

世界核能科技发展前沿进展

杨军, 孙培杰, 彭翠婷, 胡梦岩, 黄茜, 张祎轩, 黄宇航, 罗志鹏, 徐乐瑾*

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

摘要 介绍了核聚变技术最新进展, 包括高温超导核聚变、激光点火惯性约束核聚变、托卡马克核聚变装置、国际热核聚变实验堆和中国聚变工程实验堆。指出核能与氢能、太阳能等其他能源的耦合利用为发展可再生能源和实现“双碳”目标提供了新的解决途径; 高精度多物理场耦合分析计算、反应堆数字孪生技术、核能信息化与数据库建设是未来核能可持续发展的重要方向。总结了放射性废物处理与处置技术进展, 包括中低放废物的减量减容和固化技术、高放废物的放射性核素去除和玻璃固化以及乏燃料处理与处置, 表明随着核能技术的进一步革新, 呈多元化发展态势的核能预期将在全球能源体系中占据重要地位。

关键词 核能科技; 多物理场耦合; 数字孪生; 核聚变; 放射性废物

目前, 世界核能产业的规模依然在扩大, 技术路线更加多样化, 国际项目合作更为紧密, 各国的核能技术开发和科学研究工作稳步推进。其中, 三代核电技术即将成为主流, 小型模块化反应堆、空间堆、核聚变等技术的研究与开发取得显著进展。核能与氢能、太阳能、风能、煤炭等能源的耦合技术的提出与验证, 为发展可再生能源和实现“双碳”目标提供了新思路。核反应堆是一个由中子场、温度场、流场、应力场、化学场等多个物理过程相互紧密耦合的系统, 高精度多物理场耦合分析计算、反应堆数字孪生等技术仍是核能领域的研究热点。此

外, 放射性废物与乏燃料处理与处置技术为核能安全利用和高效运行提供了有力的保障。

1 全球核能产业及科技进展

核能是全球重要的清洁、低碳、安全、高效的能源形式, 截至2024年5月, 在全球31个国家和地区共运行416台核电机组, 总装机容量374597万千瓦。全球15个国家在建59台机组, 总装机容量61637万千瓦。随着二代核电技术设计寿命以及延寿的到期, 未来一段时期二代核电将会陆续退出

收稿日期: 2023-04-24; 修回日期: 2024-05-23

基金项目: 中央高校基本科研业务费专项(5003120076); 国家自然科学基金项目(22176067)

作者简介: 杨军, 教授, 研究方向为反应堆热工水力与安全分析, 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, 孙培杰, 彭翠婷, 等. 世界核能科技发展前沿进展[J]. 科技导报, 2024, 42(23): 7-30;

doi:10.3981/j.issn.1000-7857.2023.04.00630

运行,三代核电技术即将成为全球主流的核电技术,与此同时各国也积极开展第四代反应堆、小型模块化反应堆以及空间堆等科技前沿领域的研究。

1.1 世界各国核能产业进展

2022年以来在政治、气候、疫情等因素的影响下,世界各国制定并实施了一系列关于核能产业发展的政策和措施。美国在2022年10月对采用AP1000技术的沃格特勒核电站3号机组进行首次装料,2023年7月实现并网发电。沃格特勒3号与4号机组分别开工于2013年3月和11月,是美国自哈里斯核电站1号机组于1978年1月开工35年以来正式启动并完成建设的核电机组^[1]。法国总统马克龙在2021年底宣布大规模重振核电发展,并明确了核能在法国能源和脱碳政策的核心地位;2023年6月,法国进一步颁布《加速核能发展法案》,并宣布放弃“至2035年将核能发电份额削减至50%”的规划目标。法国预计在2050年前新建6~14座反应堆,并对所有运营超过50年的核反应堆进行检修延寿^[2]。英国能源安全和净零排放部于2024年初发布《民用核电2050路线图》,计划在2050年前将核电机组装机量由目前的6吉瓦提升至24吉瓦^[3]。此举有意向核电行业及其投资者释放积极信号,以扭转英国数十年来持续低迷的核电市场。韩国政府目前正在积极打造核电生态圈据点,成立核能出口战略委员会以促进韩国核电出口^[4]。使用韩国APR-1400技术的阿联酋巴拉卡核电站在2020—2024年已陆续实现4台核电机组的并网发电;韩国国内方面,新蔚珍1号机组于2022年实现商业运行。

1.2 世界各国核能科技进展

第四代核反应堆的研发建造一直是核能领域的焦点之一。2023年12月,中国石岛湾核电站的球床模块式高温气冷堆(HTR-PM)正式投入商业运行,是迄今为止世界上唯一一座二代商用核反应堆,标志着中国的第四代核反应堆技术正走在世界前列。如图1模型所示,HTR-PM为模块化设计,单堆电功率200 MW,堆内装载球状弥散型燃料元件并使用氦气冷却,该设计提高了反应堆的固有安全性,能在极端事故下实现自停堆并避免熔堆。高达750℃的反应堆冷却剂出口温度使HTR-PM发

电效率超过40%——远远高于三代核反应堆的平均水平,并有望被应用于高温制氢等其他领域中,极大地提高经济效益^[5]。同年6月,位于甘肃省武威市,上海应用物理研究所牵头开发的2 MW 钍基熔盐实验堆获准运行^[6],不久后该反应堆将装载核燃料进入带核的试运行状态,在经历进一步的调试后将有望正式运行。钍基熔盐堆作为四代核反应堆堆型之一,其一方面具有可靠的安全特性,另一方面通过将装载的钍232转化为铀233实现裂变燃料的正向增殖^[7]。对于钍矿储量丰富的中国,钍基熔盐堆的正式运行将有效缓解当下铀资源紧张的现状。



图1 HTR-PM球床模块式高温气冷堆设计模型

在小型模块化反应堆研究方面,2023年美国核管理委员会(Nuclear Regulatory Commission, NRC)发布了认证NuScale电力公司的小型模块化反应堆的最终规则,使其成为监管机构批准在美国使用的第七个反应堆设计,也是第一个小堆,NuScale小堆单堆功率45 MWe其设计特点是高度一体化,一回路采用自然循环、非能动安全系统,在提高安全性的同时,简化系统,减少设备,提高经济性,相关政策和资金支持被认为是美国核能供应链复兴计划的起步工作^[8]。法国在支持加速国际模块化小堆取证、推进小堆法规协调方面处于领先地位,2022年6月法国电力公司(Electricite De France, EDF)宣布将NUWARD模块化小堆设计(图2^[9])作为测试案例,并提供给欧洲多国核监管机构联合审查^[9]。俄罗斯“罗蒙诺索夫院士号”商用海上浮动核电站于2019年12月并网发电,该核电站拥

有两座 KLT-40S 核反应堆,属于小型紧凑式模块化小堆,单堆功率 150 MW_t,可以产生 35 MWe 电力用于供电和供应蒸汽进行海水淡化。KLT-40S 堆芯布置了 121 组六角形燃料组件,组件总长 1670 mm,包壳为 E635 铝合金。在事故状态下,可通过非能动安全系统达到应急停堆冷却、堆芯应急冷却、堆腔淹没、安全壳应急降压等功能^[10]。2023 年 7 月由中国中核集团研制的全球首个陆上商用模块化小堆“玲龙一号”反应堆(ACP100)核心模块完成出厂验收,并于次月在海南昌江核电基地完成核心模块吊装,有望在 2025 年年底实现并网发电。“作为一款三代轻水反应堆,“玲龙一号”良好的固有安全性辅以非能动安全设计理念,将为反应堆运行提供极大的安全保障^[11]。

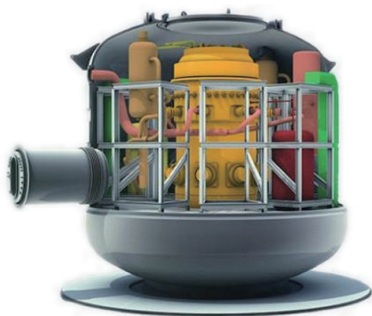


图2 NUWARD 模块化小堆设计模型

在空间堆研究方面,俄罗斯国家航天集团参与研发的“宙斯”核动力太空拖船配装了兆瓦级动力装置,已经具备太空作战能力。该船核反应堆电源采用超高温气冷快堆设计,气体布雷顿循环发电。2022 年 8 月,由中国科学技术大学、上海核工程设计研究院以及西北核技术研究院等数十家单位联合承担的“兆瓦级超小型液态金属冷却空间核反应堆电源”项目^[12]通过验收。空间堆电源主体结构设计如图 3^[12]所示。该项目形成了一套国产自主化三回路空间堆电源系统设计方案:一回路使用高富集度钚作为核燃料,液态锂作为堆芯冷却剂,由换热器将热量移送至二回路的氦-氘布雷顿循环发电机组实现热电转换,净电功率可达 1.5 MW。该设计在大规模、长时间的航天任务中将具有优良的应用潜质,未来为中国航天技术的发展提供了一条可行的技术路径。

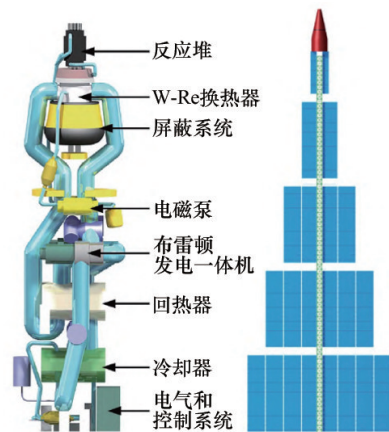


图3 兆瓦级超小型液态金属冷却空间核反应堆

2 聚变技术进展

根据国际原子能机构(IAEA)发布的数据,目前全球在运营的核聚变装置有 96 座,在建的核聚变装置有 11 座,计划建设的装置则有 29 座;装置数量排名前 5 位的国家分别是:美国、日本、俄罗斯、中国、英国。

2021 年 9 月,联邦聚变系统公司(CFS)和麻省理工学院等离子体科学与聚变中心报道了高温超导磁体的成功测试^[13]。此次测试中 20 T 的磁场强度是有史以来产生的最强磁场,为建造第一座聚变发电厂开辟了道路。2022 年 12 月 13 日,美国能源部正式宣布惯性约束核聚变激光点火成功,加州劳伦斯·利弗莫尔国家实验室于 12 月 5 日首次成功在核聚变反应中实现“净能量增益(Net Energy Gain)”^[14],即受控核聚变反应产生的能量超过驱动反应发生的激光能量,实验向目标输入了 2.05 MJ 的能量,产生了 3.15 MJ 的聚变能量输出,达到了 153% 的能量增益。近年来,世界各国的民间投资正大量流入聚变技术研究领域,研究相关技术的私营公司数量激增。2023 年,核聚变工业协会(The Fusion Industry Association, FIA)针对全球范围内的私营聚变技术公司进行了调查,并发布了报告《2023 年全球核聚变产业》(The Global Fusion Industry in 2023)^[15]:相较于 2022 年,私营聚变技术公司由 33 家增加至 43 家,来自美国的 25 家公司占据了数量上的主导地位;英国、德国以及日本国内则

各有3家公司,数量位于美国之后;中国国内目前共有2家私营性质公司,分别是新奥科技发展有限公司以及能量奇点能源科技有限公司。

中国核聚变研究起步于20世纪60年代初,从20世纪70年代开始,中国集中选择了托卡马克为主要研究途径,先后建成并运行了一系列托卡马克实验装置^[16]。2021年5月,中国科学院合肥物质科学研究院的全超导托卡马克核聚变实验装置(EAST)创造新的世界纪录,成功实现可重复的1.2亿摄氏度101秒和1.6亿摄氏度20秒等离子体运行^[17]。2023年8月,中核集团核工业西南物理研究院的新一代“人造太阳”装置中国环流二号(HL-2M)实现100万A等离子体电流下的高约束模式运行,创造了中国可控核聚变装置运行新纪录^[18]。2022年5月,华中科技大学电气学院聚变与等离子体研究所微波加热课题组对联合得克萨斯实验托卡马克(J-TEXT)装置^[19]的电子回旋共振加热(electron cyclotron resonance heating, ECRH)系统进行升级,使系统功率从500 kW提升至1 MW,有效拓展J-TEXT装置的运行区间,为开展高约束运行模式研究奠定了良好的基础^[19]。这些纪录进一步证明核聚变能源的可行性,也将为迈向商用奠定物理和工程基础。

2.1 EAST托卡马克装置

托卡马克(俄语:Токамак),又称环磁机,是一种利用磁约束来实现可控核聚变的环形容器。围绕环面移动的螺旋形状的磁力线能够使等离子体达到稳定的平衡。

东方超环(Experimental Advanced Superconducting Tokamak, EAST)是由中国科学院合肥物质科学研究院等离子体物理研究所设计研制的世界上第一个“全超导非圆截面托卡马克”核聚变实验装置。它主要包含以下部件:为热核聚变反应提供超高真空运行环境的真空室;在等离子体中心产生环向磁场的纵场线圈;产生极向磁场的极向场线圈;减少EAST超导磁体的热负荷的内外冷屏;可为极向场、纵场真空室等部件提供真空环境,隔断外部热交换并承受大部件载荷的外真空杜瓦;支撑系统等^[20]。EAST不断追求在等离子体参数、约束

性能和长时间稳态运行上的突破,不断探寻未来聚变堆的高约束稳态运行模式,稳步推进等离子体物理研究,为国际热核聚变实验堆(ITER)和中国聚变工程实验堆(CFETR)设计建设奠定科学与技术基础,推动着中国在磁约束核聚变领域研发能力和科技水平的提升。

