辐照环境下各向同性核石墨材料应力分析模型

曾广礼*

中国科学院上海应用物理研究所, 上海 201800

*联系人: E-mail: derek_tsang@outlook.com

收稿日期: 2018-07-02; 接受日期: 2018-10-09; 网络出版日期: 2019-06-12

中国科学院先导科技专项(编号: XDA02040100)资助项目

摘要 核石墨可用作裂变核能反应堆如气冷堆和熔盐堆的慢化剂材料, 还可作为冷却剂和控制棒提供通道的结构部件. 为了保证反应堆的寿期安全性, 石墨堆芯不仅需要保持完整, 还要避免过度变形, 从而保证在工作状态和事故环境下堆芯冷却剂不会受阻, 也不会妨碍控制棒的移动. 因此, 核石墨构件的结构完整性评估是反应堆设计的基本要素之一. 在反应堆环境下石墨构件的应力分析, 除了通常的弹性应变和热应变, 由于中子辐照引起的额外应变也是考虑因素之一. 因此, 需要定义辐照环境下核石墨应力和应变相关的本构方程. 本文介绍了一种用于辐照环境下核石墨材料应力分析的材料模型, 并应用此模型对核石墨砖进行了应力分析, 以期了解由辐照环境引起的应变对石墨砖应力的影响, 相应的计算结果对堆芯核石墨砖的设计具有理论参考意义.

关键词 核石墨, 应力分析, 核反应堆

PACS: 28.41.-I, 62.20.D-, 81.05.uf

1 引言

核能时代由Chicago Piles (CP-1)^[1]的研发成功而开始. CP-1是世界上第一座人造自持链式核裂变核石墨慢化反应堆. 在此之后核石墨作为慢化剂已被用于超过100多个核反应堆, 很多反应堆至今还在运行和商业发电. 随着对反应堆安全性、经济性要求的不断提高, 1999年6月美国核学会年会提出了第四代核电反应堆Gen-IV的概念. 其中有两种第四代堆型采用石墨作为慢化剂, 第一种是高温气冷堆, 它的出口温度高达1000°C. 第二种是熔盐堆, 它有很高的热效率, 并且能在低压中运行, 显著增加了反应堆的固有安全性.

这两种堆型设计都可以用作氢气的生产, 给未来一个无碳清洁的世界^[2].

核石墨材料被用于热中子反应堆的慢化剂来源于其优异的热学和核特性. 核石墨有较高的中子散射截面, 较低的热中子吸收截面, 可以在高温和辐照下依然能够保持良好的力学和导热性能. 在高温气冷堆中, 石墨主要被用作慢化剂、反射层和堆芯结构材料. 在熔盐堆中, 石墨还用于制作熔盐流道.

核石墨的组成单元是石墨微晶石墨层状材料(a 轴平行于层, 而 c 轴垂直于层). 在堆环境下, 中子辐照在核石墨材料中产生大量缺陷(空位-间隙原子对). 进而, 间隙原子聚集在一起会形成间隙环, 这使得原子层彼此

引用格式: 曾广礼. 辐照环境下各向同性核石墨材料应力分析模型. 中国科学: 物理学 力学 天文学, 2019, 49: 114609

Tsang D K L. Material model for stress analysis of nuclear graphite component subject to irradiation (in Chinese). Sci Sin-Phys Mech Astron, 2019, 49: 114609, doi: [10.1360/SSPMA2018-00243](https://doi.org/10.1360/SSPMA2018-00243)

分开并导致晶体在 c 方向上膨胀. 而空位可形成空位线, 这会导致原子层在平面上的收缩, 即在 a 方向可观察到晶体收缩. 大部分辐照缺陷经过如退火过程可以修复; 而相当比例无法消除的缺陷会改变石墨的性质. 核石墨中缺陷数量是与辐照温度和能量密度相关的.

材料的微观结构决定其宏观性质, 辐照环境下石墨特性的改变主要表现在石墨构件应力和形变的产生. 除了产生弹性应变和热应变之外, 还会由于快中子辐照而产生额外的应变. 这些辐照效应产生的最重要的两个后果是辐照引起的蠕变和尺寸变化^[3,4]. 一方面, 辐照蠕变应变在一定程度上缓解石墨构件由于温度梯度和辐照梯度所引起的尺寸变化而带来的应力, 这对于高应力集中区域是有一定好处的; 但另一方面, 石墨构件中仍然可能存在显著的应力. 因此, 进行石墨构件完整性评估时要综合考虑辐照蠕变应变、热应变和尺寸变化对石墨构件应力分析的影响.

