

核反应堆安全研究 战略路线图



核反应堆安全研究战略路线图

Originally published by the OECD in English under the title: NEA (2025),
Strategic Roadmaps for Nuclear Reactor Safety Research, OECD Publishing, Paris,
www.oecd-nea.org/jcms/pl_111029

This report was translated by ZENG Chao, reviewed by LUAN Haiyan Nuclear and
Radiation Safety Center, National Nuclear Safety Administration.

In the event of any discrepancy between the original work and the
translation, only the text of the original work should be considered valid.

© 2025 OECD/NSC for this Chinese edition.

本报告最初由经济合作与发展组织以英文发布，题为：NEA (2025),
Strategic Roadmaps for Nuclear Reactor Safety Research, OECD Publishing, Paris,
www.oecd-nea.org/jcms/pl_111029

本报告内容由生态环境部核与辐射安全中心曾超翻译、栾海燕校核。

如果译文与原文存在任何差异，仅以原文为准。

© 2025 OECD/中国生态环境部核与辐射安全中心拥有此中文版版权。

© OECD 2025

NEA No.7738

经济合作与发展组织核能署

经济合作与发展组织

经合组织是由38个国家的政府组成的论坛，共同讨论应对全球化带来的经济、社会和环境挑战。经合组织关注前沿问题，了解并帮助各国政府应对新的发展和关切，解决如组织治理、信息经济和人口老龄化带来的挑战。经合组织为各国政府提供了政策比较、共性问题协商、良好实践认定以及国际国内政策协同的环境。

经合组织成员国包括澳大利亚、奥地利、比利时、加拿大、智利、哥伦比亚、哥斯达黎加、捷克、丹麦、爱沙尼亚、芬兰、法国、德国、希腊、匈牙利、冰岛、爱尔兰、以色列、意大利、日本、韩国、拉脱维亚、立陶宛、卢森堡、墨西哥、荷兰、新西兰、挪威、波兰、葡萄牙、斯洛伐克共和国、斯洛文尼亚、西班牙、瑞典、瑞士、土耳其、英国和美国。欧盟委员会参与了经合组织的工作。

OECD出版社广泛传播该组织在经济、社会和环境问题上的统计数据和研究成果，以及公约、导则和标准。

本文由经合组织总干事负责出版

文中观点和所采用的论据不一定反映OECD成员国或其核能机构的官方立场。

核能署

经合组织核能署（NEA）成立于1958年2月1日。目前，NEA的成员包括34个国家：阿根廷、澳大利亚、奥地利、比利时、保加利亚、加拿大、捷克、丹麦、芬兰、法国、德国、希腊、匈牙利、冰岛、爱尔兰、意大利、日本、韩国、卢森堡、墨西哥、荷兰、挪威、波兰、葡萄牙、罗马尼亚、俄罗斯（暂停）、斯洛伐克共和国、斯洛文尼亚、西班牙、瑞典、瑞士、土耳其、英国和美国。欧盟委员会和国际原子能机构也参与了NEA的工作。

NEA的使命是：

通过国际合作，协助其成员国保持并进一步发展以和平、环境友好和经济地利用核能所需的科学、技术和法律基础。

提供权威评估，就关键问题达成共识，为政府核能政策决策以及经合组织在能源和低碳经济可持续发展等领域的广泛分析提供建议。

NEA涉足的主要业务领域包括核活动的安全和监管、放射性废物管理、辐射防护、核科学、核燃料循环的经济和技术分析、核法律和责任以及公共信息。NEA数据库为参与国提供核数据和计算机程序服务。

本文件及所含[统计]数据与地图，均不损害任何领土的地位或主权，不影响国际边界和疆界的划定，也不影响任何领土、城市或地区的名称。

经合组织出版物的勘误表可在以下网址查阅：www.oecd.org/publishing/corrigenda。

请引用本出版物时注明：

NEA (2025)，核反应堆安全研究战略路线图，OECD出版，巴黎，<https://doi.org/10.82155/gwzf-dg63>。

© OECD 2025



知识共享署名4.0国际许可协议 (CC BY 4.0)。

本作品根据知识共享署名4.0国际许可协议提供。使用本作品即表示您同意遵守该许可协议条款 (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0>) 署名—必须引用原作。

翻译—必须引用原作，说明对原作的修改，并添加以下说明：如果译文与原文存在任何差异，仅以原文为准。

改编声明—必须引用原文并添加以下文字：本作品改编自经济合作与发展组织 (OECD) 的原创作品。本文观点及论据不应被视为代表OECD或其成员国的官方立场。

第三方材料——本许可不适用于本文中第三方材料。如使用该材料，需自行取得第三方授权，并承担任何侵权索赔责任。未经许可，不得使用经合组织 (OECD) 的标志、视觉标识或封面图片，也不得认为经合组织同意使用其作品。

本许可产生的任何争议，应根据常设仲裁法院 (PCA) 2012年仲裁规则来解决。仲裁地为法国巴黎，仲裁人数为一名。

封面：CEIDRE Quéran核电厂实验室 (法国电力公司)；BWRX-300 (通用电气日立核能公司)；高温工程试验反应堆 (日本原子能研究开发机构)

前言

核能是保障能源安全的同时减少碳排放的全球战略的关键组成部分。为实现多国提出的2050年实现净零排放目标，核心预测显示核能装机容量至少需要翻倍——自联合国气候变化大会第二十八次缔约方会议（COP28）召开以来，已有30多个国家承诺将核能装机容量提升至三倍。要实现如此宏大的目标，不仅需要现有核电站持续安全可靠运行，还需要成功开发并部署新技术，包括小型模块化反应堆（SMRs）等先进设计。

如此大规模快速部署新的核电产能，需要核安全研究持续取得进展。然而，近期多个关键研究设施的关闭导致研究基础设施和专业人才流失，造成全球研究能力衰退。这一趋势导致核能行业在应对新出现的安全问题和推动创新方面面临严峻挑战。

为填补这一差距，需要强有力的国际协作。加强全球核安全研究能力需要采取协调一致的行动、进行战略投资，并重申共享知识、专业技术与创新的承诺。

基于NEA在推进核安全研究领域长期积累的丰富经验，《核反应堆安全研究战略路线图》勾勒出关键优先事项，旨在加强合作研究的可持续性、有效性和影响力，确保其持续满足成员国不断变化的需求，并推动全球核能的安全和责任的利用。

该出版物由核心核安全专家团队与NEA核设施安全委员会（CSNI）密切合作完成，该委员会于2023年7月的会议上正式批准启动此项工作。

致 谢

NEA衷心感谢所有自《核反应堆安全研究战略路线图》制定之初便承担关键职责的同仁所作出的宝贵贡献，并特别向以下主要作者致以诚挚谢意：

- François Barre (法国核安全与辐射防护局)
- Ki-Yong Choi (韩国原子能研究院)
- Peter Elder (加拿大核实验室)
- Toyoshi Fuketa (日本核损害赔偿与退役促进公司)
- Ray Furstenau (美国核监管委员会)
- Didier Jacquemain (NEA)
- Olivier Marchand (法国核安全与辐射防护局)
- Fumihisa Nagase (日本原子力规制委员会)
- Uwe Stoll (法马通德国)
- John Tappert (美国核监管委员会)
- Jason Tokey (美国核监管委员会)

目录

执行摘要	7
主要安全研究建议	9
缩写词和首字母缩写词列表	14
第一章 导言	17
第二章 现有反应堆和先进反应堆所需的研究能力	19
2.1 日益增长的核安全问题和所需的研究能力	19
2.2 满足核安全研究需求离不开利益相关方的参与	24
2.3 可持续安全研究的资金问题	26
第三章 关键核安全技术领域的研究方向	28
3.1 燃料与包壳材料	28
3.1.1 燃料与包壳材料研究能力需求	29
3.1.2 燃料与包壳材料安全研究的技术考量	32
3.1.3 燃料与包壳材料安全研究主要建议	34
3.2 先进材料	35
3.2.1 先进材料研究能力需求	35
3.2.2 先进材料安全研究的技术考量	37
3.2.3 先进材料安全研究主要建议	38
3.3 水冷堆和非水冷堆现代安全系统的热工水力研究	39
3.3.1 热工水力研究能力需求	42
3.3.2 热工水力安全研究的技术考量	45
3.3.3 热工水力安全研究主要建议	47
3.4 严重事故	49
3.4.1 严重事故预防与管理研究能力需求	50
3.4.2 严重事故预防与缓解安全研究的技术考量	53
3.4.3 预防和减轻严重事故的安全研究主要建议	54
3.5 长期运行和灵活运行	55
3.5.1 长期运行和灵活运行的研究能力需求	56
3.5.2 长期运行和灵活运行的技术考量	58
3.5.3 长期运行和灵活运行的安全研究主要建议	60
3.6 跨领域主题	61
3.6.1 确定论安全评估/概率论安全评估和风险分析方法的应用	61
3.6.2 选址问题	63
3.6.3 非传统用途	64
3.6.4 应急计划区评估	64
3.6.5 人机工程学 (HTO) 和人员可靠性分析 (HRA)	65
3.6.6 火灾风险	66
3.6.7 外部事件与气候变化	68

3.6.8 人工智能	69
3.6.9 数字化技术与网络安全	71
3.6.10 运行经验数据	72
3.6.11 先进制造	74
3.6.12 数据保存和质量保证框架	75
3.6.13 抗震评价与隔震	76
3.6.14 新颠覆性技术的安全研究主要建议	77
第四章 结论	79
参考文献	81

执行摘要

多数预测显示，为满足能源需求并实现减排目标，未来数年核能发电能力必须大幅提升。为应对这一紧迫形势，自2023年联合国气候变化大会第二十八次缔约方会议（COP28）以来，已有30多个国家承诺将核能装机容量提升三倍。要想实现这一核能目标，既要确保现有核电站高效且有韧性地运行，同时要部署包括SMRs在内的新反应堆设计。为此，国际社会亟需加强核安全研究领域的协作，以应对日益凸显的安全挑战。

对安全研究的需求缺口因近期核心核安全研究基础设施（如实验堆和综合试验台架）的关闭而加剧，同时导致专业人才流失和专业能力下降。若缺乏协调一致的全球行动，研究需求与现有能力之间的差距将持续扩大，这将对确保现有及新一代核反应堆安全的能力构成严峻挑战。

本研究路线图旨在通过确定优先事项并提出战略方向，来指导国际核安全研究。其聚焦于反应堆安全，不包括燃料循环管理、退役及放射性废物等重要但独立的领域。路线图对当前技术能力、研究基础设施需求、利益相关方参与及资金筹措进行了全面评估，并强调了最亟待解决的技术领域，同时结合政府、监管机构、业界及国际组织的建议，提出切实可行的建议以支持重点安全研究。政策制定者可借助该路线图，使研究计划与安全加快核能部署的目标保持一致。

随着核能的发展，若干跨领域主题将会影响不同类型反应堆的安全性。这些议题包含了创新方法，如先进制造（含3D打印）、先进建模与仿真，以及人工智能（包括机器学习）。这些都是各利益相关方共同的关切，凸显合作研究对于优化资源和加速取得成果的重要性。关键在于，在将新技术整合到核电厂运营之前，必须充分理解其安全影响。

人们对核能在发电以外的应用兴趣也日益增长，包括工业供热、制氢、海水淡化和区域供暖。这些非传统应用的安全部署必须在技术开发和监管流程的早期阶段得到解决。

包括政府、业界、监管机构及其技术支持机构（TSOs）在内的利益相关方的紧密合作，对于提高研究效率和充分利用全球专业知识至关重要。

即使各国的监管框架存在差异，各监管机构也能优化资源配置并支持统一的监管决策。与业界的互动也同样关键，需要保护企业所有权信息，同时推动及时的监管审查，并迅速应对新出现的安全问题。要为这些合作项目提供资金，需要政府机构、公用事业单位和供应商共同的努力。

核安全研究依赖专门的设施和专业技术，而这对单独某个国家而言维护成本高昂。为维持并持续提升重点安全领域的研究能力，国际战略协作势在必行。NEA自20世纪60年代以来成功开展的众多核安全联合研究项目充分展现了这种协作的价值。这些联合研究项目涵盖了实验研究、软件开发与验证、基础设施支持、培训以及知识管理。通过构建更广泛的国际研究网络和技术平台，加速安全研究进程，并促进反应堆的许可审批和部署。为此，NEA应牵头制定并推出新的合作框架，以增强成员国的参与度。

鉴于当前正在应用和开发的核反应堆技术种类繁多，任何单一国家都难以承担对所有反应堆设计进行全面的安全研究。因此，无论是国家层面还是国际层面，设定明确的优先事项都至关重要。这些优先事项需要综合考量多种因素，包括各国需求、解决安全差距的时间框架、基础设施可用性、资金状况、专业人才储备以及技术的商业化成熟度。我们需要采取平衡的策略，将国家利益与国际协作相结合。

主要安全研究建议

该路线图明确了关键技术领域中日益严峻的安全挑战与研究需求，具体涵盖：

- 燃料与包壳材料；
- 先进材料；
- 热工水力，包括现代安全系统的性能；
- 严重事故；
- 长期运行与灵活运行；
- 跨领域主题，包括创新和颠覆性的方法和技术。

下文概述了总体建议以及各安全研究领域的具体建议。关于更详细的技术讨论，请参阅第三章。

总体建议

建议NEA成员国加强合作，确保为以下领域提供充足且持续的资金支持；

- 研究基础设施的开发与维护，确保拥有进行先进核安全研究所需的关键设施；
- 开展验证性研究，以独立验证反应堆设计方与运营方所宣称的安全性；
- 开展前瞻性研究，在新型反应堆概念设计的早期阶段启动，以支持初步安全要求的制定，并促进核安全界的能力建设。

建议NEA成员国建立机制，促进业界参与核安全研究的合作。该机制应在保护企业所有权信息的同时，促进企业实质性地参与。业界的积极参与对于确保研究能针对真实的材料、运行条件和参数，并反映实际运行经验至关重要。

建议NEA成员国探索与核能的非传统终端用户（如制氢、工业供热和海水淡化的用户）建立合作研究计划。这些新的应用可能带来新的安全挑战，需及时识别、评估并采取应对措施。相关合作研究计划应包含针对这些新的应用场景的建模与仿真工具的验证工作。

燃料与包壳材料

深入了解燃料与包壳材料在正常及异常工况下的特性，对于确保核电厂的安全性、可靠性和韧性至关重要。作为放射性物质的主要屏障，这些材料在反应堆安全中起着举足轻重的作用。对于封装在包壳燃料棒组件内的常规燃料而言，失效——尤其是包壳破损——会引发严重安全隐患，因其可能导致放射性物质在稳态运行、瞬态运行及事故工况下的泄漏。

随着核工业向更高燃耗、高丰度低浓铀（HALEU）燃料及耐事故燃料（ATFs）转型，开展针对性的高优先级的燃料安全研究已迫在眉睫。此外，随着发展加速，非水冷堆概念、新型燃料，如三元各向同性包覆颗粒燃料（TRISO）和熔盐燃料的开发需要定制化的研究方法。特别是液态燃料与固态燃料相比存在根本性技术差异，这要求建立专门的实验、分析及监管框架。

为满足这些不断变化的需求，建议采取以下战略行动：

- 在业界大力支持下，建立合作项目，建立具有通用和跨领域意义的燃料和包壳材料共享数据库。该数据库应包含具有代表性辐照历史的样本，以便能够在广泛的反应堆技术范围内进行有意义的实验和建模研究。

- 投资先进的燃料测试基础设施，包括在正常和异常工况下进行的堆内测试，以及采用铅基燃料测试的商用反应堆试验。这些能力对于在实际运行条件下验证当前及下一代燃料和包壳的安全裕度和性能至关重要。

- 推进加速燃料鉴定（AFQ）研究，以便在保持严格安全标准的同时，为创新燃料和包壳进入市场提供更高效、可靠的途径。

- 评估现有建模与仿真工具在新型燃料及包壳材料中的适用性，并找出关键差距。这些工具对于预测材料在各种运行和事故工况下的行为至关重要，提升其预测能力对监管决策也极为重要。

先进材料

开发并验证能够承受下一代核反应堆严苛环境的先进材料，包括极端温度、高辐射通量以及与熔盐等冷却剂的腐蚀性相互作用，这是实现安全高效反应堆部署的关键。加快这些材料的验证进程，对于实现先进反应堆概念的性能与安全目标至关重要。

- 建议对先进材料，特别是熔盐反应堆应用材料，进行代表性的运行条件下的进一步测试，以建立评估长期安全性和性能的技术基础。
- 建议NEA组建专家小组，重点识别优先安全研究领域的空白项，规划所需实验能力，并制定长期战略研究计划。此举将促进测试与表征程序的统一，同时促进对高价值基础设施的共享使用。
- 建议开展深入研究，以改进先进反应堆中材料长期行为预测的建模与仿真工具。这些工具对于材料选择、设计验证及全面安全分析至关重要。

热工水力

高精度热工水力分析是现有的和先进反应堆系统安全论证的基础。对于采用非能动安全设计或新型设计（如SMRs），生成高质量的实验数据以支持软件验证和量化不确定性是研究的首要重点。

- 建议NEA设立合作框架，推进规模化实验项目，重点关注先进反应堆技术（包括SMRs）及非能动安全系统。这些平台应支持先进软件开发与验证、基准测试、人员培训及数据保存。
- 建议各利益相关方优先考虑维护、升级和扩建相关实验基础设施，特别是NEA核安全研究高级专家小组（SESAR）所确定的设施。必要时，应将新设施纳入国际合作框架，以应对新出现的研究需求。
- 建议保存和更新历史热工水力数据，并补充先进反应堆和SMRs的相关新数据。扩充后的数据库将为未来开展分析打下坚实基础。

- 建议各利益相关方继续就计算工具，特别是计算流体力学（CFD）软件与高精度实验数据进行基准比对，重点关注复杂两相流、非能动系统及耐事故燃料领域。量化不确定性应作为这些工作的核心，以确保安全论证的可靠性。

严重事故

严重事故的预防和缓解仍是核安全研究的基石。无论是先进水冷堆或是非水冷堆（包括SMRs），都需要建立技术基础来证明导致重大放射性泄漏的严重事故是可以被实际消除的。对于现役机组，研究应侧重于改进事故管理策略，特别是核电厂在普遍延长运行期限和吸取福岛核事故经验教训的背景下。

- 建议针对先进反应堆设计（包括SMRs），开展全面的基于风险的分析，并在国际范围内分享分析结果，以识别并描述可能挑战安全壳完整性和放射性释放屏障的可信事故场景。鉴于这些新兴技术运行经验有限且不确定性较高，这一点尤为重要。在早期评估阶段，应明确量化不确定性并考虑比例效应，以确保安全裕度自设计与许可活动之初即坚实、清晰且有充分依据。

- 建议NEA组织一个全球协作机制，以统筹实验项目，支持软件开发与验证，提供专业培训，并保存重要数据以供长期使用。

- 建议各利益相关方在为先进反应堆设计和系统安全验证量身定制的合作框架内，同步推进现有设施的现代化改造及新型实验能力的开发。

- 建议先进燃料、包壳和材料的部署前试验应包含专门的严重事故实验，以便更准确地模拟堆芯熔毁、裂变产物行为和源项计算。

长期运行与灵活运行

随着核电站的运行时间超过原定设计寿命，并在可再生能源占比高的电网中承担更灵活的角色，新的安全考量也随之出现。理解老化和灵活运行的影响对于维持安全可靠的性能至关重要。

- 建议在NEA的SMILE联合研究项目的基础上开展国际合作，收集和研究来自在运和退役核电厂的老化材料，从而拓展全球对长期劣化机制的认知体系。

- 建议开发基于实际数据的、真实的劣化模型，该模型应能支持核部件在延续运行期间进行风险指引型决策。

- 建议进一步研究灵活运行对安全的影响，包括：

- 研发能在不同功率条件下保持高性能的燃料；

- 加强建模工具，以模拟核电厂在动态负载跟踪情景下的行为；

- 开发先进反应堆控制技术，实现安全、实时的功率调整。

新的颠覆性方法和技术

人工智能、先进制造和数字工具等新兴技术对核领域的安全性和效率具有变革性的潜力，但要安全实施这些技术，必须深入理解相关风险，并建立坚实的数据生态系统以支持新的分析方法。

- 建议NEA组织专家组，制定颠覆性技术（如人工智能、机器学习、数字孪生、高级分析）与方法（如先进制造、网络安全措施）安全整合的技术要求。该专家组将指导核能行业主动管理潜在安全影响。

- 建议利益相关方投资开发高质量、结构化且安全的数据集，这对于训练和验证AI和机器学习模型至关重要。鉴于核数据的敏感，必须将严格的安全与数据完整性协议纳入所有数据共享计划。

