



Research
Nuclear Power—Review

行波堆：设计与开发

John Gilleland*, Robert Petroski, Kevan Weaver

TerraPower LLC, Bellevue, WA 98005, USA

ARTICLE INFO

Article history:

Received 6 November 2015

Revised 22 February 2016

Accepted 24 February 2016

Available online 31 March 2016

关键词

核能
发电
先进反应堆
行波堆
可持续性

摘要

行波堆为一次通过式燃料循环反应堆，其利用堆芯自增殖大大降低了对浓缩和后处理的需求。自增殖将次临界换料燃料转化为新的临界燃料，从而使增殖燃烧波得以扩散。该理念建立在增殖燃烧波和燃料的相对移动的基础上。因此，燃料或增殖燃烧波相对于固定的观察器而言是移动的。行波堆最实用的体现就是能够在将核反应保持在同一位置的同时移动燃料——有时行波堆也被称为“驻波堆”。行波堆能够使用换料铀燃料运行，换料铀燃料包括完全贫化铀、天然铀和低浓缩铀燃料（即²³⁵U含量为5.5%或更低的燃料），这些燃料通常在快谱中达不到临界状态。轻水反应堆卸出的乏燃料也可以作为行波堆的换料燃料。上述情况均无需后处理即可实现极高的燃料利用率和燃料废物量的显著降低。当换料燃料为贫化铀时，行波堆的最大优势得以实现，即在启动后，无需浓缩设施，就可维持最先启动的反应堆和一连串后续的反应堆的运行。自2006年起，泰拉能源公司(TerraPower)与50多个机构高度协作，开展了概念设计、工程设计和相关技术开发活动，力争到2026年实现将第一个机组投入使用。本文总结了行波堆技术，包括它的发展计划及其进展，分析了行波堆的社会和经济效益。

© 2016 THE AUTHORS. Published by Elsevier LTD on behalf of Chinese Academy of Engineering and Higher Education Press Limited Company. This is an open access article under the CC BY-NC-ND license (<http://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/>).

1. 引言

泰拉能源公司(TerraPower)及其在核领域的创新起源于比尔·盖茨、内森·梅尔沃德、罗威尔·伍德和众多专家于2006年在华盛顿州贝尔维尤市举行的集体讨论会上的决议。讨论的中心是如何为地球上的所有居民提供可持续的、可扩展的低碳能源。会议讨论涉及了所有的能源生产形式，包括各种太阳能和风能。尽管上述能源类型和其他能源技术被认为是很重要的，但是显然，在任何时间尺度上，核能都是唯一所知的、能在以环境可接受的方式提供基本负荷电力方面起到必要的中心作用的能源技术。

讨论会还得出结论，通过严格应用21世纪的技术、数据和建模能力，核能发电技术能够得到显著的改进。对核电的独特潜力及其技术有待提高的认识与全球环境现代主义团体最近发表的结论是一致的[†]。

有一个小团体于2007年年初开始组织活动，并最终发展成为泰拉能源公司。该团体的目标是在核企业尽可能多的领域进行改进，包括安全、废物、效率、经济性、反武器扩散、恐怖袭击风险降低和整体社会的可接受性等。该团体考虑了多种反应堆，包括现有的反应堆和新的反应堆的概念。随着评估的进行，当时由罗威尔·伍德提倡的行波堆的概念能够推动上述领域的改进的想法日趋明显。

* Corresponding author.

E-mail address: johnng@terrapower.com

[†] 参考文献 [1] 中给出了一些公认的行业内专家对环境与能源关系的共识。

在最早的行波堆中，增殖转而燃烧可裂变材料的波在贫化铀或天然铀的圆柱介质中传播。在2007年，人们考察了数十种燃料和冷却剂，以使行波堆的理念进一步实用化。

研究人员发现一种利用了金属铀燃料的钠冷却反应堆最有前景。此组合提供了支撑堆芯能量密度所需的导热系数和冷却效率，同时能够维持现实的燃料和结构设计。另外，为了使燃料倒换和冷却系统简化可行，需要在堆芯内移动燃料，而不是让增殖/燃烧波在堆芯内传播。

行波堆独特的优点已被广泛地研究和量化。行波堆使用贫化铀和天然铀作为换料燃料，这样就使美国和中国国内储备的使用时间可以延长数百年。该目的无需事前开发、投资和建造后处理设施即可实现。在使用低浓缩的堆芯启动第一个反应堆后，无数的后续行波堆可以持续运行数百年并且无需任何²³⁵U浓缩启动燃料。第6节概括了这种极其高效的、简单的、一次通过式燃料循环的基础设施的经济优势，并显示在未来的75年里，大规模使用行波堆有可能累计节省数万亿美元。

对于行波堆理念的发展而言，安全性无疑是最重要的因素。这种高温低压的系统利用了金属燃料和冷却剂的优势，其固有的安全特性远超现有的反应堆。

对于单位发电量来说，行波堆产生的核废料比轻水堆少将近80%。这与美国和其他国家和地区目前正在开发测试的深钻孔核废料处置方法非常一致。

由于对浓缩设施需求的减少，除十多年一次的停机换料外，燃料长期被隔离在核岛中，并且避免了使用后处理设施，武器扩散风险也随之降低。

行波堆所有上述特征和对基础设施要求的减少使其全球推广使用变得简单。一个购买行波堆的国家不需要开发复杂庞大的配套设施网络就可以保证行波堆的持续性。预计国际原子能机构对新核成员国的资格预审程序将会大幅度简化。

行波堆的开发项目已经实施将近九年了。数亿美元已被投资在目标明确且紧密协作的设计和开发活动上。行波堆的商业化包括三个主要内容：第一个行波堆的设计和建设，为行波堆燃料、组件和系统全面商业化的资格服务[2]；商用行波堆设计和建设；综合且重点突出的技术开发项目在合理和可获许可的基础上为这些目标的达成提供支持。