为了保证反应堆的寿期安全性, 石墨堆芯不仅需要保持完整, 还要避免过度变形, 从而保证在工作状态和事故环境下堆芯冷却剂不会受阻, 也不会妨碍控制棒的移动. 核石墨构件结构完整性评估通常使用有限元方法进行^[5]. 为了模拟核石墨材料的尺寸变化, 辐照蠕变和材料特性, 往往需要复杂的材料模型. 由于辐照蠕变效应, 石墨体积不能保持一致, 即在辐照下石墨体积在拉伸载荷下增加而在压缩载荷下下降. 因而使用标准有限元技术的常规本构方程不能应用在核石墨构件分析中, 需要编写特别子程序来模拟辐照石墨构件的辐照行为.

这些材料模型很大程度上是基于材料测试反应堆(Material Test Reactor)辐照后石墨性质数据. 目前, 各向同性石墨已被用于英国的先进气冷反应堆(Advanced Gascooled Reactor, AGR)、中国的高温气冷反应堆(HTR-10, HTR-PM)和日本的高温试验堆(High Temperature Thorium Reactor, HTTR). 未来有望应用在超高温反应堆(Very High Temperature Reactor, VHTR)和熔盐堆^[2]中. 已有研究人员针对中国高温气冷堆^[6]建立了石墨构件材料模型和进行寿命评估. 本文建立了各向同性核石墨应力分析数学模型, 将辐照引起的应变考虑到核石墨构件应力分析中, 并将模型代码化(User Material Subroutine, UMAT). 该计算程序能应用于核石墨构件二维、轴对称和三维应力分析. 最后, 采用此石墨计算程序对二维核石墨砖进行了应

力分析, 并且考虑每种应变对石墨专应力的影响.

2 核石墨原始材料特性

各向同性石墨的典型机械性能列于表1中. 纯石墨晶体的密度为 2.26 g/cm^3 , 而人造核石墨的密度比纯石墨晶低得多, 如表1所示. 较低的密度归因于在石墨制造的烘烤和石墨化阶段气体逸出形成孔隙和晶间裂纹. 这些晶间裂纹常被称为Mrozowski裂纹, 使核石墨具有独特冷态性能和辐照特性^[7]. Mrozowski^[7]针对核石墨首先提出了相互定向微晶边缘连接的模型. 将内部空隙归因于由石墨化温度冷却时晶体的各向异性收缩期间产生的基面微裂纹.

图1所示是未受辐照的各向同性石墨经受循环加载的拉/压应力-应变曲线. 假设弹性应变的泊松比为0.2并且不受辐照影响. 当施加外部载荷时, 初始宏观变形由单个微晶的弹性剪切和塑性变形控制, 后者会导致非线性宏观应力/应变反应. 卸下负载时会发生较大的永久变形.

热膨胀系数(Coefficient of Thermal Expansion, CTE)与温度有关, 温度升高会导致热膨胀系数增加. 在核工业中热膨胀系数通常引用的范围在 $(20-120)^\circ\text{C}$ 内.

大多数杨氏模量数据是通过超声波方法获得的. 该方法是用原点处的应力-应变曲线的斜率表示模量, 该模量被称为动态杨氏模量(Dynamic Young's Moduli, DYM) E_d . 杨氏模量也可以通过使用应变仪的“静态”测试来获得. 该值是从应力-应变曲线的卸载-加载循环的平均斜率中获得的, 以定义可恢复的弹性应变并被称为静态杨氏模量(Static Young's Moduli, SYM) E_s . 在核工业中, 应力载荷水平传统上设定为小于或等于拉伸强度的一半, 因此不会发生在一般静态试验中可观察到的永久变形和应变. 根据测量的负载范围, 未经辐照的石墨SYM与DYM的平均比率大约为 $E_s/E_d=$

表1 各向同性石墨的典型材料特性

Table 1 Typical material properties of an isotropic graphite

各向同性石墨材料性能	数值
密度	1.81 g/cm^3
热膨胀系数(CTE)	$4.35 \times 10^{-6}/^\circ\text{C}$
泊松比	0.2
动态杨氏模量	10 GPa

图 1 未经辐照的石墨循环加载的应力-应变曲线

Figure 1 The stress-strain curves of unirradiated graphite subjected to cycle loading.

0.84. 关于核石墨的SYM和DYM之间关系请参考文献[8].

3 辐照后石墨材料特性

本节将介绍由于快速中子辐照引起的核石墨的结构、机械和热性能的变化. 核石墨是一种含有大量孔隙率(10%–20%)的多晶材料. 这种复杂的微观结构使石墨具有独特的辐照前/后性能. 本文应用英国气冷堆石墨的相关物性数据, 辐照通量和温度的单位分别用等效DIDO镍剂量(EDND)和摄氏度(°C)来表示. 下面将对每一种材料特性的辐照效应作深入介绍.

3.1 杨氏模量

辐照后核石墨的杨氏模量测量用动态杨氏模量测量方法. 辐照后应力-应变关系变得更加线性, 永久变形减小. 图2是杨氏模量与快中子通量的关系图. 可以看出, 在低辐照能量水平下, 杨氏模量快速增加, 并达到一个近乎恒定的状态, 随着辐照剂量水平的不断升高, 杨氏模量逐渐增加并达到峰值, 之后转变成下降状态.

