

文章编号: 0258-0926(2017)S2-0016-04; doi: 10.13832/j.jnpe.2017.S2.0016

# FCM 燃料辐照-热-力耦合性能数值研究

唐昌兵, 李文杰, 陈平, 李垣明, 周毅, 李伟

中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 成都, 610213

**摘要:** 使用 ABAQUS 软件编写相应的用户自定义子程序, 初步建立了全陶瓷微封装燃料 (FCM) 的辐照-热-力耦合性能模拟方法, 采用该数值方法对 TRISO 燃料球的堆内性能进行了模拟, 并与程序 BISON 计算结果进行对比, 验证了该模拟方法的有效性。同时, 对 FCM 燃料的辐照-热-力耦合性能进行了数值模拟, 结果表明, FCM 燃料芯块的温度分布与力学分布均表现出较强的非均匀性, 裂变气体释放对于 FCM 燃料的性能影响较大, FCM 燃料内包覆层的环向应力与 FCM 芯块温度变化对于功率瞬态并不敏感。

**关键词:** 耐事故燃料 (ATF); 全陶瓷微封装 (FCM); 燃料性能分析; 有限元  
**中图分类号:** TL352 **文献标志码:** A

## Numerical Research on Irradiation-Thermal-Mechanical Coupling Behavior of FCM Fuel

Tang Changbing, Li Wenjie, Chen Ping, Li Yuanming, Zhou Yi, Li Wei

Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610213, China

**Abstract:** User defined subroutines were coded under the calculation frame of ABAQUS software, and then, the irradiation-thermal-mechanical coupling behavior simulation method of fully ceramic micro-capsuled (FCM) fuel was preliminary established. With this simulation method, the in-pile behaviors of TRISO particle were modeled. Compared with the BISON calculation results, the validity of this simulation method was tested. Subsequently, the irradiation-thermal-mechanical coupling behavior of FCM fuel was modeled. The simulation results showed that the temperature distribution and stress distribution of FCM fuel exhibited a strong non-uniformity. The fission gas release had a strong effect on the mechanical performance of FCM fuel. The hoop stresses and temperature distribution of FCM fuel were not sensitive to transient power increasing.

**Key words:** Accident tolerant fuel (ATF), Fully ceramic micro-capsuled (FCM), Fuel performance analysis, Finite element method

### 0 前言

全陶瓷微封装 (FCM) 燃料是一种新的燃料概念, 主要目的为提升事故状态下的燃料性能可靠性<sup>[1]</sup>。该概念以三层各向同性 (TRISO) 燃料技术为基础, 研发新的燃料形式以替代轻水堆 UO<sub>2</sub> 燃料。FCM 燃料芯块由若干 TRISO 颗粒小球随机弥散于烧结的纳米 SiC 基体构成, SiC 基体和 TRISO 颗粒球在超设计基准事故工况下具有较好的抗氧化能力和裂变气体包容能力, 因此

普遍认为 FCM 燃料同轻水堆 UO<sub>2</sub> 燃料相比拥有更好的耐事故能力, 是目前轻水堆耐事故燃料的重要候选燃料之一。

当前对 FCM 燃料的研究工作主要集中于中子学<sup>[2]</sup>、热-中子学耦合<sup>[3]</sup>、事故安全等方面<sup>[4-5]</sup>。而 FCM 燃料的热力学性能由于其燃料组成的复杂性而难以通过已有的燃料性能分析软件或工具对其进行准确模拟。有学者采用高温气冷堆中 TRISO 燃料颗粒的性能分析软件对 FCM 燃料的

热力学性能进行模拟，该模拟以单个颗粒球为研究对象，未能考虑基体对 TRISO 颗粒球的作用以及 TRISO 球与 TRISO 球之间的相互作用<sup>[4,6]</sup>。本研究采用 ABAQUS 软件对 FCM 燃料芯块的热力学性能进行模拟分析。基于建立的数值模拟方法，对 FCM 燃料的辐照-热-力耦合性能进行了初步模拟，目的在于评估 FCM 燃料在稳态、瞬态条件下的燃料性能表现。

## 1 数值模型及材料参数

UO<sub>2</sub> 核芯考虑辐照肿胀（裂变气体产物导致的肿胀、裂变固体产物导致的肿胀）、辐照密实、热膨胀，疏松热解碳材料考虑辐照肿胀、热膨胀与蠕变，致密热解碳材料考虑辐照肿胀（各向异性）、热膨胀、蠕变，SiC 材料考虑热膨胀、蠕变。同时，考虑各材料的相关物性参数随温度、中子注量的变化，如热传导率、杨氏模量的温度相关性与中子注量相关性。