由于上述共同利益需求，中国政府和美国政府许可了关于行波堆的技术交流。在过去的几年里，中美成功地开展了深入的联合审查，目前正在探讨共同开发。

2. 反应堆和电厂设计

行波堆为大型钠冷快堆，其设计意图旨在为人口中心地区提供大量的基础负荷电能。基于美国和国际在钠冷快堆方面的成功经验，通过重大创新建立的行波堆能够实现清洁、安全和经济的运行并且无需燃料的后处理。

2.1. 反应堆和电厂参数

行波堆使用常规的钠反应堆架构，由一个钠主冷却剂回路、一个钠中间冷却剂回路和一个蒸汽动力转换循环系统组成。行波堆堆芯产生的裂变能序列通过主回路和中间回路传送到蒸汽发生器，蒸汽发生器产生过热蒸汽。该蒸汽可被用来驱动一台蒸汽涡轮发电机发电。低温的热量通过一套水冷却真空冷凝器排掉。

中间回路在主冷却剂回路和高压蒸汽循环系统之间起到屏障的作用。因此，即使任何组件出现泄漏或者破裂，也可确保堆芯的完整性和钠主冷却剂回路的边界。行波堆主要组件和安全壳如图1所示。

行波堆使用水池式配置，在此配置中，主系统组件（堆芯、中间热交换器和泵）均在反应堆容器内部的一个大的常压钠池中。反应堆容器被一个单独的保护容器包围着。因此，即使反应堆容器发生泄漏，钠水平也能保持平稳。这种布局被广泛用于反应堆中，包括美国的第二代实验增殖反应堆(EBR-II)、法国的凤凰和超凤凰堆、俄罗斯的BN-600和BN-800、中国的实验快堆(CEFR)和印度的原型快中子增殖反应堆(PFBR)。使用一个钠池具有减少必要管道和空间的优势，能够提供较大的热惯量，大大降低了冷却剂泄露的可能性并避免了相应的后果。

商用行波堆的设计净额定电功率范围是600 MW到

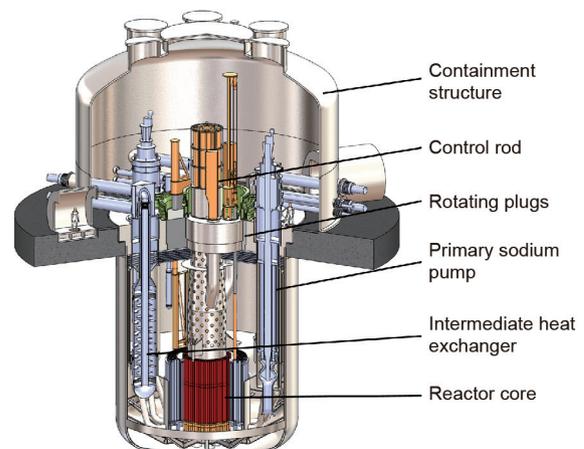


图1. 行波堆安全壳内组件图示。

1200 MW。这个范围的功率水平允许从最初600 MW电功率的原型电厂向更大的具备规模经济效益的机组逐渐进化。堆芯进口温度和出口温度分别是360 °C和510 °C，对应的电厂净效率大约为41%，与现在的商用轻水堆约33%的典型效率相比，是巨大的进步。

行波堆电厂的设计考虑了建设、维护和运行，目的是最小化成本和最大化可用性。电厂设计团队由经验丰富的建筑工程师、设计师和有钠冷快堆运行经验的运行人员组成，通过汲取人类工业发展经验采用最好的方法。作为美国机械工程师协会(ASME)核能质量保证-1(NQA-1)遵从计划的一部分，流程的开发包括软件控制、测试、设计、采购和部分制造活动。通过使用分级法，泰拉能源公司在设计工作上取得了显著进展，同时也保持着适当的设计控制。

行波堆整体堆芯布局是典型的钠冷快堆式，由绕丝圆柱型燃料棒的六角形组件和外面围绕的钢制套管组成。堆芯的控制通过插入堆芯的控制棒完成，并通过后备的安全棒确保反应堆的独立停堆。一些创新被应用在燃料棒、燃料组件和安全系统中以实现最佳的安全性和最优的燃料利用率。

2.2. 堆芯技术

经典的钠冷快堆设计都需要相对高浓缩的换料燃料(浓缩度大于20%的超铀元素或者²³⁵U)来达到临界状态，并且具有相对低的卸料燃料(典型来说，消耗小于初始裂变原子数目的50%)。这导致一次通过式燃料利用率很低。因此，为了再利用燃料，需要在一次燃料循环后进行燃料后处理。钠冷快堆的一次通过式燃料利用率取决于两个方面：第一，燃料的性能，即燃料在高辐照量下能够无故障运行的能力；第二，反应活性，即燃料燃烧并积累裂变产物时能够维持连锁反应的能力。

行波堆堆芯设计既提高了燃料的性能，又提高了燃料的反应活性，可以使换料燃料浓缩度降低为零：裂变物质近零的贫化铀。关键新技术包括：

- 一种优化的燃料包壳材料；
- 一种含铀量高的金属燃料合金；
- 一种高燃耗、低变形的燃料棒设计；
- 一种先进的、低变形的组件套管；
- 一种极低泄漏堆芯和燃料管理方案；
- 提高堆芯内在固有的响应。

这些技术的组合赋予行波堆独特的能力，使其能够直接燃烧堆芯增殖的裂变燃料，因此无需单独的后处

理设施，即可利用非浓缩铀发电。行波堆相应的一次通过式燃料利用率为每吨非浓缩燃料170 GW热力-天(70 GW电力-天)。与轻水堆相比，这相当于燃料废物减少了80%，在平衡状态下铀的利用率提高了35倍。

行波堆使用的燃料包壳材料是具有优化微结构的铁素体-马氏体钢，能够抵抗辐照引起的膨胀。行波堆的燃料材料结合了反应活性最大的高铀合金和异向性成长最小的微结构，可以通过高生产率的制造过程生产。

