

2017年核能科技热点回眸

杨军¹, 杨章灿¹, 徐乐瑾¹, 吴幸慈², 邓程程¹, 周夏峰¹, 胡帮达³

1. 华中科技大学能源与动力工程学院核工程与核技术系, 武汉 430074

2. 台北市大安区辛亥路三段200号, 中国台湾 10668

3. 华中科技大学法学院, 武汉 430074

摘要 盘点了2017年国际上在核能科技重点领域取得的重要研究与开发进展情况, 讨论了核能科技领域的一些前沿及热点问题, 重点回顾了第四代反应堆、第三代反应堆先进技术、数字反应堆、核材料、放射性废物与乏燃料处理与处置、核安全立法及公共政策等领域取得的部分重要成果。

关键词 核能科技; 核反应堆; 核材料; 放射性废物; 乏燃料; 核安全

2017年, 第四代反应堆技术, 包括次临界加速器驱动次临界系统、新型钍基熔盐堆、行波堆和超临界水堆的研发稳步推进; 高温气冷堆示范工程进展顺利。具备非能动安全技术的第三代反应堆技术日趋成熟, AP1000、HPR1000、EPR和APR1400等工程建设项目均已开工建设或接近收官; 福岛核事故之后, 严重事故缓解措施与放射性气体排放的过滤处理成为研究热点。此外, 陆上小型反应堆及海上浮动式电站的研发正加速开展, 玲龙一号(ACP100)和海上核动力平台(ACPR50S)及美国的NuScale等小型模块化反应堆在2017年均取得了重要进展。具备高性能计算与仿真能力的反应堆整体模拟系统, 或称“数字反应堆”研发计划在欧洲、美国和中国取得了阶段性进展。同时, 在事故容错燃料和聚变材料研发上进一步开展技术创新。随着部分核电站接近或到达寿期, 放射性废物和乏燃料处理与处置问题的解决迫在眉睫, 相关研究取得进一步

突破。此外, 2017年中国《核安全法》出台, 标志着中国进入了“依法治核”的新时代。总之, 中国在核能科技发展的各方面发挥着重要作用, 中国学者在国际合作与交流方面高度活跃, 科技成果与项目建设进展显著。

1 第四代反应堆研发进展

早在1999年, 核科学家提出了第四代核电反应堆(Gen-IV)的概念。美国、法国、日本、英国等核电发达国家在2000年组建了Gen-IV Forum(GIF)国际论坛。总目标是在2030年左右, 向市场上提供能够解决核能经济性、安全性、废物处理和防止核扩散问题的第四代核能系统。经广泛研究和认证, 选定了下列6种堆型作为第四代堆的重点关注对象: 钠冷快堆(SFR)、铅合金冷却堆(LFR)、气冷快堆(GFR)、超常高温堆(VHTR)、超临界水冷堆(SCWR)和熔盐堆(MSR)。

收稿日期: 2017-12-01; 修回日期: 2017-12-30

基金项目: 国家“千人计划”青年人才项目(0222120003); 国家自然科学基金项目(51708238, 51606072)

作者简介: 杨军, 教授, 研究方向为反应堆热工水力与安全, 电子信箱: yang_jun@hust.edu.cn; 徐乐瑾(通信作者), 副教授, 研究方向为放射性废物处理及水处理技术, 电子信箱: xulejin@hust.edu.cn

引用格式: 杨军, 杨章灿, 徐乐瑾, 等. 2017年核能科技热点回眸[J]. 科技导报, 2018, 36(1): 31-45; doi: 10.3981/j.issn.1000-7857.2018.01.004

1.1 ADS次临界加速器驱动次临界系统

加速器驱动的次临界系统(accelerator driven sub-critical systems, ADS)是为国际原子能机构(IAEA)所承认的第四代核能系统,是一种基于铅铋合金冷却的次临界快堆。2016年12月,中国首座铅基核反应堆零功率装置“启明星II号”首次实现临界。这是ADS先导专项研究的一个重大进展,也是我国在铅基重金属冷却快中子反应堆的创新研发方面取得的关键技术突破。“启明星II号”是世界首座专门针对ADS系统中子物理特性研究的“双堆芯”临界装置,创新性地采用了水堆和铅堆“双堆芯”结构^[1]。

在相关技术支持方面,中国科学院与南华大学采用改进准静态近似与蒙特卡罗中子输运程序相结合(IQS/MC)的方法实现了加速器驱动的次临界系统(ADS)中子时空动力学模拟计算。结果证明了IQS/MC

方法可用于ADS中子时空动力学模拟,且更适于ADS中子学瞬态安全分析^[2]。

1.2 TMSR钍基熔盐堆

上海核工程研究设计院等提出了采用氧化铍慢化剂、无铀燃料熔盐的新型钍基熔盐堆(Thorium Molten Salt Reactor Nuclear Energy System, TMSR)设计,并利用多物理计算程序开展了TMSR稳态及瞬态初步安全特性分析,表明该设计具备良好的稳定性和安全性。表1列出了新型TMSR堆芯与系统的主要参数^[3]。针对熔盐堆系统特点,提出了包含堆芯及其他主回路系统在内的多物理紧密耦合计算模型,自主开发了多物理分析程序TANG-MSR^[4];并采用该自主开发的栅格/堆芯分析程序对TMSR进行堆芯布置与燃耗分析计算,结果表明新型的钍基熔盐设计提高了增殖性能,同时可保障堆芯具有良好的安全性^[5]。

表1 TMSR主要设计参数^[3]

Table 1 Main design parameters of newly designed TMSR

主要参数	热功率/MW	一回路熔盐流量/(kg·s ⁻¹)	熔盐成分(物质的量分数)/%	入口温度/°C	活性区高度/cm	活性区等效直径/cm	堆芯栅距/cm
数值	2400	6000	LiF-ThF ₄ -UF ₄ , 78-21.55-0.45	620	400	~400	6
主要参数	I/II/III型孔道个数	控制棒孔道个数	熔盐总质量/t	堆芯熔盐质量/t	熔盐回路循环时间/s	堆芯熔盐流速/(m·s ⁻¹)	反射层厚度/cm
数值	2071/1296/648	12	186	80	32.43	0.3	60

2017年4月,中国科学院与甘肃省武威市签订了建设钍基熔盐堆核能系统项目的战略合作框架协议。2017年11月,中国科学院与甘肃省签署四代先进核能钍基熔盐堆合作协议^[6]。

1.3 高温气冷堆

高温气冷堆是一项中国具有自主知识产权的第四代反应堆技术^[7]。王永福等研究表明:编制高温气冷堆供热项目厂址选择法规标准的条件,可以借鉴高温气冷堆的技术优势,实现非居住区、限制发展区、应急计划区“三区合一”^[8]。中国核电工程有限公司使用经验证的计算流体力学程序计算模型,对高温气冷堆球形燃料运输容器进行建模,得到正常运输工况和事故工况下容器温度场的分布^[9]。清华大学针对高温气冷堆动力转换单元设计了3种联合循环方案,表明进一步提

高下位循环的输出功可提高联合循环效率^[10]。

2017年11月,“中国-印尼科技创新合作论坛”在印尼研究技术与高等教育部举行。此前,中印尼双方签署了《关于核能能力建设的合作意向书》和《关于共建中国-印尼高温气冷堆联合实验室的实施协议》^[11]。日本和波兰2017年5月就高温气冷堆的技术合作达成协议,日本将于2030年前在波兰建设高温气冷堆^[12]。

中国自主研发建设的全球首座高温气冷堆示范工程第20万个球形燃料元件的成功下线,标志着中国高温气冷堆元件制造水平已走在世界前列^[13],为建成核电强国做出了新的贡献(图1)^[14]。高温气冷堆示范工程压力容器2017年年3月在华能石岛湾核电厂吊装成功。2017年6月,石岛湾高温气冷堆示范工程220 kV送电线路测试成功,有望于2018年并网发电。



图1 第20万个球形燃料元件成功下线

Fig. 1 Fabrication of the 200,000th spherical fuel element

1.4 行波堆

行波堆(traveling wave reactor)通过对抑制堆芯燃料的分布和运行,核燃料可以从一端负级启动点燃,裂变产生的多余中子将周围不能裂变的U-238转化成Pu-239,当达到一定浓度之后,形成裂变反应,同时开始焚烧在原位生成的燃料,形成行波。2017年3月,中核集团与泰拉能源公司(TERRA Power)在北京建立了联合开发行波堆技术平台。双方正按照制定的技术开发和项目建设路线图,以多功能小型化设计及工程实施方案为起点开展深入合作。全球首座行波堆示范电厂的面世步伐正在加快,“行波堆”渐行渐近^[15]。

1.5 快中子堆

2016年12月21日,日本政府决定退役文殊堆(一座建于20世纪的钠冷快堆)。自1994年首次达到临界以来,22年内文殊堆一共运行了250天左右。日本寄希望于推动快堆技术以形成闭式核燃料循环,但文殊堆的关闭对此造成一定挫折。日本未来的快堆发展计划尚不明确,有与法国合作进行ASTRID(Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration)项目的计划。

此外,在中国实验快堆(CEFR)的技术基础上,中国首个快堆示范项目,60万 kW的CEFR有望近期在福建霞浦开工建设。

1.6 超临界水堆

2017年5月,第八届超临界水冷堆国际会议(The 8th International Symposium on Super-Critical Water-cooled Reactors, ISSCWR-8)在成都举行。主题为基于SCWR系统的最新进展:加拿大的小型模块化反应堆,以及中国的CSR-1000项目以及在热工水力、热传递、材料和化学领域取得的进展^[16]。