从20世纪80年代以来,实现长时间高约束放电一直是国际聚变界追求的目标和挑战性极大的前沿课题^[21]。为此,国际上也建立了众多托卡马克大实验装置,如国际热核聚变实验堆(ITER)装置、美国托卡马克聚变试验反应堆(TFTR)装置、欧洲联合环(JET)等。

目前,中国的托卡马克装置主要有华中科技大学的J-TEXT装置、核工业西南物理研究院的HL-2M装置和中国科学院等离子体物理研究所的EAST装置(图4)等,并不断取得巨大突破。



图4 EAST全超导托卡马克

(图片来源:中国科学院等离子体物理研究所官网)

2.2 国际热核聚变实验堆(ITER)

国际热核聚变实验反应堆(International Thermonuclear Experimental Reactor, ITER)是中国、欧盟、美国、俄罗斯、日本、韩国和印度共7方联合建造的国际热核聚变实验堆装置^[22],是国际核聚变研究的巨型工程,将成为世界上最大的磁约束等离子体物理学实验,也是目前正在建设的世界上最大的实验性托卡马克核聚变反应堆,地点在法国的卡达拉奇(Cadarache)。ITER工程的目标是从等离子体物理实验研究,到大规模电力生产的核聚变发电厂的转变^[23]。

中国在ITER项目中约承担了9%的实物贡献。

自2008年以来,中国先后安排实施了多个采购包的制造任务,包括ITER屏蔽包层模块、第一壁、磁体支撑、超导磁体线圈等核心关键部件^[24]。中方采购包的完成质量和执行进度在欧美日韩俄印等ITER 7方中位于前列,国际热核聚变实验堆(ITER)增强热负荷第一壁完成首件制造,其核心指标显著优于设计要求,具备了批量制造条件。这标志着中国全面突破“ITER增强热负荷第一壁”关键技术,实现该项核心技术持续领跑^[25]。同时,中方承担的ITER主机系统安装工程任务(TAC1)也顺利推进。中方为ITER的建设做出的贡献有目共睹,在项目参与中体现了大国担当,屡获ITER组织的赞誉。

ITER计划确定在2025年12月实现第一束等离子体。ITER计划一旦商业化成功,意味着可控热核聚变将为人类提供用之不竭的理想洁净能源,迅速形成以热核能为支柱,可再生能源为补充,以氢为介质的能源结构,人类将彻底摆脱化石能源的束缚^[26]。

2.3 中国聚变工程实验堆(CFETR)

中国聚变工程实验堆(China Fusion Engineering Test Reactor, CFETR)是中国自主设计和研制、以中国为主联合国际合作的重大聚变实验堆科学工程^[27],其首要任务是实现聚变能可利用,探索未来聚变能的开发与应用潜力^[28]。

2017年11月28和29日,在北京召开的“ITER十年——回顾与展望”会议上,国际核聚变专家联合发表《北京聚变宣言——支持中国聚变能源发展》,支持中国建设聚变工程实验堆CFETR。CFETR的计划实施分为3个阶段,第一阶段到2021年,完成工程设计,启动立项建设;第二阶段计划到2035年建成聚变工程实验堆,开始大规模科学实验;第三阶段计划到2050年,在实验堆成功基础上,建成聚变商业示范堆^[29]。

2023年12月,位于合肥的第4个大科学装置,国家“十三五”重大科技基础设施“聚变堆主机关键系统综合研究设施(CRAFT)”的首批分系统“结构材料测试平台”及“交流损耗测试系统”完成验收^[30]。CRAFT是合肥获批综合性国家科学中心后

首个落户大科学装置集中区的国家重大科技基础设施项目,该设施目标是建成国际核聚变领域参数最高、功能最完备的综合性研究及测试平台^[31]。作为CFETR的先导项目,CRAFT装置将开展一系列关键技术预研,为未来CFETR建设落实提供核心技术基础和研究平台。

3 核能与其他能源的耦合技术进展

在“双碳”目标下,能源行业面临低碳化转型,这就要求增加清洁能源的使用占比以及优化化石能源的利用过程达到碳减排的目的。核能作为一种稳定、清洁且利用技术较为成熟的能源,在推动低碳化进程中具有重要作用。目前核能与氢能、太阳能、风能和煤炭等能源的耦合技术已被提出并得到验证与应用,通过耦合,核能与其他能源在利用过程中面临的部分问题有望得到解决。

3.1 核能与氢能

氢气根据制取过程的不同可分为灰氢、蓝氢和绿氢。目前世界上生产的氢气95%左右都是灰氢,带来了大量的二氧化碳排放。而核能制氢是一种低碳甚至无碳化制氢技术,可支持氢气进行大规模生产^[32]。高温热化学循环与高温蒸汽电解2种工艺满足无温室气体排放、清洁、效率高的要求,是目前被用来与核能结合的主流制氢工艺^[33]。包括中国、美国、俄罗斯在内的世界主要核工业国家均在积极推进核能制氢^[34]。针对核能与氢能的耦合,围绕核电系统、制氢工艺和耦合装置等已有学者进行了许多研究。

较高的流体出口温度使超高温气冷堆与制氢工艺具有良好的适配性,如何进行耦合以获得更高的热效率和更好的经济性是需要考虑的问题。针对耦合方式,Yang等^[35]提出了基于超高温气冷堆的热电联产串联系统以及并联系统并对2个系统进行了比较分析。研究表明,2种系统都有其优势。在产氢负荷较低或中间换热器的一次侧氢气出口温度接近反应堆入口温度时,并联系统的整体热效率高干串联系统;随着产氢负荷的增加,2种系统的整体热效率都显著下降,但并联系统下降得

更快。该团队接着提出了新的系统布局,提高了碘硫循环和氢电联产系统的热力学性能^[36]。针对核能制氢中的热化学循环部分,Ni等^[37]通过仿真模拟对循环内部的换热网络进行了重新设计并分析了制氢的热效率。该研究给出了碘硫循环的热效率上限,对其设计的换热网络进行了更详细与实际的热效率分析,为后续研究提供了重要参考。清华大学核能与新能源技术研究院开发了一种固体氧化物电解池(Solid Oxide Electrolysis Cell, SOEC)电堆模块^[38],该模块工作温度范围为600℃~1000℃,接入电流以及高温氢气后可实现阴极高温电解制氢,与此同时阳极处可利用氧离子制取高附加值化工产品,以提高经济效益。曹军文等^[38]提出了SOEC电堆模块-高温气冷堆的耦合制氢系统,针对该系统进行建模计算,从提高氢气出口温度、提高电解池模块电流等方面给出低成本制氢策略。

氢气的储存与运输是一个尚未完全解决的难题,储存与运输的成本是限制制氢工业发展的重要原因,如果将核能制氢与耗氢工艺进行地理位置上近距离的耦合,可以避免氢气的远距离运输和大量储存,降低成本。例如曲新鹤等^[39]提出的高温气冷堆制氢耦合炼钢系统,将高温气冷堆的高品位热能用于制氢,为炼铁提供还原氢;低品位热能用于发电(或供热),为电炉炼钢提供电能。这一系统将核能进行充分利用,同时也实现了氢气的即产即用,具有很好的应用潜力。

3.2 核能与太阳能、风能

太阳能与风能都具有较强的时间间歇性,输出波动较大,无法独立承担电力供给。核能作为未来的基荷能源之一,将核能与太阳能、风能进行耦合是缓解其间歇性的有效途径。

因为光热装置的存在,核能与太阳能可以进行热耦合。由张贤等^[40]发明的太阳能辅助压水堆核电站二回路发电系统,就是利用光热装置产生的蒸汽代替压水堆二回路蒸汽为二级再热器供热,使得二回路主蒸汽可以全部用来推动汽轮机做功,提高了压水堆核电机组的效率,同时也充分利用了核电站周围的太阳能。在电耦合方面,2022年4月,国家电投海阳核电“核能+光伏”工程正式投运(图5),是



图5 国家电投海阳核电“核能+光伏”工程
(图片来源:国家电力投资集团有限公司)

海阳核电探索核能与新能源耦合,实现多能互补,提高能源资源利用率的又一创新实践。如图5所示,该工程采用“就地逆变,集中并网”方式,高效利用厂区空余场地建成分布式光伏发电系统,提高能源资源利用率的同时可实现厂区低碳化作业;2023年11月,中核集团首个滩涂光伏项目——三门200兆瓦滩涂光伏并网发电,电站配备有24兆瓦时储能设备,在电网用电需求较少的情况下进行储能。与此同时,紧邻光伏电站的三门核电站正在进行二期工程建设,2台“国和一号”核电机组预计在2027年并网发电,当地将实现“核光储”多能耦合互补的能源布局。

太阳能和风能可以单独或同时与核能进行耦合,再加上1种或多种工业过程,就形成了一个独立的有稳定能源供给和产品输出的生产系统。例如,通过“风电+核电”制氢制氨可实现全生产过程的零碳排放^[41];通过“光电+风电+核电”进行供电和海水淡化,在对太阳能与风能发电的灵活调度下可同时满足电力需求与淡水需求^[42]。另外,杨继明等^[43]发明了海上风电核电互补系统以实现系统内的自循环:系统中富余风能用于提铀,核能进行稳定的电力输出,并在风能不足时补充电力所需,这样就实现了风能、电能、核能的相互补充,提高了能源的利用率。

3.3 核能与煤炭

煤炭作为主要能源之一,满足了全球41%的电力需求,但煤炭燃烧和加工产生的一氧化碳与二氧化碳也是温室气体的主要来源之一^[44]。使核能

参与煤炭利用过程是降低煤炭行业碳排放量的一种有效途径。陈倩倩等^[45]提出了一种核能-煤生产燃料化学品的零碳排放系统,通过核能制取大部分氢,与来自煤气化的低氢碳比的净粗煤气混合后提高合成气的氢碳比,从而取消传统煤化工生产中水煤气变换系统和高能耗的空分系统,降低生产系统的能耗,减少系统直接二氧化碳的排放。

4 反应堆多物理场多尺度耦合计算技术进展

核反应堆是一个由中子场、温度场、流场、应力场、化学场等多个物理过程相互紧密耦合的系统。因此,先进核反应堆数值模拟涉及多学科交叉,需要解决的是以反应堆为对象的多尺度、大规模、多物理耦合问题。近年来,随着计算机技术及现代数值仿真模拟技术的快速发展,为核反应堆领域发展更精细、更准确的设计手段和方法提供了基础,使得通过多物理、多尺度耦合框架实现对反应堆综合性能的高保真数值模拟成为可能。

4.1 耦合技术

耦合需要的程序与耦合技术是程序耦合的2个主要部分,对于不同的程序,选取合适的耦合方式可以提高计算的速度与稳定性。

从数值求解的角度可将耦合方式分为强耦合和弱耦合。强耦合将堆芯三维中子学方程与热工水力学方程进行联立求解,涉及程序的重新开发,而弱耦合中中子学程序与热工水力学程序单独进行计算,通过边界条件的数据交换进行耦合。其中弱耦合又可具体分为内部耦合与外部耦合,内部耦合将一种程序嵌入另一种程序中,需要对程序的源代码进行修改与二次开发,外部耦合则在已有的程序基础上,开发外部耦合接口来实现程序间的耦合。

从数据传递的角度又可将耦合方式分为串行耦合和并行耦合。串行耦合允许各个程序在单个或多个CPU上一次运行求解,而并行耦合则允许程序在不同的CPU上独立运行,同步进行中子学与热工水力学计算,在计算的过程中完成参数的传递与交换,数据交换通常采用并行虚拟机(PVM)或

消息传递接口(MPI)环境来进行。

程序在耦合过程中对空间的划分和时间的迭代也有很多的方法。空间的划分可以分为2种:区域分解耦合方法和区域重叠耦合方法,主要用在多尺度耦合上。时间上可分为3种:显式耦合方式、半隐式耦合方式以及隐式耦合方式3种。显式耦合在一个时间步长开始时中子学程序与热工水力学程序进行一次数据交换并计算后进入下一时间步长的计算;半隐式耦合中各个程序计算当前时间步长的中子学参数或热工水力学参数,将计算得到的参数传递至热工水力学程序或中子学程序进行下一时间步长的计算;隐式耦合在一个时间步长内需将中子学参数与热工水力学参数进行迭代,保证物理和热工计算均收敛后才能进行下一时间步长的计算。

4.2 多物理耦合

多物理场广泛存在于核反应堆系统中,反应堆中的各个物理现象并不是独立存在的,各个物理场之间会相互影响。在反应堆系统中,中子物理场-热工水力学场耦合(核热耦合)是最受关注的多物理场耦合方式。

近年来,国内外各核能机构及高校对反应堆多物理场耦合计算进行大量的研究,并开展了许多项目,开发了许多用于多物理场耦合计算的程序。在2002—2003年,经合组织/核能局(OECD/NEA)的CRISSUE-S项目报告总结了轻水堆中物理-热工耦合的现状,并针对不同堆型列出了相关建议^[46]。20世纪以来,美法等国和欧盟先后启动了CONVERGENCE、欧洲核反应堆仿真通用平台(NURESIM系列)^[47]、轻水堆先进仿真联盟(CASL)^[48]、核能先进仿真与建模(NEAMS)^[49]等多个数值反应堆研发项目,在“十三五”国家重点研发计划“数值反应堆原型系统开发及示范应用”项目支持下,中国也开展了中国虚拟反应堆CVR1.0^[50]的开发。桑迪亚(SANDIA)和爱达荷(Idaho)实验室也相继开发了轻型集成多物理场环境(LIME)^[51]和多物理场面向对象仿真环境(MOOSE)^[52]等多物理耦合平台。除此之外,还有德国圣奥古斯丁SCAI研究中心研发的MPCCI(Mesh-based parallel Code Coupling Interface)、法