行波堆燃料棒吸收了一些新功能以在允许高燃耗的同时使寄生性中子损失最小化。首先，利用低有效密度(燃料面积与总可使用面积的比)来最小化包壳上的应力，实现包壳厚度的降低。当包壳位于堆芯内时，利用包壳内的一个屏障来防止燃料包壳化学相互作用破坏包壳。使用铯吸气剂和裂变气体排气系统来降低燃料棒内的压力和堆芯内的移动放射量。

行波堆燃料组件使用全新的燃料套管结构和先进的钢材，这些特征减少了燃料套管材料的用量，并且提高了反应活性。为了进一步提高反应活性，行波堆使用相对大的、低泄漏的堆芯，该堆芯带有几排外围低功耗组件装配位置，可以供装入的新换料燃料进行燃料增殖。

设计人员采取两项措施来减少堆芯中钠的数量：使用机械粘合燃料而不是钠粘合燃料，使用紧凑的反应堆燃料棒栅格。钠的减少既提高了反应活性，又提高了堆芯的安全性能。此内容将在第4.1节中进行进一步的讨论。

3. 设计和建模工具开发

因为行波堆具有较高的中子通量，其性能对堆芯内燃料、结构体和冷却剂的相对含量特别敏感。因此，行波堆设计特别受益于高保真分析工具，这些工具可以实现更程度的设计优化。这些设计工具基于自早期钠冷快堆设计以来计算能力和试验数据的进步。分析能力的提高不仅能够产生更好的设计，而且通过在试验测试前先在计算机中进行概念设计可以允许设计迭代更快。

行波堆设计在以下领域中利用了计算工具的进步：

- 中子学和贫化；
- 热工水力学；
- 燃料性能；
- 力学和地震分析；
- 安全和瞬态分析；
- 数据管理、自动化和优化。

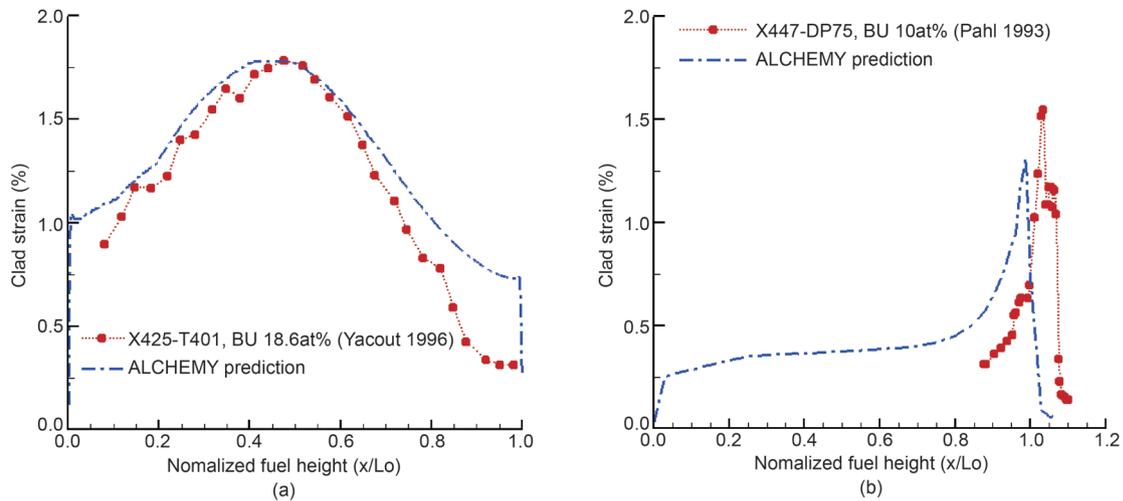


图2. ALCHEMY程序[†][9,10]示例基准结果。(a)对高燃耗燃料的预测；(b)对高温燃料的预测。

中子学分析利用了功能齐全的三维扩散程序和蒙特卡洛程序，能够生成均质化、细节化的模型，同时利用中子核截面在线多普勒展宽和可移动网格来记录温度和几何结构变化。结果与临界试验和以往的钠冷快堆做了基准对比，包括美国的“ZPPR”、俄罗斯的“BFS”测试和美国的快中子高通量试验装置(FFTF)堆测试。

在热工水力学中，燃料棒束分析利用了升级版子通道程序，升级版采用了近期的压降和热传递的试验关联性[3,4]，并且与加热燃料束钠流量试验进行了基准对比，如文献[5]中所描述的试验。商用计算流体动力学程序被用来描述复杂流动几何体的液体特性，如堆芯冷却剂入口和上部内侧结构。

燃料性能分析使用专用的有限元程序ALCHEMY [6]进行，该程序根据八个不同机制计算燃料棒变形，已经成功与美国快堆项目的燃料性能数据库进行了基准对比。在该项目中，超过219 000个金属燃料棒接受了辐照(图2)。组件燃料套管变形、组件的插拔力和堆芯震动响应的力学分析通过商用有限元程序进行。组件的热弯曲使用OXBOW程序来计算，这是一个现代的、基于有限元的、类似NUBOW [7]的堆芯力学程序版本。

瞬态分析用来描述不同条件下电厂的安全特性，分析使用的程序结合了SASSYS(阿贡国家实验室系统程序)和RELAP-5 3D(一种由轻水堆程序改写的用于钠冷快堆的行业系统程序)。这些程序已经成功地同EBR-II和FFTF钠冷快堆的数据进行了基准对比[8]。

这些建模工具通过一个名为高级反应堆建模界面(ARMI)的数据管理框架联系起来[11,12]。ARMI生成

一个反应堆堆芯模型，该模型可以用来进行不同程序间的多方联接。例如，燃料性能效果(裂变气体迁移、燃料轴向膨胀)可以纳入中子学模型中。再例如，热工水力学结果可用于计算组件弯曲度，而组件弯曲度又可以用于中子学模型来计算一个反应活性反馈曲线，该曲线可以输入到系统分析程序中。所有这些功能都是自动的，这大大提高了行波堆设计的效率。通过使用精密的建模，设计的效率进一步得到了提高。这样一来就可以提前预测复杂分析的结果。

