

## 创新·严谨·团结·奋进

当前位置：首页 > 科学传播 > 力学园地 > 前沿动态

### 前沿动态

#### 【前沿动态】保障核反应堆安全的最后一道关卡

发布时间：2024-10-31

**编者按：**中国科学院力学研究所刘小明研究团队近期提出了一种新本构模型，可望应用于先进反应堆材料安全的评估研究。相关成果以Machine learning informed visco-plastic model for the cyclic relaxation of 316H stainless steel at 550°C为题，发表在塑性力学领域权威期刊*International Journal of Plasticity*。这项研究得到了国家自然科学基金等的支持。

#### 保障核反应堆安全的最后一道关卡

杜柔

核能，也称为原子能，是一种稳定的清洁能源，在发电、供热、制氢等领域展现出巨大的应用前景和需求，因而在实现“碳达峰、碳中和”目标方面扮演着关键角色。核能在发电、供热、制氢等领域展现出巨大的应用前景和需求。那么，什么是核能呢？核能是通过核反应从原子核释放的能量。核反应有三种主要形式：一是核裂变，即较重的原子核分裂；二是核聚变，即较轻的原子核聚合在一起；三是核衰变，即原子核自发射出某种粒子而转变为另一种核的过程。核能被视为人类最有前景的未来能源之一。人类开发核能

的途径主要有两条：一是利用重元素的裂变，如铀的裂变；二是利用轻元素的聚变，如氘、氚、锂等。目前，重元素的裂变技术已经得到了实际应用，而轻元素聚变技术仍在积极研究之中。

核能是一种可以大规模接入电网、确保电网安全稳定、可持续运行的清洁能源，同时在供热、海水淡化、高温产氢等方面具有广泛用途。在中国，核能被视为构建高效能源体系、推动科技创新、应对全球气候变化挑战、确保可持续发展的战略选择。核电站是一种发电站，它与火电站相比的主要不同在于使用核反应堆代替火电站的锅炉，并通过核燃料在反应堆中的特殊形式的“燃烧”（即核反应）产生热量，将核能转变为热能来加热水生成蒸汽。与常规火电站相似的是，核电站利用蒸汽推动汽轮发电机发电，将机械能转换为电能。一般来说，核电站的汽轮发电机及电器设备与普通火电站类似，它的关键在于核反应堆。

中国大陆的第一座核电站——秦山核电站，主体工程于1991年10月建成，并于同年12月15日并网发电。这座核电站实现了我国核电自主设计、自主建设、自主调试、自主运营管理以及核电装备的自主设计建造，至今仍在安全运行。在2023年12月6日，全球首座第四代核电站——山东荣成石岛湾高温气冷堆核电站商业示范工程，成功完成了168小时连续运行考验，正式投入商业运行。它是具有完全自主知识产权的国家重大科技专项标志性成果，这一成就标志着中国在第四代核电技术研发和应用领域达到了世界领先水平。



**图1 秦山核电站（图片来源：网络）**



**图2 石岛湾核电站（图片来源：网络）**

尽管核能拥有诸多优势，但它的安全性一直备受关注。切尔诺贝利和福岛两次核事故的发生深深印刻在人们心中，它们都被归类为7级特大事故。切尔诺贝利核电站事故发生于1986年4月26日，位于苏联（今乌克兰境内）。电站的第四号反应堆发生了爆炸，引发了连续的爆炸和大火，释放出大量高能辐射物质。这次灾难所释放的辐射剂量是广岛原子弹爆炸释放的400倍以上。

日本福岛核事故发生于2011年3月11日，由地震和海啸引发。福岛第一核电厂的1、2、3、4号机组发生爆炸，导致放射性物质泄漏到大气中。到2023年8月24日，福岛第一核电站仍在排放核污染水，预计排放期将持续30年左右，进一步污染了环境。尽管核电站设置了严密的安全防护措施，如核燃料包壳堆芯、反应堆冷却剂压力容器壳体和反应堆厂房安全壳等三道屏障，但在极端条件下（如爆炸），这些屏障可能会受到严重破坏。因此，核反应堆结构材料的安全评估至关重要，它是防止放射性物质泄漏的最后一道关卡。