国电力集团(EDF)开发的SALOME平台, ANSYS公司的ANSYS以及元计算科技发展有限公司开发的FELAC等平台。

在采用确定论方法进行中子物理计算的核热耦合程序研发方面, Yamaji等^[53]和Yoo^[54]等采用一维热工水力学程序SPROD和三维中子物理程序COREBN开发了三维核热耦合计算程序。Safarzadeh等^[55]采用DRAGON和DONJON作为中子物理计算工具, 建立热工水力模型编写了对应程序开发了核热耦合计算程序。Perin等^[56]将欧洲NURESIM平台中子通道程序CTF与中子学程序DYN3D进行耦合, 对MOX/UOX小型堆芯弹棒事故进行了计算分析。

随着计算机技术的发展, 使用蒙特卡罗方法进行中子物理计算逐渐成为主流, 也开发了许多基于蒙特卡罗方法的核热耦合计算程序。德国的Waa-ta^[57]将子通道程序STAFAS与蒙特卡罗程序MCNP进行耦合, 对高性能轻水堆燃料组件进行了计算分析。Vazquez等^[58]采用C++开发了耦合接口将MCNPX与子通道程序COBRA-IV进行耦合, 对钠冷快堆(SFR)燃料组件及全堆芯进行了计算分析。美国Gurecky等^[59]将MCNP6与ANSYS-FLUENT进行耦合, 对典型压水堆进行了计算分析。

国内针对核热耦合的研究始于20世纪80年代, 清华大学彭木彰^[60]、陈新辉等^[61]采用格林函数法的三维中子动力学程序与子通道程序YZCOBS开发了TISKTH系列堆芯耦合程序。2002年, 西安交通大学廖承奎^[62]采用非线性迭代解析节块法程序NLSANMT与子通道程序COBRA-IV开发了堆芯核热耦合计算程序, 并利用NEACPR PWR控制棒弹棒基准题对程序进行验证。随后清华大学赵文博^[63]开发了三维中子动力学程序NGFMN-K与子通道程序COBRA-IV进行耦合。

中国科学技术大学的张阳等^[64]在SuperMC多物理耦合框架下, 将蒙特卡罗中子输运和计算流体力学CFD进行耦合对空间堆设计进行模拟分析。清华大学的张汉等^[65]基于TINTE程序的原各物理场的计算模块与MOOSE通用耦合框架开发了一个针对高温气冷堆核电站的平台化耦合计算程序框

架。中国科学院大学的左献迪^[66]通过模块化的隐式内耦合方式, 构建了通道型液态燃料熔盐堆物理-热工耦合程序Thor CORE3D, 并使用熔盐实验堆(Molten Salt Reactor Experiment, MSRE)实验基准题及单管解析解进行了验证。南华大学的钱冠华等^[67]基于开源集成平台SALOME、通用平台接口ICoCo、三维堆芯中子学程序ADPRES和系统热工水力程序RELAP5搭建了基于统一框架的多物理耦合平台, 并采用NEACRP-L-335压水堆弹棒事故基准题进行验证。上海交通大学Xie等^[68]基于OpenFOAM软件开发了一种三维细网物理-热工耦合平台: 使用OpenMC生成宏观截面; 中子扩散求解器对三维物理问题进行计算求解; 热工水力问题由内置的固-液传热求解器完成, 利用该平台对5×5棒束的物理-热工基准问题开展计算验证。

除了核热耦合计算程序之外, 华北电力大学的翁名辉^[69]基于MATLAB接口开发了RMC与有限元程序COMSOL Multiphysics的中子物理-热工水力-结构力学(核-热-力)耦合程序。吴明宇等^[70]构建了基于中子输运、能耗、热工子通道(核-热-能耗)的堆芯多物理耦合系统, 完成耦合程序开发, 实现中子物理、能耗、热工子通道的多物理耦合计算。西安交通大学的巫英伟等^[71]基于有限元计算框架MOOSE开发了系统分析程序NUSAC、子通道分析程序FLARE和涉及板状燃料、弥散燃料在内的多燃料性能分析程序BEEs, 结合已有中子物理计算及热工水力程序搭建堆芯多物理场耦合框架, 基于此开展了研究堆JRR-3板状燃料的多物理耦合(核-热-力)计算。

4.3 多尺度耦合

热工水力分析是反应堆分析的重要组成部分, 也是其他物理过程分析的基础。根据模型的分辨率, 可将热工水力学程序分为以下3类: 热工水力系统分析程序、热工水力堆芯子通道计算程序以及计算流体力学程序(CFD)。不同尺度的热工水力分析程序各有优势, 将上述热工水力分析程序进行耦合, 可大幅度提高热工水力分析程序的性能。

国外对热工水力多尺度耦合计算的研究开展的较早, 20世纪80年代初Thurgood等^[72]建立了CO-

BRA/TRAC耦合程序用于反应堆热工水力分析;随后 Jeong 等^[73]建立了 COBRA/RELAP5 耦合程序对大破口事故进行模拟计算。

Aumiller 等^[74-75]使用并行虚拟机技术(PVM)将 RELAP5-3D 与 CFD 程序采用区域分解耦合方法进行耦合。Anderson 等^[76]将 RELAP5 与 CFD 程序采用区域分解耦合方法建立了半隐式耦合程序。Bertolotto 等^[77]使用区域分解耦合方法开发了 CFX/TRACE 半隐式耦合计算程序。Park 等^[78]将一维系统程序 MARS 与三维 CFD 程序 CUPID 采用区域分解耦合方法建立了隐式耦合程序。Papukchiev 等^[79]采用区域分解耦合方法建立了 ATHLET/CFX 和 RELAP5/STAR-CCM+瞬态耦合程序。

在区域重叠耦合方法的研究中,Argonne 国家实验室的 Fanning 等^[80]使用 CFD 程序对系统程序中的能量方程和重力压力项进行修正。Jeltsov 等^[81]通过在 CFD 中加入“虚拟热源”的方式,使用区域重叠法对系统程序的能量方程进行修正。Bavière 等^[82]与 Pialla 等^[83]使用 CFD 程序通过迭代计算的方式对 CATHARE 系统程序的动量和焓值计算方程进行修正。

国内近些年也在开展热工水力多尺度耦合计算研究,杨帅^[84]将 MOC 程序与 CFD 程序进行耦合对泵送系统的瞬态特性进行计算分析。刘余等^[85]

采用显式耦合方法建立了基于 RELAP5、COBRA4 和 CFX 的多尺度耦合框架。贾斌等^[86]利用 COBRA-IV、FLUENT 以及 2 个程序的耦合程序对 AP1000 进行了多尺度耦合计算分析。李书舟^[87]完成了子通道程序 KMC-sub 与 FLUENT 程序的多尺度耦合分析程序的开发。桂民洋等^[88]开发了 COBRA-EN/FLUENT 耦合程序对虚拟假设的 2×2 组件通道进行耦合计算分析。宋诗阳等^[89]将熔盐堆系统分析程序 RELAP5-TMSR 与氯盐冷却快堆子通道分析程序 ThorSUBTH 进行耦合对 SN3CFR 反应堆一回路自然循环热工安全特性进行研究。蔡伟华等^[90]基于一维用户程序以及计算流体软件 STAR-CMM+ 构建计算模型,对 3×3 花瓣形螺旋燃料棒组件的热工水力问题开展多尺度耦合模拟。

5 反应堆数字孪生技术进展

数字孪生技术近年来迅速得到较高关注,而目前对数字孪生的定义尚待统一。全球许多研究机构已开展了关于先进核能领域应用数字孪生技术的研究,旨在进一步推动核能的数字化、安全化、便捷化。基于数字孪生技术,使用建模和仿真可定位、评估和解决潜在的风险领域,如图 6^[91]所示;还可使用收集到的数据,在建造真实反应堆之前,对新堆进行设计与优化。

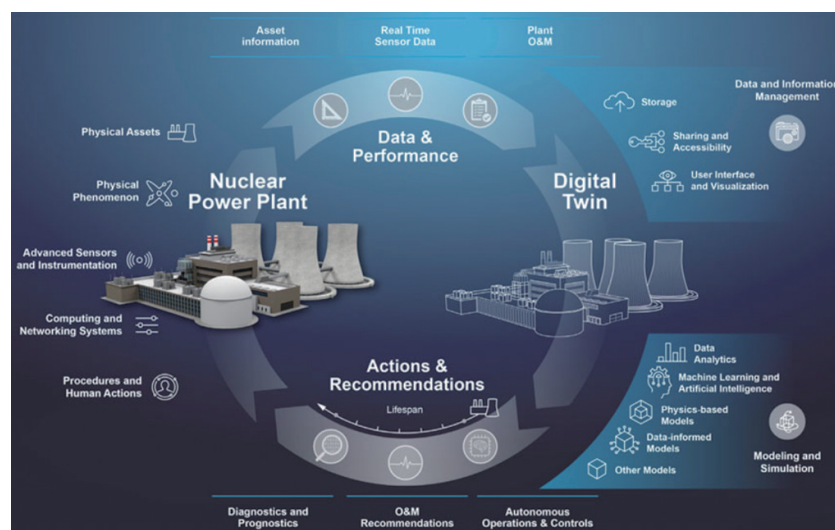


图6 数字孪生的概念及相关特征

5.1 各国数字孪生技术研发现状

美国爱达荷州国家实验室(INL)使用传感器数据和开源技术构建了微堆敏捷非核实验试验台(MAGNET)的虚拟模型,以创建一致的信息流并实现实时数据共享。MAGNET通过美国能源部的微堆计划下建设的一座非核测试平台而开发,它使用电加热元件和热管,模拟微堆主要部件的行为。微堆计划于2019年启动,目标是开展基础和应用研究,降低微堆部署在技术和设备制造领域面临的风险^[92]。2022年7月,研究人员对模拟微堆进行了首次数字孪生测试^[92-93]。这种数字孪生使研究人员能够测试、评估和预测不同运行工况下的微堆行为。通过集成机器学习,数字孪生成功预测了热管温度,并能够检测到温度异常值。此次成功示范表明INL在远程监测、自主控制和工况预测的能力建设方面取得显著进步。

法国电力公司(EDF)、法国原子能和替代能源委员会(CEA)和法马通等9个机构在开展数字反应堆构造项目(PSPC)。EDF 58座核反应堆的数字反应堆于2021年1月1日进入新的开发阶段^[94]。目标为:到2023年底,拥有数字反应堆的原型。该项目的技术难点在于:开发融合不同领域技术和专业知识的集成化平台;开发完全个性化的数字反应堆。EDF最初计划开发一个单一的通用接口,可以部分适用于各种核反应堆。法国艾西斯腾公司(Assystem)与微堆开发商Naarea公司签署“联合研发超小型模块堆”的合作协议^[95]。其中,艾西斯腾负责反应堆数字孪生模型的开发。此外,法国达索系统公司(Dassault Systemes)将为Naarea提供云平台,以供开展1000千瓦~4万千瓦熔盐堆的虚拟设计。Naarea计划在2030年建成首批超小型模块堆,并表示,这种熔盐堆结构超级紧凑,可用于交通、农业和智能建筑等领域。加拿大核工业组织、国际泵阀供应商凯士比公司和加拿大核工程公司(Kinectrics)于2022年1月联合发布《加拿大核工业先进制造发展路线图》(简称《路线图》)^[96],目标之一是组建核工业先进制造联盟。数字孪生技术是该联盟重点关注的技术领域之一。2022年2月,加拿大核工业组织宣布成立加拿大核工业先进制

造联盟,成员包括核工业供应商、电力公司、研究机构、大学和政府部门,其宗旨是通过共享经验和最新技术进展等方式推动先进制造技术在核工业领域的研发和应用,在提高现有核电机组运行经济性、可靠性和安全性的同时,推进小堆技术的商业化部署。法马通公司2023年9月26日宣布,获得美国能源部高级能源研究计划署(ARPA-E)在“智能核资产管理发电”计划(GEMINA)下授予的价值100万美元合同,将负责实施基于数字孪生的北美核电厂辅助系统诊断项目第二阶段工作。

2022年10月,中核集团核工业计算机应用研究所与北京航空航天大学成立核工业数字孪生工程技术联合实验室^[97]。此外,中核集团核工业计算机应用研究所已与苏州同元软控信息技术有限公司联合开发核反应堆统一建模与分析平台(NU-MAP)软件,并于2022年12月发布。根据中核集团数字化转型战略,预计到2035—2040年,核工业与数字孪生(DT)在现实世界中的智能共生将全面实现。中广核集团数字化实施计划包括3阶段^[98]:(1)2021—2022年为先行示范阶段,构建技术底座;(2)2023—2025年为智能化阶段,深入开展数字化;(3)2025—2035年为智慧化阶段,打造全球化的数字生态圈。此外,中广核在“数字华龙”等方面也取得相关成果。中国科学院开发了TMSR-SF0三维模型的实时监测功能^[99]。

此外,美国的智能核资产管理发电(GEMINA)项目、法国的反应堆安全壳的实实验证(VERCORS)项目、俄罗斯的突破(Provy)项目、英-日的LongOps项目等都是对核能领域应用数字孪生技术的探索项目。

5.2 数字孪生反应堆的关键应用

核反应堆是对安全性要求较高的系统,其安全性事故的后果不可估量。数字孪生核反应堆的实现,有望对核反应堆进行故障预测与预防、状态监测、事故工况下的应急响应与决策及辅助新堆设计与优化等。

1) 故障预测与预防。核反应堆的数字孪生系统具有模拟功能,能够持续预测单一组件或整体系统的运行情况。这使得维护过程能够在组件发生

故障前进行,防止发生事故而导致严重后果。因此,研究者得以深入优化反应堆的维护规划与操作。

2) 状态监测。核反应堆内高温、高压且强辐射,组件大多处于状态恶劣的环境中,对反应堆运行条件和组件状态进行实时监测、定时寿命预测及健康管理可让操作人员及时发现需更换的部件,避免故障发生。数字孪生能够提供与技术规范相关的实时信息、集成与分析,通过历史记录、产出表现和技术判断等信息充分支持各类操作决策。