这些建模工具由一个软件管理计划控制，该计划对这些建模工具开发、配置控制和检验与确认做出了要求。该计划执行NQA-1标准的要求，帮助确保相关软件能为核反应堆取得许可提供支持。

4. 安全特征

行波堆从设计上就要求具有极高的安全度，并且要求其安全度超过现有的众多轻水堆的安全度。安全运行和事故响应通过数个保护层的结合得以实现：

- 保证反应堆停堆的系统，包括控制系统、固有反应活性反馈和非能动停堆系统；
- 多个散热通道，这些通道依靠低压冷却剂的自然循环将余热排到空气中；
- 多个屏障防止堆芯的放射性物质接触环境。

上述的每一个特征都被设计成固有的自主运行，不需要外在动力或者操作。这些特征和它们的益处将在以下各节中进行描述。

[†] ALCHEMY 结果与最终 (较高的) 燃料高度有关，然而数据与原来的燃料高度有关。

4.1. 保证停堆

在事故中，全功率正常排热途径也许不能用。因此，为了只需从堆芯中排出少量的余热，停堆是非常重要的。

行波堆使用一个反应活性控制系统和一个通过将中子吸收剂插入到堆芯来关闭反应堆的备用停堆系统。与现存的反应堆类似，这些系统能自动运行。例如，当温度或者功率超过一定水平时，这两个系统就会启动，并且它们很可靠。

除了这两个系统，当事故发生时，行波堆还可通过其他方法停堆。其中一个方法就是堆芯的自然反应活性反馈。行波堆与其他的大型钠冷快堆一样，具有一个反应活性的正冷却剂温度系数：仅提高冷却剂温度就能增加裂变率。然而，其他反馈来源，包括燃料温度反馈、燃料轴向膨胀和组件径向弯曲，会在相反的方向上起作用，导致净反馈为负，因此堆芯趋向自主稳定。

此外，由于金属燃料的运行温度较低，行波堆能够承受无保护失热阱事故。这是超过设计基准的事故。当这种事故发生时，反应堆的正常排热能力丧失，反应堆既无法通过控制棒停止也无法通过停堆棒停止。在此情形下，行波堆堆芯将会自我稳定在近零功率水平，温度保持在稍高于平均温度的水平。

无保护冷却剂流量丧失是另外一个极不可能发生的事件，即所有冷却剂泵都失效，控制棒和停堆棒全部不能插入。这时，自然反馈机制不能通过快速降低堆芯功率来抵消冷却剂流量突然丧失的影响。在此场景下，可通过利用一个对冷却剂流量丧失被动响应的系统来迅速停止堆芯。这个方法与气体膨胀模块方法相似。气体膨胀模块方法在FFTF中被证实可以成功解决相同类型的事件[13]。

4.2. 余热排出

行波堆与轻水堆相比具有更高安全性的首要原因是停堆后从堆芯排除余热更简单，这可以防止堆芯被破坏的情况发生。这是因为行波堆用一个大的低压钠冷却剂池替代了压力水。低压、距冷却剂沸腾的大裕量和采用位于地下的反应堆容器有效地消除了冷却剂丧失事故的潜在可能。冷却剂池的大热惯性意味着在瞬态过程中温度是逐渐发生变化的，并且钠的较高的温度和更好的传热性能意味着利用简单的自然循环系统就可以将所有余热排到空气中。

除了通过主要冷凝器的正常排热，还可通过两套辅助系统排除余热。第一套系统就是一个高压冷凝器

系统，该系统可以从蒸汽循环中将热排到空气中，其通过通常的中间热交换器和蒸汽发生器从反应堆中排热。第二套系统是四个独立的直接反应堆辅助冷却系统(DRACS)的组合。每一个DRACS包括一个简单的自然循环冷却回路，一个从主冷却剂中排热的热交换器和另外一个将热排到空气中的热交换器。四个DRACS中的任何两个就足够排出所有余热，这使其成为极为可靠的、完全独立的排热途径。因为热被排到空气这个无限有效的散热器中，在任何时期，余热的排除都可以得到保证，无需外部动力、补充水或者操作行为。

4.3. 防止放射性物质逃逸

行波堆还具备一些帮助其防止放射性物质逃逸到环境中的性能，这能够减轻严重事故或者燃料事故的影响。金属燃料与钠具有化学相容性，因此，即使包壳破裂，也只有相对很少的裂变产物逃逸。作为燃料棒排气系统的一部分，行波堆使用能与铯进行化学结合的吸收材料。因为其挥发性和水溶性，铯是一般放射性核素释放中最重要的成分。通过燃料棒排气口释放的氦气和氩气同样留在过滤系统中，减少了堆芯中存在的放射源项。金属燃料和钠冷却剂也有极强的能力留住其他移动的放射性核素，如碘。

钠冷却池自身被多重屏障保护着，包括一个惰性氩覆盖气体层，带顶盖和保护壳的反应堆容器和中间冷却剂回路。最后，整个主系统被一个密封的安全壳结构包围，防止放射性物质逃逸，保护反应堆设备不受外部事件的侵害，如风携带来的物体、车辆影响和洪水。

4.4. 防止和减少钠火灾

因为钠具备极佳的核和热物理性能，使用时应做好预防措施，以防止和减少钠引起的火灾。如果钠同空气、水和某些种类的混凝土发生反应，钠火灾就会发生。行波堆的建造汲取了过去成功使用钠冷却剂和控制其化学反应活性的经验。

在行波堆中，任何中子激发之后变得具有放射性的主钠冷却剂装卸系统均被封入充满惰性气体的、受监控的衬钢空间内，以避免泄漏发生时出现任何钠反应。装有中间钠冷却剂的系统和管道，也通过使用钢制收集槽来防止钠火灾。该收集槽带有自熄式闷熄板。自熄式闷熄板的设计旨在确保氧气被消耗并且得不到补充，从而阻止钠发生反应。蒸汽发生器自身使用系统来检测泄漏或破裂，从而快速切断水的供给，隔离蒸汽发生器，并将该系统内的水排入储罐，这样就能使与钠发生反应的