缩写词和首字母缩写词列表

AFQ	加速燃料鉴定
AI	人工智能
AM	增材制造
AMT	先进制造技术
ASNR	法国核与辐射安全局
ASR	碱硅反应
ATF	耐事故燃料
BEPU	最佳估算与不确定性
BWR	沸水堆
CEA	法国原子能委员会
CFD	计算流体力学
CHF	临界热通量
CIP	CABRI国际项目
CNL	加拿大核实验室
CODAP	部件运行经验、劣化与老化计划
CSAU	程序缩放、适用性与不确定性
CSNI	核设施安全委员会
DBA	设计基准事故
DEF	延迟钙矾石生成
DNB	偏离核态沸腾
EPZ	应急计划区
FAST	裂变加速稳态试验
FFRD	燃料破碎、迁移与扩散
FSI	流固耦合
HALEU	高丰度低浓铀
HEPA	高效空气过滤器
HRA	人因可靠性分析
HTGR	高温气冷堆

HTO	人-技术-组织
I&C	仪控
IAEA	国际原子能机构
IASCC	辐照辅助应力腐蚀开裂
ICDE	国际共因失效数据交换
IET	整体效应试验
ISP	国际基准题
JEEP	联合试验项目
KAERI	韩国原子能研究院
LOCA	破口失水事故
LOOP	厂外电源丧失
LTO	长期运行
LUT	芬兰拉彭兰塔-拉赫蒂理工大学
ML	机器学习
MOX	混合氧化物燃料
MSR	熔盐堆
MTR	材料测试反应堆
NEA	核能署
NRA	日本原子力规制委员会
NRC	美国核监管委员会
NSC	NEA核科学委员会
PIRT	现象识别与排序表
PSA	概率安全分析
PSI	瑞士保罗·谢尔研究所
PWR	压水堆
QA	质量保证
RIA	反应性引发事故
SCIP	瑞典斯杜斯维克燃料包壳完整性项目
SEGPD	NEA关键数据保存高级专家组
SESAR	NEA安全研究高级专家组
SFP	乏燃料水池

SFR	钠冷快堆
SiC	碳化硅
SIFF	地震引发的内部火灾与水淹
SMA	抗震裕量评估
SMILE	瑞典斯杜斯维克材料完整性寿命延长项目
SMR	小型模块化反应堆
SRC	应力松弛开裂
SSC	系统、构筑物与部件
TH	热工水力
TRISO	三元各向同性包覆颗粒燃料
TSO	技术支持机构
UPC	极限承压能力
V&V	验证与确认
VVUQ	验证、确认与不确定性量化
WCR	水冷堆

第一章 导言

这份核安全研究路线图旨在明确研究重点与能力方向，为未来核安全研究领域的国际合作提供战略方向，并为安全、高效和可持续的核电厂运行所面临的不断演变的挑战做好准备，同时应对现役机组长期运行问题和推进新设计（包括SMRs）部署。路线图还为优先开展的安全研究活动提供了建议，呼吁各国政府、监管机构、业界及国际机构（包括NEA）共同参与。鉴于核能扩张的宏伟目标，为确保核能可持续的安全、经济发展，亟需开展广泛的国际合作。

核安全既包括通过健全的系统 and 训练有素的人员来预防核事故，也包括在事故发生时减轻风险和后果。实现这一目标需要持续进行研究和开发，不断维护和拓展评估核设施安全所需的科学技术知识体系。运行反应堆的经验表明，核设施在整个生命周期中都需要动态评估其安全标准，因此，持续的研究对于支持长期且不断变化的运行环境至关重要。

监管机构依赖可靠的科学证据来确保核设施安全运行。这些科学证据通常来自政府或业界的投资，或是通过国际合作项目获得。随着全球核能预计在未来几十年将显著扩张（这一趋势在COP28首次得到认可），必须积极主动地开展安全研究工作，并确保监管机构获得及时的信息以支持决策，研究的不足或不及时都可能会影响新反应堆部署以及现有机组群的持续运行。

核安全研究对现有反应堆和先进反应堆技术都至关重要。它有助于识别潜在安全风险并制定有效的缓解策略，从而加强整体安全框架、预防核事故、保护环境及公众健康。对于现有反应堆机组，安全研究通过解决与老化相关的性能衰退、开展现代化改造及许可延续来支持其可持续性。对于先进反应堆，安全研究能推动创新安全特性的开发与验证、为监管审查流程提供依据，并确保研究基础设施和专业人员做好准备以应对新兴挑战。

本路线图的制定也受近期事态发展的推动，包括从福岛第一核电站事故中吸取的教训，以及许多国家为提升核能装机容量、加强能源安全和实现气候目标所

做的努力。这都为先进反应堆部署和现有核电厂长期运行带来了机遇和挑战。因此，本路线图重点推进以下关键技术领域的研究：

- 燃料与包壳材料；
- 先进材料；
- 热工水力，包括现代安全系统的性能；
- 严重事故；
- 长期运行与灵活运行；
- 跨领域主题，包括创新和颠覆性的方法和技术。

尽管精准的明确所有未来的研究需求本身存在困难，但几个关键推动因素是有充分共识的：

- 高水平的知识、技能与专业知识；
- 对具备相应能力的实验设施进行利用；
- 可靠的模拟平台和经验证的计算工具。

核安全研究通过能力建设以及培养和保持技术人员的专业性，来确保有能力解决可能会出现的具体技术问题。

本路线图代表了高层共识，并为协作活动提供了长期的战略愿景，以支持共享的安全研究基础设施、科研项目与专业知识。预计各国可采纳并实施此路线图的有关内容，以指导本国的核安全研究议程。此外，NEA的CSNI将利用本路线图规划其各工作组和专家组的未来活动，从而加强核安全研究领域的国际合作。本报告所包含的议题、结论和建议仅代表编写者的个人观点，并不代表其所属单位的观点。在编制本报告过程中，编写者吸纳了来自各个组织和各位专家的宝贵意见。

第二章 现有反应堆和先进反应堆所需的研究能力

核安全研究对于在役机组和先进核反应堆的安全可靠运行都至关重要。它有助于识别潜在风险，并制定有效策略以预防事故、保护环境和公众健康。该研究为核能安全使用提供支撑，并助力实现低碳能源未来。

对于现有反应堆机组，安全研究不仅支持其在设计运行周期后可继续运行，还为其现代化改造升级提供依据。这确保老化的反应堆能在不断变化的运行条件下和技术升级后，仍能保持高水平的安全标准。

对于先进反应堆概念（包括SMRs和微堆），安全研究有助于从最早的设计阶段就整合创新的安全特性。相关安全研究还能为监管决策提供技术基础，并有助于维持一个健全且灵活的研究基础设施，以应对新兴的安全挑战。

此外，核安全研究通过支持能力建设和培养专业技术人才，来加强长期可持续性。维持一支专业的人才队伍能确保在出现技术挑战时可进行有效应对，从而在整个核领域强化安全与应急准备文化。

2.1 日益增多的核安全问题和所需的研究能力

在全球范围内，应对气候变化和保障长期能源安全需要持续投资低碳能源技术——核能便是其中之一。为此，国际社会对维持、发展和部署多样化核能技术的兴趣日益增长，这既包括现有反应堆系统，也包括下一代设计。

尽管不同反应堆类型之间存在通用的安全原则，但每种技术都具有独特的特性和安全考量，必须在适当的监管框架内进行评估。一些成熟的反应堆设计拥有丰富的运行经验和经过验证的安全数据作为支撑。而其他设计，特别是新堆首堆或先进的技术概念，则存在更大的不确定性和知识差距。识别、排序并系统性地解决这些知识差距，对于确保现有核电机组的持续安全运行以及负责任地部署新的核技术至关重要。

持续的安全改进同样至关重要。这不仅包括吸取福岛第一核电站事故等历史教训，还要应用前沿科研成果。这种持续改进是核能系统长期可持续运行并保持良好安全业绩的关键，也是公众对该行业保持信心的关键。

重要的是，核技术并非万能解决方案。为特定的部署场景选择反应堆类型时，必须综合考虑一系列因素，包括能源需求特征、厂址特定条件、经济考量、废物管理策略、技术成熟度和许可路径。根据这些因素量身定制反应堆部署方案，可确保核能在不同的国情背景下，有效地为脱碳目标和能源韧性做出贡献。

除已制定核电计划的国家外，新兴核电国家也日益表现出对发展核电的浓厚兴趣。根据国际原子能机构（IAEA）2021年的报告指出：“28个国家已表达对核电的兴趣，并正在考虑、规划或积极推动将其纳入能源结构”。日益增长的对核能的兴趣意味着全球核能可能迎来大规模扩张，这就要求全球提升核安全意识，并在所有地区发展更强的安全能力。

建立和维持核能计划需要一支专业且覆盖面广的人才队伍，其专业知识应涵盖工程、制造、项目管理、核安全与核安保以及防扩散等领域。为有效支持新兴核电国家，加强核安全领域的国际协调与合作至关重要。这些努力将有助于在新兴核电国家建立强有力的安全基础设施和监管能力，确保核能安全可靠地发展。

与此同时，在发电以外的各个领域，对核能新的终端应用的兴趣正在扩大，这些应用包括但不限于：

- 制氢（图1）；
- 化工与高分子材料制造；
- 合成燃料生产；
- 海水淡化；
- 区域和集中供暖；
- 离网发电；
- 集成储能；
- 减少放射性废物；

-
- 数据中心，含人工智能应用。

这些非传统应用为脱碳和能源创新提供了重要机遇，但同时也带来了新的安全考量，特别是关于核系统与其他工业流程的集成与耦合问题。要评估这些在正常和异常运行条件下的风险，将需要开发和验证先进的建模与仿真工具。

鉴于此，NEA应考虑建立一个与核能的非传统终端用户的合作计划。该合作计划可侧重于识别、评估和缓解与这些新兴应用相关的安全风险，从而支持其责任和可持续的部署。

新兴和颠覆性技术正被越来越多地尝试整合到核能应用中。这些技术包括先进制造、高保真建模与仿真以及人工智能和机器学习等，并为提升核能系统的效率、响应能力和可适用性提供了巨大潜力。但必须谨慎对待这些整合性应用，若不能全面理解相关的安全影响，此类技术可能会给核电运行带来新的、不可预见的风险。

与此同时，核工业正在探索与传统核电厂截然不同的部署和选址策略。这些新方法旨在拓展核能的多功能性和可及性，但也带来了独特的安全和监管挑战。例如：

- 部署到偏远或独立的地区；
- 位于人口稠密的城区或附近；
- 工厂预制后运输至现场进行组装；
- 在海上部署浮动核电站；
- 半自动或全自动的核电厂运营；
- 反应堆与工业加工或制造厂共用厂址。

上述每一种场景都需要仔细考量新的运行风险、许可路径和应急准备措施。每种情况都需要仔细考虑新的运营风险、许可途径和应急准备措施。主动应对这些挑战，将确保创新技术和选址策略的部署符合全球核工业的高水平安全标准。

Figure 1. H2@Scale concept

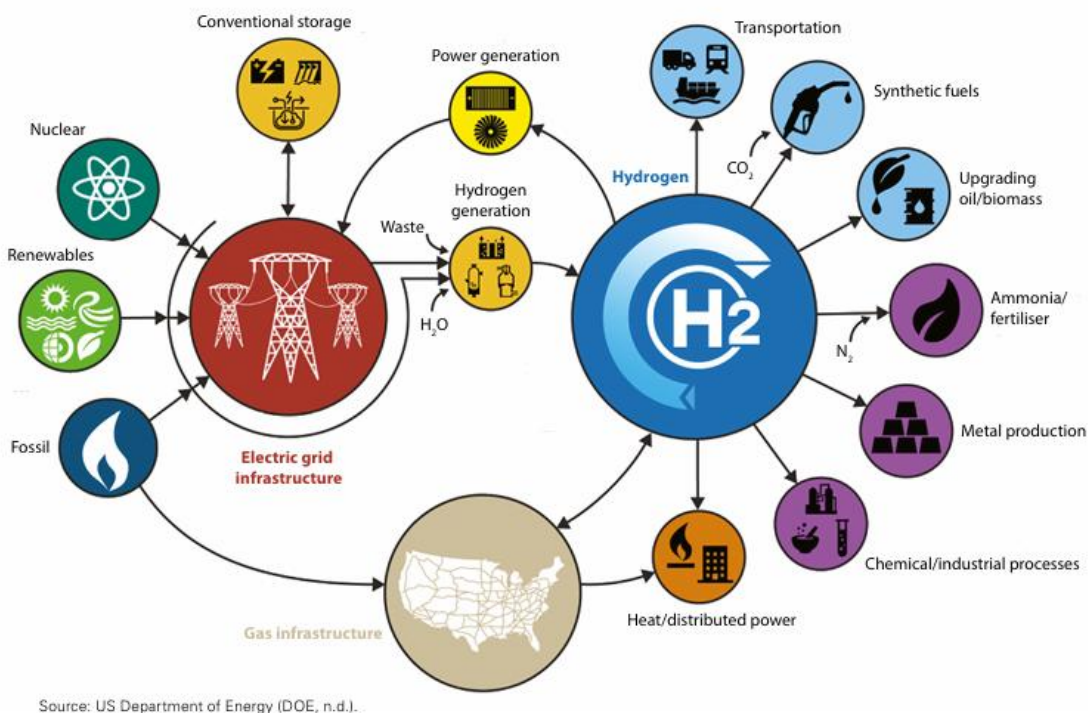


图1 美国能源部设想的构建规模化、经济、清洁的氢能生态系统

对于现有核电机组群，产业的驱动力主要来自两个目标：延长运行期限和降低成本。实现这些目标需要一系列技术和战略活动，包括：

- 通过提高能耗和富集度来降低燃料成本；
- 通过延长燃料循环周期、优化在役检查以及精简人员配置来降低运营成本；
- 通过功率提升和优化运营来提高效率；
- 通过管理与老化相关的性能衰退和实施现代化系统改造来延长使用期限。

随着核技术的发展，与之相关的安全问题也在不断演变。本路线图指出了新出现的安全挑战，并强调需要通过加强国际合作来发展新的能力——包括实验平台、数据库、建模工具和专业技能。

鉴于正在运行和开发的核技术种类繁多，对NEA某个成员国而言，独立研究所有这些技术既不实际也不经济。因此，在国家层面和国际层面确定优先事项至关重要。这些优先事项可能由以下几个因素决定：

- 国家战略利益；

-
- 填补知识空白的紧迫性和难度；
 - 基础设施和资金的可用性；
 - 专业技能可用性；
 - 技术成熟度和商业准备度。

研究活动应基于风险，涉及范围和投入应与潜在的安全影响及不确定性程度相匹配。在此背景下，需要开发新的实验平台，并对现有战略设施进行维护或现代化改造，以维持核安全研究。

在以下关键技术领域利用专业设施至关重要：

- 热工水力
- 核燃料与先进材料
- 反应堆物理
- 严重事故与安全壳
- 结构完整性与设备老化
- 人因与组织表现
- 核电厂仪控与监测
- 网络安全
- 外部事件与自然灾害
- 消防安全与风险评估

NEA对研究支持设施进行了全面审查，并提出了以下关键建议：

- 持续支持面临关闭风险的研究设施至关重要，近期的NEA联合研究项目（如 FIDES-II、Quench-ATF、RBHT、ATLAS、PANDA、THAI/THEMIS、ROSAU、ESTER PRISME/FAIR）展示了协调一致的国际行动的价值。

- 试验性反应堆需要特别关注，因其运营成本高、替代难度高，且在燃料和材料测试中起关键作用。FIDES-II项目及其相关联合实验计划（JEEPs）是维持全球辐照能力的核心。

- 需要持续关注那些独特且高价值的设施，尤其是那些即将到期的（如德国的PKL试验台架）或已经关闭的设施，如挪威的Halden反应堆、法国的OSIRIS和Phebus反应堆、日本的JMTR反应堆和加拿大的NRU反应堆。

- NEA的核科学委员会应监测用于反应堆物理和临界安全的关键设施的状况。鉴于研究基础设施的维护和开发成本高昂，国际合作至关重要。即使个别国家的研究计划发生变化或缩减规模，切实可行的联合研究方法有助于确保必要的科研能力得到保存和提升。

CSNI坚定支持维护并战略性地提升大型合作研究框架，整合研究平台、建模能力及专业知识，将通过以下方式应对当前及未来的安全挑战，：

- 支持新型反应堆概念的安全论证，包括具有重要安全意义的场景；
 - 为现有核电厂的长期运行和现代化改造提供充分的安全依据；
 - 确保对新兴安全问题做好长期准备，并维持整个核电机群的安全运行。
- 与NEA相关倡议进行有效协调，可提高资源效率并整合全球专业知识，如：
- NEA数据库项目提供了关于火灾事件、常见共因故障和部件老化的运行数据。
 - Halden人因技术（HTO）项目致力于研究网络安全、AI增强维护、数字化仪控、数字孪生及虚拟现实（VR）应用等主题。

当技术进步超越现有安全研究与监管框架时，利用这些项目显得尤为重要。

最后，应特别关注可支持先进反应堆安全研究的设施，如在热工水力领域，国际联合研究工作可侧重于评估非能动系统性能及解决比例效应问题。FIDES-II等联合研究项目的经验为扩展这些合作框架提供了有力范例，其中也包括由多个运营方共同管理的项目。

2.2 满足核安全研究需求离不开利益相关方的参与

所有利益相关方（包括政府、业界、科研机构和监管机构）间的紧密合作，对于提高核安全研究计划的效率和有效性至关重要。监管机构与业界的利益相关方就安全研究优先事项进行沟通尤为重要，以确保与新兴需求保持一致。加强与

业界的协调可显著改善研究工作的优先级排序，使其更契合预期的部署活动及相关时间表。

为此，应评估并建立与业界进行结构化沟通的适当机制。这些机制将有助于促进想法、期望和研究成果的持续交流，最终推动开展更具针对性和影响力的研究项目。

业界在支持安全研究项目方面发挥着关键作用，其能提供在典型运行条件下辐照过和老化的燃料和材料——这些资源对于燃料安全及长期运行等领域的研究是不可或缺的。这包括提供从运行反应堆中获取的材料，或提供能够代表先进燃料发展成果的材料，如ATF、LEU+、HALEU、TRISO颗粒燃料（图2）。

这类贡献对Halden反应堆项目、燃料包壳完整性项目（SCIP）、CABRI国际项目（CIP）、材料完整性寿命延长项目（SMILE）以及QUENCH-ATF项目等的成功至关重要。随着一些新的供应商正在开发先进反应堆设计，这些供应商在系统配置阶段的早期参与，对于指导和完善相关实验计划的设计与实施具有关键作用。



图2. TRISO颗粒燃料 来源：美国能源部

此外，即使燃料和材料可通过国家研究实验室获取，但仍需业界积极参与，以确保测试样本能真实反映商业技术。这种合作有助于确保研究成果与实际运行环境的相关性和适用性。

在典型测试条件下使用辐照过和老化的燃料及材料（这些材料代表近期和先进的设计）进行瞬态测试以及安全分析模型的验证与确认，对于提高这些技术许可和部署的信心与效率至关重要。此类测试提供的重要经验数据，为构建更坚实的安全论证和简化监管评估提供了支持。

与业界合作建立适用于未来联合研究的燃料和材料共享库，为所有利益相关方带来显著收益。这些共享库将成为支持当前及未来实验项目的宝贵资源。

虽然业界的参与必不可少，但为业界和监管机构共同参与联合研究工作制定明确的机制也同样重要。这些机制应确保所生成的数据既适用于工业发展，也适用于监管。NEA可在制定框架方面发挥关键作用，既鼓励和促进业界更多地参与合作性的核安全研究，同时有效保护所有权信息和商业利益。

另一个挑战是，目前处于商业开发阶段的反应堆概念，公开渠道可获得的特定设计数据十分有限。因此，建立结构化机制与开发者开展合作，并评估共享研究基础设施或参与通用型合作研究项目是否能实现互利共赢，将具有重要意义。

如此类合作不可行，监管机构应明确必须通过政府或公共资金支持的项目来提升的重要研究能力。这既能保障监管评估的独立性，也能确保其技术充分性，尤其适用于创新性或专有设计的安全评估。

2.3 可持续安全研究的资金问题

各国资助核安全研究的方式各不相同，但历史上这类研究主要依托国家核实验室开展，并得到政府资金的大力支持。业界也做出了贡献，特别是通过具体安全挑战所开展的定向研究。这种历史悠久的模式保证了计算机软件和 Related 方法论得到开发和验证，这些对确保核反应堆在正常和异常工况下安全运行至关重要。为法规和行业标准的制定奠定了基础。