3) 应急响应与决策。机理模型通常计算复杂,耗时长且需较大计算资源。数字孪生可基于物理模型,辅助神经网络模型,在罕见紧急情况或事故中进行预测响应,提高响应效率。通过集成实时数据/模型及大量历史故障数据,针对紧急事件做出响应支持,提供事故缓解措施与建议性决策,减轻或消除事件引发的严重影响。

4) 新堆设计与优化。数字孪生反应堆存在于虚拟空间,设计更改、组件拆除和部件组装等工作相较于实际空间中变得极为便捷。设计修正、不同工况测试等数据可追溯和更改,核退役或延寿及开展具有危险活动的复杂项目并应对未知因素,在数字空间测试各种不同的性能与安全优化方法,在设计过程中将节约时间与经济成本,且可确保安全性。

5.3 主要技术挑战

尽管数字孪生技术在核领域已有研究及发展,但其理论、技术等方面尚面临诸多挑战。

1) 对于物理实体相关数据,收集哪种类型的数据^[100]并无统一的标准和规范。同时,必须确保所采集的数据准确且全面,这为数字孪生体精准反应物理实体的行为提供保障。因此传感器的最佳数量和位置的确定尤为重要。此外,数据采集频率的确定也是一个复杂的过程。这需兼顾不同部件的数据协同交互、对实际行为的真实反应以及参数的特征,例如压力容器的压力通常在安全范围内波动,因此,其采样频率无需太高。

2) 多源异构数据融合。对复杂且动态变化的多源异构数据的关联和交互是实现数字孪生技术的一个巨大挑战。

3) 多物理场统一建模。核反应堆是涉及多学科的复杂系统。建立核反应堆的数字孪生系统需开发多领域统一建模平台,实现多领域方程联合求解,降低不同模型在融合过程的误差,并提高设计和建模效率。

4) 仪器和数值模型数据的不确定性评估。数值模型的准确性验证往往基于已有实验数据或模拟数据,而传感器采集的数据相较于实际数据存在误差。此外,用于数字孪生系统的数值模型节点能否准确反映实体反应堆对应节点的状态也需进行敏感性和不确定性分析确认。

基于上述问题,需:(1) 开发新型传感器或多模式传感器;(2) 合理设置传感器的数量、种类和位置;(3) 根据数据属性,确定最佳采集频率;(4) 对新传感器的不确定性评估;(5) 模型开发和集成中的不确定性量化和传播;(6) 集成、异构模型的验证和确认。

6 核能信息化与数据库建设进展

核能领域内的各类数据库是开展相关研究和开发工作的重要参考和有力工具。反应堆热工水力试验台架是采用比例模化方法对反应堆进行模拟的实验装置,用于分析反应堆正常运行及事故瞬态下的热工水力现象。由于机组实际运行数据在测点信息和工况范围等方面的局限,试验台架实验数据可为核电厂的系统设计和安全分析,以及程序的验证和评估提供支持。近几十年来,各国建设了众多反应堆热工水力试验台架,例如轻水堆异常行为试验台架(LOBI)^[101]、流体损失试验(LOFT)^[102]、主回路试验台架(PKL)^[103]、安全评估试验台架(ROSA)^[104]、先进堆芯冷却机理实验(ACME)^[105]等。为了更好地收集、整理和保存热工水力试验台架相关的实验信息与实验数据,国际上已经建立了一些专门的数据库,例如TIETHYS(The International Experimental Thermal Hydraulics Systems Database)、STRESA(Storage of Thermal Reactor Safety Analysis Data)、SANIS(Simulation and Experimental Analyses Network Information System)等。此外,一

些国家也在建设类似的试验数据库,以实现核能信息化。

TIETHYS^[106]是经济合作与发展组织/国家能源局(OECD/NEA)于2017年开发的热工水力实验数据库,数据库提供不同类型反应堆的数值模型和热工水力实验系统程序的相关信息,目前已基本建成,数据库首页如图7所示。该数据库为用户提供了浏览(BROWSE)和查询(SEARCH)两种模式^[107]。截至2023年2月,数据库中收录了来自英、美、日、韩等16个国家的11种反应堆类型、9个计算流体力学(CFD)台架、45个整体效应实验(IET)台架和223个分离效应实验(SET)台架。除了传统的压水堆、先进压水堆、沸水堆和先进沸水堆、加拿大铀铍和水-高能反应堆,未来还将继续扩展到高温气冷反应堆、铅冷反应堆、熔融盐反应堆、钠冷堆和小型模块化反应堆。在浏览系统中,该数据库可按设备类型分类,在IET、SET和CFD级别访问设备描述、参考资料和其他信息。在查询系统中还可根据设备名称、国家、组织机构、操作年限、原型堆、时间缩放系数、体积缩放系数、高度缩放系数、堆芯加热方式、加热棒数量、事故场景和现象等13种检索条目单独或组合筛选查找^[108]。数据库中储存了每个试验台架的主要特征、实验条件、几何尺寸、测试设备、参考文献等信息。为了标准化实验信息数据集,2022年9月,NINE(Nuclear and Industrial Engi-

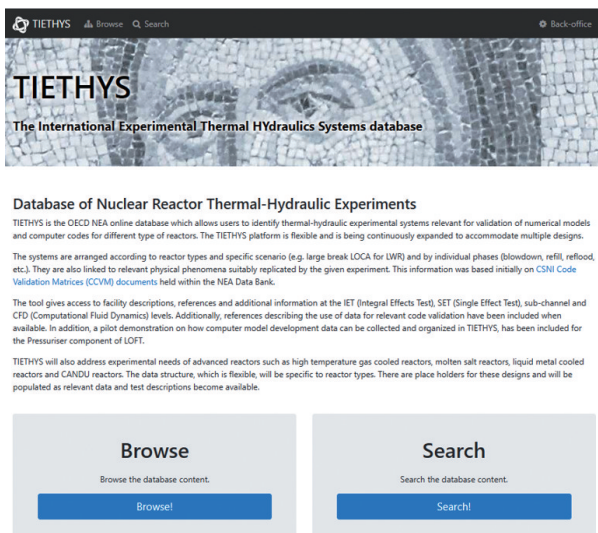


图7 TIETHYS数据库首页

neering)启动了THEMPo(Thermal-Hydraulics Experimental Meta-Data Preservation, Collection and Qualification)项目,旨在为创建热工水力实验元数据关系数据库提供方法指南,在一个统一的数据库中认证和组织数据,使程序分析人员能够更快、更准确地开发实验测试的计算仿真模型。该思想下的一个实例是NINE提出的SCCRED(Standardized Consolidated Calculated and Reference Experimental Database)架构^[109],该架构目前已在TIETHYS中的部分台架如LOFT上进行了演示^[110],数据库中收集、组织、使用和保存了一系列几何参数、实验数据和程序计算结果,为IET/SET和相关实验测试提供一致、统一和标准化的相关数据集和规范计算的鉴定报告等文件^[111],用于最佳估算加不确定性程序的验证。该数据库架构为TIETHYS数据库提供了标准格式的详尽信息,可检查数据质量、解决矛盾数据,使信息具有可追溯性、信息收集格式标准化。

STRESA是由意大利伊斯普拉联合研究中心(JRC-Ispra)于2000年开发的在线数据库,主要目的是共享来自JRC内部大型科学项目的文件和实验数据^[101,112],目前已基本建成。STERSA网站前后经过多次设计修改,内容包含LOBI、FARO、KROTOS和STORM等欧盟委员会数十年来在JRC进行的严重事故研究的实验数据,目前储存了LOBI等60个不同国家和机构的试验台架相关信息。2015年6月,JRC发表了STRESA的新版本,并沿用至今。相比于旧版,新版数据库为用户提供了新的界面,包括查询、论坛、私人信息和数据访问管理。用户能够与存储在信息系统中的数据进行直观、高效地交互,使信息系统发挥更大的价值。与TIETHYS网址类似,台架查询结果包含台架建设目标、设备配置、验证矩阵和参考文献等内容,并将用户引导至原始实验数据。

SANIS^[113]是国际原子能机构正在建设的有关仿真与实验分析的数据库,收集了有关严重事故的链接,包括程序开发和评估的参考数据和文档、试验台架详细资料的参考文献以及严重事故学习工具。该数据库处于在建状态,可通过网页链接访问,但目前内容较少。从SANIS主页能直接访问

IAEA的出版物或进入IAEA的“CONNECT”界面。SANIS数据库提供了来自法国、德国、俄罗斯、美国、日本、韩国和中国的机构开发的16个仿真程序,同时包含了来自捷克、芬兰、法国、德国、意大利、瑞典、瑞士、俄罗斯、印度、日本、韩国和中国的组织的超过80个试验台架,例如上海交通大学的HYMIT、HPST等台架。

近年来,核能发达国家高度重视试验台架和验证数据库的开发,如美国、俄罗斯、芬兰、中国等各国都在积极建设验证数据库。

NE-KAMS (Nuclear Energy Knowledge base for Advanced Modeling and Simulation)是美国能源部为了核电站的设计和许可安全有效运营正在开发的建模和仿真(M&S)数据库。该平台可以保存已完成、拆除或重新利用的核能相关实验的详细数据,包含实验结果、物质和材料属性、测量和计算中不确定性评估工具、核设施计算机建模软件等内容^[108],旨在建立全面可访问的网络知识库,为核反应堆设计、分析和许可的M&S提供验证与确认(V&V)及不确定性量化(UQ)资源,促进各国技术人员的协作与资源共享^[114]。由于数据库仍然在建,暂时无法找到数据库网址入口。核能高级建模和仿真(NEAMS)项目^[115]为积极开发和推广先进M&S在反应堆设计和分析中的应用起到推动作用,有助于建立NE-KAMS。为了支持NE-KAMS,美国能源部还将开发一个反应堆系统V&V数据库^[116],目标是提供IET/SET数据和数值基准数据集,可用于现有和下一代反应堆系统模型和模拟的V&V和UQ评估。

俄罗斯核监管机构和国家原子能公司于2017年开始共同建设现代数字实验设备数据库(Modern Digital Database of Experimental Facilities and Respective Experimental Data)^[108],保存描述核设施过程和现象的实验数据。该数据库预计将储存与核设施安全有关的所有技术领域的实验结果,同时还将制定统一的实验数据质量评价方法,用于快速评估高保真实验数据的误差。

芬兰拉彭兰塔工业大学(LUT)建立了一个实验数据存储(Experiment Data Storage, EDS)数据

库^[117],如图8所示。该数据库由STRESA数据库发展而来,该数据库中储存了包括PDF文档、ASCII码、图像以及视频等多种格式的文件,同时还提供了一个程序,允许用户在线绘制实验数据并分析实验趋势。数据库中收录了针对压水堆、沸水堆、小型模块化反应堆等多种堆型的各种事故现象的实验数据,实验次数零到数百次不等。用户在注册登录后可查看每个试验台架上的实验及对各实验的描述,实验初始条件例如堆芯功率、压力、水装量、流速等信息对所有用户公开,如需获得完整的ASCII码和PDF版本原始实验数据等进一步资料,必须向网站负责人提出申请。

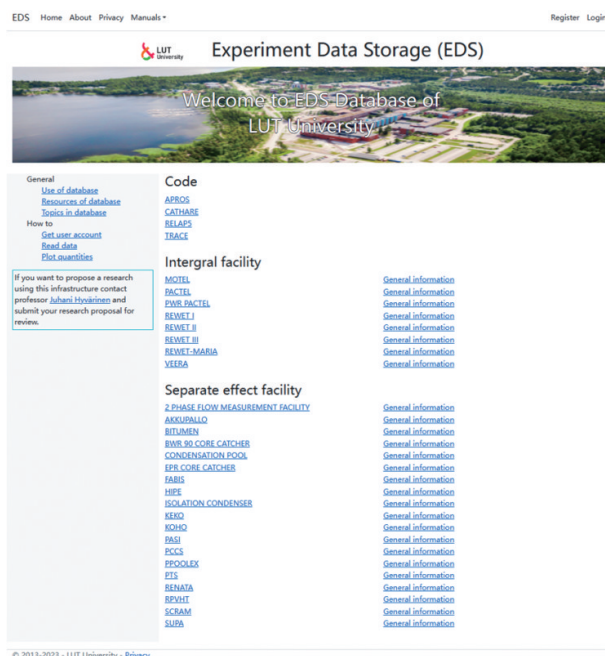


图8 EDS数据库首页

近年来,随着自主化核电技术及相关分析程序的快速发展,中国在整体性试验台架建设与运行方面积累了较多的经验和数据,相关的实验数据库建设也已提上日程。在核能数据库方面,生态环境部核与辐射安全中心、国家电力投资集团、中广核研究院、中国核动力设计研究院等国内相关单位已有长期的建设和积累。例如,生态环境部核与辐射安全中心依托国家科技重大专项,联合国内11家企业、科研院所和高等院校,初步建立了覆盖核电厂运行、核设计、热工水力与事故分析、源项与屏蔽分