在核反应堆投入使用之前，必须通过规范化的方式对其进行服役寿命结构完整性评估。当前国际上广泛采用的评估规范包括美国的ASME规范、英国的R5规程、法国的RCC-MRx规范等。这些规范都是基于“弹性分析方法”进行简化处理，具体而言，就是只考虑了结构材料的弹性变形，所以它们的评估结果相对保守，主要适用于传统堆型。然而，对于先进反应堆，如第四代金属堆和小型空间堆，由于其高温服役环境和堆型设计裕度的特殊性，传统的弹性分析方法不再适用。因此，采用详尽的“非弹性分析方法”来进行安全评估变得至关重要。“非弹性分析方法”基于反应堆结构材料真实的高温变形行为进行安全评估，其评估结果更为准确，是未来核反应堆结构完整性评估的主流方法。

“非弹性分析方法”的核心之一是开发高温非弹性本构模型，用以描述结构材料在复杂加载条件下的高温变形行为。这里的“本构模型”指的是材料在外力作用下的应力-应变关系。图3是材料在单向拉伸情况下的应力-应变曲线。其中材料在OA阶段发生线弹性变形，在屈服点B以后发生非线性的塑性变形，直至材料最终断裂。在高温环境下，结构材料会经历弹性变形、超过屈服极限的塑性变形，以及在恒定载荷下与时间相关的蠕变变形。而蠕变变形与塑性变形之间相互影响，增加了高温本构模型描述高温变形的难度。这里说到的“蠕变”是指在应力影响下固体材料发生缓慢永久性变形的趋势。它的发生是低于材料屈服强度的应力长时间作用的结果。当材料长时间处于加热当中或者在熔点附近时，蠕变会更加剧烈。核反应堆结构材料恰恰是处于这

种长期加热的环境，因而发展一种能够考虑核反应堆使用的钢材的高温变形的本构模型是十分必要的。

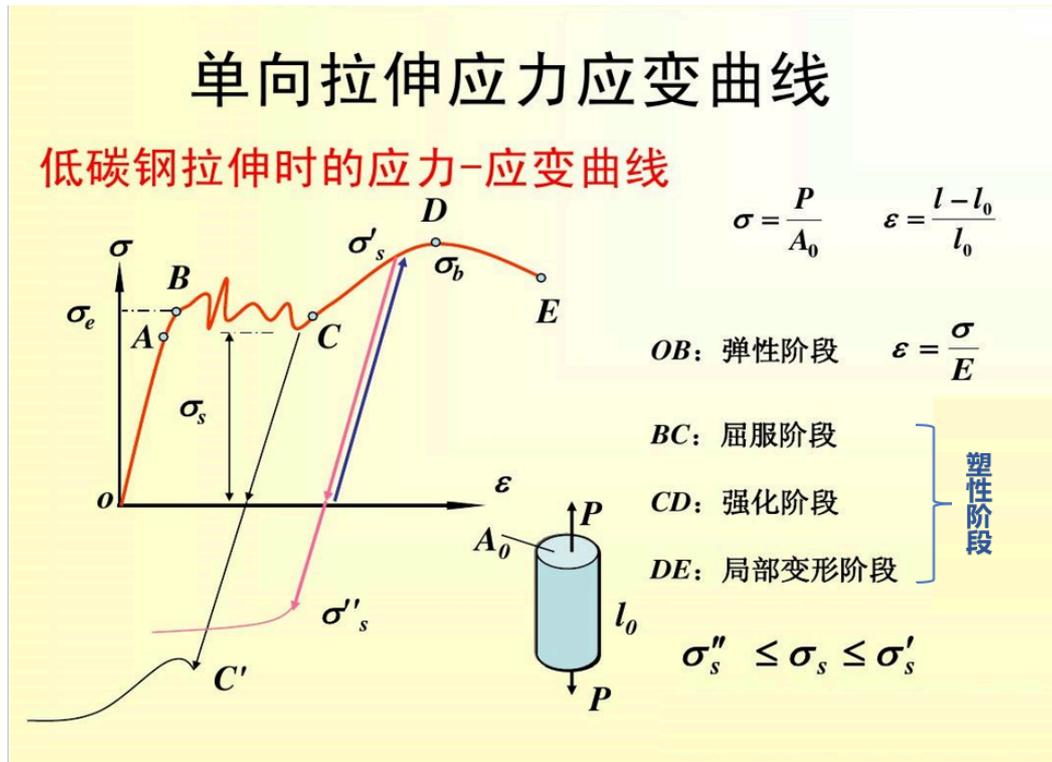
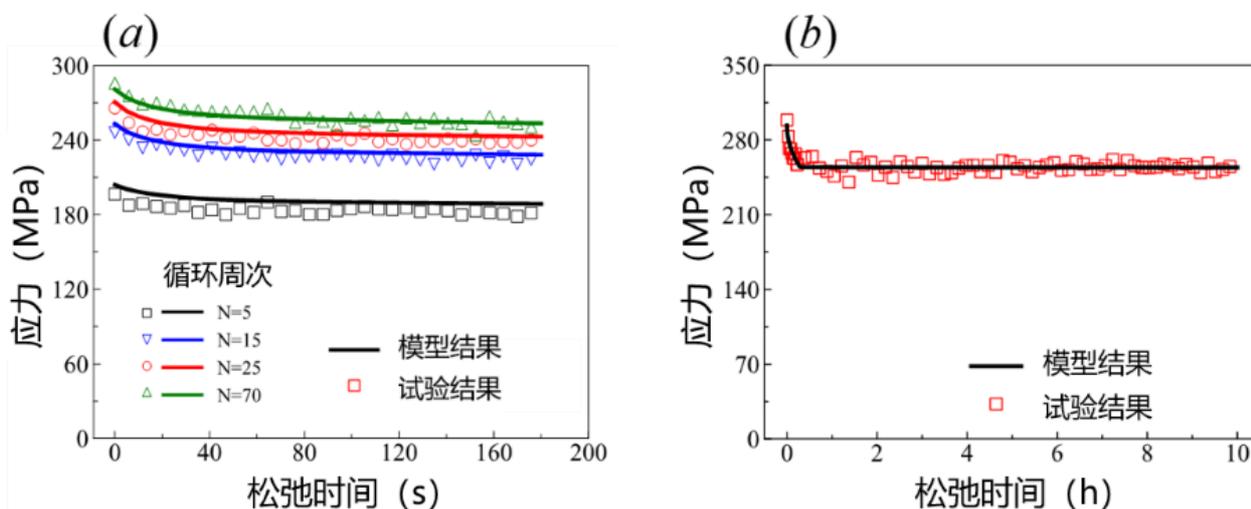