几十年来，随着现有核电机组老化，研究重点日益转向核电站延期运行和提高经济效益。与此同时，新反应堆的设计方主要集中在“概念验证”工作上，往往没有相应的投资来开展更广泛的核安全论证研究。正如本路线图所述，安全相关知

识仍存在空白，必须加以解决，以支持监管决策并确保当前和未来核电厂的持续安全运行。

尽管应对这些技术挑战至关重要，但如何为此类研究提供可持续的资金仍悬而未决。公共资金将在以下三个核心领域发挥关键作用：

- 安全研究基础设施：核安全研究的特殊性要求独特的基础设施，其资金需要往往超出单一设计单位的经济能力。需要投资来更新老旧设施，并支持为先进反应堆和SMRs技术量身打造的新实验平台。若缺乏此类基础设施，可能无法获取关键实验数据来支撑安全论证。

- 验证性研究：监管机构将继续要求开展独立研究，以验证设计方和运营方提出的安全声明。历史上，验证性研究一直是监管流程的基石，随着核电部署规模的扩大，其重要性预计将日益凸显。持续且适当的投入资金对于确保监管的可信度和稳健性至关重要。

- 前瞻性研究：在开发新反应堆概念时，需要进行早期研究，以确立初步的安全原则和预期业绩。同时支持开展能力建设，确保知识、专业技能和方法论与技术创新同步发展。

国际合作能够也应当在应对这些资金挑战方面发挥重要作用。NEA处于有利地位，可通过协调各国政府、监管机构、业界及科研机构间的共同努力来促进此类合作。这种共享的多边合作方法，既能优化有限资源的利用、减少重复工作，又能确保安全研究的优先事项得到落实。作为对本报告建议的后续行动，可制定更详细的协调资金和各参与方的框架。

为确保公正和平衡，在合作研究直接支持其商业利益的情况下，可以期望供应商承担更多的资金。这些项目的资金结构应符合公共和私营部门的各自利益。最后，加强监管机构之间的协调可以进一步提高安全研究投资的效率。尽管各国的监管框架可能有所不同，但支持合理安全决策的技术数据通常具有普遍适用性。数据共享、联合研究项目以及监管经验与专业知识的交流等机制，可以显著提高有限资源的影响力。

第三章 关键核安全技术领域的研究方向

本章概述了当前正在研究的关键核安全研究问题，以及已被确定需要进一步研究的问题，以支持现有核电机组群持续安全运行和先进反应堆技术的研发。

所涉技术领域包括：

- 燃料与包壳材料
- 先进材料
- 热工水力
- 严重事故现象
- 长期运行与灵活运行
- 跨领域议题，包括创新和颠覆性技术

本章在现有国家数据、路线图和国际研究项目的基础上，旨在提出一个更具整合性与综合性的展望。它借鉴了各个成员国的工作和相关国际框架，以识别共同的挑战与合作机遇。

本章在相关部分重点阐述了尚未解决和新出现的技术安全问题、现有的知识空白、实验基础设施需求、相关材料获取途径，以及建立广泛利益相关方参与的适当研究框架。

目标是为每个技术领域提供明确的研究方向，以指导联合研究项目的运营方开展能力建设、制定相关提案，从而高效和有效地解决高优先级的安全问题。

本路线图聚焦于反应堆安全研究需求，不涉及燃料循环设施、退役或放射性废物管理等非反应堆领域，这些领域面临独特的研究挑战，并有专门的合作机制。

3.1 燃料与包壳材料

核燃料与包壳的选择是核电厂设计中最关键的环节之一，了解燃料和包壳材料在正常及异常工况下的行为，对于确保核电厂的整体安全至关重要。

尽管现有核电机组群已拥有丰富的经验与知识，但仍需根据任何新出现的情况实时更新。此外，针对现有和先进反应堆中已识别的信息空白，目前正在研发多种新型燃料。

3.1.1 燃料与包壳材料研究能力需求

需要建立针对广泛燃料与包壳材料的研究能力，包括耐事故燃料、先进反应堆燃料形式以及当前核电机组使用的传统燃料。

需要具备对广泛的燃料和包壳材料开展研究的能力，包括ATFs、先进反应堆燃料形式以及当前核电机组群使用的常规燃料。

对于现有的反应堆机组群，数十年的运行经验和实验研究已奠定起坚实的知识基础，特别是在反应性引发事故（RIA）和冷却剂丧失事故（LOCA）工况下燃料棒失效行为的研究方面。这些事故场景相关的主要失效机理已基本明确。然而，这一知识体系必须持续完善和扩展，以适应不断演变的反应堆运行条件、新燃料设计的引入以及对知识进行有效保存和传递的持续需求。保持这些信息的相关性和准确性，对于确保当前反应堆系统的持续安全性和可靠性至关重要。

例如，需要利用脉冲反应堆对新的反应性引发事故进行模拟试验，以确保现有数据集能涵盖当前和未来的燃料类型及运行环境。鉴于能够进行此试验的设施数量有限，如法国的CABRI反应堆、日本的NSRR反应堆以及美国的TREAT试验台架（见图3）。维护、升级或扩建此类基础设施非常重要。此外，还需要具备反应堆外的独立效应测试能力，以从根本上研究瞬态沸腾和传热机制。这项工作对于支持RIA及相关情景下的包壳-冷却剂传热建模具有重要意义。

除了针对RIA的专项试验外，还需开展更广泛的瞬态试验，以验证常规燃料系统与先进燃料系统在灵活运行及功率波动条件下的性能与安全性。这些试验涵盖从缓慢升功率到快速脉冲的多种工况，为燃料熔化行为、燃料棒与包壳的机械相互作用，以及异常工况下的其他关键性能提供关键见解。

NEA的FIDES-II项目目前正在开发，旨在支持辐照实验基础设施的维护、现代化改造及扩建工作。同时，还需要增强反应堆外的独立试验能力，以便更深入地研究基本机理。

耐事故燃料正在研发中，以短期内在现有的核电机组群中部署，从而在正常、瞬态及严重事故工况下提供更佳的性能。有若干个概念正在进行评估，包括：

- 包壳涂层材料
- 掺杂 UO_2 的燃料芯块
- 铁铬铝（FeCrAl）合金
- 碳化硅（SiC）复合材料
- 氮化铀（UN）等高导热系数燃料
- 挤压成型金属燃料
- MOX燃料

这些先进技术正被用于设计更高燃耗、更高富集度和更长的循环周期的燃料，从而支持更大的运行灵活性。

为适应不同的运行条件，反应性控制技术也需要更多的创新。具体而言，为达到更高标准的燃料性能目标，需要研发改良型可燃毒物燃料及先进控制棒中子吸收材料，从而提供更高的核安全裕度。这些发展必须确保与新兴燃料形式的兼容性，并满足现有和先进反应堆概念的安全要求。

针对控制棒用可燃吸收剂燃料和先进中子吸收材料的研究至关重要，这能为更高燃料性能目标提供额外的安全裕量。这些研发必须确保与新型燃料形式的兼容性，并满足现有及先进反应堆概念的安全要求。

针对多种ATF设计的辐照及辐照后检验活动已在开展，部分包壳材料有望在短期内实现商用。因此，解决现有安全问题仍是科研工作的重中之重。对于更长期的概念，则需要新的实验数据、采用先进的建模方法并更新安全评价标准。这些标准可能与传统燃料所需的标准存在差异，因此需要谨慎考量，以指导监管框架的制定。

从长远角度来看，必须加强的关键研究能力包括：

- 针对非常规燃料的瞬态试验基础设施；
- 提高相关能力，以满足高燃耗和高丰度燃料日益增长的测试需求；
- 能够支持ATF和先进燃料认证路径的设施。



图3. 法国原子能委员会的CABRI反应堆（左图） 美国爱达荷国家实验室的TREAT反应堆（右图）

尽管部分新燃料设计可在商用堆上进行验证，但专门的瞬态试验对于全面理解燃料特性和支持严格的安全评估至关重要。确保充足的基础设施和研究能力以满足这一日益增长的需求，是核燃料系统持续安全发展的重要战略优先事项。

与传统燃料相比，测试先进燃料面临更大的挑战。现有的瞬态试验设施普遍存在物理和运行方面的限制，制约了其用于评估为先进反应堆开发的非传统燃料类型。例如，极少有设施能容纳全尺寸TRISO燃料进行瞬态试验。同样，熔盐燃料由于其独特的化学和热物理性质以及缺乏专用的试验基础设施，其在开展瞬态试验时仍存在技术上的困难。

另一个复杂因素是NEA成员国境内缺乏快中子试验堆，这严重限制了对快堆应用燃料和材料进行测试的能力。因此，必须通过替代测试环境、先进仿真工具或国际合作等创新方法，以实现快堆技术的认证。

除实验挑战外，当前还亟需完善先进燃料与包壳材料的基础数据。虽然铀235、铀238及锆等常见同位素的特性已得到充分研究且误差范围较小，但对于氟（与熔

盐堆设计相关)和钷(正被重新考虑作为替代核燃料)等稀有同位素的误差范围却显著扩大。填补这些数据空白对准确预测辐照特性、热工性能和辐射安全至关重要。

此外,为验证先进反应堆在更高燃耗水平下的计算工具和安全分析,需要获取非水冷堆系统的放射性同位素清单及衰变热数据。尽管从实验快堆(美国爱达荷国家实验室的EBR-II)等历史项目和其他遗留设施已获得了部分数据,但这些信息仍需系统整理、评估和补充,以填补并解决长期存在的数据空白。

为支持非传统反应堆技术的安全论证,我们还需要能够代表这些先进系统的试验堆。这类设施可在现实运行条件下,对关键反应堆物理参数(如固有反应性反馈、控制元件价值及中子截面数据)进行实验。此类实验数据对于验证基于新技术的生产反应堆在设计、许可和运行阶段所使用的计算工具至关重要。

3.1.2 燃料与包壳材料安全研究的技术考量

随着业界和政策制定者计划部署短中期燃料与包壳技术,燃料安全研究的需求正迅速扩大。短期的重点放在接近具备工业化应用成熟度的新型燃料和包壳上,如锆合金涂层、增强型锆合金以及作为衬里的难熔金属包壳(如钼合金)。在燃料方面,研发工作包括用于压水堆的掺杂二氧化铀、提高富集度的燃料(如LEU+、HALEU)以及高热导率的 UO_2 配方。这些技术被列为优先发展方向,因其预计将在未来数年内投入应用。

中期发展目标则针对更先进的系统,包括基于铁的合金(如FeCrAl)、碳化硅及碳化硅复合材料制作的包壳。此类燃料创新包括高密度材料,如氮化物、硅化物、碳化物、金属燃料以及TRISO-SiC复合燃料芯块。随着这些先进设计的实施,理解其在事故工况下的特性至关重要。特别是,它们对严重事故下堆芯劣化过程及裂变产物释放(源项)的影响,是部署前必须解决的关键安全问题。

随着先进燃料和包壳材料与传统系统的差异越来越大,识别和界定安全评估方法和监管标准中的共性与差异性变得越来越重要。这包括考虑运行边界以及在正常工况、瞬态工况和设计基准事故中的预期行为,特别是新设计不断拓展反应

堆运行边界的情况下。如本报告第3.4节所述，深入考虑严重事故的预防与缓解，才能建立可靠的核安全论证体系。

为验证这些技术的性能并支持其获得许可，必须在典型工况下进行堆内测试。此类测试可在材料试验反应堆中进行，也可在商运堆中有限地开展。在瞬态或非正常工况下测试（如脉冲堆）以及在真实运行环境中测试（如，商运堆堆芯中的先导测试棒或组件），对于短期评估目的和评估先进燃料系统都十分重要。这些测试为安全裕量、燃料与包壳的相互作用及整体系统的稳定性提供了关键数据。

为支持这些工作，亟需建立具有普遍价值的燃料与包壳材料库，其受辐照的历史应能代表预期服役的相关条件。这些由业界支持建立的材料库将有助于促进研究合作，并使研究规划与基础设施的发展之间能够更好地协调一致。

为支持这些工作，亟需建立通用型燃料与包壳材料库，其辐照历史应能真实反映服役环境预期。通过行业协作支持建立的这类材料库，不仅能促进科研合作，还能使研究规划与基础设施发展之间的联系更紧密。

然而，尽管有诸如FIDES-II项目等的持续努力，但当前的试验基础设施仍面临能力和性能上的限制，这可能阻碍许可和部署所需的技术基础，必须战略性地强化这些能力。这需要监管机构与业界紧密合作，制定高效的试验方案，以促进在运核电机组对先导测试棒或组件进行辐照。此外，试验计划必须整合堆内和堆外实验，从而能够全面理解材料特性。

若没有利益相关方（监管机构、供应商、公用事业单位和科研机构等）之间强有力的合作，及时开发出具有原型代表性的测试能力可能会不足，从而导致预期燃料概念的安全论证工作延误甚至受阻。开发先进燃料系统的公司往往承担较高财务风险，出于保护所有权信息的考量，建立既能保护企业所有权信息又能确保监管机构获取必要的安全数据的合作机制显得尤为重要。

除了实验工作外，还需要开展研究以评估当前最先进的建模工具在新燃料和包壳系统中的适用性，并找出模拟能力方面的差距。同样关键的还有，必须确保从正在进行或即将结束的联合研究项目（如Halden反应堆项目和SMILE项目等）中

得到的知识和数据能被妥善地保存在持久且可访问的框架内，从而避免这些极具价值的安全相关见解流失。

一个新兴的研究热点是加速燃料资格认证（AFQ）技术的潜力，其目标是大幅缩短新型燃料设计的审批周期并降低相关成本。这对非水冷堆系统尤为重要。由于缺乏合适的试验堆，传统的认证流程导致其复杂性加剧。尽管AFQ方法（如裂变加速稳态测试、瞬态离子辐照及各种堆外资质认证方案）在生成替代或模拟数据方面已展现潜力，但仍需通过进一步的试验验证来提升监管机构对这些方法的接受度。关键研究需求包括：为不同燃料类型开发多尺度建模数据，以及改进不完全依赖完整辐照周期的认证体系。

尽管先进设计备受关注，但继续针对传统燃料系统开展定向研究仍至关重要，尤其是涉及RIA和LOCA的场景。LOCA工况下的具体现象，如燃料棒膨胀与爆裂、棒间接触以及燃料破损、迁移和弥散（FFRD），需要通过堆内和堆外测试、热室研究以及先进模拟工具进行深入探究。这些研究对于维持和提升安全裕度具有关键性作用。

总的来说，这些研究需求为安全、及时和有效地应用传统及创新燃料系统提供了保障。

3.1.3 燃料与包壳材料安全研究主要建议

全面理解正常和异常工况下燃料和包壳的行为是确保核电厂安全的基础。这些材料对核电厂可靠性和面对事故时的韧性至关重要。随着核能计划的发展，燃料安全研究的范围也相应扩大。特别是针对高能耗、HALEU燃料以及近期可开展的燃料和包壳性能研究具有高优先级，因为这些创新技术预计将在不久的将来投入应用。同时，因开发非水冷堆而引入的新型燃料，如TRISO燃料和熔盐燃料等，均需专门的实验和监管方法。

为支持国际科研合作，建议在业界的积极参与下开发全面的燃料和包壳材料数据库。这些数据库应包含具有明确特征且具有典型辐照历史的材料，并作为标准化测试项目、跨国数据比对以及完善预测性安全模型的基础。作为此项工作的

一部分，应进行评估以确定现有的辐照能力，找出当前基础设施的差距，并概述新建或升级实验设施的要求。

维护和扩展测试基础设施同样重要。在正常和异常工况下进行的堆内测试，对于验证近期及先进燃料-包壳组合的安全性和性能是不可替代的。这包括在材料测试反应堆中进行实验，以及在商运堆内部署先导测试棒或组件。确保此类基础设施的可用性和适用性对于推进燃料资质认证和许可工作至关重要。

此外，应继续研究加速燃料资质认证（AFQ）方法的潜力。尽管AFQ有望缩短燃料研发周期，但其验证必须得到可靠的实验数据支持，才能被监管机构完全接受。

最后，强烈建议开展相关研究，以评估当前建模与仿真工具对于新型燃料和包壳概念的适用性。这些计算工具对于预测燃料在各种运行和事故场景下的行为至关重要。然而，为确保这些计算数据在安全评估中的可信度，必须系统地识别并解决建模差距。弥合这些差距将提高安全预测的可靠性，以支持建立可靠的新兴核燃料技术许可安全论证。

3.2 先进材料

材料选择与认证是先进反应堆成功部署的关键因素。为这些系统所设想的严苛运行环境，包括快中子反应堆中更高的中子通量，液态金属或熔盐等高腐蚀性冷却剂，以及高达800°C的工作温度，均对结构材料的性能和寿命提出了重大挑战。这些极端条件会加速材料劣化，影响物理完整性并缩短使用寿命。对于先进反应堆概念而言，找出并认证合适的材料是最紧迫的技术难题。确保材料能长期承受极端环境是实现反应堆安全、可靠且经济的运行的关键。

3.2.1 先进材料研究能力需求

目前，严重缺乏能够复现材料在先进反应堆中面临极端环境的试验设施。这些环境包括高温、高辐照以及液态金属、熔盐和氦气等腐蚀性冷却剂中。鉴于先进反应堆设计的多样性，未来的试验基础设施必须足够灵活，以满足不同类型反

应堆的独特需求。特别是那些在辐照条件下接触这些冷却剂的材料，需要在典型工况下进行测试，以确保其适用性和使用寿命。

部分材料虽已通过现行的规范和标准认证，并正考虑在短期内被部署在先进反应堆中。即使是这些材料，仍需额外的环境验证数据，特别是熔盐堆的相关部件面临特殊的熔盐腐蚀难题。熔盐的纯度及其与结构材料中的化学成分都会显著影响其耐腐蚀性能。在高温气冷堆中，氦气冷却剂中的杂质会引发腐蚀、氧化等材料劣化现象，从而损害关键反应堆结构和部件的物理完整性。钠冷快堆的运行经验表明，奥氏体不锈钢对熔融钠具有优异的耐腐蚀性能，但仅限于在钠纯度较高的条件下有效。氧气和水分等污染物会显著加速腐蚀进程，这凸显了严格控制冷却剂化学成分的必要性。

目前，新材料的法规标准认证流程大约需要十年时间，这促使人们对加速认证方法越来越感兴趣。要使这类方法切实可行，关键的考虑因素包括：测试数据的可扩展性和代表性、在分阶段数据采集的基础上进行分阶段许可，以及建立可靠的方法来验证加快认证与实际工况的相关性。

在缺乏长期材料性能数据的情况下（如哈氏合金N等），加速测试与加强监测就成为填补关键数据空白的关键。应对这些不确定性的策略可包括：采用有条件的短期认证方案、应用纵深防御原则，以及使用先进的建模与仿真技术。但这些模型若要获得监管机构的认可，必须要通过坚实的试验验证来确认。

石墨是另一种被考虑用于多种先进反应堆概念的关键材料，其充当慢化剂、反射层和结构支撑角色。但石墨在高温和高辐照下的性能表现可能成为制约反应堆运行寿命的关键因素。为保证石墨部件的结构完整性和安全性，必须深入研究其在应力、形变、辐照损伤及氧化等环境下的劣化机理。核级石墨包含多种等级，其在原料选择、制造工艺和材料特性方面各不相同。这种多样性，加上实验结果的显著差异以及在实际应用中进行验证的局限性，为制定统一的设计规范和标准带来了重大挑战。尽管已积累了大量过去的实验数据和运行经验，但如何将这些数据有效应用于下一代反应堆设计，仍是亟待解决的难题。

91号钢（Grade 91 Steel）是一种改良的铬钼合金，目前被列为先进反应堆高温应用的候选材料。但焊接这种钢材存在显著的技术障碍，它需要严格受控的热处理工艺，包括固溶处理、淬火和回火。经验表明，要找到具备专业资质且能可靠完成该工艺的供应商十分困难。此外，该焊接工艺容易在热影响区发生IV型裂纹，这种过早失效的现象会显著缩短部件的蠕变寿命。为解决这些问题，必须对91号钢（特别是焊接条件下）进行系统性地测试和特性研究，以确定其在高温反应堆系统中的可靠性和性能。

3.2.2 先进材料安全研究的技术考量

先进反应堆部件预计将在比当前在运反应堆高得多的温度下运行，从而使其面临额外的、可能限制其寿命的失效机制。其中最主要的是蠕变断裂和蠕变疲劳，后者被认为是在长期保持结构完整性时的一个需要特别关注的问题。在长时间高温条件下，机械应力和热循环的相互作用会加速材料劣化，威胁关键部件的正常运行。