水量最小化。

即使产生钠火，上述安全措施也不会失效。无论安全壳结构还是余热排除系统，都有能力承受超设计基准的钠火或泄漏事故，不会出现任何堆芯损坏。

4.5. 概率风险分析

行波堆的安全优势可以通过概率风险评价证明。概率风险评价估计由于内部引发事件导致的堆芯损坏频率低于每反应堆年 1×10^{-8} [14]，这个数值比目前运行的反应堆的相关数值要低数个数量级。

在如此低的风险水平下，电站面对的首要危险是罕见但却灾难性的外部事件，首先是地震。为了应对诸如此类的事件，反应堆和余热排出设备被强化以使其能够承受相应预期期间隔期的地震震级(通常为万年到百万年)，并且在地震活动活跃地区使用地震隔离系统。因为电站自身设计为可以无需外力安全停堆，所以与此事件相关的配套设施丧失不会危及电站。

有如此高的安全性，行波堆作为能源来源，对公众健康影响极小。与其他化石燃料燃烧相比，核能对人的健康影响小得多，行波堆也将继承核能的这一优点[15]。

5. 项目开发

为了降低行波堆设计、开发和使用的技术风险，大量与行波堆开发和测试项目相关的工作正在进行。项目可分为以下类别：

- 燃料和材料(如燃料、包壳和燃料套管等)；
- 其他堆芯内和反应堆壳内系统和组件(如控制棒、燃料装卸机和热交换器等)；
- 中间钠系统和组件(如泵、阀门和蒸汽发生器等)；
- 电站配套系统和组件(如涡轮发电机和冷凝器等)。

被选用的系统、子系统和组件的评估使用最初由美国国家航空航天局(NASA)为评估和确定系统、子系统和组件成熟水平而开发的详细的技术成熟度等级(TRL)。遵循此方法体系，泰拉能源公司执行评估和技术成熟度评价(TRA)，为每个核岛系统、子系统和行波堆选用的组件建立TRL排序。涉及优先级和技术风险降低方面，这些评级为开发、测试和设备鉴定项目提供指导。

至今，泰拉能源公司已经同全球50多个工业和学术机构、国家实验室签订了合约，根据上述TRA展开工作。其中包括在国际上与日本神户制钢所、俄罗斯核反应堆研究所(NIAR或RIAR)的合作，以及国内与美国的公司和多个国家实验室和大学的合作(图3)。

在以下章节中，将重点叙述泰拉能源公司在燃料和材料领域所做的工作，同时，重点阐述在华盛顿州贝尔维市所做的支持上述其他主要项目的工作。

5.1. 材料和金属燃料开发

为了在只需追加贫化铀或天然铀燃料(即不需补充浓缩材料)的情况下实现最终的增殖和燃烧平衡，燃料和材料需要达到高燃耗和高中子通量，燃料峰值燃耗大

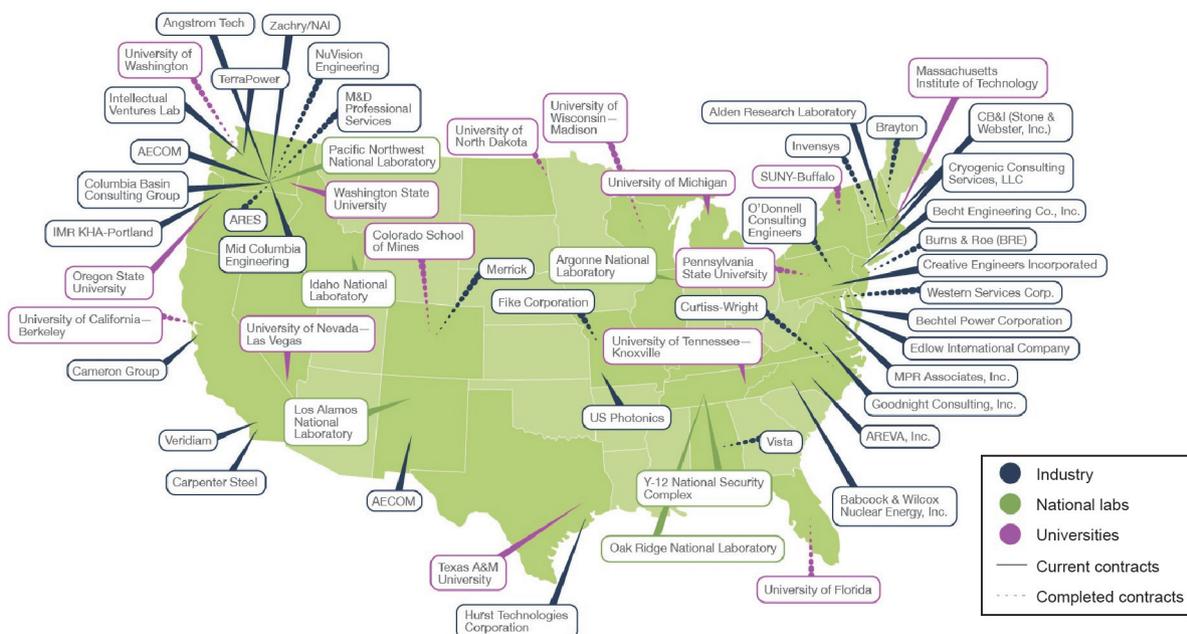


图3. 泰拉能源公司在美国的合作地图。

约为30%，包壳和堆芯内组件的中子通量需达到大约 1.1×10^{24} nts·cm⁻² (约550 dpa, $E > 0.1$ MeV)。这些燃料消耗和中子通量值远超过了过去所实现的水平[16]，需要附加试验。

泰拉能源公司已经启动一个燃料和材料开发和鉴定项目，项目内容包括燃料的制造开发、辐照测试和辐照后检验(PIE)，目的是为行波堆取得许可和最终建设提供必要的信息。铁素体-马氏体不锈钢HT9已被选为行波堆燃料包壳和燃料组件套管的材料，原因在于：它具有数量最多的辐照数据；与奥氏体不锈钢相比，它显示出最佳的膨胀性能(图4)；作为包壳和燃料套管材料，它拥有被用于快堆运行和制造的历史。

