖外来的触发和动力源,而靠自然对流、重力、蓄压势等自然本性来实现安全功能。固有安全性是指由反应堆自身的物理、化学及核特性实现安全功能,它不需要借助其他外部装置,是反应堆本身具有的安全特性。

《核电站安全设计准则》中明确提出核电站的安全设计必须切实保证 3 个基本功能:(1)能够安全停堆,并保持在安全停堆状态;(2)冷却堆芯,并长期地排出余热;(3)把放射性物质包容在适当系统屏障内。

(一) 三代非能动安全性

非能动安全性是三代核电实现安全目标的主要手段,它充分地将非能动安全技术运用到众多安全系统中,如图 1 所示[6]。它充分发挥了两种技术的优点。其非能动表现类别包括:在自然循环类别中,PRS(二次侧余热排出系统)可以在蒸汽发生器

(SG)给水流量完全丧失工况下导出堆芯余热及储热；PCS(非能动安全壳热量导出系统)可在超设计基准事故工况下安全壳长期排热。在重力类别中，GIS(非能动堆腔注水冷却系统)在能动泵失效时依靠重力实现堆腔持续淹没和冷却；驱动失电时，控制棒根据重力紧急停堆。同时在体积变化、压力变化及相关惯性下，稳压器、安注箱、主泵飞轮也能实现非能动效应。在不同的纵深防御层次，通过非能动与能动的设计策略，第三代核电技术在安全性能方面有了显著提高。

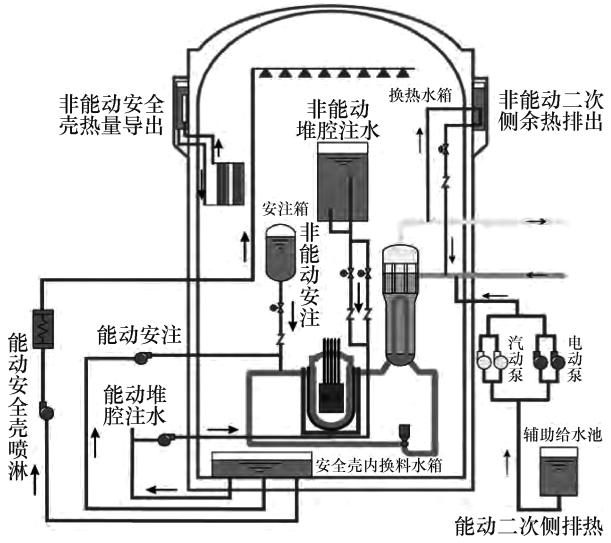

图 1　AP1000 能动+非能动事故缓解措施

(二) 部分参数对比

我国虽然有 5 种第三代核电技术，但 EPR 与 VVER 是基于合作、以国外为主条件下建设的堆型，华龙一号与 CAP1400 虽然拥有完全自主知识产权，但也是基于 AP1000 的引进、吸收、再创新，因此参数对比以 AP1000 为主。表 3、表 4、表 5 分别是 AP1000、高温气冷堆、钠冷快堆(CFER)部分设计参数。

表 3　AP1000 部分参数[3]8-10

参数	设计值	参数	设计值
反应堆热功率	3415MW	燃料组件类型	17X17
堆芯直径	3298mm	燃料组件数	157
控制棒	53	活性区高度	4267mm
净电功率	1150MWe	反应堆压力容器内径	4000mm
燃料棒外径	9.5mm	机组布置	单堆
堆芯融化概率	5.08×10^{-7}/堆年	堆芯出口温度	321℃
燃料棒数量	41448	放射性物质释放频率	5.94×10^{-8}

表 4　高温气冷堆部分参数(以 HTR-10 为例)[11]