中国核动力研究设计院通过开展SCWR燃料组件

性能分析、设计论证及对比分析,论证选取了具有结构设计较为简单的单水棒、组合式方形燃料组件^[17]。华北电力大学针对超临界水堆流致振动实验,将绕丝的影响简化为弹簧,建立燃料棒流致振动的简化模型,并通过有限元模型对燃料棒的固有特性进行分析,验证了模型的正确性^[18]。中国核动力研究设计院采用三维核热耦合瞬态性能分析方法分析表明,燃料温度和水密度的显著反应性反馈和必要的保护措施,可保证CSR1000堆芯在典型瞬态过程中的安全性^[19]。

2 第三代堆先进技术研发进展

2017年有多篇关于核能安全的论文发表于国际核能期刊,包含了核能安全分析和安全系统的创新技术^[20-33]。

2.1 AP1000

AP1000是西屋电子公司依照非能动核安全的概念设计的第三代压水式反应堆。2017年有多篇分析其安全功能的论文发表。Li及其研究团队分析了AP1000的排热效果^[21]。Wang等^[28]利用耦合计算进行了AP1000小破口失水事故的安全分析,反应堆压力容器的压力分析结果表明小破口失水事故瞬态情况下,当壁温衰减速率最大时,压力容器内的压力最大,压力容器入口的喷嘴处为临界区域。Sun及其研究团队报告了AP1000安全壳的分析结果^[30]。AP1000全球首堆三门一号机组正位于待装料的关键节点。

2.2 CAP1400

CAP1400是中国在AP1000的基础上研发的第三代压水式反应堆。Liu及其研究团队发表了两篇关于乏燃料池耐震安全分析文章^[31-32]。2017年12月14日,“大型先进压水堆及高温气冷堆核电站”国家科技重大专项“CAP1400关键设计技术研究”课题顺利通过验收。CAP1400示范工程在山东省荣成市石岛湾现场有序推进。

2.3 HPR1000

HPR1000,即“华龙一号”也是中国研发的第三代压水式反应堆。2017年Sui及其研究团队探讨了HPR1000蒸汽发生器破管事故的缓解策略^[22]及小破口失水事故的安全分析^[23]。Sun及其研究团队对HPR1000的非能动余热排出系统进行了实验评估^[24]。目前,华龙一号首堆示范工程——中核集团福清核电5

号机组工程建设正有序进行。

2.4 APR1400

APR1400 是韩国研究的第三代压水式反应堆。2017 年发表了多篇安全分析的论文。Nguyen 和 Nam-gung 分析了 APR1400 反应堆不同的支持结构在地震和严重事故的表现^[20]。Kang 发表了 APR1400 大破口失水事故的敏感度分析结果^[25]。Hasslberger 及其研究团队利用三维计算流体力学模拟 APR1400 的严重事故^[27]。APR1400 首台机组(韩国新古里核电站 3 号)已于 2016 年 12 月投入商业运行。第二台机组(新古里 4 号)计划于 2018 年 9 月投入商业运行。阿联酋在建的 4 台 APR-1400 机组预计在 2020 年投运。另外,计划在英国穆尔赛德建设的 3 座核电站拟采用 APR1400 设计。

2.5 非能动安全技术

福岛核电站的安全系统因失去外来电源而无法发挥功效,演变成严重事故。此事故也显示非能动安全系统的重要性。核电厂的非能动安全系统的基本成员包含“非能动余热排出系统”“非能动注水系统”和“自动泄压系统”等。Kim 和 Bang 利用堆芯内的压力差设计出更有效的非能动堆芯降温系统^[26]。此外, Yang 等也评估了 CPR1000 的非能动安全系统,结果表明该系统以及相关事故缓解措施可有效减轻核事故后果^[33]。

2.6 严重事故缓解措施

福岛事故显示安全壳上非能动氢气再结合装置(Passive autocatalytic recombiner)的重要性。此装置对散热的要求高, Agrawal、Ali 和 Balasubramaniyan 利用水的池沸腾增强散热功能,分析显示该设计在高氢气浓度的环境的表现优于传统的设计^[29]。作为缓解严重事故的设施之一,具备更高可靠性的安全壳过滤排放系统(FCVS)的相关研究与设计也重新受到关注。安全壳过滤排放系统可以通过带有过滤的排气降压来防止潜在的安全壳超压失效,有效避免或减轻向外界的放射性物质释放。

3 小型反应堆研发进展

小型反应堆拥有一体化、模块化、非能动等先进革新型技术,具有安全性高、灵活性好、用途广泛等优势。中国核工业集团公司研发的玲龙一号(ACP100)、中国广核集团有限公司开发的海上核动力平台(ACPR50S)以及美国的 Nuscale Power 公司设计开发的

代表性小型模块化反应堆等在 2017 年均取得了相关进展。

3.1 玲龙一号(ACP100)小型堆

ACP100 小型堆于 2016 年 4 月成为全球首个通过国际原子能机构(IAEA)通用反应堆安全审查的先进小堆技术。中核集团已与巴基斯坦、伊朗、英国、沙特、印尼、蒙古、巴西、埃及、加拿大等国开展了小堆合作洽谈。

2017 年 4 月中核集团发布了“玲龙一号”(ACP100)的最新情况。ACP100 的研发设计工作目前已经全部完成,具备工程建设条件。首堆示范工程拟在海南昌江核电厂址开展。2017 年 5 月中核集团获得国家发展改革委复函同意开展 ACP100 工程前期工作,计划明年实现开工建设^[34]。

对于 ACP100 的试验和验证工作,已开展了控制棒驱动线的冷态和热态试验、抗震试验、非能动安全系统综合试验、堆内构件流致振动试验、燃料组件临界热流密度试验、非能动安全壳热量导出系统等多项关键试验,并通过了核安全中心的验证评估^[35]。目前已完成了 ACP100 的近百项关键技术攻关、30 余项关键设备研制和 9 大关键试验验证。

3.2 海上核动力小型堆 ACPR50S

ACPR50S 是以成熟的大型陆上商用压水堆核电站为参考而开发的满足核安全要求和海洋用户需求的分布式海洋综合能源系统。

2016 年 11 月,中国广核集团有限公司与东方电气股份有限公司签署了《“中广核 ACPR50S 实验堆平台项目”压力容器采购协议》。2017 年, ACPR50S 海上浮动核电站推进工程建造,将于 2021 年完成工程建造和技术验证。

ACPR50S 海上小型堆采用紧凑型小型压水堆技术,反应堆热功率为 200 MW,输出电功率 60 MW 左右,换料周期达 30 个月。ACPR50S 主要安全设计特点包括:从设计上消除事故始发事件或降低其发生概率、增强了反应堆自身缓解事故的能力、非能动和能动的冗余安全、五重放射性屏障、从设计上保证实质消除大规模放射性释放的可能性、应急简化、双重安保等^[36]。

3.3 NuScale 模块化小堆

NuScale 模块化小堆是由美国 NuScale Power 公司与俄勒冈州立大学(OSU)合作在原多功能一体化小堆 MASLWR 设计基础上改进完成。其设计输出电功率为

45 MW, 可根据需要, 选择不同数量的模块组合以扩展电站发电规模(图2)。NuScale 模块化小堆的整体设计在小型堆设计方案中独具特色, 2013 年底, NuScale 小堆成为了第二个获得美国能源部(DOE)资金支持的小型模块化反应堆项目^[37]。

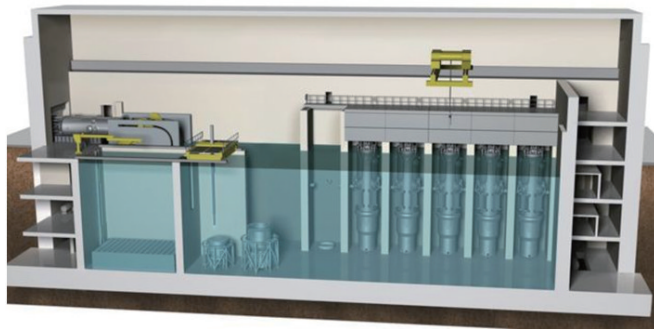


图2 NuScale 模块化小堆模块电站系统

Fig. 2 Nuclear power plant system consisting of multiple reactor NuScale modules

2017年3月15日, NuScale Power 公司宣布已收到美国核监管委员会(NRC)的通知——NRC 确认接收其设计认证申请。NuScale 表示, 美国预计将可能在 2035 年前建设 55~75 GW 的小堆装机容量, 相当于 1000 多个 NuScale 小堆模块^[38]。

在设计方面, NuScale 具备了多种创新性的设计。NuScale 的核蒸汽供应系统集成反应堆堆芯和蒸汽发生器的管束, 并且其主冷却剂的循环完全依靠自然循环。首座 NuScale 小堆电厂将建在爱达荷国家实验室, 预计于 2026 年投运。

同时, 其他相关小型堆, 如 mPower 等的研发也在持续进行中。

4 数字反应堆研究进展

目前的“数字反应堆”技术主要是利用超级计算机、先进的仿真技术和高效的多物理场耦合平台对反应堆的运行和安全性能进行更可靠、高精度的模拟, 从而提升现有核电站的功率, 并延长现有核电站的寿命, 提高燃料利用率, 最终提高其安全性、可靠性和经济性^[39]。