然而，从历史角度来看，HT9的膨胀性能并不稳定，如图5所示。作为开发项目的一部分，泰拉能源公司开发了一种优化型HT9，其能够承受更高的中子通量，同时实现了膨胀度最小并且能够再生产。

为了进一步降低不确定性，泰拉能源公司正与密歇根大学合作进行HT9的重离子辐照，涉及以往使用过的材料和新型/改进型材料。重离子辐照被用来快速获取材料行为的关键性能数据(如辐射膨胀)，帮助研究人员确定材料制作参数。使用重离子辐照的一个优势就是在短时间内实

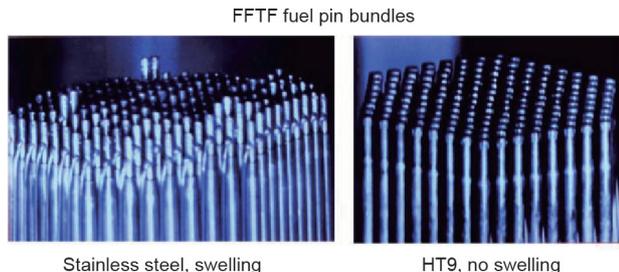


图4. 快中子通量实验装置(FFTF)辐照引发的SS316和HT9燃料棒的膨胀。图片来自太平洋西北国家实验室。

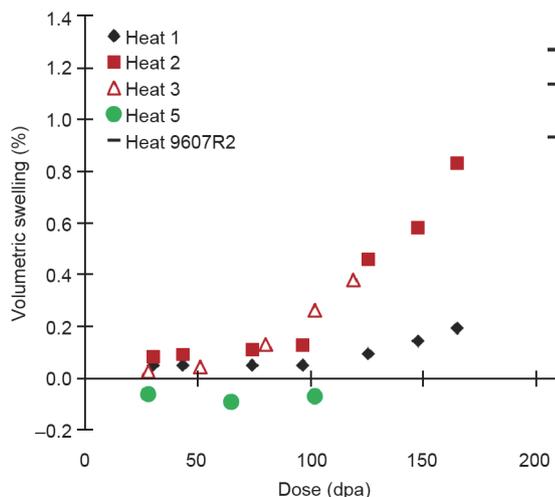


图5. FFTF中不同温度下HT9的膨胀行为。

现高剂量。至今，泰拉能源公司的样本已经接收的剂量高达 1.3×10^{24} nts·cm⁻² (650 dpa)，并且观察到的膨胀度很低。在重离子辐照下，以往使用过的和新型/改进型HT9的膨胀比较如图6所示，在图中，绿色柱状图代表优化的HT9样本。

在爱达荷国家实验室，泰拉能源公司的合约内容包括历史快中子通量燃料棒PIE，开发和建设试点范围燃料制造设施，以及先进试验堆中的先进燃料试验。这些燃料棒结合美国能源部(DOE)燃料测试项目，正在被辐照。随着附加试验的完成，自2015年年末开始，将接受历时两年的PIE。

俄罗斯NIIAR(RIAR)的BOR-60反应堆正在被用来进行材料样本辐照[18]。反应堆中的辐照试验台总计可以容纳近1500个材料样本。除了泰拉能源公司的样本，这些样本还包括之前辐照过的中子剂量高达155 dpa的材料。

BOR-60还被用来辐照试验燃料棒，为燃料许可的获取提供支持。预期第一套试验燃料棒将于2018年开始辐照，爱达荷国家实验室的试点燃料制造设施将被用来制造这些试验燃料棒。一旦这些燃料棒达到预期的燃料消耗，爱达荷国家实验室还将开展PIE。

最后，作为制造验证试验和降压试验，泰拉能源公司同阿海珉集团签约建设一个全尺寸的行波堆燃料组件(图7)。这个组件表明紧密度容限可以从制造的角度进行处理，被成功用于大型钠冷快堆燃料组件的热工力学模型基准测试。

5.2. 泰拉能源公司的试验

泰拉能源公司使用位于华盛顿州贝尔维市的面积约为10 000 ft² (约929 m²)的专门的实验室空间进行工程试验，如此大的空间面积足够用来装卸实际大小的组件。

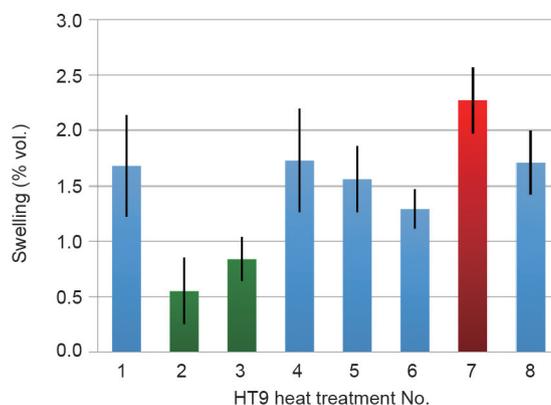


图6. 优化型HT9在重离子辐照下膨胀度降低，见样本2和样本3 [17]。在440 °C下膨胀。

试验空间有一个流量试验回路，有研究力学、结构、震动、一体化的系统以及钠和材料特性的能力。试验空间里还有可以重构的站点，目前还有支持组件试验、堆芯设计和各种核电站系统特定功能的装备（见图8）。

试验空间足够灵活，可以为不同系统和组件提供试验和测试装备，有能力容纳充足的液态钠，以支持规划的设备 and 流程开发。这种机构内部的试验能力是重要的，因为泰拉能源公司要持续验证设计和分析正在使用的程序。