对于众多先进反应堆技术而言，因为极端工况和运行周期被延长，导致很难直接进行完整的试验验证。因此，制定健全的检测与测试策略显得尤为重要。虽然现有评估高温部件的方法，但其中很多都未能在先进反应堆特有的工况下得到充分验证，还需进一步研究和鉴定。

应力松弛开裂（SRC）又称再热开裂，是高温工况下金属材料的另一种失效机制。该现象由于焊缝残余应力松弛而发生，并可能引发蠕变裂纹加速扩展。尽管存在相关性，但现有设计规范并未明确涉及SRC，导致先进反应堆部件的结构完整性评估存在明显空白。

熔盐堆（MSR），特别是采用液体燃料的堆型，面临着腐蚀和材料劣化等特殊挑战。如，在历史上的熔盐实验堆中，作为耐熔盐的镍基合金哈氏合金N，在服役过程中曾因裂变产物碲而引发裂纹。虽然氧化还原控制技术在缓解碲致裂纹方面取得一定成效，但仍有待进一步研究确定其他先进材料是否同样易受碲或其它

裂变产物影响。此外，对于辐照与腐蚀在这些环境下的联合作用机制仍不明确，亟需开展深入研究。

为确保先进材料（尤其是拟用于熔盐堆的材料）的长期安全和性能，必须在典型运行工况下开展实验测试。此类测试应能获得关键失效机制的数据，包括辐照辅助腐蚀、裂变产物诱发裂纹、蠕变断裂及蠕变疲劳，并确定有效的缓解策略。

当前亟需建立一个适用于先进反应堆环境的综合结构材料数据库。该数据库应包含能够承受极端条件或采用先进制造技术（如增材制造技术）生产的材料。此类资源将同时支持反应堆的许可流程和安全保障。

目前，大多数高温材料的实验评估都仅孤立地针对某个因素进行，如温度、氧化或机械载荷。然而在真实的反应堆环境中，材料会承受复杂且相互作用的物理现象。因此，推进能够耦合多种劣化机制效应的研究方法至关重要，其可支持精准建模、为相关规范和标准的制定提供信息，同时提高预测能力。

先进反应堆商运面临的关键挑战在于要能预测长达数十年的运行周期内的长期材料劣化。现有建模、实验及原位监测工具通常仅覆盖较短的时间尺度，仅凭这些手段难以全面评估材料全生命周期的性能表现。因此，进一步开发针对长期劣化过程（特别是与辐照下的腐蚀和机械失效相关的过程）的建模与仿真技术具有重要意义。

与此同时，人们对在核能领域应用增材制造（AM）技术的兴趣日益增长，包括为现有核电厂生产替换部件以及建造新的SMRs和先进反应堆。为实现这些应用，必须深入理解与增材制造材料相关的技术挑战与监管要求，这包括鉴定其在核运行工况下的性能，并确保其符合安全标准、可靠性要求及许可规范。

3.2.3 先进材料的安全研究主要建议

开发能承受先进反应堆苛刻工况下（如高温、高辐照以及与熔盐冷却剂相互作用等腐蚀性化学环境下）的新材料是先进反应堆材料研发领域的重中之重。若缺乏合格可靠的先进材料，就无法完全实现下一代反应堆技术所设想的安全裕度、可靠性和性能优势。

为实现这一目标，我们强烈建议对先进材料（尤其是用于熔盐堆的材料）在真实运行条件下进行严格测试。此类测试应旨在为评估材料长期性能奠定坚实的技术基础。特别是需要详细的数据来深入了解并缓解关键劣化机制，包括辐照辅助腐蚀、裂变产物导致的应力开裂、蠕变断裂及蠕变疲劳。这些见解对于确保材料在先进反应堆的长期运行周期内的结构完整性和耐久性至关重要。

同时，建议NEA组建专门的专家团队，以确定该领域安全研究最优先事项。专家团队需明确所需的研究能力，提出基础设施建设方案，并协助制定长期的国际合作研究计划。在此过程中，先进材料科学领域的专家将发挥关键作用。

要缩小这些研究差距需要强有力的国际合作。这包括共享实验数据、协调材料测试与特征标准、协调关键科研基础设施的使用权限，并统一建模方法。通过联合开发、验证和确认先进模型与仿真技术，将有助于确保其具有足够的可靠性，既能指导材料选择、优化设计决策，还能支持许可审批与安全评估。

最后，要准确预测先进反应堆材料的长期性能，必须加大对建模与仿真技术的投入。这些工具在短期实验数据与反应堆部件长期性能要求之间建立了关键联系。提高建模精度不仅能加速材料研发进程、优化反应堆设计，还能提高监管审批效率，同时保持最高安全标准。

3.3 水冷堆和非水冷堆现代安全系统的热工水力研究

依托庞大的实验数据库和成熟的建模和仿真技术支持，现有核反应堆的热工水力研究技术已相当成熟，特别是在大型水冷堆领域。数十年的研究使人们对一、二回路及安全壳系统的热工水力研究有了深入了解。然而，随着核工业的发展，新反应堆设计（包括SMR、集成系统和非传统冷却剂）的运行场景也正在拓展，这也带来了新的安全挑战，也需要更新的数据和更精确的热工水力模型。

许多新反应堆设计普遍采用非能动冷却系统，主要依靠水或氦气、液态金属、熔盐等非传统冷却剂。尽管传统水冷堆已有大量实验数据，但其中大部分数据不满足现代计算流体力学和多物理场模拟对空间、时间分辨率的精细化要求，这在针对复杂设计或非能动设计时尤为明显。

即便在现有反应堆中，追求拓展运行条件（如功率提升、负荷跟踪运行）、更高的燃耗和经济负载分布也带来了新的热工水力问题。如沸水堆中的流动不稳定性随着功率/流量运行范围的扩大而变得更加严重。由于高空隙率、两相流状态的瞬态特性，这类不稳定性现象难以模拟。同样，燃料破碎、迁移与扩散（FFRD）等现象在异常工况下也需要更深入的热工水力理解。目前在流固耦合、偏离泡核沸腾（DNB）后的再淹没行为，以及大型水池中的热工水力等关键领域，仍存在知识空白。

在现代大型压水堆和SMR中，非能动系统（尤其是用于冷却回路和安全壳的系统）发挥着至关重要的安全作用，其性能取决于对各种事故场景下的自然循环和冷凝现象的精准预测。为可靠模拟这些效应，需要高分辨率的实验数据来验证非能动传热系统的模拟结果，并评估其在设计基准事故及超设计基准事故下的可靠性。

对于现有反应堆而言，必须在延长运行周期和引入新型燃料的情况下，重新评估能动和非能动系统（如热交换器、隔离式冷凝器、安全壳喷淋系统及氢气复合器等）的综合性能。这些因素将影响热工水力边界条件，并需要提升传热效率、卸压能力及消氢能力。同时还需通过精确建模来评估乏燃料池（SFPs）的非能动与自然冷却特性，特别是在使用新型燃料以及可能发生冷却剂丧失事故或冷却系统失效的极端工况下。

需要进行高空间和时间分辨率的、有针对性的分离效应试验（SETs）和整体效应试验（IETs）以研究以下关键热工水力现象：

- 破口失水事故（LOCAs）期间反应堆堆芯和压力容器内的三维及多场耦合效应；
- 不同功率水平、入口流量和再淹没工况下的燃料棒束传热；
- 安全壳热工水力行为，包括LOCAs期间破口处的两相流再分布，以及氢气和其他可燃气体燃烧现象；

- 快速功率提升（如反应性引发事故）过程中瞬态沸腾与临界热流密度（CHF）现象；

- 设计扩展工况（DECs）下的热工水力现象；

- 耐事故燃料（ATFs）技术下的性能，包括受新表面特性影响的临界热流密度及后临界热流密度行为，以及带有包壳涂层（特别是采用FeCrAl和SiC等创新包壳材料）时的新包壳失效模式。

对于主要依赖非能动系统的水冷小型堆而言，其自然循环与冷凝过程的性能仍存在显著不确定性。两相系统中的自然循环涉及较小的驱动压差，其对外部影响（如不可凝气体的存在）高度敏感，且难以进行模拟。这些非能动系统在正常与异常工况下的可靠性，仍是当前研究的重点领域。其紧凑的几何结构和有限的热惯性会增加不确定性，这凸显了开展专项研究，以提升模拟精度和建立监管信心的必要性。在非能动或紧凑型设计中，需要进一步研究的显著现象包括：

- 短燃料组件和低流量工况下的临界热流密度（CHF）行为；

- 螺旋管蒸汽发生器中的传热和流动阻力；

- 非对称或复杂流道下的系统性能。

先进非水冷堆，如钠冷快堆和熔盐堆，在热工水力方面面临完全不同的挑战。这类反应堆通常在比传统水冷堆更高的温度和压力下运行，冷却剂为单相，减少了对沸腾和两相流的关注，但引入了新的现象，如热条纹化（thermal striping）和热分层（thermal stratification），这些现象可能影响结构完整性和反应性。此外，先进反应堆的各种场景中存在着热-流体、中子学、燃料与热-机械膨胀之间的紧密耦合，需要理解这些耦合在正常运行和事故工况下的行为。如中子前驱体运动、裂变产物沉积（plate-out）、固化动力学以及熔盐堆中的相变材料等输运和沉积现象，需要通过实验进行进一步研究。

中子前驱体迁移、裂变产物板结、固化动力学以及微型压水堆中的相变材料等传质沉积现象，都需要通过实验进一步研究。对于某些设计方案，还需深入评

估气体燃烧、碳尘爆炸等高能现象的风险。对于某些设计，需要进一步评估包括气体燃烧和碳尘爆炸在内的能量释放现象的风险。

某些设计提出了全新的冷却方案（如热管），这就需要全面了解其运行极限、失效模式和事故行为。

3.3.1 热工水力研究能力需求

热工水力研究从根本上依赖于高质量的实验数据。实验能力对于建立开发新模型和关联性所需的综合数据库，以及评估和验证热工水力软件至关重要。然而，大型实验设施，特别是适用于非水冷堆或下一代核能系统的大型实验设施数量有限，这种不足制约了现有数据集的扩展和应对新兴研究需求的能力。

如前所述，我们仍需独立效应测试（SETs）来获取关于自然循环、冷凝、流动不稳定性和热分层等基本现象的高空间和时间分辨率数据，尤其是在扩展边界条件下。这些数据对改进和验证高精度计算流体力学（CFD）软件至关重要。

与此同时，在复杂、综合且按比例缩小的实验回路中进行的整体效应试验（IETs）对于复现多个安全系统之间的相互作用至关重要。此类设施能够模拟一回路和二回路之间、安全壳系统之间、或二者之间的耦合现象。这些实验为改善CFD和仿真软件提供了有力支持。

NEA协调的热工水力国际合作项目在该领域作出了重要贡献，如ATLAS、HYMERES/PANDA、POLCA、PKL/ETHARINUS、RBHT、ROSA、SETH和THAI/THEMIS项目（图4）。这些项目不仅推动了热工水力软件的开发与验证，更为专业知识的传承积累了宝贵经验，同时帮助维持了关键实验基础设施的运行。但仍然有部分关键技术能力缺失，特别是法马通公司的PKL试验台架于2024年关闭后。

CSNI的SESAR/SFEAR2工作组早在2021年就对支持现有及先进反应堆研究的关键热工水力设施的逐步关闭表示了担忧。作为回应，NEA应积极努力，以协调、保存和重振实验能力，尤其是在那些最初为先进反应堆开发的设施（例如俄勒冈

州立大学的NIST设施)开始开放用于合作研究之际。建立对这些资源的可持续访问渠道,对于满足未来的研究和监管需求至关重要。

实验设施的关闭引发了另一个紧迫问题:数据保存。在许多情况下,宝贵的实验数据并未被公开存档或数字化。尽管NEA和一些国家已努力维护数据库(主要针对水冷堆),但对于非水冷堆系统,目前还没有一个集中、可访问的数据库。现有的历史数据可能保存格式老旧,需要经过整理、数字化和格式转换才能供现代研究使用。当务之急是对此类数据进行系统性地保存并开放访问,以支持当前和未来的研究

计算能力的进步极大地增强了热工水力领域的建模与仿真能力。高性能计算平台现在能够实现更详细、高分辨率模拟以及多物理场软件的交互耦合,以开展瞬态分析。然而,这些先进的能力必须由同样高精度的实验数据作为支撑,以确保软件的确认与验证是有意义的。所需数据的范围以及跨平台验证的潜力,仍是有待进一步开展深入研究的领域。

对于传统水冷堆和SMRs,软件(如TRACE、RELAP5、CATHARE、ATHLET和SPACE)仍然是主要的安全分析工具。这些软件在模拟多维两相流和传热方面非常成熟,并且包含了针对泵、阀门和蓄电池等部件的特定模型。其验证是健全完整的,并且可针对新应用或新设计在具体情况下进行拓展。

计算流体力学(CFD)已越来越多地用以高空间分辨率处理局部现象。尽管目前其应用范围有限,但随着CFD的迅速发展,其有望在安全分析中发挥更大作用,特别是在两相流方面。CFD模型的验证则需要详细的、高精度的实验数据。

先进反应堆设计带来了新的建模与仿真方面的挑战。许多此类系统使用单相冷却剂(如氦气或高沸点液体),以简化热工水力行为并降低相关相变的复杂性。这些特性使得CFD能够更广泛地应用于先进反应堆的各类事故工况中。

软件必须进行调整或重新开发,以捕捉先进设计中独特的热工水力现象。这包括适应具有高或低普朗特数(Prandtl number)的流体,其与水相比具有不同的热行为特性,据此可相应更新模型和关系式。

此外，多物理场与紧密耦合模拟变得越来越必要。许多先进反应堆在瞬态工况下，其热流体、中子学与结构力学之间存在强耦合关系。因此新型模拟工具必须集成热膨胀、燃料行为及功率反馈机制，方能精确捕捉系统响应。

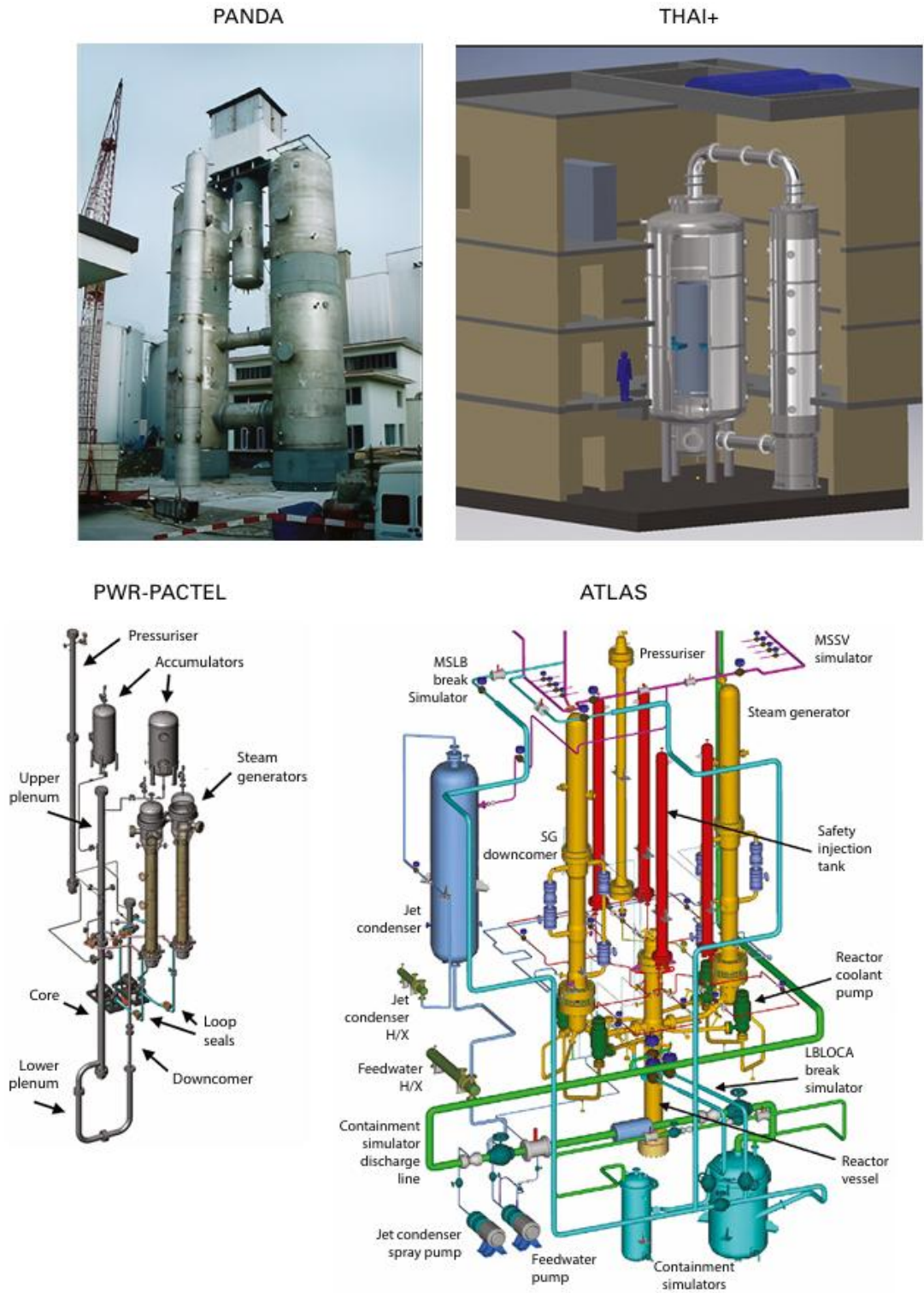
可靠的验证、确认和不确定性量化过程对于确保模拟结果的准确性和可靠性至关重要。多相流模型的预测能力取决于对质量、动能及热传递的精确描述。不确定性的来源既涉及模型相关参数（如边界条件、物理关系式），也涉及数值因素（例如网格分辨率、比例效应、数值求解器）。

代码缩放、适用性和不确定性方法（CSAU）引入了现象识别与排序表，该工具至今仍是确定研究优先级和指导最佳估算与不确定性分析方法的重要工具。自其提出以来，已开发出多种辅助不确定性分析的工具，其中包括QUESO、DAKOTA、PAPIRUS、CIRCE和URANIE。

近期，CSNI的事故管理与分析工作组（WGAMA）推出了输入不确定性系统量化方法（SAPIUM），用于系统地量化热工水力程序软件中物理模型的输入不确定性。随着核能界日益采用多尺度、多物理场和多维工具进行反应堆安全分析，持续研发不确定性量化方法至关重要。

先进反应堆的分析日益依赖新开发的仿真软件，其专门用于处理新设计中固有的紧密耦合多物理场现象。在许多先进反应堆中，热工水力、中子学和结构力学相互依赖紧密，这需要采用集成的建模方法，同时捕捉热工水力行为、结构变形（如热膨胀）以及堆芯反应性和功率分布的反馈效应。此类瞬态工况极其复杂，需要对堆芯、压力容器及周边结构进行高分辨率建模，以准确描述系统在正常和异常工况下的响应。为支持可靠的安全评估，必须大幅提升新型多物理场软件的验证能力。这包括针对高精度实验数据进行全面的基准验证，以及开展软件对比分析，以确保其准确性、预测可靠性及监管可信度。

Figure 4. Examples of core TH facilities used in NEA joint nuclear safety research projects



Sources: Top left, PSI, Switzerland; top right, Becker Technologies, Germany; bottom left: Lappeenranta-Lahti University of Technology (LUT), Finland; bottom right: KAERI, Korea.