美国 Consortium for Advanced Simulation of Light Water Reactors (CASL) 计划是目前国际上代表数字化反应堆技术最前沿的项目之一, 已初步建立了一个包

括中子学、热工水力学、化学、燃料机构和热特性等计算领域的先进多物理场多尺度耦合的数字反应堆集成模拟平台 VERA, 其中主要开发并耦合了基于特征线方法的中子输运程序 MPACT、用于热工水力计算的子通道程序 CTF、化学特性分析程序 MAMBA 以及燃料结构分析程序 BISON 等。目前已利用该数字反应堆耦合平台 VERA, 在大规模高性能并行计算机群上, 分别针对影响压水堆安全性的 CRUD 诱发功率偏移(CIPS)、燃料芯块与包壳的相互作用问题以及偏离泡核沸腾(DNB)这三大挑战性问题进行了精细模拟和分析, 并从各个模型精度、复杂耦合问题计算、数值分析和实验验证、不确定性等多个方面详细地对 VERA 进行了初步验证, 完整的分析和总结在 2017 年 4 月公开^[40]。此外, 2017 年 3 月发表的报告中详细给出了利用 VERA 耦合平台对美国 Watts bar 核电站二号机组起堆过程的数值模拟结果和实验对比情况, 进一步验证 VERA 的模拟能力^[41]。

NURESIM 计划是由欧洲多个国家联合支持的先进数字反应堆技术的项目, 与 CASL 计划类似, 目的是开发一套供欧洲核反应堆使用的多维高精度数值模拟和分析的多物理场耦合计算平台, 着重提高其安全分析、预测和先进核反应堆设计能力^[42]。2017 年《Nuclear Engineering Design》在整个 321 期中利用多篇学术文章分别针对 NURESIM 统一耦合平台的多物理多尺度耦合及不确定性分析能力^[43-44]、采用 CFD 中的大涡数值模拟(DNS)、直接数值模拟(DNS)等高精度模型对复杂两相流数值模拟^[45-46]、实际反应堆复杂耦合问题数值模拟及实验数据验证等方面进行了详细地报道, 来全面地展示 NURESIM 耦合平台的计算能力和研究成果。

中国关于先进数字化反应堆技术的研究处于起步阶段。清华大学针对第四代高温气冷反应堆开展了一系列高精度的多物理场多尺度耦合计算方法和模型的研究^[47-48], 西安交通大学针对高精度中子输运及燃料计算等问题开展了相应的高保真数值反应堆的研究工作^[49-50]。此外, 国家电投中央研究院、上海核工程研究院设计院、中国核动力研究设计院、中广核研究院、哈尔滨工程大学等单位均开始基于已有的核电分析程序开展新一代的高精度数字反应堆技术的研究。

5 核材料研究进展

核材料已成为先进裂变堆以及聚变堆发展的瓶颈

之一,其研究受到越来越多的重视。核材料的研发不仅需要考虑材料的传统性能,如力学、热学等,更关键的是需要考虑材料在高中子等极端恶劣环境下的表现。但是,由于中子源的匮乏,目前很难对核材料在服役条件下的表现进行准确评价,只能依托离子辐照、计算机模拟等手段进行研究。因此,核材料的研发和验证面临许多挑战。针对此问题,2017年国内外公布的两项指引性文件就显得尤其重要。

美国核学会(American Nuclear Society, ANS)主席 Andy Klein 公布了2030年之前核领域亟待解决的九大挑战^[51]。其中“加快先进材料的开发和验证”被列为挑战之一,其难点在于如何运用基于科学的设计来缩短新型核燃料和先进材料开发、验证的时间表^[52]。ANS九大挑战报告指出,现在的材料开发和验证需要非常长的时间,尤其是在缺少堆内材料辐照所需实验设施和实验能力的情况下。在过去的几十年里,科学家对于材料的辐照效应有了一些了解,也有了一定的预测能力。因此,学界应该有效地利用这些成果来加速材料的验证。为了实现这个目标,科学家需要开发先进的建模方法、搭建实验设施、建立验证数据库,以及对材料堆内辐照测试的现有要求进行重新审核。报告特别对离子辐照技术的积极作用给予了肯定。

中国也公布了“中国核聚变堆材料发展路线图”,为中国核聚变堆材料研究做总体布局和目标导向,以整体推进中国先进核聚变材料的研发。聚变堆材料发展路线图依据“中国磁约束核聚变研究发展路线图”,以需求作为牵引,制定了各个发展阶段中的研发重点以及所需材料的指标,对计算模拟、数据库及辐照测评装置等聚变堆材料研发中不可或缺的重要组成部分也进行了布局。这个路线图对于中国聚变材料研发以及支撑平台的建设具有重要意义。

核材料研发是一个相对长期的工作,突破非一日之功。总的来说,2017年核材料领域在科学研究上的主要工作是对现有材料性能的测评和改进,新材料的研发主要集中于高熵合金。

5.1 事故容错燃料

安全性和可靠性事关核电产业的生存与发展,特别是在日本的福岛事故之后。而核燃料更是核电安全的关键和源头。事故容错燃料(accident-tolerant fuel, ATF)是为提高燃料元件抵御严重事故能力而开发的新一代燃料系统,可从根本上提高核反应堆安全性能,抵

御严重事故,有效缓解事故后果,保护公众和环境免于放射性污染。目前,ATF的包壳材料主要有SiC复合材料、含铝的铁素体钢(如FeCrAl)、耐火合金材料以及新型锆合金等^[53]。燃料芯块主要关注点在硅化铀(U_3Si_2)。研究的热点主要集中于3个方面:1) 正常工况下燃料的安全性和可靠性;2) 事故工况下裂变产物释放、燃料熔化、氧化产氢等可能性的评价;3) 高温下力学性能。

由于ATF包壳材料的材料特性(如中子吸收截面、热导率等)与传统的锆合金包壳材料的不同,因此会对反应堆物理、热工水力等造成影响。Chen等^[54]对FeCrAl包壳和 U_3Si_2 燃料组合的ATF进行中子学分析,并与传统的Zr- UO_2 燃料包壳系统进行比较。研究表明ATF的反应性变动更小,安全性更好。Brown等^[55]研究了反应性引发事故情况下,SiC/SiC复合材料和FeCrAl这两种包壳材料对堆内中子学行为的影响。结果表明SiC/SiC复合材料与传统的锆合金非常相似,但是FeCrAl包壳使得能量的沉积更为迅速,并且幅度也更大。这种行为可能导致包壳的热膨胀率变快,使得包壳和燃料芯块提前发生反应。Liu等^[56]研究了ATF包壳材料的临界热通量特性对反应性引发事故的高温阶段可能造成的影响。他们发现FeCrAl包壳的临界热通量只需提高10%即可极大地减小包壳的温度峰值。Cinbiz等^[57]对反应性引发事故下ATF包壳材料的力学响应进行了评估。Gamble等^[58]综合了迄今为止人们对FeCrAl材料特性等研究成果,运用燃料性能模拟代码BISON对FeCrAl在正常和失水工况下的行为进行了综合研究,结果表明FeCrAl包壳和Zr-4合金包壳非常相似,唯一不同的是前者的抗氧化性能更佳。

ATF在高温水蒸气中的氧化行为一直以来是ATF研究的重点。Unocic等^[59]和Pint^[60]研究了FeCrAl中Al和Cr的含量对其在空气和水蒸气中氧化行为的影响。他们发现氧化铝保护层是Al和Cr的协同作用下形成的,因此,不能因为低含量的Cr可提高抗辐照性能而一味的降低Cr的含量。Jolkkonen等^[61]对氮化铀(UN)在高温水蒸气中的水解反应进行了研究。研究表明UN在水蒸气中的反应产物包括 UO_2 、 NH_3 以及氢气,并且在UN芯块中发现了大量空洞和裂缝的产生。因此,如果要将UN用于ATF中,需要将这些潜在的问题考虑在内。

ATF在辐照下的行为以及辐照损伤机理的研究也至关重要,是测试ATF堆内行为必不可少的一环。

Miao 等^[62]使用 1 MeV Kr 离子对 U_3Si_2 样品进行轰击来研究辐照诱导的非晶化现象。他们发现在轻水堆工作温度下,离子辐照后的样品保持晶体结构;在高剂量辐照条件下,材料出现氧化现象;而使用 84 MeV Xe 离子辐照样后,他们发现在 Xe 离子射程附近出现密集的气泡,并且在位错和晶界处也发现了 Xe 气体的聚集^[63]。300°C 时,由于形成的气泡的尺寸均小于 10 nm,因此,气体肿胀引起的应变非常有限。这些都表明了正常压水堆工况下 U_3Si_2 的裂变气体行为非常乐观。Field 等^[64]对 4 种不同 Cr 含量的 FeCrAl 进行了中子辐照,发现了大量位错环的产生,并且 Cr 含量对缺陷大小、密度和类型影响不大。Lin 等^[65]结合透射电镜和分子动力学方法对离子辐照后 SiC 中出现的“黑点”缺陷和 SiC 的辐照肿胀机制进行研究,揭示了辐照诱导的缺陷团簇是空位为主的团簇,而晶格膨胀是源于均匀分布的间隙原子。