5.3. 原型行波堆

行波堆的商业化计划包括首先建造一个原型反应堆，被称为TWR-P，文献[2]中对其有详细描述。原型堆将示范商用钠冷快堆的建造、运行和维护，该原型堆具有全尺寸的系统及设备，包括堆芯、泵、热交换器和蒸汽涡轮。原型堆的堆芯基于已确立的燃料技术，将作为一个多用途的平台来检验先进燃料技术，这些先进燃料可供后续机组使用。因此，原型行波堆将使随后几代的商用行波堆的推广成为可能。

6. 益处

行波堆设计的目的是提供目前其他核能发电和非核能发电所没有的多重优势。其益处有以下几个方面：

- 安全性
- 经济性
- 防核扩散
- 能源安全
- 健康和环境

总体来说，这些益处意味着行波堆技术在21世纪和以后人类能源前景中将发挥重大作用。

6.1. 安全性

如第4节所述，行波堆具备很高的安全性，发生重大辐射事件的概率极小，不可能发生福岛那样的事故。由于其更简单、更高效的燃料循环，行波堆降低了燃料处理、运输和处置过程中的事故可能性，消除了用于制作放射性分散设备的放射材料转移的机会。

6.2. 经济性

行波堆的平准化电力成本预计比今天在建的轻水堆的电力成本要低。行波堆收益隔夜成本的资本成本



图7. 全尺寸行波堆制造验证燃料组件。



图8. 泰拉能源公司实验室的力学实验装置。

估计与现代的轻水堆相当。同时，由于其更低的燃料和处置要求，行波堆在运行成本上有很大优势。在60年的服役期限中，与相同规模的轻水堆或者传统的钠冷快堆相比，运行一座补充非浓缩铀的1.15 GW电的行波堆将少花费40亿到50亿美元。消除了后处理厂的必要和降低了浓缩的需要可以另外节约数千亿美元的基础设施开发成本。想象一下，自21世纪30年代起，如果行波堆成为未来核能计划增长的一部分(到22世纪，行波堆将获得约450 GW的发电能力)，那么减少的成本将超过一万亿美元。

6.3. 防核扩散

行波堆的防核扩散已经通过对核燃料循环每一阶

段防核扩散的评估进行了分析，如文献[19]。这些分析显示行波堆避免燃料后处理和降低燃料浓缩的策略加强了其防核扩散能力，减少了世界上核武器材料生产的数量。

6.4. 能源安全

表1对行波堆的燃料和处置/后处理要求与轻水堆和闭合循环的钠冷快堆进行了比较。行波堆先进的堆芯技术和设计使其对资源要求更低，使拥有行波堆的国家更少地依赖开采或者进口铀。常规天然铀储备加上现存贫化铀库存足够驱动1000 GW_e(是当前核发电能力2.5倍)的一群行波堆核电站近2000年。同时，避免了浓缩和后处理，大大降低了国家建立政治敏感的燃料循环设施的必要。

6.5. 健康和环境

行波堆是无污染、无碳的能源来源，能帮助我们的地球和地球上的居民保持健康和安乐。因为极其低的事事故概率和减轻相应后果的能力，行波堆对公共健康的影响比如今的核电站要更小。人们认为用今天的核电站代替化石燃料发电提高了平均寿命[20]。核能对避免对环境造成消极影响和控制温室气体排放贡献巨大，行波堆通过减少84%的开采量，减少100%的燃料后处理和减少80%的废物运输和处置，能进一步降低对环境的影响。

6.6. 近期和长期益处

此处所讲的关于行波堆的好处得益于其启动时使用浓缩铀，然后使用非浓缩铀作为换料燃料持续运行。即使在使用非浓缩铀燃料之前，使用低浓缩铀作为燃料的行波堆仍然可以获得巨大好处。例如，与轻水堆相比，一座使用5%浓缩铀作为燃料的行波堆(类似于今天的轻水堆)使开采、浓缩和处置要求减少了二分之一，并且对燃料技术进步的要求并不大(如300 dpa材料)。

下一代行波堆的上述好处更大。下一代行波堆是第

二代行波堆，在第一代寿命终结时将取代第一代。在此情形下，第一代的堆芯被转移到新的后继电站。新的电站启动无需²³⁵U浓缩启动堆芯。因此，这种电站的终生浓缩铀需求为零。那些在快堆燃料补给和倒换以及轻水堆燃料补加业务上有经验的人士认为这对同一地点的反应堆来讲是可行的。进一步的燃料开发也能把轻水堆卸出的乏燃料转换为金属形式作为行波堆的补加换料燃料使用。

还有很重要的一点需要指出，那就是，当群体中的电站数量达到平衡时(新电站和退役电站的数量相等)，核电站将显现显著的群体效益。在此条件下，不需要浓缩或者后处理来维持整个电站群的运行。进一步讲，由于对所有已经开采铀的有效使用，这种有益的平衡能够持续很多个世纪。

7. 结论

一个范围广泛的行波堆开发项目已经取得良好进展。利用以前的大量数据和经验以及21世纪的设计工具和技术，深化设计活动也已经开展起来。必须的开发活动正在通过很详细和正式的TRA来实现管理。在关键的材料和燃料开发与组件领域，一系列试验和论证已经得到成功实施。

这类新型反应堆取得许可的途径已经有了规划，正在讨论中。这些考虑又反过来帮助形成要求的开发项目。

至今良好的技术进展以及经济和技术敏感度研究证实了行波堆的巨大潜力。

致谢

笔者感谢所有为本文提供技术支持和编辑帮助同事们。这些同事有Mark Werner, Bao Truong, Nick Touran, Pat Schweiger, Phil Schloss, Chris Regan, Mark Reed, Larry Raklios, Sam Miller, Lee McIntire, Graham Malmgren, Chris Levesque, Ryan Latta, Jeff

表 1 不同堆型每千兆瓦电力的典型燃料服务

Reactor type	Uranium mining (Mt)	Enrichment (Mt SWU)	Reprocessing (Mt)	Secondary reprocessing wastes (m ³)	Disposal (Mt)
LWR	210	160	0	0	21
SFR ^a	27	25	8	100	1
TWR	32	30	0	0	5
Successor TWR	0 ^b	0	0	0	5

^a Assumes startup and 15 years of initial operation with enriched uranium, followed by a closed fuel cycle using reprocessed SFR fuel.