图2中的杨氏模量变化涉及两种不同的机制, 可能来源于石墨晶体的弹性常数的变化和石墨整体结构的变化. 杨氏模量初始增加的一方面归因于晶体基面的钉扎(Pinning), 并且这种效应很快饱和; 另一方面归因于由于晶体生长和孔隙闭合导致模量增加的多晶微结构的差异应变. 然而, 在较大的晶体应变下也会产生微裂纹, 最终导致模量降低和强度损失.

杨氏模量 E_d 可以用下面的方程来描述:

图 2 (网络版彩图)典型各向同性石墨在温度550°C下的辐照后杨氏模量

Figure 2 (Color online) Typical Young's modulus of isotropic graphite at 500°C after irradiation.

$$\frac{E_d}{E_0} = P(T) \times S(\gamma, T), \quad (1)$$

其中 E_0 是辐照前的杨氏模量, P 是用于说明可移动位错的钉扎项(Pinning Term), 并且其仅为温度的函数, S 是由于辐照损伤引起的结构变化的结构项(Structure Term), 并且是辐照剂量和辐照温度的函数. 假定泊松比不是辐照剂量和辐照温度的函数, 并且保持恒定值0.2.

在这个杨氏模量模型中, 钉扎项假定在低辐照剂量瞬间饱和, 还假定钉扎项和结构项可以分开计算并且使用式(1)中给出的乘法进行组合. 上述乘法组合假设也适用于模拟辐照蠕变, 并且假定钉扎项不影响辐照蠕变, 但结构变化确实会影响辐照蠕变.

3.2 辐照蠕变

辐照蠕变应变被定义为“应力样品具有与未受应

力辐照的应力样品相同性质的样品之间的尺寸差异”^[9]. 辐照蠕变对石墨构件有正面影响主要有两个原因: (1) 在辐照时石墨晶体在垂直于六方晶层平面的方向上膨胀并在平行于平面的方向收缩. 如果没有某种机制来缓解这种各向异性变化所引起的微结构应力, 那么多晶石墨就会自我分开. (2) 任何反应堆中的石墨慢化剂块都会受到温度和辐照通量梯度的影响. 由于石墨的正常辐照引起的尺寸变化与温度和辐照剂量是有关联的, 所以这会导致石墨自身引起的应力施加在石墨构件上. 在许多情况下, 如果这些应力不能通过辐照蠕变缓解, 就会增加到超过石墨断裂应力的水平^[10].

石墨中的辐照蠕变过程可以分为一个瞬态阶段和一个线性阶段. 瞬态阶段的蠕变大小与应力成正比, 与未经辐照的弹性模量成反比但与温度无关. 线性阶段的蠕变与应力成正比与未辐照的杨氏模量成反比^[11]. 而通常认为石墨的蠕变系数在拉伸和压缩方面是相等的.

3.3 热膨胀系数

石墨晶体的热膨胀系数(CTE)在 c 方向比 a 方向大得多. 例如70°C下瞬时CTE在晶体 c 方向上是 $26 \times 10^{-6}/\text{K}$, 在 a 方向上是 $-1 \times 10^{-6}/\text{K}$. 值得注意的是在温度 $\sim 400^\circ\text{C}$ 时, a 方向的瞬时CTE为0^[12].

当中子辐照温度低于 300°C 时, 在 $5 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ EDND的辐照剂量下, c 方向的CTE下降, 而 a 方向的CTE从负值增加到正值^[8]. 这种行为似乎与低辐照温度下在 c 轴上的大晶体生长有关. 而在辐照温度高于 300°C 时, a 和 c 方向微晶的热膨胀系数看起来与辐照剂量无关.

Mrozowski^[7]提出当石墨在制造过程中的石墨化温度冷却阶段时, 由于单晶和多晶材料的体积收缩差异, 在石墨内形成微裂纹. 这些微裂纹能够适应微晶在 c 方向上的热膨胀; 而且解释了多晶石墨中CTE相对较低的原因; 在 70°C 下, 典型各向同性石墨的CTE为 $4 \times 10^{-6}/\text{K}$, 而在微晶中的 c 和 a 方向其CTE平均值是 $\sim 8 \times 10^{-6}/\text{K}$.