核电企业作为 ATF 研发的核心参与者,在 2017 年也取得了一些积极进展。2017 年 6 月 13 日,美国西屋公司正式推出事故容错燃料解决方案——EnCore 燃料^[66]。EnCore 燃料产品交付分成两个阶段。第一阶段的燃料由带涂层的包壳管内填充硅化铀芯块组成。第二阶段燃料的包壳由碳化硅(SiC)包壳管组成。中国的事事故容错燃料技术也取得了积极进展。2017 年 12 月召开的科技重大专项事故容错燃料研发项目专家委员会第二次全体会议上,中国广核集团有限公司表示,中国首倡的 ATF 已从概念、材料研究开始转向工程示范研究,这标志着近 50 年来核燃料领域最大的一次技术革命取得了积极进展^[67]。

5.2 聚变材料

根据用途的不同,聚变堆材料可分为面向等离子体材料、结构材料和功能材料。其中,面向等离子体材料在服役期间需要面对超高热流、低能高束流的氦氖等离子体辐照、高能中子辐照等极端恶劣环境,对材料的挑战极大。目前,钨和钨基材料是最有前途的面向等离子体材料。

钨具有良好的热力学特性,但是其缺点是高脆性。针对这一问题,学术界提出了合金化、细晶化、颗粒弥散强化、纤维增韧和层状增韧等手段提高其强韧性。2017 年发表的成果中,层状增韧方法取得了一些积极进展。Zhang 等^[68]开发出 W/TiN/Ta 仿生层状复合体系对钨进行强韧化。力学性能研究表明这种复合体

系展现出非常优异的强度和韧性。Reiser 等^[69]研究了 W-AgCu、W-Cu、W-V 和 W-Pd 这 4 种层状复合材料的塑性变形和断裂机理。其中,W-Cu 层状材料的伸长率达 15.5%,并且韧脆转变温度比纯钨降低了数百度。

在低能高束流氦氖等离子体辐照下,钨近表面层会形成大量的氢泡、氦泡,并且对表面形貌造成损伤,如形成气孔、起泡、生成绒毛状纳米结构等,对材料的热力学性能以及氦滞留行为造成影响。目前的研究热点在于揭示背后机理以及探索减缓损伤的措施。

Cheng 等^[70]通过氩等离子体中加入氦来减缓起泡以及氦滞留率。他们发现在氩氦混合等离子体的辐照下,表面形成密度大的小气孔,这些气孔可以作为氦逃逸的通道。Parish 等^[71]和 Wang 等^[72]对钨表面生长出的绒毛状纳米结构进行分析,发现这些纳米卷须结构仍然保持 BCC 晶体构型,并且内部为多晶结构,但是晶界的取向没有明显的倾向性。在绒毛状纳米结构形成的机理上,Hammond 等^[73]进行了大尺度的分子动力学模拟,对现存理论进行修正和完善。他们发现氦注量率的不同会对氦泡生长方式产生极大影响。并且,他们认为绒毛状纳米材料的形成主要是由于表面下的氦泡生长所引起的冲出位错环造成的,近表面层小氦泡破裂对其贡献可忽略(图 3)。

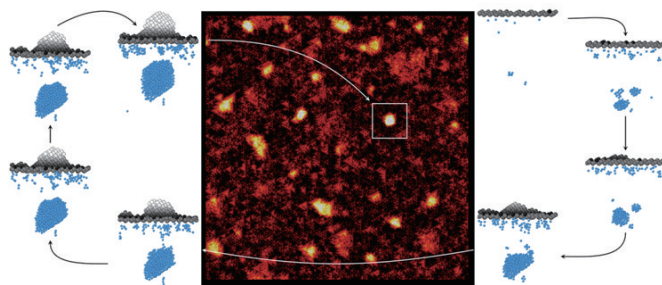


图 3 大尺度分子动力学模拟揭示低能高束氦辐照下钨表面纳米丝生成机理

Fig. 3 Large-scale molecular dynamics simulations reveal the formation mechanism of fuzz-like nanostructures of tungsten under low-energy high flux helium implantation

5.3 其他材料

在新型核材料方面,多元单相浓缩固溶体合金(single-phase concentrated solid solution alloys, SP-CSAs),包括高熵合金的研究是近年的热点之一。金属材料在高温下受到辐照所面临的最大问题是会发生极

大的肿胀,这种肿胀可以使得材料本身的体积翻倍。发生肿胀的原因是当外来高能粒子入射到金属中后,在金属中产生大量的空位,这些空位的聚集可能形成相当大的空腔,从而造成金属材料肿胀。Lu 等^[74]在高熵合金抗辐照肿胀机理的研究上取得了突破进展。研究发现,由等量的镍、钴、铬组成的三元合金 NiCoCr, 及等量的镍、钴、铬、铁、锰组成的五元合金 NiCoFeCrMn 具有最优异的抗辐照肿胀性能。其中,高熵合金 NiCoFeCrMn 的抗肿胀能力比纯镍高出 100 倍。利用分子动力学方法在原子尺度上对材料进行计算机模拟后发现,这些合金的抗辐照能力归于被撞离原子在材料内部的位移方式,使得离位原子更容易和空位复合而让大量的空位湮灭,避免空位聚集形成更大的空腔(图 4)。与此同时,威斯康星大学的研究人员利用原位透射电镜证实了该理论解释。2017 年以来,研究的热点集中在:1) 高熵合金的辐照效应和损伤机理,如化学组分变化对损伤聚集的影响^[75]、辐照诱导偏聚^[76]等;2) 原子尺度上模拟缺陷运动和演化^[77-79]。

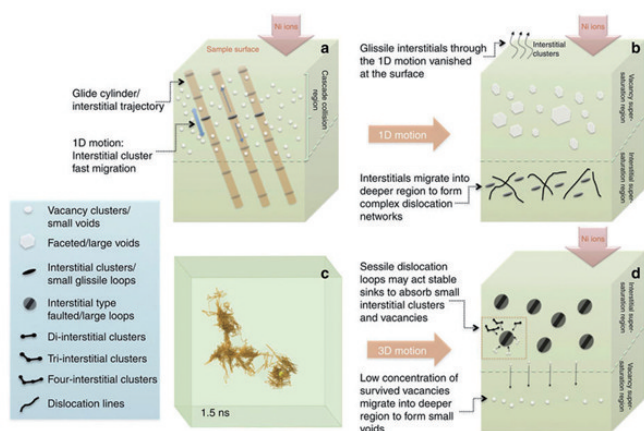


图 4 高熵合金抗辐照肿胀机理示意

Fig. 4 Schematic diagram showing the mechanism of enhanced swelling resistance of concentrated solid solution alloy

此外,Chen 等^[80]开发了一种耐氦新材料。这种新材料是由 V/Cu/V 纳米层状复合材料构成。在氦离子辐照下,发现氦会在 Cu 层内偏析成泡,并且随着这些氦泡的长大开始互相连接,最后形成类似血管的系统,而氦就可以通过这个系统释放出表面,从而延缓了氦对材料的损伤,提高材料的耐氦性能。

6 放射性废物与乏燃料处理与处置研究进展

在政策上,中国对放射性废物与乏燃料处理与处置工作日趋重视。“十三五”规划中明确提出“加快建设早期核设施退役及历史遗留放射性废物处理处置工程,建设 5 座中低放射性废物处置场和 1 个高放射性废物处理地下实验室”。同时,2017 年出台的《中华人民共和国核安全法》第三章是关于核材料和放射性废物安全的内容,从制度上强化了放射性废物处理与处置问题。《放射性废物分类》的制定和发布为国家放射性废物管理战略提供了基础,为放射性废物的产生、处理、储存、处置等过程的安全管理提供了依据,确保以安全和经济的方式管理废物^[81]。2017 年 5 月于中国台湾省新竹市召开了第四届两岸核电放射性废物管理研讨会,研讨主题涉及放射性废物的处理、储存、处置及管理与管理等领域。2017 年 10 月在四川省广元市召开了中国核学会核化工分会放射性废物处理处置专业委员会学术交流会,探讨了放射性废物治理和核设施退役领域的新思路、新技术和新方法。

6.1 中低放废物处理与处置

中低放废物处理技术的研究热点包括核电厂放射性废液处理工艺、放射性废树脂处理工艺、吸附法去除放射性核素、水泥固化工艺、放射性污染土壤的微波固化工艺、大气放射性核素中氙/氡的分离等。放射性废油包括后处理厂产生的 TBP/煤油以及核电站和其他核设施单位产生的废机油、废润滑油、废真空泵油等,对其处理方法有焚烧法、湿法氧化处理、高分子废油吸收剂、水泥固化法等^[82]。放射性废树脂来源于核电厂运行过程、核燃料循环过程、放射性废液处理、核设施去污和退役、核化学和放射化学实验中,对其处理过程先经预处理(减容)后稳定化(固化)再进行最终的处置。目前对放射性废树脂的处理方法有焚烧法、等离子氧化分解法、酸煮法、超临界水氧化分解法、间接电化学氧化分解法、过氧化氢氧化分解法、热压压实法、微生物降解法、高整体性容器包装法、洗脱法、固化法等^[83]。董文曙等^[84]介绍了放射性废树脂热态超压处理工艺的基本流程,即先通过真空干燥除水后进行超级压实处理,该工艺是一种安全成熟可靠的工艺。此外,也有学者采用微波等离子体技术成功处理了中低放废物^[85-86]。