^b Zero if depleted uranium stockpiles are used for reload fuel; 5 Mt if natural uranium is used instead.

Latkowski, Brian Johnson, Bruce Hilton, Pavel Hejzlar, Stephanie Hayes, Micah Hackett, Craighton Goeppele, Jesse Cheatham, Carole Boelitz, Marcia Burkey和Doug Adkisson等。

Compliance with ethics guidelines

John Gilleland, Robert Petroski, and Kevan Weaver are employed by TerraPower LLC, which is working to commercialize traveling wave reactor technology.

John Gilleland, Robert Petroski, and Kevan Weaver declare that they have no conflict of interest or financial conflicts to disclose.

References

- [1] Asafu-Adjaya J, Blomqvist L, Brand S, Brook B, DeFries R, Ellis E, et al. An ecomodernist manifesto [Internet]. 2015[cited 2015 Oct 28]. Available from: <http://www.ecomodernism.org/>.
- [2] Hejzlar P, Petroski R, Cheatham J, Touran N, Cohen M, Truong B, et al. TerraPower, LLC traveling wave reactor development program overview. *Nucl Eng Technol* 2013;45(6):731–44.
- [3] Chen SK, Petroski R, Todreas NE. Numerical implementation of the Cheng and Todreas correlation for wire wrapped bundle friction factors-desirable improvements in the transition flow region. *Nucl Eng Des* 2013;263:406–10.
- [4] Mikityuk K. Heat transfer to liquid metal: review of data and correlations for tube bundles. *Nucl Eng Des* 2009;239(4):680–7.
- [5] Engel FC, Minushkin B, Atkins RJ, Markley RA. Characterization of heat transfer and temperature distributions in an electrically heated model of an LMFBR blanket assembly. *Nucl Eng Des* 1980;62(1–3):335–47.
- [6] Miller SJ, Latta R. Fuel performance modeling of traveling wave reactor fuel elements [poster session]. In: *Materials Modeling and Simulation for Nuclear Fuels 2013 Workshop*; 2013 Oct 14–16; Chicago, IL, USA; 2013.
- [7] Cohen M, Werner M, Johns C. Mechanical model of a TerraPower, traveling wave reactor fuel assembly duct. In: *22nd International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology*; 2013 Aug 18–23; San Francisco, CA, USA. Red Hook: Curran Associates, Inc.; 2014.
- [8] Bates E, Truong B, Huddar L. Phase II of the EBR-II SHRT-45R benchmark study—TerraPower's SAS4A/SASSYS-1 results. In: *Proceedings of 2016 Advances in Reactor Physics—Linking Research, Industry, and Education (PHYSOR 2016)*; 2016 May 1–5; Sun Valley, ID, USA; Forthcoming 2016.
- [9] Pahl R, Lahm CE, Hayes SL. Performance of HT9 clad metallic fuel at high temperature. *J Nucl Mater* 1993;204:141–7.
- [10] Yacout AM, Salvatores S, Orechwa Y. Degradation analysis estimates of the time-to-failure distribution of irradiated fuel elements. *Nucl Tech* 1996;113(2):177–89.
- [11] Touran N, Cheatham J, Petroski R. Model biases in high-burnup fast reactor simulations [CD-ROM]. In: *Proceedings of 2012 Advances in Reactor Physics—Linking Research, Industry, and Education (PHYSOR 2012)*; 2012 Apr 15–20; Knoxville, TN, USA. LaGrange Park: American Nuclear Society; 2012.
- [12] Cheatham J, Truong B, Touran N, Latta R, Reed M, Petroski R. Fast reactor design using the advanced reactor modeling interface. In: *Proceedings of 2013 21st International Conference on Nuclear Engineering: Volume 2*; 2013 Jul 29–Aug 2; Chengdu, China. New York: American Society of Mechanical Engineers; 2013. p. V002T05A072.
- [13] Waldo JB, Padilla Jr A, Nguyen DH, Claybrook SW. Application of the GEM shutdown device to the FFTF reactor. *Trans Am Nucl Soc* 1986;53:312–3.
- [14] Johnson BC. Preliminary results of the TerraPower-1 probabilistic risk assessment. In: *Proceedings of the 11th International Probabilistic Safety Assessment and Management Conference and the Annual European Safety and Reliability Conference 2012*; 2012 Jun 25–29; Helsinki, Finland. Red Hook: Curran Associates, Inc.; 2012. p. 3543–9.
- [15] Bickel P, Friedrich R. *ExternE: externalities of energy: methodology 2005 update*. Luxembourg: Office for Official Publications of the European Communities; 2005.
- [16] Weaver KD, Gilleland J, Whitmer C, Zimmerman G. High burn-up fuels for fast reactors: Past experience and novel applications. In: *Proceedings of 2009 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants*; 2009 May 10–14; Tokyo, Japan. Red Hook: Curran Associates, Inc.; 2010. p. 795–802.
- [17] Hackett MJ, Povirk G, Vollmer J. Materials development for the traveling wave reactor [presentation]. In: *TMS 2012: 141st Annual Meeting and Exhibition*; 2012 Mar 11–15; Orlando, FL, USA; 2012.
- [18] Hilton BA, Hejzlar P, McAlees DG, Weaver KD, Maloy SA, Saleh TA, et al. Traveling wave reactor: material requirements and development program. In: *Proceedings of New Materials for Innovative Development of Nuclear Power Engineering Conference*; 2014 Mar 24–27; Dimitrovgrad, Russia; 2014.
- [19] Charlton WS, LeBouf RF, Gariazzo C, Grant Ford D, Beard C, Landsberger S, et al. Proliferation resistance assessment methodology for nuclear fuel cycles. *Nucl Technol* 2007;157(2):143–56.
- [20] Kharecha PA, Hansen JE. Prevented mortality and greenhouse gas emissions from historical and projected nuclear power. *Environ Sci Technol* 2013;47(9):4889–95.