图4 NEA联合研究项目中使用的主要热工水力试验设施

3.3.2 热工水力安全研究的技术考量

随着核工业的发展以及新反应堆设计的引入和部署，热工水力研究的挑战虽可预见但却日益复杂。虽然传统水冷堆的热工水力基本原理已得到充分理解，但某些重要的物理现象仍未得到充分描述，在实际应用中仍需采取高度保守的处理方式。此外，对于新设计，在积累更多运行数据并对其深入理解之前，某些潜在事故场景可能难以准确预测。

热工水力研究对于现有反应堆和先进反应堆都至关重要。对于现役机组，功率提升、提高能耗和灵活运行等领域提出的热工水力问题均未得到充分解答。对于先进反应堆，知识缺口与研究需求高度依赖于具体设计，正如现有的非水冷堆现象识别与排序表所指出的那样。

热工水力研究使国际核能界受益。新的实验测试计划为仿真工具提供验证数据，使其能更准确地评估系统行为和安全裕量。而软件的进步，特别是多物理场、高精度工具的开发，可以通过对日益复杂系统性能的理解，来同步提高反应堆的经济性和安全性。

为应对当前及新兴挑战，建议在热工水力领域开展安全研究时考虑以下技术建议：

- 继续开展涉及复杂假想事故场景的软件比对基准测试，以识别不同软件间的模型缺陷、应用问题和不一致性。
- 通过发起新的联合研究项目来支持NEA安全研究高级专家组（SESAR）确定的关键试验基础设施，以保护和提升这些设施的能力。
- 推广在整体试验设施中开展实验活动，用于软件验证和能力建设，特别是让新一代研究人员参与实验方法、仪器操作和数据分析工作。
- 开展流固耦合（FSI）实验研究，以深入理解并有效预防系统中的结构损伤。
- 将CFD能力扩展到两相流场景，并通过精密仪器实验支持高精度验证数据集的开发。
- 建立非水冷堆的集中实验数据库，整合历史实验与运行数据，确保全球科研界可访问。

- 推进测量不确定度的量化评估，采用国际标准（如ISO GUM）和方法（如SAPIUM），同时制定适用于热工水力和严重事故条件的专项指南。

- 开发SMR的补充性实验数据库，突破设计阶段的测试范畴，评估非能动系统各类瞬态工况下的效能。

- 开展实验与分析研究，解决现有电厂长期运行和灵活运行以及瞬态过程中涉及的相关热工水力安全问题。

热工水力安全涉及众多利益相关方，包括现役机组运营商、新反应堆设计方、监管机构及科研人员。对于现役水冷堆来说，热工水力工具在支持许可申请、提高能耗及电厂优化方面仍发挥着关键作用。在多数情况下，需要通过研究来提高数据可靠性并降低不确定性。

新的水冷堆设计（尤其是SMRs）在软件验证过程中高度依赖实验数据。供应商通常会建造等比例缩放的整体试验设施来开发数据，并同步申请许可。这些试验项目对于验证事故工况下的非能动安全系统性能及自然循环现象都十分重要。

先进反应堆设计既带来机遇，也带来挑战。尽管存在一些历史遗留的实验数据（如钠冷快堆的EBR-II项目数据，以及熔盐堆的MSRE项目数据），但相较于水冷堆，这些数据的数量和完整性仍然有限。因此，相关方需投入大量实验与分析工作以弥补这些数据差距，而这将直接影响项目的可行性与审批进度。

综上所述，现有水冷堆虽然受益于成熟的热工水力实验与分析基础，但SMRs和先进反应堆的部署，要求在热工水力研究领域进行新的、协调性且持续的投入。填补这些研究空白不仅能推动反应堆设计的创新，更是确保监管机构、运营方及公众对高标准的核安全要求之关键。

3.3.3 热工水力安全研究主要建议

在热工水力领域，首要任务是建立由规模化的试验基础设施支撑的合作研究框架，以生成高质量数据，用于开发、验证和评估最先进的计算机软件。这些软件对于开展先进反应堆安全分析至关重要，包括依赖非能动安全系统和SMRs的设计。

为实现这一目标，建议NEA牵头建立一个全面且包容的实验研究协作框架。该框架需汇聚广泛的利益相关方，并围绕结构化研究平台开展工作，重点支持以下方面：

- 制定符合新兴安全分析需求的研究计划与联合研究项目；
- 先进热工水力软件的验证与基准测试；
- 培训和培养新一代专家；
- 管理并保存实验数据。

国家实验室、监管机构、业界及学术界等利益相关方，应优先维护、现代化升级并战略性拓展NEA安全研究高级专家小组（SESAR）认定的关键实验研究设施。这些设施为开展长期可持续的合作研究提供了独特机遇，可应对与先进反应堆技术（包括SMRs和非能动安全系统）相关的各类事故场景、系统配置及边界条件。

此外，建议鼓励利益相关方支持将新型实验能力纳入合作研究框架，例如专门用于验证创新设计与先进系统架构安全性的设施。确保广泛地开放使用权限及加强国际协调将使这些资源的价值最大化。

此外，建议相关方支持将新型实验能力整合到协作研究框架中，例如专门用于支持创新设计和先进系统架构安全案例的设施。确保广泛获取和国际协调将使这些资源的价值最大化。

另一项重要任务是保存并扩充历经数十年国际合作积累的传统热工水力数据。这些历史数据对现役机组的安全运行及当前与未来的分析工具的验证仍至关重要。然而，大量数据仍处于分散、不可用或格式过时的状态。因此建议建立集中化、持久化且开放访问的热工水力数据库以用于软件的开发与验证。尽管部分先进反应堆类型存在历史数据，但其规模远小于水冷堆。该数据库应补充高分辨率的现代数据集，重点涵盖先进反应堆设计、非能动安全系统及SMRs，以支持许可审批并增强监管信心。

最后，应持续推进并扩大国际核安全规范验证协作，包括国际基准题、基准研究及不确定性量化。这些协作应整合涵盖整体实验数据及典型假想事故场景数据的关键数据集，这项工作将继续作为核安全规范认证、方法论协调及专家参与的核心。

3.4 严重事故

考虑超设计基准事故（包括涉及严重堆芯损坏的设计扩展工况）仍是确保核安全纵深防御的核心要素。尽管此类事故发生概率极低，但仍要求开展专项研究并制定强有力的预防与缓解策略以应对潜在后果，如严重堆芯损坏、放射性物质释放及对环境的影响。这凸显了严重事故研究的重要性，需要深化对事故演变规律的理解、制定更有效的事​​故管理措施，还能增强核设施的抗风险能力。

事故管理是指在超设计基准事故演变过程中实施一系列行动，以防止事故升级为严重事故，减轻相关事故后果，并最终使厂区恢复至长期安全稳定状态。历史上，严重事故研究主要由重大核事故推动，如三哩岛事故（1979年）、切尔诺贝利事故（1986年）及福岛第一核电站事故（2011年）等。这些事件促使国际社会广泛开展严重事故演变研究，尤其针对大型水冷堆，其涉及一系列复杂且相互作用的现象。

这类现象包括：堆芯退化、裂变产物从燃料中释放及其在一回路和安全壳系统内的迁移与沉积、燃料融化与熔池形成、反应堆压力容器失效、熔融堆芯与混凝土的相互作用、蒸汽爆炸，以及氢气的产生与燃烧。与此同时，大量研究聚焦于评估旨在预防和缓解严重事故的系统与策略的有效性。这包括：压力容器内外熔融物的冷却能力（例如通过冷却剂再注入或外部堆坑淹没）、通过能动或非能动系统实现安全壳卸压和冷却、非能动氢气复合器的使用，以及裂变产物滞留机制（如池式洗涤和过滤排放）。不同反应堆设计在事故管理系统与方法上的差异更增加了研究的复杂性。

这一系列研究为开发成熟的严重事故模拟工具提供了支持。鉴于所涉现象的复杂性，这些程序代码通常采用最佳估算系统级模型，并在机理建模尚不切实际

的环节辅以经验模型。广泛使用的工具包括AC2、ASTEC、CINEMA、MAAP、MELCOR和SAMPSON。随着认知的深入，越来越多现象得以采用更加机制化的建模方法，如用热力学原理来模拟厂内回路和安全壳中的材料相互作用或裂变产物化学行为。同样，计算流体力学技术在评估熔融材料和碎片床中的传热以分析压力容器内外的冷却能力等领域，也获得了日益广泛的应用。

鉴于严重事故现象学及模型构建的复杂性，处理相关不确定性对于确保安全评估的保守性和可信度至关重要。需要持续努力以系统性地识别和量化不确定性，尤其是在严重事故软件应用于超出其原始范围的工况时，如在役机组的延期运行或包括SMRs在内的新设计。鉴于可用于支持先进堆和非水冷堆设计模型验证的实验数据相对有限，这一点显得尤为重要。

最佳估算软件在概率风险与安全评估中也发挥着关键作用，为事故序列分析、事故预防与缓解策略评估以及放射性释放估算提供支持。这些源项与分析后果的工具（如MACCS2）结合使用时，可为健康后果评估和应急计划决策提供依据。风险指引型方法也有助于识别需优先关注的事故情景，并指导事故管理措施的制定。虽然这些工具和方法在传统水冷堆中已十分成熟，但在应用于先进堆设计时，必须仔细审视其基本假设、局限性及数据缺口。

目前，探索人工智能（特别是深度学习和神经网络）在支持严重事故建模和不确定性分析方面的潜力正受到越来越多的关注。这些方法可用于开发替代模型，以近似模拟复杂程序代码的行为，从而可能实现更快速的模拟并增强决策支持能力。然而，尽管取得了令人鼓舞的进展，但这些基于人工智能的方法仍处于早期阶段，需要大量的进一步开发、严格的验证，并需明确获得监管认可的路径，之后才能应用于安全关键领域。

3.4.1 严重事故预防与管理研究能力需求

随着核工业通过新反应堆设计的开发、先进燃料与材料的应用，以及现有反应堆运行期限延至60年甚至80年，越来越需要具备强大的能力来评估严重事故风险，并证明相关预防与缓解措施的有效性和可靠性。特别是对于新反应堆设计，

为确认设计者和运营方所宣称的安全性主张，尤其是在显著降低严重事故风险与放射性释放方面，验证性研究至关重要。

一项关键的研究重点在于描述先进反应堆设计下的严重事故特征，包括识别关键现象、确定现实的源项，以及评估薄弱环节和潜在的预防与缓解策略。在某些情况下，可能需要结合新型反应堆概念，重新评估诸如“堆芯损伤”和“放射性包容”等基本安全概念。这决定了当前的严重事故监管框架应如何调整以适应新设计。

鉴于大多数先进设计运行经验有限，管理不确定性将成为监管决策过程的核心挑战。一种可行的方法是，在早期阶段采用额外的保守性以考虑不确定性，随后随着更多实验数据、分析结果和运行经验的积累，逐步细化安全裕量。

尽管严重事故模拟软件已被调整应用于新的反应堆类型，包括基于水冷堆的SMRs、高温气冷堆、钠冷快堆和熔盐堆，但这些软件最初是基于数十年来针对大型水冷堆研究建立的大量实验数据库开发和验证的。将这些软件应用于先进设计通常需要进行重大修改，以解决特定的反应堆特性、规模差异、新的事故管理策略等问题，并需纳入新的实验数据以扩展验证范围。维持和增强研究能力（包括实验基础设施）对于提高严重事故代码的预测能力及减少相关不确定性至关重要。继续支持NEA现有的联合项目（如COPS、QUENCH-ATF、ESTER、ROSAU和THEMIS），并整合为先进反应堆安全研究新建的设施，将对推动该领域的国际协作进展具有重要意义。

还需要开展进一步研究，以评估近期及下一代燃料和包壳材料的事故容错性。该领域的工作应基于NEA的QUENCH-ATF项目和IAEA协调研究项目等，同时拓展研究范围以确保对事故条件下燃料行为进行全面评估。

用于评估高温下燃料包壳与冷却能力的材料属性数据库应扩展至覆盖熔盐反应堆等先进堆型。这包括扩展现有ROSAU和COPS项目，并开发新能力以生成评估先进燃料包壳冷却策略的相关数据。

Figure 5a. Examples of core facilities used in NEA severe accident joint nuclear safety research projects for corium melts investigations: Left, ROSAU; right, VITI

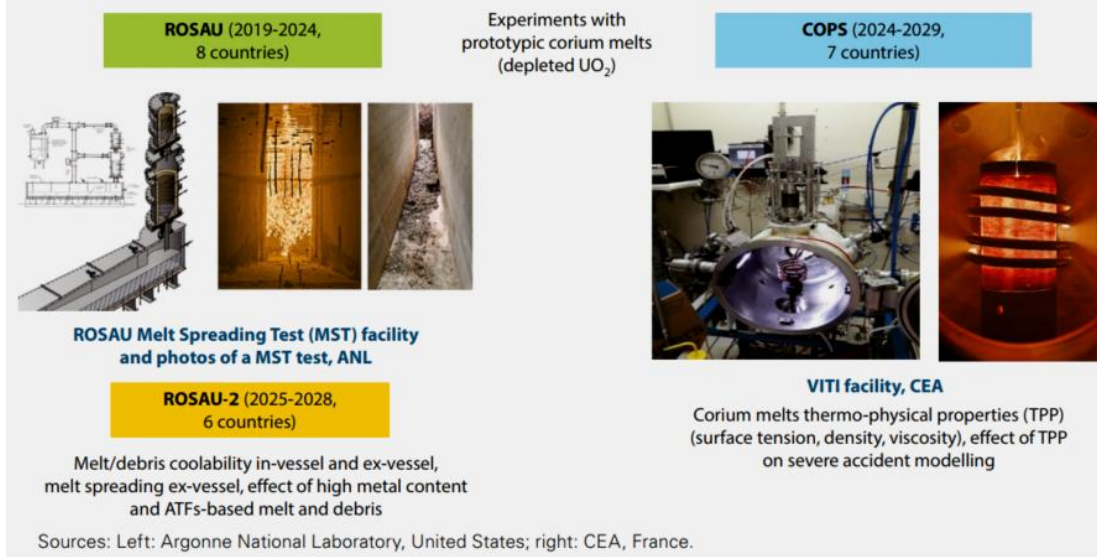


Figure 5b. Examples of core facilities used in NEA severe accident joint nuclear safety research projects for source term investigations: Left, THAI+; right top: CHIP; right bottom: AMIX

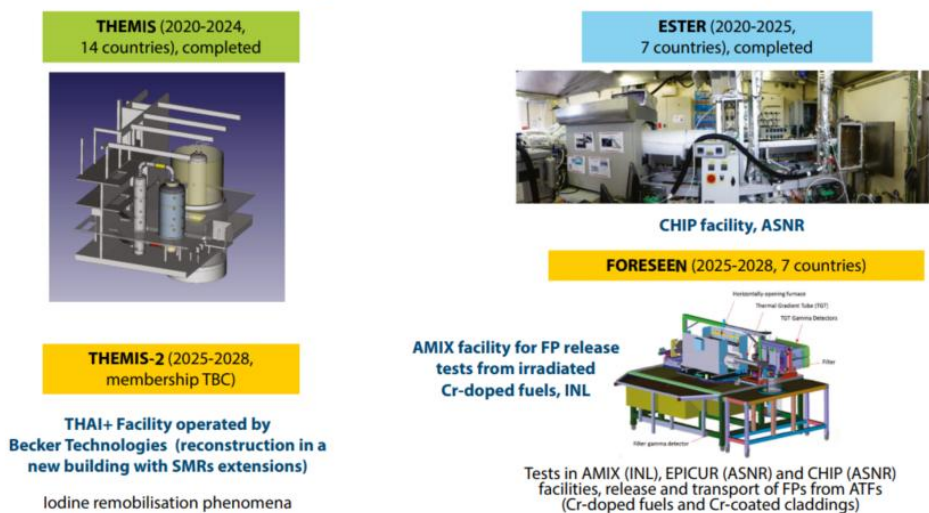


图5 NEA联合研究项目中用于研究严重事故、源项研究等的主要试验设施

理解放射性核素释放与迁移行为仍是另一重点，尤其针对新型燃料/包壳组合及先进反应堆系统。需获取可靠数据以提升此类设计源项模型可信度。尽管传统二氧化铀/锆合金系统经数十年研究仍存不确定性，但其特性已基本明确。然而当反应堆设计脱离常规材料时，不确定性将显著增加。对于铬涂层锆合金包壳和掺杂燃料等近期耐事故燃料，其对严重事故演变及源项的影响预计较小，但仍需通过专项研究予以验证。NEA的QUENCH-ATF项目正针对此类材料在设计基准条件和严重事故条件下的行为展开研究。对于更先进的燃料系统和非水冷钠冷堆设计，

需要大量数据支持，尤其涉及裂变产物释放、迁移及化学形态转化（包括运行事故与贮存事故场景）。这包括理解放射性核素在钠或熔盐中的溶解度，以及确定碘等关键物质在这些环境中的化学形态。热力学平衡模型虽可辅助解答这些问题，但代表性材料与工况下的实验验证仍不可或缺。

严重事故条件下安全壳系统的结构完整性仍是持续研究的重要领域。随着新型设计采用多样化的安全壳概念和材料，评估结构行为的实验与分析能力必须得到相应发展。

最后，必须持续整合福岛第一核电站事故调查中获得的知识，其范围应超越当前NEA的FACE项目的框架。现场最新发现揭示了此前未预见事故行为与后果，为深化对现实条件下严重事故演变及管理机制的理解提供了难得且宝贵的机遇。

3.4.2 严重事故预防与缓解安全研究的技术考量

严重事故分析中不确定性的处理是一个日益重要的领域，特别是先进反应堆设计中概率风险评估和确定性安全分析中的不确定性处理。由于这些设计常采用运行历史有限或缺乏运行历史的部件，创新概念、且更依赖非能动安全特性，其风险估算的不确定性可能远高于传统水冷堆。在此背景下，非能动系统的可靠性成为评估的关键，特别是其在极端和不确定工况下的性能。

为充分实现风险知情决策，必须更准确地描述先进反应堆设计中各系统与组件的相对安全重要性。虽然传统水冷堆的系统重要性评估方法已相当成熟，但这些方法并不总是适用于新设计，在这些设计中，诸如“堆芯损伤频率”等概念可能缺乏明确的参照。这要求开发新的风险指标和分析方法，以技术包容的方式提供风险的相对和绝对衡量标准。此类指标不仅能促进监管决策，还能为反应堆设计、运行和维护实践提供依据。更重要的是，通过清晰阐释新一代系统的安全性能可以增强公众信任。因此，应优先推进针对先进反应堆（特别是设计与运行不确定性较高的机型）定制化风险知情方法的持续研究。

维持该领域的实验研究基础设施仍然至关重要。应优先保障CSNI SESAR/SFEAR小组认定的关键设施的持续运行与升级，同时评估新建设施需求以

启动未来联合研究项目。综合性试验设施对开展支持严重事故软件验证与基准题测试的实验活动具有特殊价值。这些活动还为培养新一代研究人员能力提供了重要契机，尤其在实验方法、仪器操作和数据分析领域。

基准题验证和实验计划应扩展至水冷堆以外的技术领域，包括采用高损耗燃料和新型冷却剂的系统，以深化对先进源项行为的理解。同时应持续努力识别严重事故软件中的具体建模缺口，并确定其扩展优先级。在适用情况下，应开发用于监测和管理先进反应堆严重事故的新型仪器，特别是能在极端环境条件下运行的仪器。

由于先进反应堆设计往往比传统电站更紧密地集成系统，这为更全面地考虑安全与安保之间的接口提供了机会。可利用风险知情方法优化设计集成，确保在统一框架内有效实现安全与安保目标。

严重事故条件下对安全壳结构完整性的评估也应进一步关注。当前对极限承压能力（UPC）的评估多集中于钢筋混凝土泄漏-破裂过程的简化模型。然而需要更全面的模型，该模型应能综合考虑裂纹产生、扩展及相关泄漏行为。这种改进模型将支持基于泄漏阈值（而非单纯依据破裂准则）来推算UPC值，从而更精确地揭示结构劣化如何影响放射性物质的潜在释放。这种改进的模拟能力将成为评估现有及先进反应堆设计中安全壳性能的有效工具。

3.4.3 预防和减轻严重事故的安全研究主要建议

严重事故领域有两大最高优先级任务。首先，要建立必要的技术基础，以证明在先进水冷堆和非水冷堆设计（包括SMRs）中，导致安全壳失效和产生严重放射性后果的大规模放射性释放的事故场景是可被实际消除的。实现该目标需深入理解事故进程，先进的建模能力及可靠的实验验证手段，以支持从根本上防止此类严重事故后果的设计特征。

其次，需要评估现有核电厂严重事故预防与缓解措施的有效性及可靠性，特别是在计划将机组运行期限延长至60年及以上的背景下。这包括评估老化对关键

安全系统的潜在影响，吸取福岛第一核电站事故的教训，以及通过集成增强电厂严重事故韧性的新技术来强化事故管理策略。

建议对先进反应堆设计（包括SMR）开展全面的基于风险指引的分析并在国际上共享，以识别和描述可能挑战安全壳完整性与放射性释放屏障的可信事故场景。鉴于这些新兴技术有限的运行经验和较高的不确定性，此项工作尤为重要。早期评估应明确解决不确定性量化与比例效应问题，确保从设计和许可活动之初就建立稳健、清晰且可论证的安全裕度。

建议NEA组织一个全球协作框架，统筹实验项目、支持计算软件开发与验证、提供培训并保存关键数据以供长期使用。建议利益相关方在专门针对先进反应堆设计与系统安全验证的合作框架内，支持现有设施的现代化改造与新型实验能力开发。