对放射性核素的分离去除方法有化学沉淀法、溶

剂萃取法、离子交换法、蒸发浓缩法、离子浮选法、膜分离法、吸附法等。其中吸附法具有操作简单、工艺成熟、吸附剂丰富、适用范围广等优点,受到广泛关注;研究较多的吸附剂有碳材料(活性炭、介孔炭、碳纳米管、水热碳等)、高分子材料、矿物材料、生物质材料、纳米复合材料等。Xu等^[87]总结了石墨烯及改性材料对水中放射性核素的去除过程,结果表明石墨烯类材料对放射性核素的吸附容量如下:U(VI)为27.6~299 mg/g, Eu(III)为115.49~250.74 mg/g, Sr(II)为23.83~147.2 mg/g, Cs(I)为8.94~214 mg/g, Co(II)为6.74~370 mg/g, Am(III)、Th(IV)、Sb(III)和Sb(V)分别为8.5、48.73、151.84和105.5 mg/g。马锋等^[88]采用批吸附实验研究了Np(V)在漳州伊利石上的吸附过程,并分析了固液比、pH值、离子强度、Np(V)浓度等因素的影响。

水泥固化是在中低放废物固化处理方面应用最为广泛的方法。姜自超等^[89]介绍了硅酸盐水泥、碱激发胶凝材料、硫铝酸盐水泥和磷酸镁水泥固化放射性核废物的研究进展,其中混合材以及沸石、膨润土等粘土矿物材料是较好的固化材料。陈良等^[90]详细介绍了放射性废物水泥固化中连续供料混合工艺和批次混合工艺这两种桶外混合工艺的技术特点及其应用情况,分析了优缺点并提出了改进建议。2017年1月24日,意大利核电管理公司(Sogin)宣布已在意大利北部的萨卢贾(Saluggia) Eurex 中试厂完成 Cemex 水泥固化设施的第一罐混凝土浇筑,从而正式启动水泥固化设施建设,主要用于对放射性废液进行水泥固化处理。此外,张怡等^[91]研究了中、低放固体废物超级压缩饼在2 m³废物包装箱内的水泥砂浆固定配方。

除了水泥固化法,王兰等^[92]介绍了以碱硬锰矿、磷灰石、钙钛矿、铈榴石等矿物固化基材作为人造岩石固化含铈、铯放射性废物,部分材料表现出优越的固化性能,具有极大潜在应用价值。此外,针对放射性污染土壤,在现场玻璃固化技术的研发基础上,西南科技大学利用微波烧结技术探索了核试验场 α 污染土壤玻璃固化体的快速烧结新方法,开展了单一核素固化处理的模拟研究^[93]。针对大气放射性核素,金属有机框架材料、多孔有机分子笼材料等新型多孔材料在惰性气体氙与氡的分离中表现出优异的性能与广阔的应用前景^[94]。

中低放废物处置技术的研究热点有低放废物暂存工艺、低-中放射性废物处置场地下水模拟等。上海

核工程研究设计院提出了一种废物暂存库低放储存区保持钢架垂直五层堆叠的储存工艺,从而大大提高了废物暂存库低放储存区的有效利用空间,减小了低放储存区的面积,提高了废物暂存库的运行安全^[95]。房江锋和李小强^[96]对华南某预选低-中放射性废物处置场地下水进行了模拟研究,预测了工程方案实施后研究区的地下水流场,为进一步分析核素迁移情况提供了基础。

6.2 高放废物处理与处置

高放废物处理方向的研究热点有高放废液中的放射性核素处理技术、核废料玻璃固化技术、高放废物玻璃固化体的辐照效应研究等。张安运等^[97-98]总结了近年来杯[4]双冠的合成方法、影响因素、合成机制及其用于分离高放废液中Cs(I),结果表明无论是溶剂萃取还是固相萃取,杯[4]双冠化合物均可有效分离Cs。Kwon等^[99]研发了一种新型固-液分离技术,即采用一种离子液体(C₂mimTf₂N)和一种Cs⁺选择性萃取剂(DCH18C6)来分离去除放射性废液中的Cs⁺。

对于高放废物的稳定化处理技术,经过近60年的研究与应用,玻璃固化是当前最成熟的技术。今后的研究方向包括玻璃固化体对P、S、Cr、Mo、Fe、Cl和稀土元素承载能力的研究,核废料玻璃熔融工艺的研究,铁磷酸盐熔融体与炉体相互作用的研究,核废料玻璃冷却过程析晶的研究,玻璃短期与长期腐蚀机理的研究等^[100]。Zhang等^[101]采用钛铀矿(UTi₂O₆)类的玻璃-硅酸盐材料固化富含铀系核素的放射性废物;Erenturk等^[102]研究了四硼酸钠玻璃固化放射性废物。王铁山等^[103]总结了不同辐射导致的玻璃固化体的微观和宏观辐照效应及其产生原因,介绍了玻璃固化体辐照效应所面临的挑战。

高放废物处置方向的研究热点为北山地下水氧化还原电势及其对可变价核素迁移的影响、高放废物处置地下实验室的建设、高放废物地质处置库的安全特性、高放废物分类处置的国际新动向、大数据在高放废物地质处置中的应用研究等。

中国初步选定甘肃北山为建设高放射性核废料处置库的预选场址,相应研究也相继展开。吴晓翠等^[104]基于北山三号井400 m深处地下水中的铁质量浓度及钻孔岩芯中Fe²⁺/Fe³⁺的比值,推测了北山地下水的氧化还原电势,计算得到该值为83.2 mV,并以此研究了U、⁹⁹Tc、⁷⁹Se和Np在地下水中的形态分布和溶解度;该

研究为综合评价处置库的安全性能提供了基础参数。全跃等^[105]从人员伤亡、经济损失、工期延误、社会影响、环境影响等5个方面初步建立了基于最低合理可行(ALARP)准则的高放废物处置地下实验室建设期风险接受准则。郑阳^[106]以甘肃北山——中国首个高放废物地质处置地下实验室为研究背景工程,对地下实验室施工期的风险进行了辨识、评价与分析,获得了地下实验室施工期风险评价等级,并针对性的提出了地下实验室施工期风险的调控措施。李兴军^[107]结合理论分析、试验研究和数值模拟等手段,分析了地下实验室建设过程中地下洞室群开挖稳定性,获得了洞室群开挖后围岩变形、应力和塑性区分布规律,为地下实验室的设计及工程建设提供了合理的建议。罗辉等^[108]建立了高放废物地质处置地下实验室新场候选场址的三维地质模型。王驹等^[109]研究了高放废物处置库的工程屏障(玻璃固化体、废物罐、缓冲材料等)和天然屏障(处置库围岩)的安全特性。

贝新宇等^[110]系统分析了芬兰ONKALO高放废物地质处置库地下实验室环境监测要素和因子,梳理了美国尤卡山高放废物处置库环境影响评价的工作内容,通过与中国拟建地下实验室做比对,从而优选出我国高放废物地质处置库地下实验室环境影响评价需要参考和借鉴的内容。徐国庆^[111]简述了国外高放废物处置研发工作的现状,论述了高放废物分类处置的概念。美国高放废物分类处置主要有3个方案,分别为各类高放废物处置于同一矿山式处置库中、某些能源部管理的高放废物和乏燃料处置在独立的矿山式处置库中、以及部分高放废物处置在深钻井中。

赵永安等^[112]预测了未来大数据在高放废物地质处置领域的应用,包括场址无线传感器网络应用研究、高放废物地质处置系统数据库扩展、大数据驱动的场址评价指标系统研究、云平台研发和大数据分析模拟应用研究。向霞等^[113]设计并实现了高放废物地质处置安全评价信息管理系统,对高放废物地质处置及安全评价的信息化管理具有重要意义。高敏等^[114]介绍了中国高放废物地质处置数据资源集成开发策略、方法和现状,提出建立中国高放废物地质处置的大数据平台。

6.3 乏燃料处理与处置

对于乏燃料,国际上通行的处理方法有“开式核燃料循环”和“闭式核燃料循环”。对于后者,核电站乏燃料先经中间储存,然后进行处理分离回收铀(或钍)并

提取钚(或铀-233)以及其他有价值的元素,最后进行深地质处置。

目前乏燃料储存方式主要有湿式储存和干式储存两种。各国都在积极推进乏燃料中间储存技术的发展,其中干法储存技术已在美国和欧洲其他国家得到广泛应用。2017年3月13日,英国塞兹韦尔B压水堆机组乏燃料处置首次实际应用干法储存技术;2017年6月15日,完成该设施的首次燃料装填工作。中国的张洪健等^[115]对乏燃料干法储存井内的散热情况进行了仿真计算,设计了分布式温度监测系统,开发了基于嵌入式的乏燃料干储存温度巡检仪。

乏燃料后处理工艺的发展历程为:沉淀法工艺;以TBP(磷酸三丁酯)为萃取剂、以硝酸为盐析剂的PUREX(萃取法回收铀和钚)工艺;水法分离和干法分离。其中水法分离和干法分离技术仍处于研发阶段。干法后处理技术中,锕系元素(An)与镧系元素(Ln)的高效分离仍然是目前亟待解决的关键科学与技术问题之一^[116]。李佳等^[117]研究了超临界CO₂/磷酸三丁酯-硝酸为萃取体系从铀、钍、钷混合粉末中分离回收铀,该工艺可简洁、高效地回收有价的铀产品。中国核燃料后处理放化实验设施开展了热实验。

日本于2016年10月3日在青森市(Aomori City)组建乏燃料后处理机构(SFRO),并在青森县六所村(Rokkasho)设立分支机构,该机构将筹集后处理费用并编制乏燃料后处理战略,日本核燃料公司(JNFL)负责实施实际后处理作业,预计六所村后处理厂将在2018年9月底前投运。