预测辐照引起的热膨胀系数变化需要把预定温度范围如 $(20-120)^\circ\text{C}$ 的CTE测量值转化为所需温度范围如 $(20-600)^\circ\text{C}$ 的CTE值. CTE是辐照剂量、被辐照温度 and 实际温度的函数, 实际温度可以是反应堆关闭时的

环境温度. 在核工业中常见的CTE是在 $(20-120)^\circ\text{C}$ 范围内的测量平均值. 在停堆时的应力评估中, 热膨胀系数用于计算反应堆在运行和停堆时的热应力, 并针对实际温度变化调整辐照热膨胀的测量. 在 $(20-T)^\circ\text{C}$ 温度范围内的平均CTE可由下式给出^[12]:

$$\alpha_{(20-T)} = \alpha_{(20-120)} + \bar{B}_i, \quad (2)$$

其中 $\bar{B}_i$ 是实际温度的函数, $\alpha_{(20-120)}$ 是辐照后的CTE, 它是辐照剂量和辐照温度的函数. 在 $(T_1-T_2)^\circ\text{C}$ 温度范围内的平均CTE可以表示为

$$\alpha_{(T_1-T_2)} = \frac{[(T_2-20)\alpha_{(20-T_2)} - (T_1-20)\alpha_{(20-T_1)}]}{(T_2-T_1)}. \quad (3)$$

3.4 尺寸变化

在现代核反应堆运行的温度下, 低中子注量下的辐照会引起多晶石墨初始体积收缩, 在较高中子注量下会膨胀. 当辐照温度高于 300°C 时, 中子辐照对多晶石墨微结构的初始影响是引起初始体积收缩, 这是由于 c 轴方向上的膨胀适应于小晶间裂纹的闭合, 并且只有 a 轴收缩在整体行为中微晶是明显的. 块体多晶石墨的收缩率逐渐降低, 并最终在倒转之前达到最小值, 即所谓的反转(Turnaround). 当裂纹闭合不能适应新的辐照而引起晶体生长时, 多晶石墨开始转变. 石墨在更高的辐照温度下、较低中子剂量下会发生反转. 这归因于辐照导致热膨胀促进Mrozowski裂纹关闭而引起的 c 轴膨胀的适应范围减少^[13]. 参考文献^[14]了解更多关于石墨尺寸变化的信息.

假定尺寸变化量为中子剂量和辐照温度的函数. 尺寸变化的经验曲线由石墨材料试验反应堆(Material Testing Reactor, MTR)辐射实验获得.

4 核石墨材料模型本构方程

在本文中我们考虑了一种适用于辐照条件下的各向同性核石墨应力分析的数学模型. 其总应变是5种不同应变的总和

$$\boldsymbol{\varepsilon}^{\text{total}} = \boldsymbol{\varepsilon}^e + \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{dc}} + \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{th}} + \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{pc}} + \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{sc}}, \quad (4)$$

其中 $\boldsymbol{\varepsilon}^e$ 是弹性应变, $\boldsymbol{\varepsilon}^{\text{dc}}$ 是辐照引起的尺寸变化应变, $\boldsymbol{\varepsilon}^{\text{th}}$ 是热应变, $\boldsymbol{\varepsilon}^{\text{pc}}$ 和 $\boldsymbol{\varepsilon}^{\text{sc}}$ 分别是第一阶段辐照蠕变和第二

阶段辐照蠕变应变. 此模型中考虑了辐照环境引起的几个主要的直接力学行为, 目前, 材料与材料之间在辐照下的相互作用效应没有包括进去. 由于不同种类的核石墨在温度和辐照剂量下有不同的材料响应, 这也和反应堆的设计和运行温度有直接关系. 方程(4)中涉及的应变将会在后面进行更详细地描述.

4.1 弹性应变

弹性应变通过常用的胡克线性弹性定律与应力 σ 获得. 即

$$\sigma = \mathbf{D}\varepsilon^e, \quad (5)$$

其中材料矩阵 $\mathbf{D}$ 取决于杨氏模量和泊松比. 杨氏模量是辐照剂量和辐照温度的函数, 而泊松比假定为常数. 我们假定质量对应力影响可以忽略, 并且压力满足平衡方程, 即

$$\sigma_{ij,j} = 0. \quad (6)$$

应变-位移关系是

$$\varepsilon_{ij}^e = \frac{1}{2}(u_{i,j} + u_{j,i}), \quad (7)$$

其中张量表示法已经被使用, 下标中的逗号表示偏微分.

4.2 尺寸应变

尺寸变化应变基于MTR研究计划的实验结果, 该计划是辐照通量 γ 和辐照温度 T 的函数. 通过MTR数据计算尺寸变化应变值 H .

$$\varepsilon^{\text{dc}} = H(\gamma, T). \quad (8)$$

4.3 热应变

热膨胀系数用于评估热应变, 并涉及温度变化. 温度 T 下的热膨胀系数可写为

$$\alpha_i(T) = \frac{d\varepsilon^{\text{th}}}{dT}. \quad (9)$$

因此热应变可写为

$$\varepsilon^{\text{th}}(T) = \int_{T_{\text{ref}}}^T \alpha_i(\theta) d\theta, \quad (10)$$

其中 θ 是积分的虚拟变量, T_{ref} 是参考温度. 因此, 对于小的温度变化, 热应变可以被重写为

$$\varepsilon^{\text{th}} = \alpha_{(T_{\text{ref}}-T)}(T - T_{\text{ref}}). \quad (11)$$