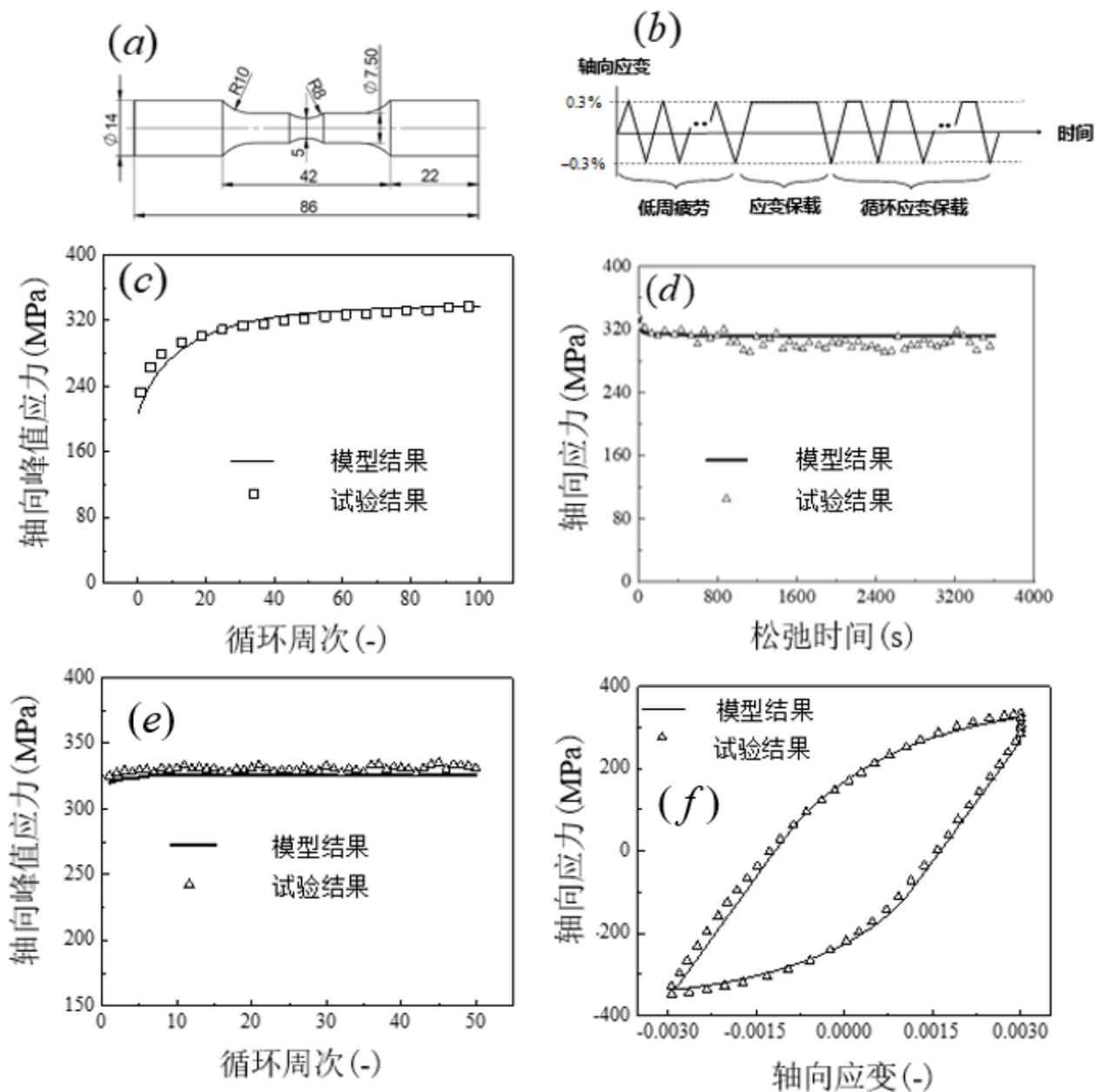
图3 应力 $\varepsilon$ 随应变 $\sigma$ 的变化曲线（图片来源：网络）