FCM 燃料芯块内 TRISO 颗粒核芯为 UO<sub>2</sub> 球，其气体肿胀与固体肿胀主要与燃耗相关，其经验关系式为<sup>[7]</sup>：

$$\Delta\varepsilon_{\text{sw-s}} = 5.577 \times 10^{-5} \rho \Delta B \quad (1)$$

$$\Delta\varepsilon_{\text{sw-g}} = 1.96 \times 10^{-31} \rho \Delta B (2800 - T)^{11.73} \times \exp[-0.0162(2800 - T) - 0.0178\rho B] \quad (2)$$

式中， $\Delta\varepsilon_{\text{sw-s}}$  为燃料固体裂变产物导致的肿胀增量； $\Delta\varepsilon_{\text{sw-g}}$  为燃料气体裂变产物导致的肿胀增量； $\rho$  为密度，kg/m<sup>3</sup>； $T$  为温度，K； $B$  和  $\Delta B$  分别为燃耗（裂变数/原子数）和燃耗增量。

燃料密实发生在辐照初期，辐照密实应变  $\varepsilon_{\text{D}}$  主要与燃耗相关，其经验关系式为<sup>[8]</sup>：

$$\varepsilon_{\text{D}} = \Delta\rho_0 \left[ \exp\left(\frac{B \ln 0.01}{C_{\text{D}} B_{\text{D}}}\right) - 1 \right] \quad (3)$$

式中， $\Delta\rho_0$  为燃料密实能够产生的最大密度改变量（采用与理论密度的占比来表示）； $B_{\text{D}}$  为燃料密实完全发生时对应的燃耗， $B_{\text{D}}=5 \text{ MW} \cdot \text{d}/\text{kg}(\text{U})$ ； $T < 750$  时， $C_{\text{D}}=7.2-0.0086(T-25)$ ； $T > 750$ ， $C_{\text{D}}=1$ 。

热膨胀系数会随着温度的变化而变化。UO<sub>2</sub> 燃料核芯的弹性模量与温度、密度相关，其表达式<sup>[7]</sup>为：

$$E = 2.26 \times 10^{11} \left[ 1 - 1.131 \times 10^{-4} (T - 273.15) \right] \times$$

$$\left[ 1 - 2.62(1 - D) \right] \quad (4)$$

式中， $E$  为弹性模量，Pa； $D$  为颗粒的理论密度份额， $D=95\%$ 。UO<sub>2</sub> 燃料核芯的泊松比  $\nu=0.316$ 。

UO<sub>2</sub> 燃料的热传导率采用 Lucuta 模型<sup>[9]</sup>：

$$K_{\text{UO}_2} = K_0 F_{\text{D}} F_{\text{P}} F_{\text{M}} F_{\text{R}} \quad (5)$$

$$K_0 = \frac{1}{0.0375 + 2.165 \times 10^{-4} T} + \left[ \frac{4.715 \times 10^9}{T^2} \right] \exp\left(-\frac{16361}{T}\right) \quad (6)$$

式中， $K_0$  为未经辐照的、致密的 UO<sub>2</sub> 的热传导系数，W/(m·K)； $F_{\text{D}}$ 、 $F_{\text{P}}$  分别为溶解和沉淀的裂变产物对热传导系数的影响因子； $F_{\text{M}}$  为孔隙度的影响因子； $F_{\text{R}}$  为辐照效应影响因子。

致密热解碳材料的杨氏模量、泊松比、密度、比热、热传导率分别为 470000 MPa、0.23、1.9 g/cm<sup>3</sup>、720 J/(kg·K)、4 W/(m·K)。疏松热解碳材料的杨氏模量、泊松比、密度、比热、热传导率分别为 20000 MPa、0.23、1 g/cm<sup>3</sup>、720 J/(kg·K)、0.5 W/(m·K)。SiC 材料的杨氏模量、泊松比、密度、比热、热传导率分别为 460 GPa、0.13、3.18 g/cm<sup>3</sup>、720 J/(kg·K)、10 W/(m·K)。SiC 层材料和 SiC 基体材料其热膨胀系数主要与温度相关，在此次模拟中采用如下的经验关系式<sup>[10]</sup>：

$$\alpha = 0.7738 + 7.080 \times 10^{-3} T_{\text{SiC}} - 4.951 \times 10^{-6} T_{\text{SiC}}^2 + 1.372 \times 10^{-9} T_{\text{SiC}}^3 \quad (7)$$