参数	设计值	参数	设计值
反应堆热功率	10MW	燃料元件形状	球形
堆芯出口温度	700℃	燃料元件直径	60mm
一回路氦气压力	3MPa	燃料元件允许最高温度	1600℃
燃料	UO_2	燃料元件最高设计温度	1200
平均燃耗	80000MWd/t	堆芯燃料元件总数	27000 个
堆芯平均功率密度	$2MW/m^3$	单个元件重金属含量	5g
堆芯直径	180CM	堆芯平均高度	197CM
控制棒数目	10 根	堆芯活性区体积	$5m^3$
吸收球装置数	7 个	慢化剂	石墨
堆芯融化概率	低于 1×10^{-7}/堆年	冷却剂	氦气

表 5　钠冷快堆部分参数(以 CFER 为例)[12]

参数	设计值	参数	设计值
设计最大比燃耗	60000MWd/t	堆芯入口平均钠温	360℃
通过堆芯额定钠流量	200.36kg/s	堆芯出口平均钠温	530℃
堆型结构	池式	堆内燃料组件数	81
给水温度	190℃	控制棒组件数	8
蒸汽流量	13.36×2kg/s	换料间连续运行时间	80d
池内液态钠容量	260t	补偿棒	3
堆芯运行时堆气腔压力	0.05MPa	安全棒	3
热功率	65MW	电功率	25MW
换料时堆气腔压力	0.05MPa	换料保护腔气体压力	0.003MPa
堆芯融化概率	1×10^{-6}/堆年	冷却剂	液态钠

(三) 固有安全性

固有安全性是第四代核电实现安全目标的主要手段。四代核电设计之初，条件之一就是满足在任何事故下，不借助能动系统，不发生堆芯熔化和放射性大量释放后果。IAEA 最新出版的核安全要求 SSR-2 /1《核电厂安全：设计》，是国际权威的、先进的核电厂设计安全要求文件，SSR-2 /1 中要求在所有电厂状态下均须确保实现核电厂的以下基本功能：(1)反应性控制。(2)从反应堆和燃料贮存池排热。(3)放射性物质包容[13]。

1.AP1000 与高温气冷堆

通过 AP1000 与高温气冷堆的参数对比，高温气

冷堆固有安全性表现形式主要集中在以下几个方面：

(1)材料特性

高温气冷堆在设计、建造时要求在任何运行工况和事故情况下最高温度不会超过限值 1620℃，而作为堆芯结构材料石墨和碳，它们的熔点都在3000℃以上，因此燃料最高温度远低于燃料元件最高温度限值，留有足够的温度裕度。高温气冷堆燃料组件为球形，在球形内部均匀地弥散着燃料颗粒 UO_2，当燃料颗粒核裂变产生热量时，燃料组件内部石墨起到慢化作用。UO_2 燃料颗粒由碳化硅和石墨层层包覆，包覆层在极高的温度下只有极低的破损率如图 2[14]。包覆性能能确保裂变产物有效包容，在任何工况下不会导致放射性大量释放的严重后果[15]，表现为固有安全性。