在后处理过程中或之后,采用分离-嬗变技术可实现核废物的最小化。沈姚崧等^[118]提出了一个燃烧高放超铀废物的新思路,即在外聚变中子源驱动下,燃烧超铀锕系元素和钍铀燃料循环(Th-U),从而实现高能耗下处理高放超铀废物并且输出能量。刘琨等^[119]详细论述了长寿命裂变产物核素的放射性毒性及其在长期地质贮藏过程中的风险,阐述了长寿命裂变产物嬗变的必要性,最终确定⁹⁹Tc和¹²⁹I在热堆中具有较大的嬗变潜力。

高放废物地质处置方面,芬兰高放废物深地质处置库获准开建,中国高放废物地质处置也积极向前推进。截止2017年,加拿大将候选处置库选址从最初的21个地区缩小为6个,分别是布兰德河(Blind River)和艾略特湖(Elliot Lake)、伊格纳斯(Ignace)、霍恩佩恩

(Hornepayne)、休伦-金洛斯(Huron-Kinloss)、曼尼图瓦德(Manitouwadge)及南布鲁斯(South Bruce),这些选址仍将继续接受评估。

核退役方面,刘刘等^[120]针对核设施退役过程中产生的不锈钢废物,研究了超声波加四价铈去污技术,结果表明超声波空化效应强化Ce(IV)去污技术具有强烈的空蚀作用;通过对一批乏燃料冷却套管进行验证去污实验,结果表明去污因子高达158.8,从而使其实现了解控。

核技术方面,2017年10月,由中广核达胜加速器技术有限公司和清华大学共同研发的电子束处理工业废水技术获得重大突破,该技术在北京通过了专家鉴定,属中国首创,居全球领先地位^[121]。

7 《核安全法》出台

安全是核能发展的生命线。安全既需要先进可靠的技术为支撑,也离不开法律制度的保障。苏联切尔诺贝利核事故后,国际社会缔结(修订)了一系列核安全方面的公约,包括《核事故或辐射紧急情况援助公约》《及早通报核事故公约》《核安全公约》《乏燃料管理安全和放射性废物管理安全联合公约》《核材料实物保护公约》等。

2017年9月1日,第十二届全国人民代表大会常务委员会第29次会议审议并表决通过了《中华人民共和国核安全法》(简称《核安全法》)^[122]。

《核安全法》确立了理性、协调、并进的核安全观,要求从事核事业要遵循确保安全的方针,开展安全工作要坚持安全第一、预防为主、责任明确、严格管理、纵深防御、独立监管、全面保障的原则。该法从核设施安全、核材料和放射性废物安全和核事故应急方面规定了政府监管职责和核能企业的安全责任,体现了对核能开发利用全过程、全链条的监管和风险防控。《核安全法》建立了信息公开和公众参与制度来保障公众在核能领域的权利,标志着中国核安全治理将更为开放和透明。此外,《核安全法》还规定了核科学研究和应用方面的支持政策与措施。

《核安全法》于2018年1月1日起施行。该法属于中国核安全领域的顶层制度设计,为中国核能的监管、研发和利用提供了全方位的规范指引,标志着中国进入“依法治核”的新时代。

8 结论

当前,全球核能政策与发展呈现多元化态势。中国核能的快速发展是全球核能实现稳中求进的重要支撑。随着“一带一路”战略的推进,中国推动了与英国、阿根廷、埃及、巴基斯坦等多个国家的核能合作。尽管核能政策存在差异,但全球各国对于核能科技领域的科学研究与技术创新仍在进行持续性的投入并不断取得进展。2017年,在第四代、第三代反应堆技术、数字反应堆、先进核材料与核燃料、放射性废物与乏燃料处理与处置、核安全法律及政策等重点领域取得了一系列研发进展。在可预见的将来,核能仍将是全球能源结构中不可或缺的重要组成部分,而未来第四代核电技术乃至聚变技术的最终实现,将有望彻底解决能源问题,极大促进人类文明的发展。

参考文献(References)

- [1] 陆琦. 我国首座铅基核反应堆零功率装置达临界[EB/OL]. [2017-12-10]. http://www.cas.cn/cm/201612/t20161226_45859-64.shtml.
- [2] 宋英明, 高庆瑜, 徐宇超, 等. 基于IQS/MC方法的ADS次临界反应堆中子时空动力学模拟分析[J]. 原子能科学技术, 2017, 51(3): 450-456.
- [3] 陈其昌, 司胜义, 赵金坤, 等. 无铀钍基熔盐堆堆芯设计与安全研究[J]. 原子能科学技术, 2017, 51(7): 1252-1259.
- [4] 司胜义, 陈其昌, 卑华, 等. 新型钍基熔盐堆多物理计算模型及分析[J]. 强激光与粒子束, 2017, 29(1): 75-82.
- [5] 卑华, 司胜义, 陈其昌, 等. 新型钍基熔盐堆堆芯方案及燃耗分析[J]. 强激光与粒子束, 2017, 29(1): 83-87.
- [6] 中科院、甘肃省签署四代先进核能钍基熔盐堆战略合作框架协议[EB/OL]. [2017-12-10]. <http://news.sina.com.cn/o/2017-11-15/doc-ifynwhww5205966.shtml>.
- [7] 立足自主创新, 打造核电走出去的国家名片[EB/OL]. [2017-12-10]. <http://news.bjx.com.cn/html/20171019/856214.shtml>.
- [8] 王永福, 孙玉良. 高温气冷堆供热项目厂址选择法规标准适用性研究[J]. 科技导报, 2017, 35(13): 24-28.
- [9] 刘杨, 汪俊. 高温气冷堆燃料运输容器热工计算分析[J]. 核动力工程, 2017, 38(5): 160-163.
- [10] 曲新鹤, 杨小勇, 王捷. 商用高温气冷堆联合循环方案研究[J]. 原子能科学技术, 2017, 51(9): 1578-1584.
- [11] 清华参与共建的中国-印尼高温气冷堆联合实验室在雅加达揭牌[EB/OL]. [2017-12-10]. http://news.tsinghua.edu.cn/publish/thunews/9659/2017/20171130162833603999441/20171130162833603999441_.html.

- [12] 现有反应堆出口受阻日本拟卖给波兰新型高温气冷堆[EB/OL]. [2017-12-10]. <http://sh.qihoo.com/2s1cmu5yg1y?sign=look>.
- [13] 世界核电迎来“中国芯”高温气冷堆受到国际关注[EB/OL]. [2017-12-10]. http://news.xinhuanet.com/politics/2017-10/09/c_1121770973.htm.
- [14] 中国核学会. 2015-2017年度中国十大核科技进展[EB/OL]. [2017-12-21]. <http://www.stdaily.com/kjzc/index.shtml>.
- [15] 章庆华, 王佳明, 王海东, 等. 行波堆渐行渐近-全球首座行波堆示范电厂加快面世步伐[J]. 中国核工业, 2017(4): 22-27.
- [16] The Generation IV International Forum- ISSCWR- 8[EB/OL]. [2017-12-12]. https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_91758/isscwr-8.
- [17] 杨平, 明哲东, 许余, 等. 超临界水堆燃料组件选型论证研究[J]. 强激光与粒子束, 2017, 29(1): 143-147.
- [18] 刘雨, 陆道纲, 汪喆, 等. 超临界水堆燃料棒流致振动简化模型[J]. 核科学与工程, 2017, 37(3): 362-366.
- [19] 王连杰, 赵文博, 陈炳德, 等. 超临界水堆堆芯典型瞬态三维核热耦合分析[J]. 核动力工程, 2017, 5: 145-150.
- [20] Nguyen A T, Namgung I. Structural assessments of plate type support system for APR1400 reactor[J]. Nuclear Engineering & Design, 2017, 314(Supplement C): 256-270.
- [21] Li C, Li L, Li J, et al. Analysis of the passive heat removal enhancement for AP1000 containment due to the partially wetted coverage[J]. Nuclear Engineering & Design, 2017, 313(Supplement C): 185-189.
- [22] Sui D, Lu D, Shang C, et al. Investigation on response of HPR1000 under different mitigation strategies after SGTR accident[J]. Annals of Nuclear Energy, 2018, 112(Supplement C): 328-336.
- [23] Sui D, Lu D, Shang C, et al. Response characteristics of HPR1000 primary circuit under different working conditions of the atmospheric relief system after SBLOCA[J]. Nuclear Engineering & Design, 2017, 314(Supplement C): 307-317.
- [24] Sun D C, Li Y, Xi Z, et al. Experimental evaluation of safety performance of emergency passive residual heat removal system in HPR1000[J]. Nuclear Engineering & Design, 2017, 318: 54-60.
- [25] Dong G K. The effect of nodalization and temperature of reactor upper region: Sensitivity analysis for APR-1400 LBLOCA [J]. Annals of Nuclear Energy, 2017, 99(Supplement C): 28-35.
- [26] Kim I G, Bang I C. Hydraulic control rod drive mechanism concept for passive in-core cooling system (PINCs) in fully passive advanced nuclear power plant[J]. Experimental Thermal & Fluid Science, 2017, 85: 266-278.
- [27] Hasslberger J, Kim H K, Kim B J, et al. Three-dimensional CFD analysis of hydrogen-air-steam explosions in APR1400 containment[J]. Nuclear Engineering & Design, 2017, 320: 386-399.
- [28] Wang M, Bai L, Wang L, et al. Thermal hydraulic and stress coupling analysis for AP1000 pressurized thermal shock (PTS) study under SBLOCA scenario[J]. Applied Thermal Engineering, 2017, 122(25): 158-170.
- [29] Agrawal N, Ali S M, Balasubramanian V. Innovative hydrogen recombiner concept for severe accident management in nuclear power plants[J]. Nuclear Engineering & Design, 2017, 323(Supplement C): 359-366.
- [30] Sun X, Cao X, Shi X, et al. Comparative study on aerosol removal by natural processes in containment in severe accident for AP1000 reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2016, 99(Supplement C): 216-226.
- [31] Liu Y, Lu D, Liu H, et al. The shaking table experiments on sliding and overturning of CAP1400 spent fuel storage rack with the effect of FSI[J]. Annals of Nuclear Energy, 2018, 112(Supplement C): 277-288.
- [32] Liu Y, Lu D, Li W, et al. Effect of neighboring wall on the fluid added mass of CAP1400 spent fuel storage rack[J]. Progress in Nuclear Energy, 2017, 101(Part B): 177-187.
- [33] Yang Z, Shan J, Gou J. Preliminary assessment of a combined passive safety system for typical 3-loop PWR CPR1000[J]. Nuclear Engineering & Design, 2017, 313(Supplement C): 148-161.
- [34] 中国核协会. 2015-2017年度中国十大核科技进展[EB/OL]. [2017-12-20]. http://www.stdaily.com/kjzc/top/2017-10/20/content_585855.shtml.
- [35] 宋丹戎, 秦忠, 程慧平, 等. ACP100模块化小型堆研发进展[J]. 中国核电, 2017, 10(2): 172-177.
- [36] 中国核协会. 中国核学会2017年学术年会大会报告集锦[EB/OL]. [2017-12-20]. <http://mp.weixin.qq.com/s/meSrHIEwnOIdOdv1b8Z2vQ>.
- [37] 张国旭, 解衡, 谢菲. 小型模块式压水堆设计综述[J]. 原子能科学技术, 2015, (B5): 40-47.
- [38] Mycle S. The world nuclear industry status report 2017[R]. Paris: Independent Consultant, 2017.
- [39] The consortium for advanced simulation of light water reactors[EB/OL]. [2017-12-20]. <http://www.casl.gov/vision.shtml>.
- [40] Jones C, Hetzler A, Dinh N, et al. Initial verification and validation assessment for VERA[R], United States: USDOE, 2017.
- [41] Godfrey A T, Collins BS, Gentry CA, et al. Watts bar unit 2 startup results with VERA[R], United States: USDOE, 2017.
- [42] Chanaron B. Overview of the NURESAFE European project [J]. Nuclear Engineering & Design, 2017, 321(Supplement C): 1-7.
- [43] García-Herranz N, Cuervo D, Sabater A, et al. Multiscale neu-