式中， $\alpha$  为热膨胀系数，当 373 K  $< T_{\text{SiC}} < 1273$  K 时， $\alpha=10^{-6} \text{K}^{-1}$ ；当  $T_{\text{SiC}} > 1273$  K 时， $\alpha=5.0 \times 10^{-6} \text{K}^{-1}$ 。

SiC 材料的辐照蠕变  $\varepsilon_{\text{creep}}$  采用如下的经验关系式<sup>[7]</sup>：

$$\varepsilon_{\text{creep}} = K_1 \Phi \sigma_e \quad (8)$$

式中， $K_1$  为辐照蠕变系数， $K_1=0.4 \times 10^{-31} (\text{m}^2 \cdot \text{MPa})^{-1}$ ； $\Phi$  为快中子注量率， $(\text{m}^2 \cdot \text{s})^{-1}$ ； $\sigma_e$  为有效应力。致密热解碳材料的辐照肿胀呈现各向异性，在球坐标系下表现为径向和切向的辐照肿胀各异，其径向辐照应变率  $\varepsilon_{\text{r}}$  和切向辐照应变率  $\varepsilon_{\text{t}}$  分别采用如下的表达式<sup>[7]</sup>：

$$\varepsilon_{\text{r}} = -0.077e^{-\Phi} + 0.031 \quad (9)$$

$$\varepsilon_{\text{t}} = -0.036e^{-2.1\Phi} - 0.01 \quad (10)$$

式中，应变率单位为  $(10^{25} \text{m}^{-2})^{-1}$ 。

致密热解碳与疏松热解碳材料的蠕变率  $\varepsilon_{\text{cr}}$  为<sup>[7]</sup>：

$$\varepsilon_{cr} = K[\sigma_1 + \nu_c(\sigma_2 + \sigma_3)]\Phi \quad (11)$$

$$K = 2K[1 + 2.38(1.9 - \rho)] \quad (12)$$

$$K^* = 1.996 \times 10^{-29} - 4.415 \times 10^{-32}T + 3.6544 \times 10^{-35}T^2 \quad (13)$$

式中,  $\nu_c$  为蠕变泊松比,  $\nu_c=0.5$ ;  $\sigma_1$ 、 $\sigma_2$ 、 $\sigma_3$  分别为 3 个方向的主应力;  $\rho$  为致密热解碳的密度,  $g/cm^3$ 。

疏松热解碳材料的辐照肿胀与致密热解碳材料的辐照肿胀不同, 呈现为各向同性, 在球坐标系下径向与切向的辐照肿胀应变相同, 采用如下的表达式:

$$\varepsilon_r = \varepsilon_t = -0.176e^{-1.75\Phi} \quad (14)$$

在辐照作用下, 疏松热解碳材料会产生辐照收缩, 致密热解碳材料与疏松热解碳材料之间会产生间隙, 间隙内充满裂变气体。间隙热传导采用如下表达式:

$$h_{gap} = h_g + h_r + h_s \quad (15)$$

式中,  $h_{gap}$  为间隙的换热系数;  $h_g$  为间隙气体的换热系数;  $h_s$  为接触产生的换热系数;  $h_r$  为辐照换热系数, 详细的输入参数见文献[7]。

辐照过程中 TRISO 颗粒球内的  $UO_2$  核芯会裂变产生裂变气体, 释放至缓冲层内。在此次模拟中假定 50% 的裂变气体释放份额, 采用理想气体状态方程对缓冲层内的气体压力进行计算。理想气体状态方程如下:

$$P = (nRT)/V \quad (16)$$

式中,  $P$  为气体压力;  $n$  为气体摩尔数;  $R$  为理想气体状态常数;  $V$  为间隙体积。该压力作用于内致密热解碳 (IPyC) 层内表面与疏松热解碳 (Buffer) 层的外表面。