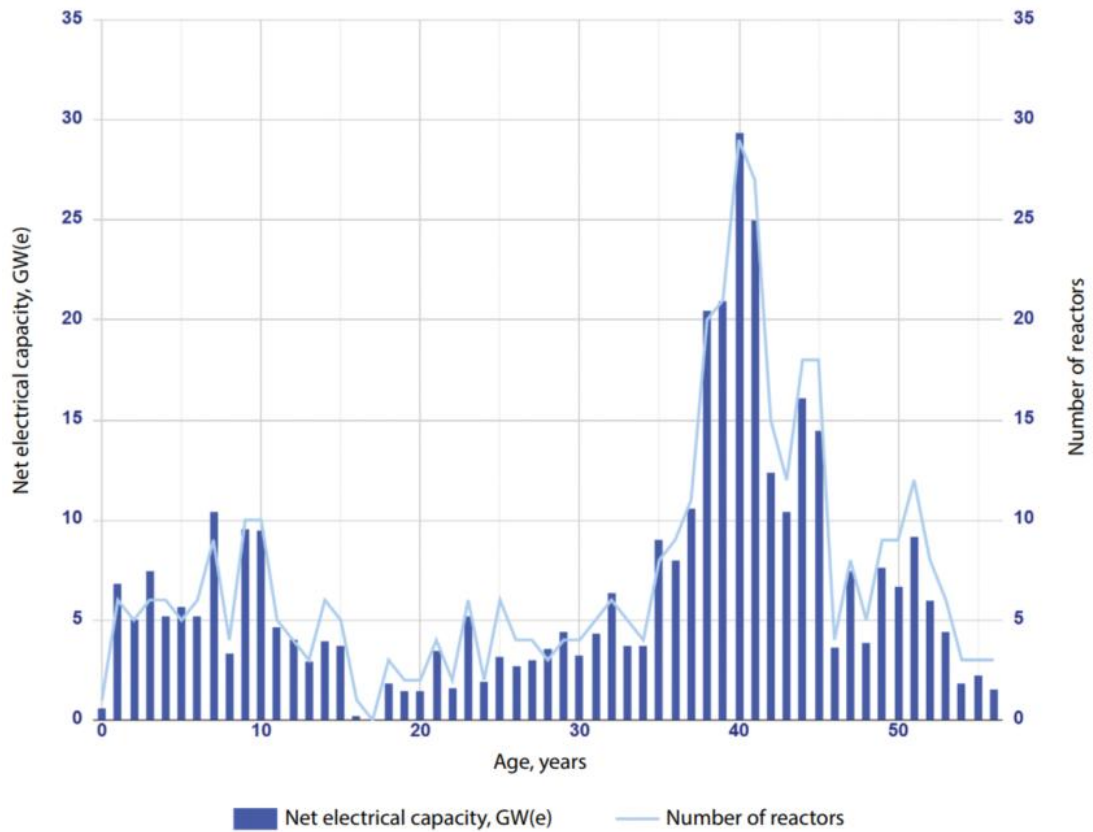
建议对先进燃料、包壳及材料进行部署前测试时，纳入专门的严重事故实验，从而更精确地模拟堆芯劣化过程、裂变产物行为及源项计算。

3.5 长期运行和灵活运行

随着在役机组持续老化，新一代反应堆开始投运，规划机组长期安全运行仍将是核心优先研究事项。今天，全球约68%的在役机组已超过30年，大约45%已运行40年及以上（图6）。为应对不断演变的能源政策、气候目标和供应链安全问题，许多运营商现在正在寻求为核电厂的长期运行（LTO）以及远超其最初预期的延期运行。因此，支持在役机组安全可持续长期延期运行的研究至关重要。

在许多情况下，延期运行可能与其他变化同时发生，如功率提升、长燃料循环周期或重大改造（通常是支持采用先进燃料）。这些演变提出了关于关键部件和系统性能老化的新问题，并在整个延长运行期间需要确保连续、安全、可靠和高效运行所需的坚实技术基础。

Figure 6. Age distribution of currently operating nuclear power plants worldwide



Source: IAEA Power Reactor Information System, <https://pris.iaea.org/pris/worldstatistics/operationalbyage.aspx>.

图6 全球在役机组的运行寿期分布 来源：IAEA PRIS，2025年

历史上，核电厂主要作为不够灵活的基荷能源，通过提供稳定输出以满足恒定的电力需求。然而，能源格局正在发生变化。随着电网容纳风能和太阳能等可变可再生能源的份额不断增长，核电厂越来越多地需要在更灵活的环境下运行，包括负荷跟踪模式。核电向灵活运行的转变不仅是由电网需求驱动，还由经济压力驱动，特别是在以低廉的天然气和可再生能源为主的电力自由化市场中。

核电灵活的运行模式能支持电网稳定性，通过减少限电来增强可再生能源的并网能力，同时提高核电在价格波动的电力市场中的竞争力。实现这一转变将需要持续研究可变功率条件下的燃料性能、热循环对材料和系统的影响，以及适应电厂控制策略。确保长期且灵活的运行安全可行，对于维持核能在未来能源中作为可靠、低碳能源的重要组成部分至关重要。

3.5.1 长期运行和灵活运行的研究能力需求

有效支持核电厂的长期运行需要广泛的研究能力。对于在役机组来说，重点主要在于老化管理和对电厂进行现代化改造，确保部件、系统和材料能够在其原定运行期限上继续安全高效运行。相比之下，对于新反应堆而言，长期运行可以通过在设计、建造或调试阶段早期就集成设计特征、先进材料和运行策略来主动支持。然而，这些创新必须通过研究和验证工作进行严格评估，以确保其长期性能和安全性。

支持核电厂延期运行的研究涵盖多个学科，并依赖于广泛的技术能力。其中最重要的是用于材料鉴定和老化研究的试验性反应堆，其可支持评估现有材料在长期应力下的性能，以及为延长运行期限的新设计堆型开发和鉴定先进材料。热室设施中的辐照后检验能力也十分重要，其可通过对辐照部件和燃料进行详细分析，为材料退化模型提供信息，并支持延期运行决策。

先进的建模和仿真软件在延长反应堆运行期限方面发挥核心作用，其可对材料行为、部件性能和系统在延期运行和动态的负荷条件下的可靠性进行评估和预测。人因研究和测试能力同样十分重要，因运行要求的变化（如灵活运行或数字化、现代化改造）在界面设计、人员配备和系统程序方面引入了新的挑战，可能影响整体安全效能。

这些研究能力中有许多是跨领域的，不仅与现有电厂的长期运行相关，也与新反应堆概念的开发与部署相关。这些共同的需求在第3.6节中有更详细的讨论。

此外，为支持向更灵活的核电运行模式转型，一系列新的分析能力正不断被开发出来，旨在使核电在现代电网中更有效地与可变可再生能源协同运行。关键研究领域包括：建立运行灵活性模型以捕捉反应堆在负荷跟踪场景下的动态行为；量化灵活运行在系统效率和成本降低方面的效益；以及识别必须管控的运行约束条件以确保安全和设备寿命。这项工作需要跨学科协作，汇集包括核工程、电网建模、经济学和监管科学领域的专业知识，同时必须着眼于全球适用性，并认识到不同的能源系统面临不同的约束和整合挑战。

这些研究能力共同构成了支撑核能在未来能源系统中持续发展并继续发挥作用的技术基础设施的支柱，确保长期运行和灵活运行不仅可行，更能实现安全、经济可行性和碳减排目标的优化。

3.5.2 长期运行和灵活运行的技术考量

核反应堆在工程界最恶劣的环境之一中运行。安全壳内的部件必须承受高温、机械应力、振动和强烈的中子辐照。随着时间的推移，这种恶劣环境会导致材料退化，如果不能对其进行正确理解和管理，可能会损害性能甚至导致失效。核电站材料退化的复杂性源于所涉及的材料、环境条件和应力状态等广泛情况。在整个核电站中，一回路和二回路系统中可发现超过25种不同的金属合金，以及混凝土、安全壳容器、仪控系统、电缆、埋地管道和其他支持系统中使用的许多其他材料。

主要的退化机制因系统、结构或部件的不同而差异性很大，对其的理解对于维持电厂安全、可靠运行至关重要。将反应堆运行期限延长至60年及以上，对材料和部件提出了更高的要求。这使得对长期老化效应的早期和全面评估成为核安全研究的关键组成部分。

核电站长期运行的安全研究已持续数十年。随着核电站继续老化，以及新的预计将运行更长时间的反应堆投运，这项研究必须继续关注关键的安全相关问题。其中最重要的考虑因素包括：

- 继续收集和保存来自运行和退役核电站以及试验性反应堆的材料，以支持未来研究。鉴于材料采集成本高，强有力的国际合作对于科学价值最大化并避免重复至关重要。

- 开发和改进老化相关退化模型，能够真实地表示部件可靠性随时间的变化。这些模型需要支持准确的风险评估并为监管决策提供信息。关键领域包括：

- 基于运行数据和先进建模来改进对反应堆压力容器所用低合金钢辐照脆化的预测；

-
- 扩展堆内构件的不锈钢断裂韧性和辐照辅助应力腐蚀开裂（IASCC）的数据集，特别是在压水堆（PWR）堆内构件长期运行期间预期的高辐照剂量条件下；
 - 研究镍基合金的关键部件（用于压水堆蒸发器传热管和反应堆冷却剂系统贯穿件等）长期老化效应；
 - 评估混凝土劣化机制，包括辐射诱导变化和化学病理现象，如碱-骨料反应（ASR）和延迟钙矾石形成（DEF）；
 - 评估对电厂运行和安全至关重要的电缆及其他聚合物部件的长期可靠性。
- 推进对退化机制的理解和预测，以减少安全裕度描述中的不确定性。这包括支持系统地定义安全裕度、评估其随时间的退化以及实施裕度管理策略的努力。虽然这些策略的开发通常由业界主导，但监管机构也必须评估其安全影响，并可能希望进行验证性研究，以确保在长期运行期间安全模型的持续有效性。

随着核电运行模式转向支持更灵活的电网运行，新的研究优先事项涌现。灵活运行对于将核能与风能和太阳能等可再生能源集成、增强电网稳定性以及减少碳排放越来越重要。通过使核电厂能够调节功率以满足实时供需波动，灵活运行可以延长服务寿命、提高经济性能并通过提供可靠、低碳的能源供应来支持能源安全。实现这一转变将需要持续研究燃料在功率波动下的性能、热循环对材料和系统的影响，以及电厂控制策略的适应。确保长期且灵活的运行既可行又安全，对于维持核能在未来能源中作为可靠、低碳能源的重要组成部分至关重要。

支持灵活运行的研究必须应对一系列技术与监管挑战：

- 开发能够承受频繁功率波动负荷跟踪运行所产生的热应力和机械应力的新型材料。这包括研究先进核燃料和反应性控制部件的研究，例如可燃毒物和中子吸收控制棒，这些部件能在可变功率水平和更高燃耗条件下维持安全性和性能。
- 增强模拟和仿真软件，以捕捉反应堆在灵活工况下的动态行为。这些软件不仅对实时运行至关重要，也为生命周期管理和现代化策略提供信息支持。

- 调整监管框架以适应下一代核电厂的运行灵活性，同时保持最高安全标准。研究还应探索储能解决方案，为功率波动提供缓冲并提高核能灵活发电的经济可行性。

- 开发能够进行实时功率调节和预测性电力管理的先进控制系统，尤其能够应对可再生能源并网后的波动。数字化技术集成将是实现快速响应且具有足够韧性的核电厂运行的关键。

总而言之，核电站安全高效、长期灵活的运行，取决于对材料科学、系统建模、数字化创新及监管适应性等领域的持续研究。投资这些领域对于确保核能在低碳、韧性能源未来中的地位至关重要。

3.5.3 长期运行和灵活运行的安全研究主要建议

随着公用事业单位越来越多地计划将其核电厂延期运行并超过原定设计寿命，同时随着能源格局因波动性可再生能源占比不断增长而演变，核能必须进行适应性调整。特别是机组不仅需要运行更长时间，还需要以更大的灵活性来平衡电网供需。这些转变引入了以前分析中尚未完全解决的安全问题，并将持续成为关键的研究领域。

应对这些新兴挑战的关键建议包括：

- 扩大材料获取方面的协作：建议在NEA现有的SMILE联合研究项目基础上，进一步拓展国际合作，以系统性地从全球在运和退役机组中获取老化材料。退役提供了一个独特且有时限的机会，来获取那些已经历数十年实际服役条件的辐照材料。测试这些材料能为老化机制提供关键认知，并为现有和先进反应堆设计的电厂运行、安全性和经济性决策提供证据支持。鉴于材料获取的高成本与物流复杂性，强有力的国际协调至关重要。应在NEA的主导下建立一个专门的合作框架，用以：

- 确定与所获部件和材料（包括辐照混凝土和聚合物电缆绝缘材料）相关的研究重点和机遇；

- 建立一个可用的已获材料和部件的共享材料库；

-
- 规划现有及所需的研究基础设施，以支持材料测试；
 - 组织和资助合作研究计划，以最大化这些工作的科学与安全价值。
 - 建立稳健的与年限相关的劣化模型：建议建立并验证相关模型，以真实地反映部件在延长运行期内可靠性的演变。这些模型应考虑广泛的劣化机制和环境条件，并适用且集成到风险评估工具中。增强对老化现象的理解和预测能力，将减少安全裕量评估中的不确定性，并为监管和运行决策提供更充分依据。
 - 研究核能灵活运行的安全影响：随着核电厂日益需要动态调整输出功率以响应可再生能源发电的波动，研究相关的安全挑战至关重要。研究应侧重于：
 - 能够在可变功率水平和更高燃料条件下保持性能、完整性和安全性的先进燃料和材料；
 - 能够准确预测反应堆在灵活和瞬态运行工况下行为的增强型模拟和仿真工具；
 - 能够在保持安全裕量和系统稳定性的同时，实现实时功率输出调整的先进控制系统。

这些努力将共同助力确保核能在未来的低碳能源体系中，继续扮演可靠、安全且灵活的角色，同时也能延长现有核电机组的安全运行寿命。

3.6 跨领域主题

本节涵盖与广泛核反应堆技术相关的跨领域主题，从在役机组到新兴的先进设计。目标是对不同反应堆类型之间共同挑战、机遇和技术发展的高度理解。本节通过审视这些主题，旨在提供对核能系统安全高效演进关键问题的全面和综合视角。

此外，本节探讨了创新性和潜在颠覆性技术在核能中的作用，这些技术有望改变反应堆的设计、运行和维护方式。尽管在某些情况下这些技术仍不成熟，但其可能会在安全性、性能和成本效益方面带来显著改进，其跨领域相关性值得密切关注。

3.6.1 DSA/PSA和风险分析方法的应用

监管认证和许可流程向更大程度整合概率安全评估（PSA）见解的方向演进，为更好地确定优先次序并关注最重大的安全问题提供了机会。然而，要使PSA有效支持针对先进反应堆设计的风险指引性监管方法，PSA方法、工具和数据必须能够真实地模拟这些系统的独特特征。

一个完全整合的决策过程需要将PSA与确定性安全评估（DSA）有机结合。先进反应堆为此类整合带来了新的挑战，包括对非能动安全特性依赖的增加、使用新型部件（如控制自然循环的流体装置）、代表性可靠性数据的有限可用性，以及数字化仪控系统的关键作用，特别是那些执行关键安全功能或由传统持证操作人员执行任务的自动化系统。

此外，尽管在运行多机组和多模块设施方面已有一些经验，但多模块先进反应堆设计的广泛部署仍需要进一步发展用于多机组配置的PSA方法、工具和支持数据。

关键研究目标包括：

- 为多机组/多模块设施、非能动系统和数字化系统开发PSA方法：随着PSA在核设施的许可、认证、运行和监督检查中持续发挥核心作用，采用模块化配置、非能动系统和固有安全特性的先进反应堆设计将需要新的建模方法。与主要处理能动部件（如泵、阀门）的传统PSA不同，未来的PSA还必须考虑设计选择、工程实践以及非能动和数字化系统的可靠性。特别重要的是需要考虑设计和建造阶段的人因失误，如非能动系统设计缺陷或不完整的数字化仪控系统要求规范，这都可能破坏关键安全功能的可靠性。

- 利用PSA支持设施设计和建造：随着业界为创新设计概念寻求更早的监管介入，可能在设计参数有限或不断演变的情况下开展PSA。确定设计和建造阶段PSA的适当范围和详细程度非常重要，同时要明确考虑因数据不完整或缺乏运行经验而产生的不确定性。需要开展此类PSA以及在不确定性下进行风险指引型决策的指导。此外，应在设计早期阶段明确界定并传达监管期望。支持性监管研究将有助于确保模糊问题得到主动解决，促进高效和有效的监管许可。

• 远程或自主设施维护活动的人因可靠性分析（HRA）：在远程操作、无需持证操作员或缺乏传统主控室的先进设施中，人员参与的性质发生显著变化。虽然运行任务可能实现自动化，但与维护和检修相关的人员操作仍然是必需的，但也容易出现错误。尽管如此，人们对与维护相关的人因失误、其可能性或对整个核电厂风险的影响知之甚少。需要进行研究以收集特定维护活动的HRA数据，并了解它们对先进或自主电厂配置中风险建模的影响。

3.6.2 选址问题

与当前将大型水冷堆设在偏远地区的方法相比，特别是用于供热或具有显著降低事故源项特点的先进反应堆概念，可能允许更灵活的选址方案。较低的潜在放射性后果可能使得在更靠近工业中心甚至人口密集区的地区选址成为可能。然而，这种转变带来了新的安全考虑和潜在风险，需要进行详细评估，以确保充分保护公众健康和安全。

重要的是，虽然系统可靠性的提高增强了整体安全性，但却不一定能降低外部风险，外部风险是系统可靠性和场址特定危害共同作用的结果。许多先进设计设想了被称为“绿区”的部署环境，包括地下、海上或作为浮动或基于驳船的移动装置。这些非传统的选址情景，结合创新的反应堆设计，要求开发针对这些新环境的更新方法和风险评估框架。

除了选址考虑因素外，某些微堆概念引入了独特的运行情景。例如，一些设计可能涉及在工厂装料的模块，这些模块被运送到部署地点，随后再返回中央工厂进行换料或退役。这些方法带来了新的物流和安全挑战，特别是在新燃料和乏燃料的运输方面，必须进行严格分析，为监管决策提供信息并确保安全部署。

此外，如浮动核电站般更复杂的部署模式，带来了独特且重大的选址挑战，包括暴露于海洋危害、极端天气条件下的结构完整性以及应急响应运输。必须通过专门的研究和监管框架来充分理解和应对这些独特的风险状况。

为支持在这些新环境中安全且有的放矢地部署先进反应堆，建议进行一项全面研究。这项研究应识别与创新性选址和运输情景相关的全部风险，明确知识差距，并确定进一步研究和方法开发的优先领域。

3.6.3 非传统用途

人们正在更多地探索核能在工业、交通和储能领域的新应用。这些包括制氢、合成燃料以及化学/聚合物制造、海水淡化、区域供热和热能储存。此类应用有望显著扩大核能在发电以外的作用，有助于难以减排领域的深度脱碳。

这些新兴用途可以通过多种配置实现，要么是对现有核电厂进行改造，要么是作为未来先进反应堆系统的一部分进行专门设计。一些应用可能只是从核能供电的电网采购电力，而其他应用可能涉及与核设施共用厂址和直接集成相关功能，如直接利用反应堆系统的高温蒸汽。在某些情况下，整个核设施可能专门用于特定的非电应用，而在其他情况下，核电厂可能将部分产出供应给这些用途，既可以是稳定的产出，也可以是根据电网需求做出灵活调整的产出。

当此类应用与核电厂物理集成或共用厂址时，可能会引入新的运行接口、工艺复杂性以及潜在的外部危害。这些可能包括化学或工业风险、现场人员增加或应急计划区的改变。因此，开展全面的安全评估和风险评估对于理解和缓解这些集成系统带来的新危害至关重要。

需要彻底的研究和监管指导来支持这些核能新应用的安全部署，特别是热力集成案例，确保核电厂安全论证全面且可靠的同时实现创新的低碳能源解决方案。

3.6.4 应急计划区评估

未来先进反应堆技术的部署可能需要新的应急准备和响应方法。许多SMR和其他先进设计的开发商声称，由于其非能动安全特性、较低的运行功率和显著降低的源项，其技术可能证明比传统核电厂所需的应急计划区小得多。

人们日益认识到，小型模块化反应堆和先进反应堆的应急计划区划定应具有可扩展性并以风险为依据。特定反应堆设计的适当应急计划区应基于对设计特定安全特性、源项特征、风险分析结果和场址特定考虑因素的全面评估来确定。国