- tronics/thermal-hydraulics coupling with COBAYA4 code for pin-by-pin PWR transient analysis[J]. *Nuclear Engineering & Design*, 2017, 321(Supplement C): 38-47.
- [44] Perin Y, Escalante J J. Application of the best-estimate plus uncertainty approach on a BWR ATWS transient using the NURESIM European code platform[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 321(Supplement C): 48-56.
- [45] Bois G. Direct Numerical Simulation of a turbulent bubbly flow in a vertical channel: Towards an improved Second-Order Reynolds Stress Model[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 321(Supplement C): 92-103.
- [46] Mimouni S, Fleau S, Vincent S. CFD calculations of flow pattern maps and LES of multiphase flows[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 321(Supplement C): 118-131.
- [47] Zhang H, Guo J, Lu J, et al. A Comparison of Coupling Algorithms for N/TH Transient Problems in HTR[C]. *M&C 2017-International Conference on Mathematics & Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering*, Jeju, 16-20, 2017.
- [48] 卢佳楠, 郭炯, 李富. JFNK 在高温堆扩散计算中的应用[J]. *强激光与粒子束*, 2017, 29(3): 127-132.
- [49] 黄凯. 数值反应堆的高保真燃耗计算方法研究[D]. 西安: 西安交通大学能源与动力工程学院, 2017.
- [50] 张腾飞. 非均匀变分节块法及其在三维全堆芯中子学计算中的应用[D]. 西安: 西安交通大学能源与动力工程学院, 2017.
- [51] ANS. Nuclear grand challenges[EB/OL]. [2017-12-20]. <http://www.ans.org/challenges/>.
- [52] ANS. Challenge: Accelerate development and qualification of advanced materials[EB/OL]. [2017-12-20]. <http://www.ans.org/challenges/materials/>.
- [53] Charit I. Accident tolerant nuclear fuels and cladding materials[J]. *JOM*, 2017, 90(6): 24.
- [54] Chen S, Yuan C. Neutronic analysis on potential accident tolerant fuel-cladding combination U₃Si₂-FeCrAl[J]. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2017, 24(2): 1-12.
- [55] Brown N R, Wysocki A J, Terrani K A, et al. The potential impact of enhanced accident tolerant cladding materials on reactivity initiated accidents in light water reactors[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2017, 99(Supplement C): 353-365.
- [56] Liu M, Brown N R, Terrani K A, et al. Potential impact of accident tolerant fuel cladding critical heat flux characteristics on the high temperature phase of reactivity initiated accidents [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2017, 110(Supplement C): 48-62.
- [57] Cinbiz M N, Brown N, Terrani K A, et al. Energy materials 2017: The mechanical response evaluation of advanced claddings during proposed reactivity initiated accident conditions [M]. Charm, Switzerland: Springer International Publishing, 2017: 355-365.
- [58] Gamble K A, Barani T, Pizzocri D, et al. An investigation of FeCrAl cladding behavior under normal operating and loss of coolant conditions[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2017, 491(Supplement C): 55-66.
- [59] Unocic K A, Yamamoto Y, Pint B A. Effect of Al and Cr content on air and steam oxidation of FeCrAl alloys and commercial APMT alloy[J]. *Oxidation of Metals*, 2017, 87(3-4): 431-441.
- [60] Pint B A. Performance of FeCrAl for accident-tolerant fuel cladding in high-temperature steam[J]. *Corrosion Reviews*, 2017, 35(3): 167-175.
- [61] Jolkkonen M, Malkki P, Johnson K, et al. Uranium nitride fuels in superheated steam[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2017, 54(5): 513-519.
- [62] Miao Y, Harp J, Mo K, et al. In-situ TEM ion irradiation investigations on U₃Si₂ at LWR temperatures[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2017, 484: 168-173.
- [63] Miao Y, Harp J, Mo K, et al. Bubble morphology in U₃Si₂ implanted by high-energy Xe ions at 300°C[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2017, 495: 146-153.
- [64] Field K G, Briggs S A, Sridharan K, et al. Dislocation loop formation in model FeCrAl alloys after neutron irradiation below 1 dpa[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2017, 495: 20-26.
- [65] Lin Y R, Chen L G, Hsieh C Y, et al. Atomic configuration of point defect clusters in ion-irradiated silicon carbide[J]. *Scientific reports*, 2017, 7(1): 14635.
- [66] Westinghouse launches its EnCore Fuel[EB/OL]. [2017-12-20]. <http://www.world-nuclear-news.org/UF-Westinghouse-launches-its-EnCore-Fuel-14061702.html>.
- [67] 张楷欣. 中国事故容错燃料技术革命取得积极进展[EB/OL]. [2017-12-14]. <http://www.chinanews.com/cj/2017/12-11/839-7876.shtml>.
- [68] Zhang Y, Xu G, Wang Y, et al. Mechanical properties study of W/TiN/Ta system multilayers[J]. *Journal of Alloys and Compounds*, 2017, 725: 283-290.
- [69] Reiser J, Garrison L, Greuner H, et al. Ductilisation of tungsten (W): Tungsten laminated composites[J]. *International Journal of Refractory Metals and Hard Materials*, 2017, 69: 66-109.
- [70] Cheng L, De Temmerman G, Morgan T W, et al. Mitigated blistering and deuterium retention in tungsten exposed to high-flux deuterium-neon mixed plasmas[J]. *Nuclear Fusion*, 2017, 57(4): 046028.
- [71] Parish C M, Wang K, Doerner R P, et al. Grain orientations and grain boundaries in tungsten non-tendrill fuzz grown under divertor-like conditions[J]. *Scripta Materialia*, 2017, 127:

- 132–135.
- [72] Wang K, Doerner R P, Baldwin M J, et al. Morphologies of tungsten nanotendrils grown under helium exposure[J]. *Scientific Reports*, 2017, 7: 42315.
- [73] Hammond K D, Blondel S, Hu L, et al. Large-scale atomistic simulations of low-energy helium implantation into tungsten single crystals[J]. *Acta Materialia*, 2018, 144: 561–578.
- [74] Lu C, Niu L, Chen N, et al. Enhancing radiation tolerance by controlling defect mobility and migration pathways in multi-component single-phase alloys[J]. *Nature communications*, 2016, 7: 13564.
- [75] Ullah M W, Xue H, Velisa G, et al. Effects of chemical alternation on damage accumulation in concentrated solid-solution alloys[J]. *Scientific reports*, 2017, 7(1): 41–46.
- [76] Lu C, Yang T, Jin K, et al. Radiation-induced segregation on defect clusters in single-phase concentrated solid-solution alloys[J]. *Acta Materialia*, 2017, 127: 98–107.
- [77] Zhang Y, Zhao S, Weber W J, et al. Atomic-level heterogeneity and defect dynamics in concentrated solid-solution alloys [J]. *Current Opinion in Solid State and Materials Science*, 2017, 21(5): 221–237.
- [78] Zhao S, Weber W J, Zhang Y. Unique challenges for modeling defect dynamics in concentrated solid-solution alloys[J]. *JOM*, 2017, 69(11): 2084–2091.
- [79] Wang Z, Liu C T, Dou P. Thermodynamics of vacancies and clusters in high-entropy alloys[J]. *Physical Review Materials*, 2017, 1(4): 043601.
- [80] Chen D, Li N, Yuryev D, et al. Self-organization of helium precipitates into elongated channels within metal nanolayers [J]. *Science Advances*, 2017, 3(11): eaao2710.
- [81] 邓少刚. 关于召开《放射性废物分类》宣贯会的通知[EB/OL]. [2017–12–15]. http://www.zhb.gov.cn/gkml/hbb/bgth/201712/20171214_427940_wap.shtml.
- [82] 方祥洪, 杨彬, 马若霞. 放射性废油处理技术研究[J]. *山东化工*, 2017, 46(7): 203–204.
- [83] 徐乐瑾, 隋增光. 湿式氧化法处理放射性废离子交换树脂研究进展[J]. *科技导报*, 2017, 35(13): 29–36.
- [84] 董文曙, 周焱, 王鑫. 放射性废树脂热态超压处理工艺评价[J]. *广州化工*, 2017, 45(19): 139–141.
- [85] Karumalikkal A P, Schneider F, Scherer U W. Construction and testing of a closed microwave plasma oven system for the treatment of radioactive waste[J]. *Radiation Effects & Defects in Solids*, 2017, 172(1–2): 139–149.
- [86] Trnovcevic J, Schneider F, Scherer U W. Investigation of some process parameters using microwave plasma technology for the treatment of radioactive waste[J]. *Radiation Effects & Defects in Solids*, 2017, 172(1–2): 23–31.
- [87] Xu L J, Wang J L. The application of graphene-based materials for the removal of heavy metals and radionuclides from water and wastewater[J]. *Critical Reviews in Environmental Science and Technology*, 2017, 47(12): 1042–1105.
- [88] 马锋, 靳强, 高鹏元, 等. Np(V)在漳州伊利石上吸附作用的实验及建模研究[J]. *原子能科学技术*, 2017, 51(5): 790–797.
- [89] 姜自超, 丁建华, 张时豪, 等. 水泥及其复合体系固化放射性核废物研究现状[J]. *当代化工*, 2017, 46(1): 141–144.
- [90] 陈良, 吴雪松, 饶仲群, 等. 放射性废物水泥固化桶外混合技术分析[J]. *核科学与工程*, 2017, 37(3): 386–392.
- [91] 张怡, 郑佐西, 朱欣研, 等. 放射性固体废物水泥砂浆固定配方研究[J]. *核化学与放射化学*, 2017, 39(1): 63–68.
- [92] 王兰, 侯晨曦, 樊龙, 等. 矿物固化含 Sr、Cs 放射性废物研究进展[J]. *材料导报*, 2017, 31(2): 106–111.
- [93] 张帅. 放射性污染土壤的微波固化工艺及其效应评价[D]. 四川: 西南科技大学, 2017.
- [94] 刘博煜, 龚有进, 刘强, 等. 新型多孔材料在惰性气体 Xe/Kr 分离中的应用[J]. *材料导报*, 2017, 31(10): 51–59.
- [95] 艾明. 一种新型低放废物暂存工艺[J]. *中国核电*, 2017, 10(1): 114–118.
- [96] 房江锋, 李小强. 华南某预选低-中放射性废物处置场地下水模拟[J]. *土工基础*, 2017, 31(3): 304–307.
- [97] 戴茨, 张安运. 杯[4]双冠醚的合成及分离高放废液中 Cs 的研究进展[J]. *湿法冶金*, 2017, 36(2): 83–90.
- [98] Zhang A Y, Hu Q H. Removal of cesium by countercurrent solvent extraction with a calix[4]crown derivative[J]. *Separation Science and Technology*, 2017, 52(10): 1670–1679.
- [99] Kwon S, Choi J, Cho S, et al. A novel method for separating Cs⁺ from liquid radioactive waste using ionic liquids and a selective extractant[J]. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 2017, 311(3): 1605–1611.
- [100] 徐凯. 核废料玻璃固化国际研究进展[J]. *中国材料进展*, 2016, 35(7): 481–488.
- [101] Zhang Y J, Kong L G, Karatchevtseva I, et al. Development of brannerite glass-ceramics for the immobilization of actinide-rich radioactive wastes[J]. *Journal of the American Ceramic Society*, 2017, 100: 4341–4351.
- [102] Erenturk S A, Bengisu M, Erdogan C. Evaluation of sodium borate glasses for radioactive waste immobilization applications[J]. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 2017(1): 1–18.
- [103] 王铁山, 彭海波, 刘枫飞, 等. 高放废物玻璃固化体的辐照效应研究进展[J]. *原子能科学技术*, 2017, 51(6): 967–974.
- [104] 吴晓翠, 康明亮, 蔡智毅, 等. 北山地下水氧化还原电势及其对可变价核素迁移的影响[J]. *核化学与放射化学*, 2017, 39(3): 227–234.
- [105] 全跃, 黄宏伟, 张东明, 等. 高放废物处置地下实验室建设期风险接受准则[J]. *中国安全科学学报*, 2017, 27(2): 151–156.

- [106] 郑阳. 高放废物地质处置地下实验施工期风险评价与分析研究[D]. 山东: 山东大学, 2017.
- [107] 李兴军. 高放废物地质处置地下实验室施工开挖围岩稳定性分析研究[D]. 山东: 山东大学, 2017.
- [108] 罗辉, 王驹, 蒋实, 等. 高放废物地质处置地下实验室新场候选场址三维地质建模[J]. 铀矿地质, 2017, 33(3): 178-183.
- [109] 王驹, 凌辉, 陈伟明. 高放废物地质处置库安全特性研究[J]. 中国核电, 2017, 10(2): 270-278.
- [110] 贝新宇, 陈璋如. 国外高放废物地质处置库地下实验室环境监测与影响评价浅析[J]. 世界核地质科学, 2017, 34(3): 180-186.
- [111] 徐国庆. 高放废物分类处置的国际新动向[J]. 世界核地质科学, 2017, 34(2): 118-124.
- [112] 赵永安, 高敏, 高树桃, 等. 大数据在高放废物地质处置中的应用研究前瞻[J]. 铀矿地质, 2017, 33(1): 59-64.
- [113] 向霞, 万亚平, 何志爽, 等. 高放废物地质处置安全评价信息管理系统的设计与实现[J]. 电脑知识与技术, 2017, 13(14): 9-10.
- [114] 高敏, 黄树桃, 王鹏, 等. 高放废物地质处置数据资源集成开发进展[J]. 铀矿地质, 2017, 33(2): 113-117.
- [115] 张洪健, 余刃, 刘笑凡, 等. 基于嵌入式的乏燃料干储存温度监测系统[J]. 兵器装备工程学报, 2017, 38(11): 138-141.
- [116] 刘雅兰, 叶国安, 柴之芳, 等. 铝合金化技术在乏燃料干法后处理中的应用研究进展[J]. 核化学与放射化学, 2017, 39(1): 13-21.
- [117] 李佳, 康武, 尹荣才, 等. 超临界萃取从铀、钍、钷混合粉末中分离铀的试验研究[J]. 铀矿冶, 2017, 36(1): 34-40.
- [118] 沈姚崧, 李凯波, 师学明, 等. 聚变裂变混合堆处理高放超铀废物的研究[J]. 计算物理, 2017, 34(2): 142-148.
- [119] 刘琨, 秦东, 倪东洋. 长寿命裂变产物热堆嬗变可行性研究[J]. 科技创新与应用, 2017(11): 22-24.
- [120] 刘刘, 陈艳, 孔彦荣, 等. 超声波+四价钍去污技术研究[J]. 辐射防护, 2017, 37(1): 39-44.
- [121] 陈听雨. 电子束处理废水技术获突破[EB/OL]. [2017-12-13]. http://news.xinhuanet.com/tech/2017-10/24/c_11218460-01.htm.
- [122] 胡帮达. 中国核安全立法的进展、问题和对策[J]. 科技导报, 2017, 35(13): 57-60.

Hot spots of nuclear energy science and technology in 2017

YANG Jun¹, YANG Zhangcan¹, XU Lejin¹, WU Hsingtzu², DENG Chengcheng¹, ZHOU Xiaofeng¹, HU Bangda³

1. Department of Nuclear Engineering and Technology, Huazhong University of Science and Technology, Wuhan 430074, China

2. 200. Set. 3, HsinHai Road, Taipei, Taiwan 10668, China

3. Law School, Huazhong University of Science and Technology, Wuhan 430074, China

Abstract This paper summarizes the worldwide milestones of research and development of nuclear energy science and technology in 2017. The hotspots and frontier in the nuclear energy science and technology field are briefly reviewed. Some important advances in Generation IV reactors, advanced technologies of Generation III reactors, virtually digital reactor, advanced nuclear materials, the treatment and disposal of radioactive waste and spent fuel, and the relevant law and public policy of nuclear safety are covered.

Keywords nuclear energy; nuclear reactor; nuclear materials; radioactive waste; spent fuel; nuclear safety ●



(责任编辑 祝叶华)