FCM 燃料设计时认为 TRISO 颗粒球与 SiC 基体均对裂变气体具有包容能力。在此次模拟中, 基于保守考虑, 认为 SiC 层一旦发生破坏, 则 FCM 燃料产生失效。不过需要指出的是, SiC 层的破损是否会导致 SiC 基体的瞬间失效还需要进一步的探讨。SiC 层的失效概率  $P_F$  与 SiC 层的环向应力相关, 采用 Weibull 经验表达式<sup>[5]</sup>计算如下:

$$P_F = 1 - \exp[-\ln 2(\sigma_t/\sigma_c)^m] \quad (17)$$

式中,  $\sigma_t$  为 SiC 层的切向应力;  $\sigma_c$  为 SiC 层的断

裂强度,  $\sigma_c=340$  MPa;  $m$  为 Weibull 模量常数,  $m=5$ 。

## 2 对比验证

对 TRISO 燃料性能进行分析计算, 通过将得到的计算结果与公开发表文献的计算结果进行对比, 从而验证方法的有效性。在建立 TRISO 燃料性能分析方法时, 相关计算输入参数 (包括有 TRISO 颗粒的结构参数、热力学边界条件、物性参数、工况史等) 保持与文献[7]中一致。

### 2.1 TRISO 球几何模型

考虑到计算简化, 基于对称性, 在模拟过程中只建立了 1/8 有限元模型。切面定义为全局空间三维直角坐标系下的对称边界条件, TRISO 球外表面定义为固定温度边界条件, 温度为 1500 K。整个 TRISO 燃料球的初始温度定义为 1500 K (在 1500 K 时整个 TRISO 燃料球的应力为零, 此时处于零应力状态)。

### 2.2 TRISO 球计算结果

TRISO 球在 1% 原子百分比燃耗 (FIMA) 燃耗时候的径向温度分布计算结果表明: 径向温度分布、Buffer 层的外径变化、IPyC 层的内径变化、各层切向应力变化的计算结果与程序 BISON 的计算结果<sup>[7]</sup>基本一致。这表明针对 TRISO 球所建立的有限元分析方法其有效性得到验证, 可以在此基础上继续考虑 SiC 基体对 TRISO 颗粒的作用, 对 FCM 芯块辐照-热-力耦合性能进行分析。

## 3 FCM 燃料芯块特征单元

考虑到计算效率并基于对称性, 在此次模拟中选择以 FCM 燃料芯块特征单元作为分析对象。上表面与下表面设置为对称边界条件, 两侧的截面设置为周期性边界条件。在此次的模拟中暂未考虑燃料包壳与芯块-包壳间隙距离。在稳态模拟与功率瞬态模拟中, 将 FCM 燃料芯块的外表面温度设置为 698 K。此次模拟中的几何参数见表 1。

表 1 FCM 燃料芯块几何参数

Table 1 Geometry Parameter of FCM fuel Pellet

核芯半径/mm	0.42	SiC 层厚度/mm	0.035
IPyC 层厚度/mm	0.035	Buffer 层厚度/mm	0.05
OPyC 层厚度/mm	0.02	FCM 芯块半径/mm	4.096
FCM 芯块高度/mm	0.6	TRISO 装载比/%	43

## 4 分析结果

### 4.1 稳态分析结果

模拟工况为以 20 kW/m 的线功率稳态运行 1100 d。模拟结果表明, 稳态运行至 76 d 时(辐照初期), 芯块中心温度与芯块外表面温度之间的差值大约 180 K, 随着辐照的加深, 该温度差值逐渐增加, 稳态运行至 1100d 时(对应于辐照末期), 该温度差值达到 220 K。造成该现象的原因主要是:  $\text{UO}_2$  芯块的热传导率会随着辐照程度的加深而逐渐降低; 随着辐照的加深, Buffer 层会产生辐照收缩, 在 Buffer 与 IPyC 层间会形成间隙, 与此同时, 释放的裂变气体聚集于此, 从而造成间隙热传导系数的降低。