4.4 辐照蠕变应变

施加应力和快中子辐照的石墨会表现出辐照蠕变应变. 传统上, 总的辐照蠕变应变被分成两个蠕变应变分量^[15]

$$\varepsilon^{\text{creep}} = \varepsilon^{\text{pc}} + \varepsilon^{\text{sc}}, \quad (12)$$

其中 ε^{pc} 和 ε^{sc} 分别是第一阶段辐照蠕变应变和第二阶段辐照蠕变应变. 第一阶段蠕变应变, 也称为瞬态蠕变应变, 是一种可恢复应变, 定义为

$$\varepsilon^{\text{pc}} = 4\varphi e^{-4\gamma} \int_0^\gamma \mathbf{D}_c \sigma e^{4\gamma'} d\gamma', \quad (13)$$

其中 $\varphi(T)$ 是取决于温度 T 的参数, γ 是辐照剂量, $\mathbf{D}_c$ 是蠕变材料矩阵. 蠕变材料矩阵是蠕变泊松比 ν_c 和蠕变模量 E_c 的函数. 假设蠕变泊松比与弹性泊松比相同, 即 $\nu_c = \nu = 0.2$. 蠕变模量定义为

$$E_c = E_0 \times S, \quad (14)$$

其中 E_0 是未辐照的杨氏模量, S 是模量结构项. 第一阶段辐照蠕变的特征是快速变形, 其速率很快降低.

第二阶段蠕变应变, 也称为稳态蠕变应变, 是不可逆应变, 定义为

$$\varepsilon^{\text{sc}} = \zeta(T) \int_0^\gamma \mathbf{D}_c \sigma d\gamma', \quad (15)$$

其中 $\zeta(T)$ 是温度相关参数. 第二阶段蠕变的特征是蠕变应变与辐照剂量的线性关系. 假设温度相关参数 φ 和 ζ 是常数, 分别为1.0和0.23.

5 核石墨材料模型本构方程

辐照石墨的复杂材料行为通过用户User MATerial子程序(UMAT)实施到ABAQUS^[16]有限元代码中. 在每次增量开始时, 估计ABAQUS模型中的总应变. 使用UMAT子程序执行两个功能. 首先, 它在估计的总应变增量结束时将更新应力值. 其次, 为机械本构模型提供石墨材料雅可比矩阵 $\partial \Delta \sigma / \partial \Delta \varepsilon^e$, 其中, $\Delta \sigma$ 和 $\Delta \varepsilon^e$ 分别是当前时间增量结束时的应力和弹性应变的变化. 由于UMAT需要增加应力和弹性应变, 所以本文以增量形式呈现本构方程. 因此总应变方程(4)变为

$$\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{total}} = \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^e + \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{dc}} + \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{th}} + \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{pc}} + \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{sc}}, \quad (16)$$

胡克定律方程(5)的增量式可以写成

$$\Delta \boldsymbol{\sigma} = \tilde{\mathbf{D}} \cdot \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^e + \Delta \mathbf{D} \cdot \tilde{\boldsymbol{\varepsilon}}^e, \quad (17)$$

其中, 波浪号(~)表示当前增量的平均值. 尺寸变化的增量方程为

$$\Delta \varepsilon^{\text{dc}} = \dot{\varepsilon}^{\text{dc}} \Delta \gamma, \quad (18)$$

其中 $\dot{\varepsilon}^{\text{dc}}$ 是相对于辐照注量的尺寸变化率, 并且可以从实验数据测量. 热应变的增量方程可以写成

$$\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{th}} = \Delta \boldsymbol{\alpha}_{(20-120)}(T - T_{\text{ref}}) + \boldsymbol{\alpha}_i \Delta T. \quad (19)$$

最后, 对于第一阶段辐照蠕变和第二阶段蠕变增量方程可以写为

$$\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{pc}} = 4\varphi(\tilde{\mathbf{D}}_c \tilde{\boldsymbol{\sigma}} - \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{pc}}) \Delta \gamma, \quad (20)$$

$$\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{sc}} = \zeta \tilde{\mathbf{D}}_c \tilde{\boldsymbol{\sigma}} \Delta \gamma. \quad (21)$$

在当前时间步骤 i , 可以明确计算尺寸变化应变和热应变的变化. 那么总应变等式可写为

$$\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^e = \frac{\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{total}} - \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{dc}} - \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{th}} - \zeta \Delta \gamma \tilde{\mathbf{D}}_c \tilde{\boldsymbol{\sigma}}_i - \frac{4\varphi \Delta \gamma (\tilde{\mathbf{D}}_c \tilde{\boldsymbol{\sigma}}_i - \boldsymbol{\varepsilon}_i^{\text{pc}})}{1 + 2\varphi \Delta \gamma} - \phi_2 \Delta \gamma \left(\frac{2\varphi}{1 + 2\varphi \Delta \gamma} + \frac{\zeta}{2} \right) \boldsymbol{\varepsilon}_i^e}{1 + \Delta \gamma \left(\frac{\varphi}{1 + 2\varphi \Delta \gamma} + \frac{\beta}{4} \right) (2\phi_1 + \phi_2)}. \quad (26)$$

一旦找到 $\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^e$ 的解, 就可以从方程(17)计算应力的变化. 也可以将 $\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^e$ 代入方程(20)和(21)找到 $\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{pc}}$ 和 $\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{sc}}$ 的解.