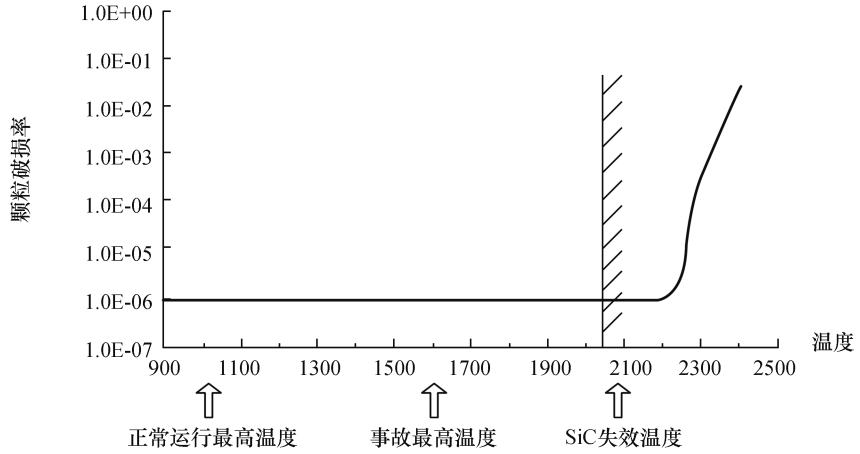

图 2 包覆颗粒燃料在高温下的优异性能

(2)功率密度

高温气冷堆反应堆热功率 10MW，相对于 AP1000 功率密度极低(平均功率密度 2MW/m3)、热容量大、小堆芯(UO_2 燃料元件，直径小，总数大)，因此具有负反应性温度系数。在紧急情况下高温气冷堆能依靠燃料和慢化剂(石墨)负的温度反馈系数实现自动停堆，保证堆芯不可能完全融化，同时剩余发热也可通过安全壳导热、空气对流等非能动机制实现安全性。

(3)较小单堆功率

相比于 AP1000，高温气冷堆单堆功率大大减小，堆芯出口温度大幅度提高，堆芯融化概率极低(低于 1×10^{-7}/堆年)，这较大程度上提高了它的安全性与燃烧效率。由于这种固有安全特性，高温气冷堆甚至不需要安全壳进行气密性和承压要求。高温气冷堆出口温度高达 700℃，我国目前也在研发超高温气冷堆，未来可用于核能制氢与石油液化等。虽然高温气冷堆功率小，但通过模块式组合也可以实现系列化的装机容量。

(4)较独特堆芯尺寸

高温气冷堆的燃料组件很小，而燃料元件总数高达 27000 个，精度要求不高，UO_2 制作起来相对容易，性能更加突出。相比 AP1000，高温气冷堆堆芯结构较为简单，且换料容易，这在一定程度上降低了人为操作下的失误率。高温气冷堆燃料组件直径是6cm，堆芯平均高度和活性区体积设置更为合理，内存均匀空隙，这些空隙就是堆芯内部的冷却空间。通过往堆芯一端注入高压冷却剂氦气，另一端让高压氦气流出，就构成了堆芯冷却的第一回路，保证了堆芯冷却，快速流过空隙的氦气也能长期带走堆芯余热。同时它在堆芯侧反射层石墨孔道中设有控制棒和吸收球两套停堆装置(10 根控制棒，7 个吸收球装置)，这种冗余的安全特点，大大提高了高温气冷堆的安全性。

2. AP1000 与钠冷快堆

通过参数对比，钠冷快堆固有安全性表现形式主要集中在以下几个方面：

(1)结构特性

钠冷快堆本体采用池式结构，在主容器中可装将近 260 吨钠，在大功率的商用快堆钠池中甚至可达上千吨[16]。由于钠的导热能力强 71.2 W/(m·K)，使得钠冷快堆有着强大的蓄热能力，能迅速导出事故余热。

(2)材料特性

钠的平均温度约为 450 ℃，而钠的沸点则为 883 ℃，钠温离沸点还有 433 ℃的裕量[16]。因钠的导热能力强，因此功率反应性系数和所有温度反应性系数均为负值。

(3)低压保护

钠冷快堆快堆本体有加压到 0.05Mpa 的氩气作

为保护，即使加上液态钠本身的静压，压力最多也就只能达到 0.15Mpa[17]，所以在钠冷快堆中不会出现高压造成的管道破裂、容器破裂以及堆芯裸露等事故。

三　结　论

（一）相比于三代堆型，四代核电技术在材料特性上有了显著提高。高温气冷堆和钠冷快堆都留有足够的温度裕值，防止堆芯融化、超压问题和破口事故等，表现为固有安全性。高温气冷堆安全性更加明显，堆芯熔化概率最低，不用考虑材料本身的化学反应特性（如钠冷快堆的钠冷与钠火问题）。

（二）四代核电技术堆芯出口温度更高，发电效率更加明显，用途更加广泛。超高温气冷堆堆芯出口温度高达 900℃，可广泛用于其他行业。钠冷快堆的核燃料快速增殖特性，能最大化地利用铀资源，经济性与环保性更加突出。