析等领域的软件评估基准题及共享数据平台。为支持和弦(COSINE)软件包的开发与验证,国家电力投资集团开发了相关的验证性实验数据库,以确保软件满足核安全标准^[118-119]。目前,该数据库的数据仍在持续扩充中。此外,中国核动力研究设计院为了对核反应设计计算软件包隶首(NESTOR)中所涉及的热工水力分析等专业的验证数据进行有效管理,解决验证数据的组织不规范、数据重复、数据利用率低等问题,研制了核反应堆设计软件验证数据库系统^[120]。为迎合中国核电自主化及“走出去”战略,许多高校如清华大学和西安交通大学也有类似成果。清华大学核能与新能源技术研究院为加强对 THERMIX 软件使用过程中建立的模型数据的科学化和工程化的管理^[121],开发了一个高温气冷堆热工水力计算数据管理系统,该系统包含友好的图形用户界面及版本控制功能。西安交通大学研发了反应堆严重事故分析程序,并为此搭建了一个包含严重事故信息的小型数据库^[122],该数据库目前仍在建设中。为支持兰亭软件包(NATENE)中热工水力软件的V&V,中广核研究院针对兰亭软件包中的各款热工水力软件建立V&V矩阵,并在V&V矩阵的基础上建立相关数据库,保障软件V&V的充分性。验证数据库的建设是软件自主化工作的重要基础,总体来说,国际机构正在努力构建统一、标准且全面的试验台架及验证数据库,许多核能强国也在积极建设本国的数据库。目前国内数据库暂处于起步探索阶段,面临的主要问题是信息分散、缺失、不流通,如果要加强中国的核能数字化进程,有必要在国家 and 有关行业部门统一部署下,建立统一、共享的热工水力验证数据库。

核反应堆的物理、屏蔽设计计算需要基于材料的微观截面及相关参数进行,为此研究者们对大量材料进行实验测量、收集相应数据并建立起了核素的截面核数据库。20世纪下半叶以来,计算机逐渐成为数据存储及检索的主流工具,美国最早建立了基于计算机存储检索的评价核数据库 ENDF/B 并不断发展完善,至2018年2月,该数据库已更新至第8版。2020年6月,中国核数据中心^[123]发布了最新的中国评价和数据库 CENDL-

3.2,该数据库涵盖了272种核素数据,中子入射能量范围最高达到20 MeV。清华大学、华北电力大学以及西安交通大学等通过对若干基准问题及工程问题开展计算,检验 CENDL-3.2 的数据精度,结果表明该数据库相比其他主流核数据库具有较强竞争力。

7 核废物处理技术进展

随着核电的快速发展,核电站产生的核废物处理处置问题已引发广泛关注。《“十四五”能源领域科技创新规划》中明确提出“开展放射性废物综合处理等研究,研发完善等离子熔融、蒸汽重整等废物处理关键技术;建立废物综合处理最优化技术体系和核电机组长期运行废物处理方案,建设中低放废物的处置场”。2022年6月30日,中国政府代表团在维也纳国际原子能机构总部完成《乏燃料管理安全与放射性废物管理安全联合公约》第七次缔约方大会中国国家报告审议,中国的履约情况获各缔约方高度肯定。中国开展的多层级放射性废物管理评估,有效地提升了放射性废物安全管理水平,业绩显著。同时在成立全球首个高放废物地质处置协作中心、全过程落实放射性废物最小化措施、参照国际原子能机构相关安全标准完善核安全标准体系、推动废旧放射源处置、建成全国核电放射性废物集中处置场、启动建设高放废物地质处置地下实验室等6个方面做出了良好业绩,可供国际同行进行参考。2022年11月24日,龙和国家集中处置场开始接收首批核电废物。这标志着中国首个国家级核电废物集中处置场正式投入运行。该处置场采用国际上广泛使用的近地表处置方式,以及多重屏障系统包容、隔离方法和自动化远程控制等手段,对放射性废物进行处置,打通中国核环保产业重要一环,成为构建低碳、高效核电清洁能源体系的重要组成部分。中国已规划在甘肃北山建造首座高放废物处置地下实验室,其围岩为花岗岩,缓冲回填材料为高庙子膨润土。北京大学的刘春立教授团队研究了重要的放射性核素在膨润土中的吸附作用,从而获取地下实验室安全评价数据^[124]。

7.1 中低放废物处理与处置

中低放废物处理技术的研究热点主要是核电厂放射性废液处理工艺、放射性固废处理及固化工艺。

核电站放射性废液处理工艺包括化学沉淀法、吸附法、离子交换法、生物处理法和膜分离法^[125]。膜工艺在放射性废液处理方面具有巨大的潜力。核工业中最常用的膜工艺是以压力梯度作为工艺驱动力的膜工艺。这些过程包括反渗透、纳滤、超滤和微滤,它们之间的区别主要在于膜的孔径。在印度巴巴原子能研究中心,一个反渗透中试装置已经成功运行,用于净化溶解固体总量在几百 ppm 范围内的低放废物以及放射性元素铯和锶^[126]。目前,一个 100 m³/d 处理量的反渗透装置正在印度特罗姆拜运行,用于净化和减少低放废物的体积^[126]。Abbas 等^[127]合成一种新型的 NaY 沸石改性聚醚砜 (PES) 膜,用于从真实核废液中去除 ¹³⁷Cs。结果表明,使用 0.15% NaY 制备的膜获得了最佳的去除率 (90.2%),而在 pH 为 7.5 时去污系数 (DF) 为 10.2。在进料溶液中添加亚铁氰化铜 (CuFC),可以实现约 99.2% 的铯保留率和 121.2 的去污系数。

吸附法是利用多孔性固态物质吸附去除放射性水中核素离子的一种有效方法。吸附法的关键是吸附剂的选择,不同吸附剂对放射性废水中核素的吸附效果有较大差别。常规的吸附剂有活性炭、沸石、纳米复合材料等。但常规吸附剂在使用过程中存在吸附容量小、稳定性差等缺点^[125]。因此,制备高效的吸附剂是吸附法处理放射性废液的研究重点。李冠超等^[128]制备了高岭土负载钛酸钙复合材料,研究了其对放射性废水中的 U(VI) 的吸附性能和机理。结果表明 U(VI) 的去除率达到最大值 94.7%,最大吸附量为 197.6 mg/g,同时发现复合材料对 U(VI) 的吸附是物理吸附和化学吸附并存,以非均匀吸附为主的过程。Fuks 等^[129]使用低成本、易于获得的铝硅酸盐吸附超滤法去除被放射性核素污染的水。结果表明,通过使用黏土盐泥作为吸附剂应用吸附辅助超滤,可以有效地从水中去除阳离子和阴离子形式的有害杂质,同时也能有效处理模拟的放射性废液。Thakur 等^[130]使用无机吸附剂

Na_{0.66}Ce_{1.33}Zr₂O₇ 和 Ce₂MgZrO₇ 从低放废液中去除 ¹²⁵Sb。华北电力大学王祥科教授课题组^[131]合成了一种新型的离子共价有机框架 (COF) 材料,在高离子强度下表现出快速的吸附动力学、高吸附容量以及对 ⁹⁹TcO₄⁻ 和 ReO₄⁻ 的选择性吸附,是一种用于选择性放射性核素捕获和遗留核废物管理的新型阳离子 COF 吸附剂。聂小琴等^[132]探究微生物对铯系核素的提取分离性能,使用化学预处理和湿法消解法,研究了酵母菌对中高放废液中主要铯系核素 ²³⁹Pu 的富集减量效果研究。研究表明,利用酵母菌等微生物对 ²³⁹Pu 的提取和分离是可能的。

Penzin 等^[133]研究了 3 种放射性废液的处理技术:胶结、深度蒸发和离子选择性净化。结果表明,与前 2 种方法相比,离子选择性净化方法是最有效的方法,因为它显著减少了转运处理的中放废物的体积。

核电厂的放射性固体废物包括工艺废物 (浓缩液固化体、离子交换树脂、水回路/通风滤芯、废水淤积物)、技术废物 (维修用辅助设备/防护用品、被污染衣物) 以及一般废物 (被污染溶剂、报废一回路大部件)。目前,中国运行核电厂放射性固体废物贮存管理面临最突出的问题是贮存时间超期。主要的原因是放射性废物处置场建设滞后、放射性固废运输条件不佳以及处置能力与放射性固体废物产量不平衡^[134]。

废物处理的主要目的是对废物进行减量减容,通常根据废物类型采取不同的处理技术。浓缩液通常采用干燥成盐处理,废树脂的处理方式包括脱水干燥、焚烧、氧化降解、蒸汽重整等;废过滤器芯可进行脱水、压缩处理;浓缩液、废树脂和废过滤器芯亦可不经处理直接固化或固定;技术废物一般根据废物特性进行分拣和切割等操作后,对可压缩废物进行压缩减容,可燃废物进行打包装箱后外运至处置厂焚烧,可降解防护用品进行湿法氧化降解处理^[135]。目前对于放射性固体废物处理技术主要研究方向在于固废的减量减容技术以及后续的固化技术研究。

目前,已经有很多研究人员研究出了多种放射性固体废物的减量减容技术,包括等离子处理技

术、蒸汽重整技术等。Gonçalves等^[136]对热等离子体处理工艺处理固体放射性废物的效率进行了评估。使用铅、碘、钴和铯的稳定同位素进行实验。在热等离子体处理后,对熔渣和残余气体进行了分析,以验证处理时间和放电功率对处理效率的影响。25 min和10 kW的处理足以将炉渣的质量减少50%。当施加的功率增加到15 kW时,处理时间(10 min)的显著减少能够促进相同的质量减少。结果表明,热等离子体处理放射性废物是一种很有前途的方法,可以管理和减少最终处置的质量和体积。Linhares等^[137]研究非离子表面活性剂从原油污泥(ROS)和预处理的微波辐照油泥(POS)中去除镭的潜力。对于POS,表面活性剂浓度为2.5%时效率最高,去除约94%的²²⁶Ra和²²⁸Ra。接触时间和温度均不影响去除。对于ROS,²²⁶Ra的去除率为50%~60%,²²⁸Ra的去除率为35%~45%。结果表明,表面活性剂在POS的去污中发挥了更有效的作用。

蒸汽重整技术的原理是将放射性有机废物在蒸汽还原氛围中裂解反应转化为CO₂、H₂O、低碳烃等小分子物质并释放出放射性核素,同时黏土等固体添加剂发生矿化反应生成铝硅酸盐矿物将核素原位固化包容。李虹羽等^[138]对蒸汽重整技术处理放射性废树脂工程应用进行了初步的经济性分析,并且与其他放射性废树脂处理工艺技术经济性进行对比和初步探讨。目前常用的水泥固化和直接装填高整体容器(HIC)暂存处置的处理工艺,前期处理工艺和设施相对简单,投资成本较少,但是其为增容工艺,后期运输及处置费用较高,不符合废物最小化的要求。蒸汽重整技术减容系数较高,可以节省废物的贮存场地和处置工作,降低总处置成本,在废物处置成本控制上具有明显的优势。

放射性固废的处理技术的另一个热点内容就是对固化技术的研究。固化技术可分为水泥固化和玻璃固化。

水泥固化的主要研究重点在于水泥配方的研究,通过不同的水泥配方,以期获得更加优质和具有更高机械强度的水泥固化体。韦琦等^[139]使用低碱度水泥基材料固化模拟放射性焚烧灰,可以有效减少固化体中氢气的产生,减少固化体膨胀与性能

劣化。Touite等^[140]研究了添加氧化铝颗粒的水泥基砂浆中放射性废油的固化,抗压强度测试显示在第7、14和28天时具有高机械性能。Daisuke等^[141]通过粉煤灰或膨润土形成的硅酸铝基体固定放射性废物,所有固化物均表现出数十兆帕的高抗压强度,符合其抗压强度不小于5 MPa的标准。基质是1000°C加热的粉煤灰-硼砂基体和1000°C加热的膨润土基体对U和Sr浸出均表现出良好的抵抗力, Eu的浸出量非常少。Fabian等^[142]研究了不同的水泥配方,其中以波特兰42.5 N水泥为基质,添加2%聚羧酸减水剂(Sika ViscoCrete)、8%改性硅灰(Sika Fume)、1%减水剂(Glenium 51)、1% Sika DM 2,可以从模拟的液体废物中凝固尽可能多的硼酸盐,为固化配方优化提供更多数据。Osawa等^[143]使用基于磷酸盐的地质聚合物固定含高浓度硼离子的放射性硼酸盐废物,并研究了地质聚合物中放射性硼酸盐废物的相变。发现地质聚合物可固化放射性硼酸盐废物达50%,且热固化促进了地质聚合和无定形磷酸硼的沉淀,从而提高了抗压强度。孙丹丹等^[144]通过实验研究掺合料、保水增稠材料、投料顺序等因素对放射性废液水泥固化体流动度、保水性能、凝结时间、固化体性能的影响规律,研制出既满足国家标准GB 14569.1—2011又适用于现有工程装置的放射性废液水泥固化体专用添加剂及配方。王亚光等^[145]对高浓度聚合硼酸盐等7种基础材料的配比进行设计和优化,得到最佳配方,可以实现硼包容率49.5%,流动度375 mm,抗压强度22 MPa,初凝时间2 h,终凝时间5 h,抗冻融性试验后抗压强度损失22.7%,耐辐照性试验后抗压强度损失4.5%,Sr、Cs、Co元素抗浸出性均符合国家标准要求。

玻璃固化的主要研究方向也是更加优质的配方以及在固化过程中放射性核素的行为研究。刘春雨等^[146]研究了模拟不可燃放射性废物的玻璃固化,示踪实验结果表明,等离子体熔融系统对示踪元素Co、Cs和Sr有较高截留率,且玻璃固化体对Co和Sr的固化能力较强、对Cs固化能力相对较低。在玻璃固化技术处理放射性废物时,放射性废物中的铯会释放到气相中,玻璃化过程中铯的挥发性为