家剂量标准、公共政策框架和社会期望等其他因素也可能影响应急计划区的确定，导致相同反应堆设计在不同国家或管辖区的应急计划区大小存在差异。

为支持此类确定，经过验证且稳健的方法对于评估事故源项、大气扩散和放射性剂量预测至关重要。在实验数据和国际基准测试的支持下，先进分析工具的开发和应用将是确保安全并建立监管信心的关键。

即使在应急计划区最终被确定仅限于场址边界或紧邻设施周边的情况下，全面的应急计划仍然是必要的。特别是对于位于小型社区附近或人口中心附近的反应堆，透明和积极的应急准备策略是获得和维持公众信任（通常称为“社会运营许可”）的关键因素。

3.6.5 人机工程学（HTO）和人员可靠性分析（HRA）

即使随着更先进核技术的发展和部署，人的作用在整个核设施生命周期中仍然至关重要。虽然自动化增加以及非能动或固有安全系统的使用可能减少对事故缓解中操作员的依赖，但并不能消除人因错误对安全产生负面影响的潜力。事实上，与人员表现相关的挑战可能前移至设计、工程、建造和维护阶段，在这些阶段的错误动作可能产生长期和系统的影响。

此外，许多非能动安全系统仍需要一定程度的人为干预，如手动启动或诊断行动。在潜在异常不易察觉或发展更缓慢的先进系统中，这些任务可能更加困难，从而增加了操作员延迟反馈或是响应不当的风险。除了直接进行操作外，人的作用还扩展到更高层的监督决策，涉及广泛的利益相关方，包括监管机构、设计方和核电厂管理人员。

为解决这些不断演变的挑战，具体研究目标应包括：

- 整合人因工程与质量保证计划：确保人因工程与从设计到退役所有阶段的质量保证框架相结合。这包括最小化设计和建造过程中人因失误的影响，特别是对于高度依赖非能动特性或在运行前无法完全测试的自动化先进反应堆系统。

- 扩展传统HRA范围：传统的基于可靠性的方法通常仅关注于运行任务，可能不足以充分应对维护、在役检查、现代化活动或软件更新中的人因作用。需要

考虑更广泛的人因行为图谱，包括潜在失误、组织因素以及人员安全问题，如内部威胁、蓄意破坏或疏忽。

- 解决沟通与协调的挑战：借鉴航空航天等高可靠性领域的研究，核研究应调查认知偏差、多样化的团队动态以及跨组织间安全文化的差异性如何影响沟通和协调的。这些问题在跨国项目或在不同监管框架下实施的设计中尤其重要。

- 理解自动化程度提高的影响：随着自动化程度提高，诸如掩盖效应（即系统问题被隐藏）等风险可能会降低操作员对异常工况的警觉性。因此必须优化人机界面设计，确保操作员保持足够的意识，并在必要时能够有效进行干预。该领域的研究应与现有国际倡议保持一致。

- 评估现场人员减少的影响：自主系统和非能动安全特性的部署可能导致现场人员配置减少，但这也引出了关于人员准备、冗余、监督和应急响应能力的新问题。研究应评估人员减少对安全和监管的影响，并制定策略以确保人员配置的稳健性。

3.6.6 火灾风险

新反应堆设计可能引入新的火灾危害，并需要更新的安全考量。例如，某些先进反应堆概念和非电应用（如制氢）可能使用具有独特火灾风险的冷却剂或慢化剂，包括钠或石墨。这些材料具有不同的燃烧行为，需要制定专门消防策略。此外，核电厂与工业能源系统集成也带来了新的潜在火灾引发点和危害传播途径。

火灾仍然是核电厂中高风险事件之一，因为其在工业环境中发生的概率相对较高，且对核安全的潜在后果严重。火灾可能危及关键安全系统、破坏结构屏障并阻碍电厂实现或维持安全停堆的能力。因此，必须加强新反应堆技术的火灾危害分析，并考虑新材料、配置和运行条件。同时包括在新的反应堆运行背景下重新定义什么是安全和稳定的最终状态。

该领域研究的主要目标是准确描述各种火灾场景产生的热工、化学和机械应力，并评估这些应力如何使关键安全系统（包括安全壳和重要设备）的性能降级。

确定了三个优先研究事项：

- 火灾源特性分析：分析简单的火灾源（如后处理设施中的溶剂等液体池、塑料等固体可燃物）和更复杂的火灾荷载（如电缆、机柜、手套箱），以理解热释放率、燃烧动力学和烟气产生特性。

- 密闭和通风不足环境中的燃烧：研究封闭或通风受限场景中的火灾行为，该场景下的火灾动力学与露天火灾显著不同，可能导致压力和温度快速上升或有毒气体积聚。

- 火灾后果评估：评估火灾对安全设备的影响，包括因暴露于高温、烟雾、烟尘和压力瞬变而导致的电子系统故障或性能降级、高效颗粒空气（HEPA）过滤器失效、防火阀和结构屏障损坏等。

为应对这些挑战，必须利用实验平台和先进建模能力。开展以下优先研究：

- 整合火灾风险评估工具：开发涵盖火灾风险评估所有阶段的综合方法，从危害识别和点火分析到后果建模和缓解策略。

- 基于部件的着火模型：建立将部件数量与着火频率相关联的统计模型，认识到较高的部件密度可能稀释每个部件的着火风险，而较低密度的部件可能会提高火灾风险。

- 火灾引发的电厂瞬态分析：研究火灾导致电厂跳闸或引发严重事故序列的场景，包括级联故障和安全系统之间的复杂相互作用。

- 火灾后的人因可靠性：对火灾事件后操纵员失误的可能性进行定量分析，关注环境劣化、压力条件和决策路径受损的情况。

- 评估非能动和能动消防系统：对先进反应堆环境中用于缓解火灾的防火屏障、灭火系统和探测基础设施的性能与可靠性进行风险分析。

- 实验性火灾研究：持续并扩展国际火灾研究计划，如NEA的PRISME和FAIR联合研究项目，这些研究项目将产生经验数据以支持复杂的火灾建模和情景验证。

- 外部火灾风险：评估外部火灾威胁（如野火）的潜在影响，这些威胁可能导致场外电源丧失（LOOP）或发生多机组影响。这包括火灾蔓延建模、对电力基础设施影响评估和相关缓解策略。

- 针对先进反应堆厂址的特定火灾场景开发：识别与特定反应堆设计、材料和工业共用厂址场景相关的独特火灾危害，以制定专门的安全论证和许可策略。

3.6.7 外部事件与气候变化

气候变化对更广泛的电力系统（包括核电厂），构成了独特的风险和挑战。这些风险源于环境变化和系统性不利因素的共同作用，可能影响现有核设施和未来反应堆设计。影响核能的关键气候相关因素包括：

- 空气和水温升高，可能降低冷却效率并限制反应堆发电；
- 海平面上升，通过洪水和盐水入侵威胁沿海核电厂址；
- 极端天气事件（如干旱、洪水、飓风、龙卷风、海啸和雷暴）的变化和频率增加；
- 电网不稳定性加剧，因依赖天气的可再生能源占比增长以及极端天气对输配电基础设施影响的频率增加；

这些与气候相关的不利因素可能影响核电厂的性能、安全裕度和长期可靠性。现有和未来的核设施都必须做出相应调整。

一系列技术、设计和运行措施可以帮助核能系统在面对气候变化时保持韧性：

- 技术升级和改造：在役机组可通过有针对性的工程改造来加强，如升级或改造冷却系统以在更高的环境温度下保持热力性能。设备也可通过设计或改造，以在修订的热力和环境限值内运行，防止阈值超限。
- 增进对气候危害的理解：加强安全系统韧性需要详细理解外部危害、其强度、频率以及气候变化情景下的预测趋势。这包括全面的危害特征描述、不确定性量化和级联影响分析。
- 安全系统脆弱性评估：研究应侧重于评估关键安全系统的脆弱性，即其在极端事件下执行预期安全功能的能力。这包括识别弱点并基于风险重要性确定升级优先级。

- 新反应堆的设计和选址考虑: 先进反应堆项目从一开始就有机会考虑气候韧性。这包括选择拥有水资源的厂址、设计模块化冷却以及整合对气候变化敏感性较低的非能动安全特性。

- 运行调整和机组管理: 管理多个反应堆或多样化发电组合的公用事业单位可通过调整运行策略来减轻气候的影响。如, 在夏季高温期间安排计划内停运, 可以减少单一电厂和整个电网的压力。

虽然电厂层面的调整至关重要, 但对脆弱性和韧性的整体分析必须扩展到更广泛的电力系统。这包括:

- 电网层面的韧性: 确保电网在面对波动的供需模式时的可靠性, 特别是在波动的可再生能源占比不断增加的情况下。

- 环境整合: 考虑当地和区域的水资源可用性和质量, 特别是对于内陆或耗水量大的冷却系统。

核电仍非常适合为气候适应性能源系统做出贡献。凭借稳健的设计特性、长燃料循环周期和基本不受短期天气变化影响的高度可用性, 核能可以增强能源供应安全以及电力基础设施的韧性。然而, 要充分实现这一潜力, 需要持续在研究、适应性设计和系统性规划方面进行投入。

总的来说, 核电作为综合解决方案体系中的重要组成部分, 长期来看仍将是能够有效适应气候变化的技术。然而, 除了电厂层面的适应措施外, 还需要在系统层面(包括电网和环境, 特别是水)对特定技术的脆弱性和韧性进行综合性评估。核电厂凭借其稳健的设计、长换料周期以及高度可用性, 可以显著增强能源供应安全与能源系统的韧性。

3.6.8 人工智能

人工智能(AI)是指能够执行超越预定义场景和结果的任务的机器系统, 其功能可模拟人类感知、认知、规划、学习、沟通乃至实体行动等特性。针对人类设定的特定目标集, AI系统能够生成影响现实或虚拟环境的预测、建议或决策。

AI是全球发展最快的技术领域之一，具有改变包括核能在内的各行业决策过程的巨大潜力。在核领域，AI技术提供了广阔的前景，可以从核设施设计、建造和运行各阶段产生的大量数据中分析并提取可操作的见解。通过利用这些见解，AI可帮助优化电厂性能、改进维护和检查策略，并降低运行风险。

核工业已开始探索在各种情况下使用AI，包括将其整合到系统、结构和部件（SSCs）的设计中。一些开发商正在提出AI驱动的方法，以提高反应堆系统设计的效率和精度。然而，AI在关键安全领域的应用引发了关于其验证、确认和监管可接受性的重要问题。

随着AI日益融入核活动中，监管机构和技术支持机构（TSO）必须发展其评估和监督IA使用的能力。这包括：

- 评估使用AI的设计过程：需要新的方法来评估AI在关键安全部件设计中的使用。监管机构和TSO必须具备审查和验证此类AI辅助过程的能力，以确保其满足安全和可靠性要求。

- 评估AI相关风险：必须制定全面的风险评估框架，以识别和缓解AI在核应用中潜在的安全、安保和道德风险。

- 监测并塑造AI标准：需要开展研究来对现有AI标准进行分类，识别AI在核应用方面特有的差距。这些标准应具有广泛性、可解释性和灵活性，并随着AI技术发展和多样化而进行调整。

为支持AI在核领域的安全有效使用，必须解决若干技术和制度挑战：

- 确保可靠性和稳健性：AI系统必须经过严格测试以证明其可靠性，特别是在因失效可能带来严重安全后果的高风险应用中。

- 管理不确定性和复杂性：AI决策可能是不透明的。推进可解释AI（XAI）对于提高透明度并增强监管机构和运营商对AI输出的信任至关重要。

- 合成数据和模型验证：在某些情况下，AI依赖合成数据进行训练。确保此类数据集在实际核应用中的代表性和可信度以获得可靠性能非常重要。

- 人机协作：将AI有效整合到核设施运营中需要建立强大的人机交互模型，以支持人的监督、决策权限和态势感知能力。

- 制度和障碍：AI的使用可能因过去的系统、劳动力技能缺口及规避风险的安全文化而遭遇阻力。克服这些挑战需要实施战略性变革管理并推动组织学习。

为确保AI安全、可靠且有效地融入核系统，建议采取以下措施：

- 持续监测技术发展：利益相关方应密切关注AI的进展，以预测其对安全、监管和性能的影响。

- 投资劳动力发展：监管机构、TSO和业界要建立AI专业知识，并积极参与AI技术至关重要。

- 积极参与标准化和监管框架制定：核部门应参与塑造AI治理的国际努力，确保未来的框架能够体现核安全与安保的独特需求。

3.6.9 数字化技术与网络安全

未来数年，数字化技术在核电厂中的使用预计将显著增长。现有核设施正在进行现代化改造，以延长其运行期限并提高经济性能。这些现代化的一个关键组成部分是用先进的数字化技术替换传统的模拟系统。与此同时，目前正在开发的许多先进反应堆设计从一开始就集成了数字化系统，包括全数字化主控室、数字孪生技术，以及在有些情况下从中央工厂远程操作多个反应堆的概念。

随着数字化技术以各种形式快速发展，有必要为商品级物项的引入制定高效的监管程序，并为其应用制定安全影响分析方法。建议可以考虑成立一个CSNI工作组，处理数字化技术、网络安全和无线通讯技术在在役机组以及先进设计中的应用，以支持监管决策。

随着数字技术以各种形式快速发展，有必要为商用级设备的引入和适用于其应用的安全影响分析方法准备高效的监管程序。可以考虑设立CSNI工作组，以解决现有核电厂和先进设计中的数字、网络安全和无线通讯技术应用问题，支持监管决策。

随着数字化技术快速且多样地发展，监管框架必须要跟上步伐。迫切需要建立高效且适应性强的监管程序，用于评估和批准商用级数字化设备。这包括开发适合先进数字化应用的安全影响评估方法。一个专门的CSNI工作组可在解决数字系统的安全、网络安全和无线通信问题方面发挥重要作用，并支持基于证据的监管决策，这既适用于在役机组也适用于新兴反应堆设计。

数字化技术远不止数字化仪控系统。它们还嵌入到开关设备、整流器及其相关编程设备等部件中，甚至用于定期维护的测试设备中。鉴于其对电厂运行和安全的广泛影响，本背景下的“数字化系统”一词涵盖所有这些部件和系统。

网络安全功能被整合到数字化安全系统中，以防止未经授权的访问，并保护关键基础设施免受网络攻击。同时，安全功能被嵌入系统以应对可能威胁电厂安全的假设性初始事件。关键在于协调这些网络安全与安全功能，确保其设计和实施方式互不干扰且不影响彼此功能。实现这种平衡将需要严谨的系统工程设计和持续验证。

展望未来，无线通信技术预计将越来越普遍，特别是在SMR和微堆中。这些技术在灵活性、成本效益和安装便捷性方面具有潜在优势，但也带来独特挑战。需要开展研究以确保无线通讯技术在核环境中安全、可靠地应用，特别是在暴露于高温和辐射的主系统内。

数字系统和操作员在监测电厂状态及启动或维持关键安全系统方面发挥互补作用。随着数字化系统变得日益复杂和智能化，人机交互模式将不断演进，为安全管理注入全新动态。这种交互具有持续性，常涉及多平台、多主体间复杂的信息流。此外，随着数字化进程加速，与数字化系统相关的初始事件频率与多样性亦可能随之增加。

为应对这些新挑战，必须开发新型建模与分析技术，以模拟和评估操作人员与数字系统间的复杂交互。这些工具应同时涵盖常规与非常规场景，支持概率论与确定性安全评估，从而准确反映现代核设施的数字化现实。

3.6.10 运行经验数据

PSA模型的发展和日益复杂化对提高整个业界的核安全水平做出了重大贡献。这些模型支持广泛的基于风险的应用，包括许可、运行和监管监督。对于大型水冷堆，当前的PSA模型已经利用数十年的运行经验进行了改进，能够相对准确地估计设备可靠性和系统性能。

然而，新反应堆和先进反应堆的格局带来了新的挑战。这些设计通常包含新的系统、部件和运行环境，超出了当前运行经验的范围。此外，新兴技术（如数字化仪控系统）的集成使数据收集和可靠性估计的复杂性进一步增加。

为满足对运行经验数据的新兴需求并确保针对先进技术PSA的稳健性，未来的研究应侧重于以下几个关键领域：

- 识别可靠性数据需求：明确新型及先进反应堆设计相关的具体数据要求，重点关注具有独特性或历史数据有限的安全关键部件。优先级设定应与追求这些技术的国家战略利益保持一致。

- 加强运行经验数据的国际合作：鼓励核监管机构、TSO和业界利益相关方积极参与NEA数据库项目，如ICDE（国际共因失效数据交流）、FIRE（国际火灾事件经验交流）和CODAP（部件运行经验、退化和老化计划）。业界的参与对于收集和共享相关运行经验十分有价值，并有助于减少PSA建模的不确定性，同时增强监管信心。

- 探索填补数据空白的创新方法：制定和评估填补数据空白的策略，这些策略应符合反应堆设计认证和许可的监管要求。潜在方法包括：

- 利用在役机组的适用数据，以及原型堆和实验堆的经验教训；
- 应用AI和机器学习（ML）来分析大量运行数据并识别可靠性趋势；
- 利用类似部件或系统的替代可靠性数据，包括适当时从核领域外部获取的数据；
- 用替代方法补充经验数据，如建模和模拟、结构化专家判断和概率参数估计；

- 通过建模和仿真、结构化专家判断和概率参数估计等替代方法来补充经验数据;

- 从过去的运行经验中汲取教训，为新反应堆的设计、建造和许可提供信息。

一个全面且适应性强的可靠性数据生成和分析策略对于实现针对下一代核反应堆的准确、风险指引型安全评估至关重要。对这些工作的投入，不仅将提高PSA模型的精度，还将支持及时、有效的许可决策，从而确保公共安全并增强利益相关方信心。

数字系统和操作员在监测电厂状态及启动或维持关键安全系统方面发挥互补作用。随着数字化系统变得日益复杂和智能化，人机交互模式将不断演进，为安全管理注入全新动态。这种交互具有持续性，常涉及多平台、多主体间复杂的信息流。此外，随着数字化进程加速，与数字化系统相关的初始事件频率与多样性亦可能随之增加。

为应对这些新挑战，必须开发新型建模与分析技术，以模拟和评估操作人员与数字系统间的复杂交互。这些工具应同时涵盖常规与非常规场景，支持概率论与确定性安全评估，从而准确反映现代核设施的数字化现实。

3.6.11 先进制造

先进制造技术（AMTs）有望显著影响先进反应堆系统的开发和部署。这些技术能够制造设计更复杂、灵活性更高、开发周期更短的部件，开辟了传统制造技术以前无法实现的可能性。例如，增材制造（AM）能够制造具有复杂几何形状的部件，这些形状使用传统制造方法难以或无法实现。这种能力不仅扩大了工程师的设计空间，还允许生产一次性部件，减少了与“设计-失败-修复”周期相关的时间和成本。

除了制造反应堆部件，先进制造技术还提供了定制材料性能以增强性能的创新途径。诸如增材制造等技术可以生产具有定制微观结构或成分的材料，为显著改善功能提供了潜力，尤其是在恶劣的核环境中。例如，在先进技术燃料方面，增材制造可能成为一种变革性工具，通过在制造过程中精确控制材料特征来实现

性能优化。利用现有制造基础设施进行初步开发，同时结合增材制造来增强特定属性的能力，已被证明在推进燃料技术方面至关重要。

几种预计将用于先进反应堆的先进制造技术，如热等静压、电子束焊接和增材制造，也是最迫切需要合格鉴定路径的技术之一。由于涉及独特的工艺，通过先进制造技术生产的材料通常表现出传统制造材料中未观察到的特性，例如不均匀性或各向异性，这可能会给性能带来不确定性。因此，这些材料可能需要与现有标准分开的专门质量鉴定程序。这种需求凸显了以下方面的重要性：

- 开发针对AMTs特定属性的新鉴定方法；
- 建造专用的测试设施，能够验证增材制造部件在相关运行条件下的性能和可靠性；
- 解决缺乏长期性能数据的现状，特别是在核设施运行中典型的辐照及高温环境下。

此外，AMTs能够在反应堆部件内集成嵌入式传感技术，促进先进的系统监测、实时健康诊断和增强自主运行。这些能力对于支持下一代反应堆设计中的数字化转型和智能化至关重要。

与此同时，非核级材料和增材制造部件的应用也在先进反应堆领域得到探索。尽管这些材料可能具备性能或成本优势，但要使其获得核安全认证并应用于关键安全领域，必须与核监管机构密切协作。必须深入理解这些材料的安全影响、事故工况下的性能表现以及与反应堆其他系统的相互作用。

鉴于增材制造技术（AMT）的变革潜力，监管机构必须做好准备，评估并理解新型制造方法和材料带来的影响。这包括制定基于风险的材料认证和安全评估框架，以反映增材制造技术衍生产品的独特特性（另见第3.2节）。