针对这一问题，中国科学院力学研究所刘小明研究团队提出了一种新本构模型。这项成果有望应用于先进反应堆“非弹性分析方法”。这个模型在已有的Chaboche本构模型基础上引入了时间因素的影响，也就是把本构模型的参数设置成与累积塑性应变和松弛时间相关的函数，从而实现了对不同循环周次以及长时间保载过程中应力-应变关系的准确预测。这里，我们引入了一些力学术语，它们的说明如下：“松弛时间”是物体受力变形时当外力解除后材料恢复正常状态所需的时间；“循环周次”是对物体反复加载卸载的次数。关于参数标定，研究团队引入了机器学习的方法，在贝叶斯反演的框架下，利用高温试验结果，成功地获得了相应的参数值。如图4所示，通过贝叶斯反演获得的参数值能很好地描述不同循环次数和时间下的应力松弛。机器学习方法能够更精确地确定模型参数，提高模型的准确性。图中分别给出了模型计算和试验测试的结果，它们相符很好。

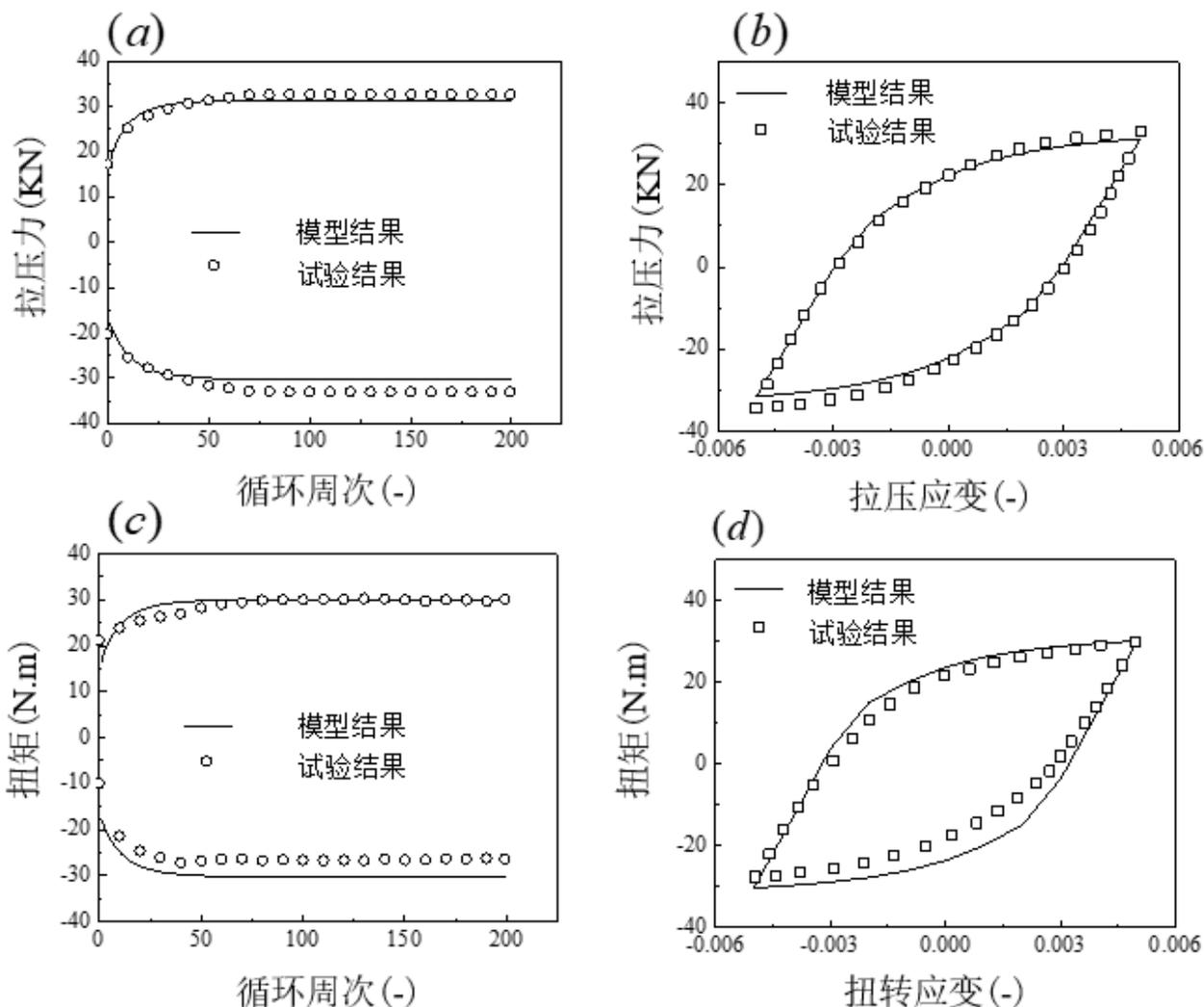


**图4 模型与试验结果对比：(a)不同循环周次下应力演化曲线；(b)200周次低周疲劳后10小时应力演化曲线（图片来源：作者自制）**

为了验证新本构模型在实际服役条件下的适用性，研究团队考虑到结构材料通常受到多方向的加载（即多轴加载），因此使用缺口试样进行了复杂加载路径下的对比，同样也给出了模型计算结果与实验实测结果的比较（参见图5）。而图6则展示了棒状材料在拉伸和扭转同时加载下的对比结果。可以看到，力学所研究团队所给出的本构模型能够准确地描述材料在多轴应力状态下的高温变形行为。



**图5 缺口试样模型计算与试验结果对比：(a)试样尺寸；(b)加载条件；(c)低周疲劳阶段峰值应力演化；(d)长时保载阶段应力松弛；(e)循环保载阶段峰值应力演化；(f)循环保载阶段稳定时滞回曲线（图片来源：作者自制）**



**图6 轴向拉压和扭转顺逆时循环加载下模型计算与试验结果对比：(a)轴向拉压循环加载峰谷值演化；(d)轴向稳定时应力应变关系曲线；(c) 扭转顺逆时循环加载峰谷值演化；(g) 扭向稳定时应力应变关系曲线（图片来源：作者自制）**

这项工作有望应用于先进核反应堆完整性的安全评估，为结构设计提供评估标准。

**原文链接：** <https://doi.org/10.1016/j.ijplas.2023.103743>

下一篇：**【前沿动态】钛修饰石墨烯——氢能存储的新希望**

版权所有 © 2024 中国科学院力学研究所 京ICP备05002803号-1 京公网安备110402500049

地址：北京市北四环西路15号 邮政编码：100190