2%~99%。Yakulin^[147]描述了从气相中捕获铯的2个技术解决方案:使用液体装置的低温解决方案和在铝硅酸盐过滤器上捕获的高温解决方案。

7.2 高放废物处理与处置

从高放废液中选择性去除放射性核素也是一个十分有前景的研究方向。Sonar等^[148]通过用四苯基硼钠沉淀来选择性沉淀去除高碱性高放射性液体中的主要放射性核素Cs。95%以上的Cs在沉淀过程中被去除;去除Cs后产生的剩余废水可通过常规离子交换过程进行处理,然后通过化学共沉淀去除残余Cs和其他放射性核素;最终流出物符合环境排放要求。Osawa等^[149]合成了一种新型二氧化硅基吸附剂,在模拟高放废物中分离多种金属离子方面表现良好。Hiroyuki等^[149]使用模拟的高放射性废物(HLW)玻璃的相分离进行元素回收,结果表明,Se、Zr、Pd和Cs可以被选择性地回收。对于无法选择性去除的放射性核素,目前的处理方式就是进行固化处理。

高放废物是放射性核素的含量或浓度高、释热量大、操作和运输过程中需特殊屏蔽的放射性废物。由于其放射性强、毒性大、半衰期长、发热率高、酸性强、腐蚀性大、产生燃爆气体等危险特性,高放废液的安全处理和处置长期以来受到高度重视^[150]。国际原子能机构在中国成立了首个高放废物地质处置协作中心。

高放废物玻璃固化是目前世界上唯一工程化应用的固化方式,美国、法国、日本、德国、俄罗斯、比利时、印度、中国等均采用该技术实现了高放废液的固化处理。中国目前的高放废液玻璃固化技术是焦耳加热陶瓷熔炉玻璃固化技术,以此为基础,研发适合中国高放废液的玻璃固化体配方设计、熔炉结构和运维工艺等是未来国内玻璃固化技术发展的主要方向^[150]。Lago等^[151]研究了通过烧结将模拟的高放废物(s-HLW)固定在钇铝硅酸盐(YAS)玻璃中,所获得的固化体的耐水腐蚀性优于文献中的固定核废料的硼硅酸盐玻璃,YAS玻璃可以被认为是高放废物固定化的潜在宿主。

目前,国际上高放废液玻璃固化体的处置方式均采用深地质掩埋,因此对于深地质处置条件下,

固化体的长期化学稳定性也是一个十分重要的研究内容。许强伟等^[152]以铁基材料(纯铁和304 L不锈钢)和 $\text{Na}_2\text{SeO}_4/\text{Na}_2\text{SeO}_3$ 溶液为研究对象,采用静态批式法开展了模拟高放废物深地质处置条件下Se在铁基材料上的氧化还原行为的研究。结果表明, $\text{SeO}_4^{2-}/\text{SeO}_3^{2-}$ 在纯铁体系中的反应速率明显快于其在304 L不锈钢体系中的反应速率;铁基材料还原 SeO_3^{2-} 的速率快于其还原 SeO_4^{2-} 的速率。

7.3 乏燃料处理与处置

世界各国的核燃料循环策略可分为2种,即开式和闭式:前者将乏燃料视为高放废物,直接进行深层地质处置;后者将乏燃料视为一种宝贵资源,对其进行后处理,回收铀和钚,然后用于制造新燃料元件。中国的乏燃料从反应堆卸出后通常需要在核电厂配套的贮存水池中冷却5~8年,使其中的短寿命裂变产物基本衰变完,从而降低放射性浓度。之后,乏燃料将转移到离堆贮存设施进行中间贮存,以待后续进行后处理或直接深层地质处置。中间贮存方式包括湿法和干法2种。目前,全世界具备后处理能力的国家屈指可数,拥有大规模商业后处理设施的国家包括法国、英国、俄罗斯和日本。印度拥有4座小型后处理设施,美国也拥有一定的后处理能力^[153]。

Štástka等^[154]通过现场演示废核燃料安全处理系统,研究储存库条件下膨润土屏障的行为(通过温度和水饱和度加载膨润土),并获得数学建模数据。从传感器提供的数据可以清楚地看出,膨润土(饱和、温度演变)和围岩(温度演变)中的大部分过程在8年后基本稳定。

中国高放废物的处置采用“三步走”式的发展战略,从选址到建立地下实验室最后到设立高放废物处置库。地下实验室建设和现场试验是高放废物地质处置研究开发中承前启后、不可或缺的关键环节,是开展处置库研发的必要条件。“中华人民共和国国民经济和社会发展第十三个五年计划”已将“建设1个高放射性废物处置地下实验室”列入100项重大项目之中^[155]。通过对3大预选区(甘肃北山、内蒙古、新疆)11个预选地段的9个预选场址(旧井西、新场、沙枣园、算井子、雅满苏、天湖东、阿

奇山1号、塔木素、诺日公)的特性资料进行综合分析对比,最终确定甘肃北山新场址为中国首座高放废物地质处置地下实验室建设地点^[155]。北山地下实验室的开工建设,标志着中国高放废物地质处置工作进入了地下实验室建设及研发阶段。2021年6月17日,高放废物地质处置地下实验室工程建设项目开工动员大会在甘肃北山新场址举行,标志着中国高放废物地质处置正式进入“三步走”的第二步,即地下实验室阶段。中国高放废物地质处置北山地下实验室三维透视图如图9所示,地下实验室的主体采用螺旋斜坡道+三竖井+两层平巷的架构方案,分别在地下280 m深和560 m深建设试验水平,用于开展现场试验。建成后,将成为世界上规模最大、参与范围最广、功能最全的地下实验室,填补了中国在高放废物地质处置技术地下现场研发平台的空白,攻克高放废物安全处置这一世界性难题,为保障中国核工业可持续发展提供无可替代的研发平台作用^[156]。

截至2022年9月,地下实验室螺旋斜坡道已经开挖到432 m,揭露出来的岩石极为完整,与预测结果完全一致。地下硐室的稳定性也非常好^[156]。

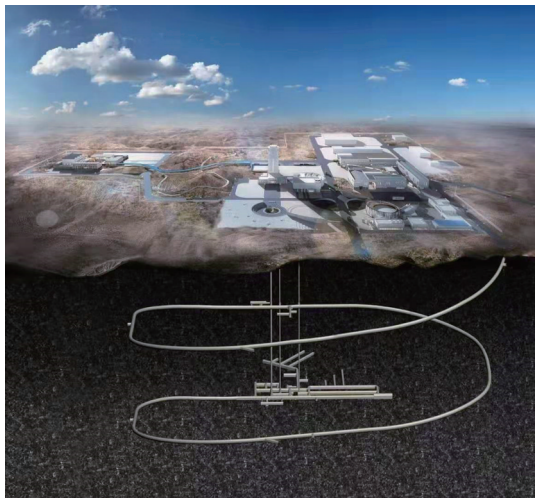


图9 中国高放废物地质处置北山地下实验室三维透视图
(图片来源:国家原子能机构)

8 结论

近几年来,全球核能产业的规模依然在扩大,技术路线更加多样化,国际项目合作更为紧密,各

核能主要大国也都取得了一些重要的创新成就。本文对核能科技的前沿进展进行了概述,包括核裂变和聚变技术、核能与其他能源的耦合利用、信息化前沿技术、核废物处理技术等方面。核能与氢能、太阳能、风能等其他能源耦合技术将促进新能源的开发利用和传统化石能源的低碳化转型,助力双碳目标的实现。目前,反应堆多物理场耦合技术在国内外均取得了一些进展,但由于该领域涉及的问题十分复杂,仍有很多尚未解决的问题,仍将是未来核能领域的研究重点。核能信息化及数字孪生技术则允许研究人员用较低成本对核电站运行中的各类情况进行计算,对核电站的建设、运行、维护以及事故防护等方面的研究都提供了支撑。本文还总结了放射性废物与乏燃料处理与处置技术,尤其是中国开展了高放射性废物处置中北山地下实验室的建设,标志着中国高放废物地质处置进入了“三步走”战略的第二步。核能因其安全性、经济性且低碳减排等优势,预期仍将是未来能源可持续战略中不可缺少的组成部分,而全球可控核聚变实验堆的研发和商业化有望彻底解决人类能源问题,摆脱化石能源的束缚。

参考文献(References)

- [1] 中核战略规划研究总院. 2022年世界核能发展回顾——产业发展篇[EB/OL]. (2023-01-30) [2023-02-02]. <https://www.atominfo.com.cn/zhzlgghyzy/yjbg/1287156/index.html>.
- [2] 中核战略规划研究总院. 2022年世界核能发展回顾——政策篇[EB/OL]. (2023-01-06) [2023-02-02]. <https://www.atominfo.com.cn/zhzlgghyzy/yjbg/1284592/index.html>.
- [3] 中国科学院科技战略咨询研究院. 英国发布《民用核电2050路线图》[EB/OL]. (2023-04-11) [2024-05-04]. https://www.casid.cas.cn/zkcg/ydkb/kjqykb/2024/kjqykb2-403/202404/t20240411_7090265.html.
- [4] 中国核工业. 韩国核电“走出去”的野心有多大[EB/OL]. (2023-04-07) [2024-05-04]. https://www.thepaper.cn/newsDetail_forward_22611438.
- [5] 国家核安全局. 我国高温气冷堆发展战略研究[EB/OL]. (2023-12-07) [2024-05-04]. https://nnsa.mee.gov.cn/ztzl/xgzgt/hyfsaqkp/kptw/202312/t20231207_1058444.html.

- [6] 上海市国资委. 钍基熔盐实验堆于甘肃武威建成, 上海建工将与中科院上海应物所继续深入合作[EB/OL]. (2023-10-23)[2024-05-04]. <https://www.shanghai.gov.cn/nw31406/20231023/608defcbb4c4d2abc4c274ad9a6d23a.html>.
- [7] 蔡翔舟, 戴志敏, 徐洪杰. 钍基熔盐堆核能系统[J]. 物理, 2016, 45(9): 578-590.
- [8] 美国核管会发布 NuScale 50MW 小堆设计最终认证[EB/OL]. (2023-01-30)[2023-02-02]. <https://power.in-en.com/html/power-2422656.shtml>.
- [9] 中核战略规划研究总院. 2022 年世界核能发展回顾——科技创新篇[EB/OL]. (2023-01-09)[2023-02-02]. <https://www.atominformo.com.cn/zhzlgjyzy/yjbg/1284874/index.html>.
- [10] 全球首座浮动核电站正式投入商业运营[EB/OL]. [2020-05-25]. <http://www.chinapower.com.cn/xw/gjxw/20200525/19857.html>.
- [11] 宋丹戎, 李庆, 秦冬, 等. “玲龙一号”反应堆研发关键技术: 堆芯设计与安全设计[J]. 核动力工程, 2021, 42(4): 1-5.
- [12] 吴宜灿, 刘超, 金鸣, 等. 兆瓦级锂冷空间核反应堆电源方案设计与研发进展[J]. 中国科学(技术科学), 2024, 54(3): 365-376.
- [13] Kang X, Tong Y J, Wu W, et al. Transient multi-physics behavior of an insert high temperature superconducting no-insulation coil in hybrid superconducting magnets with inductive coupling[J]. Applied Mathematics and Mechanics, 2023, 44(2): 255-272.
- [14] 世界首次激光核聚变点火成功, 核聚变两大技术路线谁将胜出[EB/OL]. (2022-12-15)[2022-12-15]. https://www.thepaper.cn/newsDetail_forward_21177158.
- [15] 聚变能产业协会. The global fusion industry in 2023 [EB/OL]. [2024-05-10]. <https://www.fusionindustryassociation.org/wp-content/uploads/2023/07/FIA%E2%80%99232023-FINAL.pdf>.
- [16] 高翔, 万元熙, 丁宁, 等. 可控核聚变科学技术前沿问题和进展[J]. 中国工程科学, 2018, 20(3): 25-31.
- [17] 应强强. 我国人造太阳运行时间突破千秒[J]. 高中生之友, 2022, 539(13): 45.
- [18] 我国掌握可控核聚变高约束先进控制技术[EB/OL]. (2023-08-29) [2024-05-10]. https://nnsa.mee.gov.cn/ywdt/hyzx/202308/t20230829_1039616.html.
- [19] 余振雄. J-TEXT 装置 ECHR 控制系统研究[D]. 武汉: 华中科技大学, 2017.
- [20] 万宝年, 徐国盛. EAST 全超导托卡马克高约束稳态运行实验研究进展[J]. 中国科学(物理学 力学 天文学), 2019, 49(4): 43-55.
- [21] 李建刚. 托卡马克研究的现状及发展[J]. 物理, 2016, 45(2): 88-97.
- [22] 于浩洋, 潘建均, 李昱昉, 等. 新形势下核聚变标准化工作的问题与建议[J]. 标准科学, 2022(增刊1): 49-53.
- [23] Green B J. The European fusion research and development programme and the ITER project[J]. Journal of Physics: Conference Series, 2006, 44: 1-9.
- [24] 谌继明. 填补国际核聚变标准空白 引领中国核领域标准走出去: 专访《核聚变堆高温承压部件的热氦检漏方法》项目负责人谌继明[J]. 核标准计量与质量, 2022(3): 2-6.
- [25] 陈科. “人造太阳”ITER 核心部件首件中国制造完成[N]. 科技日报, 2022-11-23(1).
- [26] 本刊编辑部. 2023 十大科技前沿趋势[J]. 科技智囊, 2023(1): 1-4.
- [27] 向魁, 梁展鹏, 李华, 等. CFETR 聚变发电厂概念设计技术研究[J]. 南方能源建设, 2022, 9(2): 45-52.
- [28] 张国书. 核聚变能源的开发现状及新进展[J]. 中国核电, 2018, 11(1): 30-34.
- [29] 徐冠华, 刘琦岩, 罗晖, 等. 热核聚变实验堆开启“无限能源”时代[J]. 华东科技, 2022(12): 18-21.
- [30] 中科院等离子体物理研究所. 聚变堆主机关键系统材料综合性能研究平台完成首批系统验收[EB/OL]. (2023-12-31)[2024-05-04]. http://www.ipp.cas.cn/xwdt/kydt/202312/t20231231_766918.html.
- [31] 刘畅司晨, 王夙素. “橘子瓣”状实验平台已基本落成[N]. 合肥晚报, 2022-11-29(A02).
- [32] 张平, 于波, 徐景明. 核能制氢技术的发展[J]. 核化学与放射化学, 2011, 33(4): 193-203.
- [33] El-Emam R S, Zamfirescu C, Gabriel K S. Hydrogen production pathways for Generation-IV reactors[M]// Handbook of Generation IV Nuclear Reactors. Amsterdam: Elsevier, 2023: 665-680.
- [34] 李晨曦, 伍浩松. 主要核工业国家大力推进核能制氢[J]. 国外核新闻, 2022(12): 22-25.
- [35] Yang X C, Yu G C, Xu L J, et al. Degradation of the mixed organic solvents of tributyl phosphate and n-dodecane by heterogeneous Fenton-like oxidation using nanoscale zero-valent iron as the catalyst[J]. Chemosphere, 2022, 292: 133449.
- [36] Wang Q, Macián-Juan R. Thermodynamic analysis of two novel very high temperature gas-cooled reactor-based hydrogen-electricity cogeneration systems using sulfur-iodine cycle and gas-steam combined cycle[J]. Energy, 2022, 256: 124671.