最终，先进制造技术有望成为下一代核能技术的重要推动力，在降低成本、缩短周期、减少供应链依赖的同时，还能提升安全性、可靠性和性能表现。

3.6.12 数据保存和质量保证框架

CSNI关键数据集保存专家组（SEGPD）的报告为在整个核安全关键技术领域采取更系统、更具战略性的数据保存和质量保证（QA）方法奠定了坚实基础。其核心结论是，数据一旦被生成就必须以确保其可用和可访问的方式进行保存和质量保证。

随着数据驱动方法和机器学习技术在范围和应用方面的不断扩展，确保数据一致性、完整性和有效管理变得越来越重要。这些要素对于开发能够支持下一代核安全分析工具的坚实、可靠的数据生态系统至关重要。满足这些需求需要专门的资源和强有力的合作框架来推进数据保存和质量保证实践。随着数据成为高级分析、监管决策和新兴数据驱动技术发展的核心支柱，积极主动和协调一致的数据管理方法至关重要。

另一个挑战在于大量的历史数据和机构内部知识仍未数字化或难以获取。若无刻意行动，这些信息面临随着时间推移而碎片化或永久丢失的风险。应优先考虑对历史数据和相关技术文件进行保存、数字化和整理，将其转换为易于未来研究者和从业者搜索、共享和使用的结构化格式。

此外，根据项目特定协议和知识产权框架条款，向更广泛的科学和技术界传播数据保存活动的发现和成果是共同的责任。这样做不仅提高了国际合作的价值和透明度，而且还：

- 向资助机构展示了投资回报；
- 促进专业知识的连续性和机构内部记忆；
- 通过促进关键数据资源的获取，鼓励培养新一代核安全专家。

通过加强整个核领域的的数据管理实践，NEA成员国可确保关键技术知识得到长期保存，以支持知情决策、创新和核安全持续卓越。

3.6.13 抗震评价与隔震

在一些国家，抗震评价与隔震研究十分重要，特别是考虑到福岛第一核电站事故凸显的安全挑战。提高核电厂的抗震性能仍然是确保电厂韧性和降低地震及其相关危害风险的优先事项。

尽管观察到的极端地震事件数量有限，且预测模型仍具有显著的不确定性，但在核设施的设计和评估阶段主动预见到此类危害至关重要。将地震风险纳入设计标准是安全保证的基本要素。在此背景下，地震裕度评估（SMA）和地震PSA是评估现有和新建核设施抗震能力的重要工具（IAEA, 2020）。

鉴于这些考虑，迫切的需要研究以支持隔震系统的设计、性能评估和监督。这些系统在减少传递到关键SSCs的地震荷载方面发挥着关键作用，特别是对于那些可能位于地震条件更具挑战性地区的新反应堆设计。

特别是部署在不同地理位置上的先进反应堆，其中一些可能处于地震高发活动区。因此，必须开展：

- 实验研究以验证先进反应堆设计的抗震性能；
- 先进模拟，包括高精度振动和结构响应建模；
- 对老旧核设施抗震充分性的综合评估，特别是在更新的地震危害评估的背景下。

一个特别关注的领域是地震引发的内部火灾和洪水（SIF），这可能导致多个SSCs发生重大共因失效。这些级联事件代表了复杂的、严重后果的情景，必须认真建模并纳入安全评估。

此外，还需要加强地震人因可靠性分析（HRA）的技术基础。这包括开发更精细的HRA方法，这些方法应：

- 在地震背景下应用高效且实用；
- 具备充分的场景特异性方法，能够应对地震诱发事件带来的独特挑战；
- 能够支持在高压、震后条件下对操作员的行为进行概率评估。

总体而言，解决抗震评价、隔震及相关灾害场景的研究需求，对于确保核电站的安全和可靠性至关重要。协调一致的国际合作研究将有助于建立支持监管评估和促进全球涉核国家风险指引决策所需的技术基础。

3.6.14 新颠覆性技术的安全研究主要建议

第3.6.8、3.6.9和3.6.11节中讨论的人工智能、先进制造和数字化技术等新兴技术对核安全与效率具有变革性潜力。然而，要安全实施这些技术，必须要深入了解相关风险，并建立强大的数据生态系统以支持新的分析方法。

建议NEA召集一个专家组，为颠覆性技术（如AI、机器学习、数字孪生、高级分析）和方法（如先进制造、网络安全措施）进行技术定义和安全整合。该专家组将指导涉核国家主动管理潜在的安全影响。

建议利益相关方投资开发高质量、结构化和安全的数据集，这些数据集对于训练和验证AI和机器学习模型至关重要。鉴于核数据的敏感性，必须在所有数据共享计划中嵌入强大的安全性和数据完整性协议。

第四章 结论

监管机构需要基于科学、可靠的证据来确保核设施的安全运行。历史上，这些证据主要通过专门的安全研究获得，通常由政府或业界等利益相关方资助。随着未来几十年全球核电装机容量预计将大幅扩展以满足能源安全和气候目标，必须及早识别和解决安全研究需求，及时获取可信的科学信息对于监管决策至关重要。相反，数据不足可能会延误反应堆部署、阻碍许可审批，同时对现有设施的运行产生负面影响。

技术创新步伐的加快，包括颠覆性技术的涌现，加之国际社会在维持现有在役机组群和部署先进反应堆方面形成的强劲势头，已导致显著的知识缺口。识别这些缺口并制定明确的填补途径，对于确保当前和未来核技术的持续安全运行至关重要。实现这一目标需要政府、业界、科研人员和监管机构之间密切协作，以提升安全研究项目的效率、有效性和应对能力。

核安全研究通常依赖于专门研究设施和基础设施，这些设施数量有限，且单一国家维护或升级成本过高。在这种情况下，监管机构、业界和研究机构之间的国际协调至关重要。虽然各国监管框架可能存在差异，但用于支持风险指引决策的基础数据和分析通常是普遍适用的。建议开展的合作包括：

- 联合研究项目；
- 共享试验设施；
- 开放数据共享并协调工作进度；
- 交流专业知识和监管经验。

为应对当前和未来的安全挑战，必须战略性地维护和扩展合作研究框架，将研究群体与共享实验平台、仿真工具和建模能力联系起来。严密且强有力的国际合作能显著提升研究效率，并在以下三个关键领域助力应对核安全挑战：

- 支持创新反应堆设计安全论证,尤其是针对新的或安全重要性高的场景相关设计;

- 为现有核电厂的长期运行和现代化改造提供可靠的技术依据;

- 维持长期安全研究能力,以解决新兴问题并保障未来核电机组的安全运行。

此外,将安全研究工作与NEA的其他工作计划及国际技术路线图对齐,可以提升全球研究投资的整体影响力和效率。这种协同性使业界能够利用和互补相关专业知识和基础设施,这在技术发展速度超过现有安全研究与监管框架能力时尤为重要。

NEA在促进这种协作方面拥有独特优势,应鼓励政府、监管机构、业界和研究机构等所有利益相关方为全球协作的研究战略做出贡献并从中受益。作为对本报告发现和建设的回应,可以制定更详细的合作研究路线图,以支持全球核能的持续安全与创新。

参考文献

- Aksan, N., F. D’Auria and H. Glaeser (2018), “Thermal-hydraulic phenomena for water cooled nuclear reactors”, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 330, pp. 166-186, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.01.035>.
- Bajorek, S.M. (2019), “The US Nuclear Regulatory Commission Approach to Modelling and Simulation of Advanced non-LWRs,” *Proceedings of NURETH 18*, Portland, Oregon, 18-22 August, pp. 738-755.
- Bandini, G. and S. Ederli, S. Perez-Martin, M. Haselbauer, W. Pfrang, L.E. Herranz, C. Berna, V. Matuzas, A. Flores, N. Girault, L. Laborde (2018), “ASTEC-Na code: Thermal-hydraulic model validation and benchmarking with other codes”, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 119, pp. 427-439, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2017.12.016>.
- Bestion, D. (2024), “The structure of system thermal-hydraulic code for nuclear reactor applications”, Editor(s): F. D’Auria, Y. A. Hassan, in Woodhead Publishing Series in Energy, *Handbook on Thermal Hydraulics in Water-Cooled Nuclear Reactors (Second Edition)*, Woodhead Publishing, pp. 71-249, <https://doi.org/10.1016/B978-0-323-85610-2.00019-3>.
- Brumm, S. and F. Gabrielli, V. Sanchez-Espinoza, A. Stakhanova, M. Nudi, P. Groudev, P. Ou, L.E. Herranz (2023), “Uncertainty quantification for severe-accident reactor modelling: Set-up and first results of the Horizon-2020 project MUSA”, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 191, 109919, ISSN 0306-4549, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.109919>.
- Cibula, M., M. Pellegrini, M. Mizokami and S. Mizokami (2024), “Evaluation of Fukushima Daiichi Unit 1 Ex-Vessel Phenomenon Leveraging on Primary Containment Vessel Robotic Inspections”, *Nuclear Technology*, 211(3), 513-530, <https://doi.org/10.1080/00295450.2024.2339578>.
- DOE (2022), *Advanced Materials and Manufacturing Technologies 2022 Roadmap*, www.energy.gov/ne/articles/advanced-materials-and-manufacturing-technologies-2022-roadmap.
- DOE (n.d.), H2@Scale, website of the US Department of Energy, www.energy.gov/eere/fuelcells/h2scale (accessed 3 September 2025).
- Herranz, L.E. and M. Garcia, L. Lebel, F. Mascari, C. Spengler (2017), “In-containment source term predictability of ASTEC-Na: Major insights from data-predictions benchmarking”, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 320, pp. 269-281, ISSN 0029-5493, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.06.010>.
- Idaho National Laboratory (n.d.), “Light Water Reactor Sustainability (LWRS) Program – Materials Research”, <https://lwrs.inl.gov/materials-research>.
- IAEA (2025), “Analysis and Modelling of Severe Accidents for Liquid Metal Fast Reactors”, IAEA-TECDOC-2079, International Atomic Energy Agency, Vienna, www.iaea.org/publications/15832.
- IAEA (2024), “Advances in Severe Accident Simulation and Modelling for Pressurized Heavy Water Reactors”, IAEA-TECDOC-2077, International Atomic Energy Agency, Vienna, www.iaea.org/publications/15722.
- IAEA (2023), “Advancing the State of the Practice in Uncertainty and Sensitivity Methodologies for Severe Accident Analysis in Water Cooled Reactors of PWR and SMR Types”, IAEA-TECDOC-2031, International Atomic Energy Agency, Vienna, www.iaea.org/publications/15721.
- IAEA (2022), “Aging Management and Long-Term Operation of Nuclear Power Plants: Data Management, Scope Setting, Plant Programmes and Documentation”, IAEA Safety Report Series No. 106, International Atomic Energy Agency, Vienna, www.iaea.org/publications/14693.
- IAEA (2021), “International Status and Prospects for Nuclear Power 2021”, GOV/INF/2021/32-GC(65)/INF, International Atomic Energy Agency, Vienna, www.iaea.org/sites/default/files/gc/gc65-inf6.pdf.
- IAEA (2020), “Probabilistic Safety Assessment for Seismic Events”, IAEA-TECDOC-1937, International Atomic Energy Agency, Vienna, www.iaea.org/publications/14744.

- IAEA (2019), “Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants”, IAEA Safety Standards Series No. SSG-54, Specific Safety Guides, International Atomic Energy Agency, Vienna, www.iaea.org/publications/12378.
- IAEA (2018), “IAEA SMR Regulators’ Forum Pilot Project Report: Report from Working Group on Emergency Planning Zone”, International Atomic Energy Agency, Vienna, www.iaea.org/sites/default/files/18/01/smr-rf-report-150118.pdf.
- IAEA (1999), “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1”, International Nuclear Safety Advisory Group, INSAG Series No. 12, International Atomic Energy Agency, Vienna, www.iaea.org/publications/5811.
- Jacquemain, D. (Ed.) (2015), *Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents: Current State of Knowledge*, Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, EDP Science, www.edp-open.org/images/stories/books/fullidl/Nuclear_Power_Reactor_Core_Melt_Accidents.pdf.
- Kloosterman, J.L. (2024), “Severe accident modelling and safety assessment for fluid-fuel energy reactors”, Editor(s): T. J. Dolan, I. Pázsit, A. Rykhlevskii, R. Yoshioka, In Woodhead Publishing Series in Energy, *Molten Salt Reactors and Thorium Energy (Second Edition)*, Woodhead Publishing, pp. 847-856, <https://doi.org/10.1016/B978-0-323-99355-5.00021-5>.
- Lee, Y. and S.H. Song, J.Y. Bae, K. Song, M. Ro Seo, S.J. Kim, J. Ik Lee (2024), “Surrogate model for predicting severe accident progression in nuclear power plant using deep learning methods and Rolling-Window forecast”, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 208, 110816, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110816>.
- Maccari, P. and G. Agnello, F. Mascari, S. Ederli (2023), “Analysis of BDBA sequences in a generic IRIS reactor using ASTEC code”, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 182, 109611, ISSN 0306-4549, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109611>.
- Mascari, F. and F. De Rosa, B. G. Woods, K. Welter, G. Vella, F. D’Auria (2016), “International Agreement Report – Analysis of the OSU-MASLWR 001 and 002 Tests by Using the TRACE Code”, NUREG/IA-0466, US Nuclear Regulatory Commission, www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/agreement/ia0466/index.html.
- NEA (forthcoming), “Report of the CSNI Senior Expert Group on Preservation of Key Experimental Data Sets (SEGPS)”, OECD Publishing, Paris.
- NEA (2025a), “Nuclear Safety Research Joint Projects”, www.oecd-nea.org/jcms/pl_72332.
- NEA (2025b), “Committee on the Safety of Nuclear Installations”, www.oecd-nea.org/CSNI.
- NEA (2025c), “Halden Human Technology Organisation (HTO) Project”, www.oecd-nea.org/HTO.
- NEA (2025d), “Second Framework for Irradiation Experiments (FIDES-II)”, www.oecd-nea.org/fides-ii.
- NEA (2024a), “Summary and Main Outcomes of the NEA Nuclear Safety Research Joint Projects Week: Success Stories and Opportunities for Future Developments”, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_90890.
- NEA (2024b), *State-of-the-Art Report on Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Conditions*, OECD Publishing, Paris. www.oecd-nea.org/jcms/pl_96189.
- NEA (2024c), “Status Report on Fuel Safety Implications of Extended Enrichment and High Reactivity/High Suppression Core Designs”, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_94839.
- NEA (2024d), “Status Report on Reliability of Thermal-Hydraulic Passive Systems”, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_97015.
- NEA (2024e), “Status on Simulation Capability of 3D System-Scale Thermal-Hydraulic (T/H) Analysis Codes”, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_93298.
- NEA (2024f), “CSNI Technical Opinion Paper N°20, Use of Computer Fluid Dynamics for Nuclear Safety”, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_91175.
- NEA (2023a), “Countries Launch Joint Declaration to Triple Nuclear Energy Capacity by 2050 at COP28”, www.oecd-nea.org/jcms/pl_88702.
- NEA (2023b), “Use of NEA Database Projects Operating Experience Data for Probabilistic Safety Assessment”, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_88697.
- NEA (2023c), “SAPIUM: Development of a Systematic Approach for Input Uncertainty quantification of the physical Models in thermal-hydraulic codes, Good Practices Guidance Report”, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_82225.

- NEA (2022a), *State-of-the-art Report on Nuclear Fuel Behaviour Under Reactivity-initiated Accident Conditions*, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_74371.
- NEA (2022b), *CSNI Technical Opinion Paper No. 19: Applicability of Nuclear Fuel Safety Criteria to Accident-Tolerant Fuel Designs*, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_71304.
- NEA (2022c), “Requirements for CFD-Grade Experiments for Nuclear Reactor Thermal Hydraulics”, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_65844.
- NEA (2022d), *Consensus Position on the Impact of Cyber Security Features on Digital Instrumentation and Control Systems Important to Safety at Nuclear Power Plants [CP-08]*, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_75241.
- NEA (2021a), *Nuclear Safety Research Support Facilities for Existing and Advanced Reactors: 2021 Update*, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_60542.
- NEA (2021b), *Climate Change: Assessment of the Vulnerability of Nuclear Power Plants and Approaches for their Adaptation*, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_61802.
- NEA (2021c), *CSNI Technical Opinion Paper – No. 18, Seismic Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Facilities*, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_60760.
- NEA (2020), “Advanced Structural Materials for Generation IV Systems”, Annex 6: Nuclear Innovation 2050, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_30397.
- NEA (2018), *State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels*, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_15020.
- NEA (2014), “Use of OECD Data Project Products in Probabilistic Safety Assessment”, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_19411.
- NEA (2013), “Status Report on Structural Materials for Advanced Nuclear Systems”, OECD Publishing, Paris, www.oecd-nea.org/jcms/pl_14438.
- Poubeau, S. et al. (2024), “Horizon Euratom ASSAS Project: Can Machine-Learning Make Fast and Accurate Severe Accident Simulators a Reality?”, *Proceedings of ERMSAR2024*, KTH, Stockholm, Sweden, 13-16 May 2024.
- Pshenichnikov, A.P (2025), “A new perspective into molten corium concrete interaction for interpreting Fukushima Dai-Ichi terrace-shaped debris”, *Scientific Reports* No. 15, 23513, <https://doi.org/10.1038/s41598-025-09107-7>.
- Robertson, R.C. (1965), “MSRE Design Description and Operations Report, Part I, Description of Reactor Design”, ORNL-TM-728.
- Sandia National Laboratories (2020), “SNL, US NRC, CNL, CNSC, & AECL Meeting Severe Accident Research and SMRs”, www.osti.gov/servlets/purl/1769572.
- Sumner, T. and T.Y.C. Wei (2012), “Benchmark Specifications and Data Requirements for EBR-II Shutdown Heat Removal Tests SHRT-17 and SHRT-45R”, ANL-ARC-226 (Rev 1) (2012).
- Seghal, B.R. (Ed.) (2012), *Nuclear Safety in Light Water Reactors, Severe Accident Phenomenology*, Academic Press, Elsevier Inc., <https://doi.org/10.1016/C2010-0-67817-5>.
- US Nuclear Regulatory Commission (2021), “Phenomena Identification Ranking Tables for Accident Tolerant Fuel Designs Applicable to Severe Accident Conditions”, NUREG/CR-7283, ERI/NRC 21-204, ML21210A331, www.nrc.gov/docs/ML2121/ML21210A331.pdf.
- Wagner, K.C. and B.A. Beeny, D.L. Luxat, F. Gelbard, D.L. Louie, L.I. Albright, L.L. Humphries (2023), “MELCOR integrated severe accident code application to safety assessment of high-temperature gas-cooled reactors”, *Nuclear Engineering and Design*, Volume 402, 112083, ISSN 0029-5493, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2022.112083>.
- Zhang, J. and Y. Hassan (2022), “Envisaged future for nuclear thermal-hydraulics”, *Nuclear Engineering and Design*, Volume 400, 112060, ISSN 0029-5493, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2022.112060>.
- Zhang, J. and P. Xu, M. Sevecek, K.S. Sim, A. Khaperskaia (2024), “Contribution of IAEA co-ordinated research projects to light water reactors advanced technology fuel testing and simulation”, *Nuclear Engineering and Design*, Volume 418, 112910, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.112910>.

核能署出版物和信息

完整出版物目录可在NEA官网 www.oecd-nea.org/pub 查阅。

除NEA的基本信息及其工作计划外，官网还提供数百份技术类及政策导向型报告供免费下载。

NEA每月向订阅用户免费发送电子简报，提供最新研究成果、活动动态及出版物信息。可通过以下链接注册订阅 <https://oe.cd/nea-sub>。

核反应堆安全研究战略路线图

预测显示，随着多国推进核能供应与应用拓展计划，未来数年核能产能将显著提升。因此，在及时部署小堆等新型设计的同时，确保在役机组安全高效、稳定可靠地运行已迫在眉睫。

本报告提出国际核反应堆安全研究的战略路线图，旨在协助各国政府、监管机构、业界及科研机构应对新兴安全挑战。报告指出，随着关键研究设施的关闭，研究需求与现有设施之间的差距日益扩大，并呼吁加强国际合作以维持专业能力并加速研究进展。

该路线图明确了燃料与包壳材料、先进材料、热工水力、严重事故、长期运行以及先进制造和人工智能等颠覆性技术领域的高优先级事项。为协调研究、资金投入和利益相关方参与提供了切实可行的建议，以确保核安全与创新同步发展。通过将安全研究与全球核能部署目标相结合，该路线图旨在支持构建安全、灵活且可持续的核能未来。