6 二维石墨砖模型与数值计算结果

图3描述了一个二维石墨砖模型. 该模型代表了假想的反应堆设计中使用的石墨砖的1/8. 内径 r_i 和外径 r_o 分别为150和300 mm. 键槽根部的过渡半径为6 mm. 考虑模型中的5个应变. 砖模型分析了22个满功率年(Full Power Year, fpy). 当温度在短时间内从环境温度上升到工作温度时, 砖也经受初始启动步骤.

2D模型的网格配置如图4所示. 图5显示了键槽拐角周围网格的放大图. 模型中使用了广义平面应变元素(Abaqus 2018). 模型中共有524个节点和154个8节点元素. 广义平面应变元素的参考节点位于原点. 假

$$\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^e + \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{pc}} + \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{sc}} = \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{total}} - \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{dc}} - \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{th}}. \quad (22)$$

假定增量中的平均值近似地通过中心差分法来计算

$$\tilde{\boldsymbol{\sigma}} = \boldsymbol{\sigma}_i + \frac{\Delta \boldsymbol{\sigma}}{2}, \quad \tilde{\boldsymbol{\varepsilon}} = \boldsymbol{\varepsilon}_i + \frac{\Delta \boldsymbol{\varepsilon}}{2}. \quad (23)$$

将方程(16)和(22)代入方程(19)和(20), 初级蠕变应变和次级蠕变应变可写为

$$\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{pc}} = \frac{\varphi \Delta \gamma (2\phi_1 + \phi_2)}{1 + 2\varphi \Delta \gamma} \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^e = \frac{2\varphi \Delta \gamma \phi_2 \boldsymbol{\varepsilon}_i^e + 4\varphi \Delta \gamma (\tilde{\mathbf{D}}_c \boldsymbol{\sigma}_i - \boldsymbol{\varepsilon}_i^{\text{pc}})}{1 + 2\varphi \Delta \gamma}, \quad (24)$$

$$\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{sc}} = \zeta \Delta \gamma \left(\frac{2\phi_1 + \phi_2}{4} \right) \Delta \boldsymbol{\varepsilon}^e = \zeta \Delta \gamma \left(\tilde{\mathbf{D}}_c \boldsymbol{\sigma}_i + \frac{\phi_2 \boldsymbol{\varepsilon}_i^e}{2} \right), \quad (25)$$

其中 $\phi_1 = E/E_c$ 是杨氏模量与蠕变模量的比率, $\phi_2 = \Delta E/E_c$ 是变化杨氏模量与蠕变模量的比率.

有三个已知右手边的方程(22), (24)和(25)以及三个未知数 $\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^e$, $\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{pc}}$ 和 $\Delta \boldsymbol{\varepsilon}^{\text{sc}}$, 通过线性代数求解方程组, 结果为

设对称条件应用于两个径向边界. 此外还假定平面可以自由地轴向移动, 但是没有围绕参考点的任何旋转. 原始石墨材料数据如表1所示.

对于应力分析, 需要22个fpy的辐照能量和辐照温度分布. 已创建简单的配置文件来模拟反应堆条件. 假设辐照注量沿半径呈二次曲线变化, 而辐照温度沿半径线性变化. 表2中显示了本文使用的选定时间的辐照能量和辐照温度的值. 最大的辐照剂量是 $160 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ EDND. 最大的辐照温度是500°C.

各向同性石墨的数学模型已通过用户材料子程序实施到Abaqus有限元程序(ABAQUS 2018)中. 本节将给出数值计算结果. 我们特别提取了键槽(Keyway)和内孔径(Bore)位置的随时间变化的计算结果. 这些节点的位置如图4所示. 这里将介绍这些节点的应力、弹性应变、热应变、尺寸变化应变, 以及初级蠕变应变、二次蠕变应变、位移和杨氏模量的时间历程. 为

图 3 二维石墨砖模型的尺寸

Figure 3 The dimensions of 2D graphite brick model.

图 4 二维石墨砖模型的网格配置

Figure 4 The mesh profile of 2D graphite brick model.

图 5 二维模型的周围的键槽根拐角网格构成

Figure 5 Refined meshes around the keyway root.