（三）三代和四代核电技术都设有几道防护屏障，由于选用优良的材料包覆，四代核电技术的第一层防护屏障已能避免绝大多数核电事故，但能动与非能动相结合安全防护系统仍是四代核电系统的主要防护手段。

（四）四代核电技术虽然安全性更加突出，发热效率更好，但反应堆热功率明显低于三代核电技术。高温气冷堆和钠冷快堆目前仍处于单堆研发、试验运行阶段，未来还有一段很长的路要走。

（五）我国已有成熟的三代核电技术，安全经验丰富，应用堆型也广泛，未来几十年核电建设仍会以三代核电建设为主。

［参考文献］

[1] 吴宗鑫，张作义. 世界核电发展趋势与高温气冷堆[J]. 核科学与工程，2000(3)：211-219；231.

[2] 周　婷. AP1000 非能动堆芯冷却系统应对大 LOCA 事故分析研究[D].北京：华北电力大学，2016.

[3] SCHULZ T L. Westinghouse AP1000 advanced passive plant[J]. Nucl Eng Des，2006(236)：1547 - 1557.

[4] 符晓铭，王　捷. 高温气冷堆在我国的发展综述 [J].现代电力，2006(5)：70-75.

[5] 周红波，齐炜炜，陈景. 模块式高温气冷堆的特点与发展[J]. 中外能源，2015，20(9)：35-40.

[6] 张晓华，李峰，喻娜，等. 非能动技术在自主化三代核电技术的应用[J]. 科技视界，2015，(23)：263-264.

[7] 伍　卓，邹树梁，周晓东. 中国核电站安全性建设研究[J].南华大学学报(社会科学版)，2014，15(3)：1-5.

[8] 林诚格. 非能动安全先进核电厂 AP1000[M].北京：原子能出版社，2008.

[9] 林诚格，郁祖盛，欧阳予. 非能动安全先进压水堆核电技术[M].北京：原子能出版社，2010.

[10] WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANG LLC. AP1000 Design Control Document[R].Revision 14. Pittsburgh，2004.

[11] 张剑城. 高温气冷堆气体透平循环分析及堆芯动态仿真研究[D].上海：上海交通大学，2009.

[12] 孙晓龙. 钠冷快堆非能动余热排出特性研究[D].哈尔滨：哈尔滨工程大学，2013.

[13] 李永华，白晋华. 结合福岛核事故探讨 IAEA 核电厂设计安全要求[J]. 南方能源建设，2015，2(4)：155-158.

[14] 李志容，陈立强，徐校飞，等. 模块式高温气冷堆的固有安全特性[J]. 核安全，2013，12(3)：1-4.

[15] 石　磊，肖国平，鲁盛会，等. 四代核电技术(高温堆)产业化探讨[J].科技创新导报，2015，12(23)：46-48.

[16] 何佳闰，郭正荣. 钠冷快堆发展综述[J]. 东方电气评论，2013，27(3)：36-43.

[17] 徐　铢，杨红义. 钠冷快堆及其安全特性[J]. 物理，2016，45(9)：561-568.

Comparison of Safety Analysis in AP1000 and HTGR Based on Nuclear Power Design Criteria

ZOU Shu-liang，LI Shu-fan

(*University of South China*，*Hengyang* 421000，*China*)

Abstract：This paper briefly describes several types of generation Ⅲ and generation Ⅳ reactor in our country.The Gen Ⅲ is mainly in AP1000 and elaboration of its passive safety.The Gen Ⅳ is mainly in HTGR and their development history，related relations and technical characteristics are summarized.Based on the nuclear power design criteria，some parameters of AP 1000，HTGR and sodium cooled fast reactor are compared，and several main manifestations of new inherent safety of Gen Ⅳ are explored.In sum by comparison：In terms of safety characteristics，the inherent safety of the Gen Ⅳ nuclear power technology will be more prominent and its material / structural characteristics have been significantly improved .

Key words：AP1000；Generation Ⅳ nuclear power；safety design；inherent safety