- [37] Ni H, Qu X H, Peng W, et al. Analysis of internal heat exchange network and hydrogen production efficiency of iodine-sulfur cycle for nuclear hydrogen production[J]. *International Journal of Energy Research*, 2022, 46(11): 15665-15682.
- [38] 曹军文, 覃祥富, 胡轶坤, 等. 高温气冷堆耦合高温电解规模化制氢系统仿真[J]. *清华大学学报(自然科学版)*, 2023, 63(8): 1246-1256.
- [39] 曲新鹤, 胡庆祥, 倪航, 等. 基于高温气冷堆的制氢耦合炼钢系统初步设计和能量分析[J]. *清华大学学报(自然科学版)*, 2023, 63(8): 1236-1245.
- [40] 张贤, 胡娜, 吕彩霞, 等. 一种太阳能辅助压水堆核电站二回路发电系统及方法: CN113931709A[P]. 2022-01-14.
- [41] 孙凯强, 张义明, 孙强, 等. 一种基于核电、风电相结合的海上制氢制氨储舱平台: CN215911912U[P]. 2022-02-25.
- [42] Pombo D V, Bindner H W, Spataru S V, et al. Machine learning-driven energy management of a hybrid nuclear-wind-solar-desalination plant[J]. *Desalination*, 2022, 537: 115871.
- [43] 杨继明, 张澈, 张彬, 等. 海上风电核能互补运行系统及方法: CN202111365399X[P]. 2022-03-15.
- [44] Chen Q Q, Lü M, Gu Y, et al. Hybrid energy system for a coal-based chemical industry[J]. *Joule*, 2018, 2(4): 607-620.
- [45] 陈倩倩, 孙予罕, 唐志永, 等. 一种核能-煤生产燃料化学品的零碳排放系统及方法: CN108277047B[P]. 2020-05-15.
- [46] D'auria F, Bousbia S A, Galassi G M, et al. CRISSE-S, Neutronics/thermal-hydraulics coupling in LWR technology[R]. Paris: Nuclear Energy Agency of the OECD (NEA), 2004.
- [47] Chauillac C, Aragonés J M, Bestion D, et al. NURESIM - A European simulation platform for nuclear reactor safety: Multi-scale and multi-physics calculations, sensitivity and uncertainty analysis[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2011, 241(9): 3416-3426.
- [48] Szilard R, Zhang H, Kothe D, et al. The Consortium for advanced simulation of light water reactors[C]//Enlarged Halden Programme Group Meeting. Idaho Falls, Idaho: Idaho National Laboratory, 2011.
- [49] Bradley K. NEAMS: The nuclear energy advanced modeling and simulation program[J]. Office of Scientific & Technical Information Technical Reports, 2013, doi: 10.2172/1093526.
- [50] 杨文, 胡长军, 刘天才, 等. 数值反应堆及 CVR1.0 研究进展[J]. *原子能科学技术*, 2019, 53(10): 1821-1832.
- [51] Belcourt N, Bartlett R, Pawlowski R, et al. A theory manual for multi-physics code coupling in LIME[J]. *Physics, Computer Science*, 2011, doi: 10.2172/1011710.
- [52] Gaston D, Newman C, Hansen G, et al. MOOSE: A parallel computational framework for coupled systems of nonlinear equations[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2009, 239(10): 1768-1778.
- [53] Yamaji A, Oka Y, Koshizuka S. Three-dimensional core design of high temperature supercritical-pressure light water reactor with neutronic and thermal-hydraulic coupling[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2005, 42(1): 8-19.
- [54] Yoo J, Ishiwatari Y, Oka Y, et al. Conceptual design of compact supercritical water-cooled fast reactor with thermal hydraulic coupling[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2006, 33(11/12): 945-956.
- [55] Safarzadeh O, Shirani A S, Minucmehr A, et al. Coupled neutronic/thermo-hydraulic analysis of water/ Al_2O_3 nanofluids in a VVER-1000 reactor[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2014, 65: 72-77.
- [56] Périn Y, Velkov K. CTF/DYN3D multi-scale coupled simulation of a rod ejection transient on the NURESIM platform[J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2017, 49(6): 1339-1345.
- [57] Waata C. Coupled neutronics thermal hydraulics analysis of a high-performance light-water reactor fuel assembly [J]. *Physics*, 2006, doi: 10.18419/OPUS-1695.
- [58] Vazquez M, Tsige-Tamirat H, Ammirabile L, et al. Coupled neutronics thermal-hydraulics analysis using Monte Carlo and sub-channel codes[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2012, 250: 403-411.
- [59] Gurecky W, Schneider E. Development of an MCNP6-ANSYS FLUENT multiphysics coupling capability[C]//Proceedings of 2016 24th International Conference on Nuclear Engineering, 2016.
- [60] 彭木彰, 张全, 王国力, 等. TISKTH-3 一部中子学和热工水力学耦合的轻水堆堆芯瞬态分析程序[J]. *核科学与工程*, 1988(1): 19-32.
- [61] 陈新辉, 赵兆颐. 完全三维堆芯中子学/热工水力学耦合程序 TISKTH-4[J]. *核科学与工程*, 1992, 12(2): 110-115.
- [62] 廖承奎. 三维节块中子动力学方程组的数值解法及物理与热工-水力耦合瞬态过程的数值计算的研究[D]. 西安: 西安交通大学, 2002.

- [63] 赵文博. 瞬态节块格林函数方法及其与热工-水力耦合研究[D]. 北京: 清华大学, 2012.
- [64] 张阳, 俞楼涵榕, 余大利, 等. 基于蒙特卡罗和CFD耦合模拟的空间锂冷核反应堆设计分析[J]. 核科学与工程, 2022, 42(1): 28-33.
- [65] 张汉, 郭炯, 邹颖杰, 等. 高温气冷堆全耦合系统直接联立求解的方法研究和程序开发[J]. 原子能科学技术, 2022, 56(2): 271-284.
- [66] 左献迪. 多通道液态燃料熔盐堆物理-热工耦合研究[D]. 上海: 中国科学院大学(中国科学院上海应用物理研究所), 2022.
- [67] 钱冠华, 于涛, 杨涛, 等. 基于统一框架的多物理耦合方案研究与平台开发[J]. 核动力工程, 2022, 43(6): 51-60.
- [68] Xie Q X, Li W, Guan C R, et al. Development of 3D transient neutronics and thermal-hydraulics coupling procedure and its application to a fuel pin analysis[J]. Nuclear Engineering and Design, 2023, 404: 112164.
- [69] 翁名辉. 基于COMSOL的蒙卡-有限元核热力耦合方法研究[D]. 北京: 华北电力大学, 2022.
- [70] 吴明宇, 朱迎, 卢旭, 等. 反应堆核-热-能耗多物理耦合框架研究与应用[J]. 原子能科学技术, 2021, 55(9): 1643-1649.
- [71] 巫英伟, 贺亚男, 章静, 等. 核反应堆系统多维度多物理场耦合有限元分析研究[J]. 原子能科学技术, 2024, 58(2): 257-271.
- [72] Thurgood M J, George T L. COBRA/TRAC-A thermal-hydraulic code for transient analysis of nuclear reactor vessels and primary coolant systems[EB/OL]. [2024-05-10]. <https://www.nrc.gov/docs/ML0701/ML070160310.pdf>.
- [73] Jeong J J, Sim S K, Ban C H, et al. Assessment of the COBRA/RELAP5 code using the LOFT L2-3 large-break loss-of-coolant experiment[J]. Annals of Nuclear Energy, 1997, 24(14): 1171-1182.
- [74] Aumiller D L, Tomlinson E T, Bauer R C. A coupled RELAP5-3D/CFD methodology with a proof-of-principle calculation[J]. Nuclear Engineering and Design, 2001, 205(1/2): 83-90.
- [75] Weaver W L, Tomlinson E T, Aumiller D L. A generic semi-implicit coupling methodology for use in RELAP5-3D[J]. Nuclear Engineering and Design, 2002, 211(1): 13-26.
- [76] Anderson N, Hassan Y, Schultz R. Analysis of the hot gas flow in the outlet plenum of the very high temperature reactor using coupled RELAP5-3D system code and a CFD code[J]. Nuclear Engineering and Design, 2008, 238(1): 274-279.
- [77] Bertolotto D, Manera A, Frey S, et al. Single-phase mixing studies by means of a directly coupled CFD/system-code tool[J]. Annals of Nuclear Energy, 2009, 36(3): 310-316.
- [78] Park I K, Lee J R, Lee S W, et al. An implicit code coupling of 1-D system code and 3-D in-house CFD code for multi-scaled simulations of nuclear reactor transients[J]. Annals of Nuclear Energy, 2013, 59: 80-91.
- [79] Papukchiev A, Jeltsov M, Kööp K, et al. Comparison of different coupling CFD-STH approaches for pre-test analysis of a TALL-3D experiment[J]. Nuclear Engineering and Design, 2015, 290: 135-143.
- [80] Fanning T H, Thomas J W. Advances in coupled safety modeling using systems analysis and high-fidelity methods[J]. Engineering, Physics, 2010, doi: 10.2172/982349.
- [81] Jeltsov M, Kööp K, Kudinov P, et al. Development of a domain overlapping coupling methodology for STH/CFD analysis of heavy liquid metal thermal-hydraulics[C]// 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, 2013.
- [82] Bavière R, Tauveron N, Perdu F, et al. A first system/CFD coupled simulation of a complete nuclear reactor transient using CATHARE2 and TRIO_U. Preliminary validation on the Phénix Reactor Natural Circulation Test[J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, 277: 124-137.
- [83] Pialla D, Tenchine D, Li S, et al. Overview of the system alone and system/CFD coupled calculations of the PHENIX Natural Circulation Test within the THINS project[J]. Nuclear Engineering and Design, 2015, 290: 78-86.
- [84] 杨帅. 基于MOC-CFD耦合方法的泵送系统瞬态特性研究[D]. 杭州: 浙江大学, 2015.
- [85] 刘余, 张虹, 贾宝山. 核反应堆热工水力多尺度耦合模拟初步研究[J]. 核动力工程, 2010, 31(增刊1): 11-15.
- [86] 贾斌, 马帅, 史强, 等. 非能动压水堆热工水力多尺度耦合计算分析研究[J]. 核科学与工程, 2018, 38(5): 763-773.
- [87] 李书舟. 铅基快堆子通道耦合分析方法研究及应用[D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2017.
- [88] 桂民洋, 田文喜, 吴迪, 等. 子通道程序与CFD程序的耦合方法研究[J]. 原子能科学技术, 2018, 52(11): 1962-1967.
- [89] 宋诗阳, 程懋松, 林铭, 等. 基于RELAP5和子通道程序的熔盐冷却快堆多尺度热工流体耦合程序开发及应