简单起见, 仅给出了环向的结果。

键槽和内孔径的环向应力分布如图6所示。键槽应力分布显示启动后有小的正向跳动。键槽应力随着时间而减少, 并且从张力变为压缩, 达到最小值后, 键槽应力随时间增加, 并从压力变为张力18.6 fpy。11.5 fpy时最大键槽压应力为13.83 MPa。内孔径应力趋势与键槽应力相反。启动后有小幅下降。然后内孔径应力随时间增加并从压缩变为张力。达到最大值后, 内孔径应力随时间降低, 并从张力变为压缩至17.3 fpy。11.5 fpy时的最大孔径拉伸应力为10.15 MPa。最大键槽压应力和最大内孔径拉应力同时出现。然而, 外孔径应力比键槽应力早1.3 fpy穿过时间轴。

弹性应变曲线如图7所示。键槽和内孔径应变曲线都显示出与应力类似的趋势。键槽的最大压缩应变在10.9 fpy时为 -7.29×10^{-4} , 在10.5 fpy时最大拉伸应变变为 4.50×10^{-4} 。他们也在时间轴上与压力曲线类似, 表明胡克定律已被正确实施。

热应变如图8所示。启动后, 内孔径的热应变为

表 2 不同时间的辐照温度和辐照能量值

Table 2 Values of irradiation temperature and fluences at different full power year

Time (fpy)	Pre start-up		22 y		Post shut down	
位置	r_i	r_e	r_i	r_e	r_i	r_e
辐照温度 (°C)	20	20	500	400	20	20
辐照能量($\times 10^{20}$ n/cm ² EDND)	0	0	160	80	160	80

图 6 键槽和内孔径的环向应力

Figure 6 The time histories of hoop stresses at the keyway and the bore.

图 7 键槽和内孔径的弹性应变

Figure 7 The time histories of elastic strain at the keyway and the bore.

2.47×10^{-3} , 大于键槽 2.06×10^{-3} 的热应变. 内孔径处的较大热应变是由于内孔径处的温度较高. 两条曲线在初始上升后随时间减小. 键槽热应变高于 17.33 fpy 后的内孔径热应变. 内孔径的热应变下降较大是由于孔的中子注量较高.

尺寸变化应变如图 9 所示. 由于内孔径的辐射通量和辐照温度都较高, 因此内孔径尺寸变化应变在 20.6 fpy 左右发生转向, 但因为注量较低, 在停堆之前键槽处不会发生转向 (22 y). 键槽处的尺寸变化收缩的幅度也小于内孔径处的尺寸变化收缩的幅度.

环向第一阶段辐照蠕变应变曲线如图 10 所示. 这些曲线与弹性曲线具有相似的轮廓. 键槽处的最大压缩初始蠕变应变在 11.0 fpy 时为 1.25×10^{-3} , 在 10.5 fpy 时, 内孔径的最大拉伸初始蠕变应变为 7.50×10^{-4} .

环向第二阶段辐照蠕变应变曲线如图 11 所示. 键槽处的最大压缩第二阶段辐照蠕变应变为 18.7 fpy 时为 1.47×10^{-2} , 最大拉伸第二阶段辐照蠕变应变为 17.4 fpy 时为 1.05×10^{-2} . 当环向应力为零时, 出现最大压缩/

图 8 键槽和内孔径的热应变

Figure 8 The time histories of thermal strain at the keyway and the bore.

图 9 键槽和内孔径的尺寸变化应变

Figure 9 The time histories of dimensional change strain at the keyway and the bore.

图 10 键槽和内孔径的第一阶段辐照蠕变应变

Figure 10 The time histories of primary creep strain at the keyway and the bore.

拉伸次要蠕变应变值.

杨氏模量曲线如图 12 所示. 曲线的初始跳跃是由于钉扎效应引起的. 然后经过一段恒定状态后, 杨氏模量逐渐增加.

最后, 位移曲线如图 13 所示. 最初位移的增加是由于启动时的热膨胀引起的. 然后由于尺寸变化收缩, 位

图 11 键槽和内孔径的第二阶段辐照蠕变应变曲线

Figure 11 The time histories of secondary strain at the keyway and the bore.

图 12 键槽和内孔径的杨氏模量曲线

Figure 12 The time histories of Young's modulus at the keyway and the bore.

移开始减小。

7 结论

辐照条件下核石墨构件的应力分析是复杂的。在

图 13 键槽和内孔径的位移曲线

Figure 13 The time histories of displacement at the keyway and the bore.

反应堆中, 由于辐照损伤的影响, 核石墨构件经历了尺寸和材料性质的显著变化. 本文首先建立了辐照环境下核石墨材料的应力分析模型, 考虑了5种不同的应变. 除了弹性应变和热应变外, 将辐照引起的三种应变考虑进来. 在弹性应变计算中的杨氏模量和在热应变计算中的热膨胀系数也是辐照通量和辐照温度的函数.

应用此石墨模型, 对二维石墨砖模型在辐照环境下的应力进行分析. 分析结果表明尺寸变化应变和第二阶段蠕变应变对应力有最大影响. 然而, 它们在键槽处的符号相同, 但在孔处的符号相反. 因此, 键槽处的位移轮廓大于孔处的位移轮廓. 热应变、弹性应变和初级蠕变应变具有相似的数量级. 对于热应变的考虑是非常必要的, 因为它们启动和关闭时都很重要.