运行至辐照末期(1100 d, 24.75%FIMA), 50%裂变气体释放率(FGR)会导致间隙内产生约 62.6 MPa 的内压, 计算得到 SiC 层此时的环向应力为 376 MPa 的环向拉应力。裂变气体释放会对 TRISO 颗粒内包覆层的环向应力产生非常明显的影响。若考虑裂变气体释放, 稳态运行 750 d 时(快中子注量为  $6.156 \times 10^{25} \text{m}^{-2}$ ) 达到 1% 的失效概率; 若不考虑裂变气体释放, 稳态运行至 1200 d 时(快中子注量为  $9.85 \times 10^{25} \text{m}^{-2}$ ) 达到 1% 的失效概率。该计算结果与高通量辐照反应堆(HFIR)中测量到的辐照实验结果相符, 在 HFIR 反应堆的辐照实验中, FCM 燃料样品为非裂变核芯<sup>[11]</sup>, 因此在整个辐照实验过程中没有裂变气体释放。辐照后检查(PIE)检测结果表明在轻水堆(LWR)运行温度下(320~360 °C), 快中子注量达到  $7.7 \times 10^{25} \text{m}^{-2}$  时 SiC 没有明显的破坏。

### 4.2 功率瞬态分析结果

对 FCM 燃料芯块热力学性能的功率瞬态模拟时, 假定其在稳态运行 100 d 时有一个大约 9 s 的 50%满功率(FP)瞬态提升。模拟结果表明, 发生功率瞬态时, FCM 燃料芯块中心温度与 SiC 层温度均提高约 100 K, 因此相比稳态运行温度变化并不大。在功率瞬态期间各层环向应力的变化并不明显, 这说明各层环向应力的变化对于功率改变并不敏感。

## 5 结论

考虑了 FCM 燃料芯块相关材料的热膨胀、辐照肿胀、蠕变等效应, 采用有限元方法对 FCM 燃

料在稳态、瞬态条件下的辐照-热-力耦合性能进行了数值模拟, 计算结果表明: 稳态运行期间 FCM 燃料芯块温度随辐照程度的加深, 其变化并不明显, 会有少量的提高; 裂变气体释放对于 TRISO 颗粒内 SiC 层环向应力的影响较为明显。考虑 FGR 的情况下 SiC 层的失效时间会远早于不考虑 FGR 情况下 SiC 层的失效时间; 在功率瞬态下, FCM 芯块内包覆层的环向应力与 FCM 燃料芯块温度变化并不剧烈, 这主要是由于 SiC 基体的高热传导率所致。

### 参考文献:

- [1] Terrani K A, Snead L L, Gehin J C. Microencapsulated fuel technology for commercial light water and advanced reactor application[J]. Journal of Nuclear Materials, 2012, 427(1): 209-224.
- [2] Guillermo Diez F. Safety aspects of Ceramic Fully Encapsulated fuel for Light Water Reactors[R]. Nuclear Energy Engineering Reactor Physics Department. 2012.
- [3] Lee Y, Cho N Z. Steady-and transient-state analyses of fully ceramic microencapsulated fuel loaded reactor core via two-temperature homogenized thermal-conductivity model[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, 76: 283-296.
- [4] Chun J H, Lim S W, Chung B D, et al. Safety evaluation of accident-tolerant FCM fueled core with SiC-coated zircalloy cladding for design-basis accidents and beyond DBAs[J]. Nuclear Engineering and Design, 2015, 289: 287-295.
- [5] Boer B, Sen R S, Pope M A, et al. Material Performance of Fully-Ceramic Micro-Encapsulated Fuel Under Selected LWR Design Basis Scenarios[R]. Idaho National Laboratory (INL), 2011.
- [6] Collin B P. Modeling and analysis of UN TRISO fuel for LWR application using the PARFUME code[J]. Journal of Nuclear Materials, 2014, 451(1): 65-77.
- [7] Hales J D, Williamson R L, Novascone S R, et al. Multidimensional multiphysics simulation of TRISO particle fuel[J]. Journal of Nuclear Materials, 2013, 443(1): 531-543.
- [8] Rashid Y, Dunham R, Montgomery R. Fuel analysis and licensing code: FALCON MOD01[R]. EPRI Report, 1011308, 2004.
- [9] Lucuta P G, Matzke H, Hastings I J. A pragmatic approach to modelling thermal conductivity of irradiated  $\text{UO}_2$  fuel: review and recommendations[J]. Journal of nuclear materials, 1996, 232(2): 166-180.
- [10] Snead L L, Nozawa T, Katoh Y, et al. Handbook of SiC properties for fuel performance modeling[J]. Journal of nuclear materials, 2007, 371(1): 329-377.
- [11] Snead L L, Terrani K A, Katoh Y, et al. Stability of SiC-matrix microencapsulated fuel constituents at relevant LWR conditions[J]. Journal of Nuclear Materials, 2014, 448(1): 389-398.

(责任编辑: 王中强)