- 用[J]. 核技术, 2022, 45(7): 88-98.
- [90] 蔡伟华, 李智明, 崔军, 等. 含 3×3 花瓣形燃料棒组件的自然循环系统多尺度耦合模拟研究[J]. 工程热物理学报, 2024, 45(1): 32-39.
- [91] 美国核管理委员会. Digital twins[EB/OL]. [2024-05-01](2023-12-13). <https://www.nrc.gov/reactors/power/digital-twins.html>.
- [92] 伍浩松, 孟雨晨. 美爱达荷首次示范微堆数字孪生技术[J]. 国外核新闻, 2022(8): 13.
- [93] Department of Energy. Idaho national laboratory demonstrates first digital twin of a simulated microreactor[EB/OL]. [2024-05-01](2022-07-14). <https://www.energy.gov/ne/articles/idaho-national-laboratory-demonstrates-first-digital-twin-simulated-microreactor>.
- [94] Energynews. EDF's digital reactors ready for the end of 2023?[EB/OL]. [2024-05-10]. <https://energynews.pro/en/edfs-digital-reactors-ready-for-the-end-of-2023>.
- [95] 肖朝凡, 王兴春. 法企合作开发超小型模块堆[J]. 国外核新闻, 2022(1): 20.
- [96] 王树, 李颖涵. 加积极推动先进制造技术在核工业的应用[J]. 国外核新闻, 2022(4): 23-25.
- [97] 中核集团与北京航空航天大学核工业数字孪生工程技术联合实验室正式揭牌! [EB/OL]. [2024-05-01](2022-10-19). <https://news.bjx.com.cn/html/20221019/1-262138.shtml>.
- [98] 中国核能行业协会. 中国广核集团数字化转型探索与实践 [EB/OL]. [2024-05-01](2022-05-30). <http://heneng.net.cn/home/zc/infotwo/id/66460/sid/9/catId/162.html>.
- [99] 刘文倩, 韩利峰, 黄丽, 等. 实时在线监控系统的三维可视化方案[J]. 计算机应用, 2022, 42(增刊1): 265-270.
- [100] Kusiak A. Smart manufacturing must embrace big data [J]. Nature, 2017, 544(7648): 23-25.
- [101] Pla P, Annunziato A, Addabbo C, et al. Preservation and use of integral system test facilities data: The experience of the LOBI data and the STRESA database[J]. Progress in Nuclear Energy, 2012, 56: 79-90.
- [102] Reeder D L, Berta V T. Loss-of-fluid test (LOFT) facility[R]. Boston: Idaho National Engineering Lab, 1979.
- [103] Mandl R, Weiss P. PKL tests on energy transfer mechanisms during small-break LOCAs[J]. Nuclear Safety, 1982, 23(2): 146-158.
- [104] Kukita Y, Yonomoto T, Asaka H, et al. ROSA/AP600 testing: Facility modifications and initial test results[R]. Bethesda: US Nuclear Regulatory Commission, 1994.
- [105] Xu C, Shi G, Pu F. Analysis of small-break LOCA at ACME test facility using RELAP5/MOD3[C]//Proceedings of 2016 24th International Conference on Nuclear Engineering, 2016.
- [106] 经济合作与发展组织/国家能源局. TIETHYS 数据库 [EB/OL]. [2024-05-10]. <https://mdep.oecd-nea.org/tiethysweb>.
- [107] Rohatgi U, Dyrda J, Soppera N. The international experimental thermal hydraulic systems database (TIETHYS): A new NEA validation tool[C]//Proceedings of 2018 26th International Conference on Nuclear Engineering, 2018.
- [108] Zabirov A R, Smirmova A A, Feofilaktova Y M, et al. Russian experimental database for validation of computer codes used for safety analysis of nuclear facilities[J]. Progress in Nuclear Energy, 2020, 118: 103061.
- [109] Nuclear and Industrial Engineering. Nine highlights[EB/OL]. [2024-05-10]. <https://www.nineeng.com/>.
- [110] 核能局(NEA). SCCRED 架构在 LOFT 上的演示 [EB/OL]. [2024-05-10]. <https://www.oecd-nea.org/tiethys/references/IET/LOFT/SCCRED/index.html>.
- [111] Petruzzi A, D'Auria F. Standardized consolidated calculated and reference experimental database (SCCRED): A supporting tool for V&V and uncertainty evaluation of best-estimate system codes for licensing applications [J]. Nuclear Science and Engineering, 2016, 182(1): 13-53.
- [112] Pla P, Ammirabile L, Annunziato A. The Stresa database: A token for the future[J]. Annals of Nuclear Energy, 2013, 62: 8-16.
- [113] 国际原子能机构. SANIS 数据库 [EB/OL]. [2024-05-10]. <https://nucleus.iaea.org/sites/connect/sanispublic/Pages/default.aspx>.
- [114] Weirs V G, Mousseau K C, Johnson R W, et al. Nuclear Energy-Knowledge Base for Advanced Modeling and Simulation (NE-KAMS) code verification and validation data standards and requirements: Fluid dynamics Version 1.0[J]. Office of scientific & technical information technical reports, 2024. DOI:10.2172/1033905.
- [115] Nuclear Energy Advanced Modeling and Simulation. What does the NEAMS program do? [EB/OL]. [2024-05-10]. <https://neams.inl.gov/>.
- [116] Johnson R, Mousseau K, Lee H. Strategic plan for nuclear energy: Knowledge base for advanced modeling and simulation (NE-KAMS) [J]. Physics, Engineering, 2011. DOI:10.2172/1033891.
- [117] 芬兰拉彭兰塔工业大学. EDS 数据库 [EB/OL]. [2024-05-10]. <https://ydin.pc.lut.fi/EDS>.

- [118] 葛炜, 杨燕华, 刘飒, 等. 大型先进压水堆核电站关键设计软件自主化与 COSINE 软件包研发[J]. 中国能源, 2016, 38(7): 39-43.
- [119] 中核. 我国首套自主核电软件包和一体化软件集成平台发布[J]. 军民两用技术与产品, 2016(1): 35.
- [120] 刘盈, 冯波, 曹国海, 等. 核反应堆设计软件验证数据库系统的研制[J]. 核动力工程, 2019, 40(1): 135-139.
- [121] 金俊玲, 董玉杰, 马远乐. 高温气冷堆热工水力计算数据管理系统的分析和设计[J]. 科技导报, 2006, 24(8): 56-58.
- [122] 巫英伟, 张亚培, 陈荣华, 等. 反应堆严重事故分析程序研发进展[J]. 中国基础科学, 2021, 23(3): 28-33.
- [123] 葛智刚, 续瑞瑞, 刘萍. 核数据评价与中国评价核数据库 CENDL[J]. 原子能科学技术, 2022, 56(5): 783-797.
- [124] 常明凯, 胡娜, 李遥, 等. Eu(III)在蒙脱石上的吸附及碳酸根和磷酸根对其吸附的影响[J]. 物理化学学报, 2022, 38(3): 74-82.
- [125] 赫东煜, 李研, 王钰淇, 等. 放射性废水典型核素去除研究进展[J]. 现代化工, 2022, 42(12): 64-69.
- [126] Pabby A K, Swain B, Sonar N L, et al. Radioactive waste processing using membranes: State of the art technology, challenges and perspectives[J]. Separation & Purification Reviews, 2022, 51(2): 143-173.
- [127] Abbas T K, Rashid K T, Alsahy Q F. NaY zeolite-polyethersulfone-modified membranes for the removal of cesium-137 from liquid radioactive waste[J]. Chemical Engineering Research and Design, 2022, 179: 535-548.
- [128] 李冠超, 孙功名, 钟丽艳, 等. 高岭土负载钛酸钙复合材料对放射性废水中 U(VI)的吸附性能与机理[J]. 有色金属(冶炼部分), 2022(12): 109-115.
- [129] Fuks L, Miśkiewicz A, Zakrzewska-Kołtuniewicz G. Sorption-assisted ultrafiltration hybrid method for treatment of the radioactive aqueous solutions[J]. Chemistry, 2022, 4(3): 1076-1091.
- [130] Thakur D A, Sonar N L, Shukla R, et al. Evaluation of cerium-zirconium mixed oxides for separation of ^{125}Sb from radioactive liquid waste[J]. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 2022, 331(7): 2903-2909.
- [131] Hao M J, Chen Z S, Yang H, et al. Pyridinium salt-based covalent organic framework with well-defined nanochannels for efficient and selective capture of aqueous $^{99}\text{TcO}_4^-$ [J]. Science Bulletin, 2022, 67(9): 924-932.
- [132] 聂小琴, 董发勤, 刘宁, 等. 酵母菌对锕系核素 ^{239}Pu 的富集行为及减量化研究[J]. 环境科学研究, 2022, 35(8): 1827-1835.
- [133] Penzin R A, Milyutin V V, Svittsov A A. Promising technologies for liquid radwaste management in the nuclear industry[J]. Atomic Energy, 2022, 132(1): 24-26.
- [134] 张蔚华, 张一民, 郭海峰, 等. 运行核电厂放射性固体废物管理实践与探讨 I[J]. 核安全, 2022, 21(1): 19-25.
- [135] 陈权, 毕颖光, 李华辉. 压水堆核电厂放射性固体废物处理与整备技术[J]. 产业与科技论坛, 2022, 21(20): 36-39.
- [136] Gonçalves M F S, Petraconi Filho G, Couto A A, et al. Evaluation of thermal plasma process for treatment disposal of solid radioactive waste[J]. Journal of Environmental Management, 2022, 311: 114895.
- [137] do Nascimento Linhares V, Goulart de Araujo L, Vicente R, et al. Enhanced removal of radium from radioactive oil sludge using microwave irradiation and non-ionic surfactant[J]. Journal of Petroleum Science and Engineering, 2022, 211: 110168.
- [138] 李虹羽, 任力, 廖能斌, 等. 蒸汽重整技术处理放射性废树脂初步经济性探讨[J]. 产业科技创新, 2022(4): 73-75.
- [139] 韦琦, 耿海宁, 马浩森, 等. 低碱度水泥基材料固化模拟放射性焚烧灰性能与机理研究[J]. 硅酸盐通报, 2022, 41(1): 182-191.
- [140] Touite A, Labied S, Ghailassi T E, et al. Treatment of organic radioactive waste by stabilization/solidification into a cement/Alumina based mortar[J]. Materials Today: Proceedings, 2022, 58: 1485-1489.
- [141] Akiyama D, Duhamel C, Kirishima A. Immobilization of radioactive waste by an aluminum silicate matrix formed from fly ash or bentonite[J]. Journal of Nuclear Materials, 2023, 574: 154151.
- [142] Fabian M, Tolnai I, Kis Z, et al. Characterization of simulated liquid radioactive waste in a new type of cement mixture[J]. ACS Omega, 2022, 7(41): 36108-36116.
- [143] Osawa N, Kubota M, Wu H, et al. Development of N, N, N', N'-tetra-2-ethylhexyl-thiodiglycolamide silica-based adsorbent to separate useful metals from simulated high-level liquid waste[J]. Journal of Chromatography A, 2022, 1678: 463353.
- [144] 孙丹丹, 王鑫, 董文曙. 核电厂放射性废液水泥固化体的制备[J]. 核化学与放射化学, 2022, 44(4): 467-473.
- [145] 王亚光, 张劲松, 陈云明, 等. 核设施中放射性含硼废

- 液的固化技术[J]. 工业技术创新, 2022, 9(3): 91-97.
- [146] 刘春雨, 周东升, 李丽丽. 模拟不可燃放射性废物等离子体熔融处理试验研究[J]. 核化学与放射化学, 2022, 44(5): 542-548.
- [147] Yakunin S A. Cesium in gaseous emissions from the vitrification technology of radioactive waste (review of scientific and technical information)[J]. Radiochemistry, 2022, 64(4): 482-490.
- [148] Sonar N L, Sen S, Thakur D A, et al. Treatment feasibility of highly alkaline and highly radioactive liquid waste—a novel approach[J]. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 2022, 331(2): 739-746.
- [149] Inoue H, Watanabe Y, Chung J, et al. Recovery of Se, Zr, Pd, and Cs from simulated high-level radioactive waste glass through phase separation[J]. International Journal of Applied Glass Science, 2022, 13(4): 501-513.
- [150] 徐卫东. 浅析高放废液玻璃固化技术[J]. 中国建材科技, 2022, 31(3): 65-69.
- [151] Lago D C, Sánchez A D, Prado M O. Immobilization of a simulated high-level waste in an yttrium aluminosilicate glass. Self-heating assessment[J]. Journal of the European Ceramic Society, 2022, 42(16): 7561-7569.
- [152] 许强伟, 方升, 刘晨, 等. 模拟高放废物深地质处置条件下Se在铁基材料上的氧化还原行为[J]. 核化学与放射化学, 2022, 44(6): 627-634.
- [153] 陆燕, 陈亚君, 单琳. 全球乏燃料与高放废物管理现状[J]. 国外核新闻, 2022(3): 26-28.
- [154] Štáštka J, Hanusová I, Hausmannová L, et al. In-situ testing of Czech bentonite for radioactive waste disposal in Mock-up Josef experiment[J]. Annals of Nuclear Energy, 2022, 172: 109059.
- [155] 王驹, 苏锐, 陈亮, 等. 中国高放废物地质处置地下实验室场址筛选[J]. 世界核地质科学, 2022, 39(1): 1-13.
- [156] 王驹. 夯实高放废物处置技术根基保障核燃料循环产业可持续发展[J]. 国防科技工业, 2022(9): 40-42.

Frontiers and review in global nuclear energy science and technology

YANG Jun, SUN Peijie, PENG Cuiting, HU Mengyan, HUANG Xi, ZHANG Weixuan, HUANG Yuhang, LUO Zhipeng, XU Lejin*

Department of Nuclear Engineering and Technology, School of Energy and Power Engineering, Huazhong University of Science and Technology, Wuhan 430074, China

Abstract This paper summarizes the recent progress of global nuclear energy science and technology, focusing on nuclear fission and fusion, coupling utilization of nuclear energy and other energies, frontier technology of nuclear energy informatization and nuclear waste treatment. The global research and development of nuclear energy is developing steadily. Nuclear power technology will gradually realize the development from the second generation to the third generation. Small reactors have good applications in the sea, land and air. The progress of nuclear fusion technology has been introduced, including high temperature superconducting fusion, laser ignition inertial confinement fusion, Tokamak fusion device, International Thermonuclear Experimental Reactor and Chinese Fusion Engineering Testing Reactor. The coupling utilization of nuclear energy and other energies such as hydrogen energy and solar energy, provides a new solution for the development of renewable energies and the realization of carbon peaking and carbon neutrality goals. High-precision multi-physical field coupling analysis and calculation, digital twin technology, informatization and database construction are important directions for sustainable development of nuclear energy in the future. The latest advances in radioactive waste treatment and disposal technologies have been summarized, including the reduction and solidification of low- and medium-level radioactive waste, radionuclide removal and vitrification of high-level radioactive waste, and treatment and disposal of spent fuel. The overall situation shows that nuclear energy is still an important part of the global energy structure.

Keywords nuclear energy technology; multi-physics coupling; digital twin; nuclear fusion; radioactive waste ●



(责任编辑 赵庆圆)