本文所阐述的辐照环境下石墨构件应力分析模型对于堆环境下石墨构件的力学性能评估, 进而对石墨砖的设计具有参考意义.

参考文献

- 1 Nightingale R E. Graphite in the nuclear industry. In: Nightingale R E, ed. Nuclear Graphite. New York: Academic Press, 2013. 1–20
- 2 Matsui K, Oka Y, Ogawa M, et al. Development of generation IV nuclear energy systems. J At Energy Soc Japan, 2003, 45: 161–172
- 3 Tsang D K L, Marsden B J, Vreeling J A, et al. Analyses of a restrained growth graphite irradiation creep experiment. Nucl Eng Des, 2008, 238: 3026–3030
- 4 Tsang D K L, Marsden B J. Effects of dimensional change strain in nuclear graphite component stress analysis. Nucl Eng Des, 2007, 237: 897–904
- 5 Tsang D K L, Marsden B J. The development of a stress analysis code for nuclear graphite components in gas-cooled reactors. J Nucl Mater, 2006, 350: 208–220
- 6 Wang H T, Yu S Y. Impact of irradiation-induced deformation for nuclear graphite on irradiation induced stress and life (in Chinese). At Energy Sci Tech, 2008, 42: 630–633 [王海涛, 于溯源. 核级石墨辐照变形对辐照应力和寿命的影响. 原子能科学技术, 2008, 42: 630–633]
- 7 Mrozowski S. 1st and 2nd Conference on Carbons. New York, 1956. 31–45

- 8 Oku T, Eto M, Relation between static and dynamic Young's modulus of nuclear graphites and carbon. *Nucl Eng Design*, 1993, 143: 239–243
- 9 Kelly B T, Burchell T D. Structure-related property changes in polycrystalline graphite under neutron irradiation. *Carbon*, 1994, 32: 499–505
- 10 Tsang D K L, Marsden B J, Modelling of nuclear graphite behavior under irradiation conditions. In: *Proceeding of Ageing Management of Graphite Reactor Cores*. Cardiff, 2005
- 11 Oku T, Fujisaki K, Eto M. Irradiation creep properties of a near-isotropic graphite. *J Nucl Mater*, 1988, 152: 225–234
- 12 Tsang D K L, Marsden B J, Fok S L, et al. Graphite thermal expansion relationship for different temperature ranges. *Carbon*, 2005, 43: 2902–2906
- 13 Burchell T D, Oku T. Material properties data for fusion reactor plasma facing carbon-carbon composites. *J Nucl Fusion*, 1994, 5: 77–128
- 14 Neighbour G B. Modelling of dimensional changes in irradiated nuclear graphites. *J Phys D-Appl Phys*, 2000, 33: 2966–2972
- 15 Kelly B T, Brocklehurst J E. UKAEA Reactor Group studies of irradiation-induced creep in graphite. *J Nucl Mater*, 1977, 65: 79–85
- 16 ABAQUS. Version 2018. Paris: Dassault Systèmes, 2018

Material model for stress analysis of nuclear graphite component subject to irradiation

TSANG D K L^{*}

Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, Shanghai 201800, China

Nuclear graphite is used as a solid moderator in many fission nuclear reactors such as gas-cooled reactors and molten salt reactors. The role of graphite is to slow down neutrons emitted by fission, thus enhance their probabilities of interacting to produce further fission reactions. Graphite also acts as a major structural component in nuclear reactors, providing channels for the coolant and control rods. Graphite undergoes significant changes in dimensions and material properties due to the effects of irradiation damages. These irradiation-induced changes can lead to build up of significant stresses and deformation in the graphite components. Throughout reactor life it is essential that the graphite core structure remains sufficiently strong and undistorted in order to maintain fuel cooling, permit loading and unloading of the fuel and allow the necessary movements of control rods, in both normal and fault conditions. To perform structural integrity assessments, the definition of the constitutive equation relating stress and strain in the irradiated graphite material is required. Apart from the elastic and thermal strain, graphite in nuclear reactors also experiences additional strains due to fast neutron irradiation. Irradiation creep and irradiation induced dimensional changes are two most important of these irradiation strains. Nuclear graphite component structural integrity assessments are usually carried out using the finite element method. To model the dimensional change, irradiation creep and material properties a complex material model is required. In this paper a simple mathematical material model for isotropic graphite under irradiation condition is derived here. The model largely relies on empirical graphite property data obtained from material test reactor experiments. The model can be used to assess the nuclear graphite component structural integrity throughout the life of reactors, taking account of increasing irradiation fast neutron fluence and operating temperature. Also the model is a useful tool for designing a suitable graphite component for a nuclear reactor.

nuclear graphite, stress analysis, nuclear reactor

PACS: 28.41.-I, 62.20.D-, 81.05.uf

doi: [10.1360/SSPMA2018-00243](https://doi.org/10.1360/SSPMA2018-00243)