

Численный расчет радиационного распухания выгородки реактора ВВЭР-1000 в двухмерной постановке при вариации данных по объемным тепловыделениям и повреждающей дозе

О. В. Махненко¹, И. В. Мирзов²

Институт электросварки им. Е. О. Патона НАН Украины, Киев, Украина

¹ makhnenko@paton.kiev.ua

² mirzov@paton.institute

Рассмотрены существующие математические модели радиационного распухания аустенитной стали 08X18H10T, из которой изготовлены элементы внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР-1000: модели свободного распухания с учетом температуры и повреждающей дозы и модель, учитывающая напряженное состояние. Учитывается также явление радиационной ползучести. Сделан обзор входных данных, таких как объемные тепловыделения, температура и повреждающая доза в выгородке и внутрикорпусной шахте реактора ВВЭР-1000, по которым выполнены расчетные оценки радиационного распухания внутрикорпусных устройств в двухмерной постановке и сравнительный анализ результатов. Показана степень влияния вариации входных данных на расчетные результаты. Оценка формоизменения выгородки указывает на возможность контактного взаимодействия с внутрикорпусной шахтой.

Ключевые слова: внутрикорпусные устройства, выгородка, радиационное распухание, численная модель, реактор ВВЭР-1000, повреждающая доза, объемные тепловыделения.

Введение. Внутрикорпусные устройства (ВКУ) реакторов типа ВВЭР изготовляют из аустенитных хромоникелевых сталей типа 08X18H10T, которые обладают высокими физическими и механическими свойствами благодаря аустенитной структуре, стабилизированной для температур ниже 800°С соответствующим легированием.

Фактором, снижающим стабильность аустенитной микроструктуры, является облучение, с которым связано физическое явление распухания аустенитной стали, когда происходит необратимый процесс увеличения объема. Объемные деформации радиационного распухания могут приводить к существенному изменению напряженного состояния в элементах конструкций. Длительное облучение аустенитной стали способствует аустенитно-ферритному превращению с сопутствующим достаточно резким изменением свойств стали и проявлением склонности к хрупкому разрушению. Также радиационное распухание приводит к формоизменению такого важного элемента ВКУ, как выгородка, что, в свою очередь, может нарушить нормальное функционирование реактора в целом, например при контакте выгородки с тепловыделяющими сборками или внутрикорпусной шахтой.

В настоящее время существует несколько математических моделей [1–5], описывающих величину объемных деформаций радиационного распухания и изменение механических свойств аустенитных сталей под действием облучения. При расчете распухания ВКУ, таких как выгородка и шахта, с помощью этих моделей используются входные данные по распределениям скорости набора радиационной дозы и объемных тепловыделений. Эти данные в литературных источниках представлены неоднозначно, и вариация объемных тепловыделений и радиационной дозы в выгородке и шахте весьма велика, что приводит к большому разбросу расчетных значений распухания.

Цель данной работы заключается в расчете распухания ВКУ по существующим математическим моделям (в том числе с учетом радиационной ползучести) с использованием различных входных данных, сравнительном анализе результатов и определении степени влияния вариации входных данных на расчетные величины, такие как радиационное распухание и радиальные деформации выгородки, а также возможности контактного взаимодействия выгородки с внутрикорпусной шахтой.

Известен ряд работ, посвященных проблеме радиационного распухания аустенитных сталей, в том числе оценке распухания выгородки [6–11]. Отметим, что недостатком этих работ является использование математической модели радиационного распухания без учета напряженного состояния. Кроме того, не решается механическая задача, выгородка рассматривается без возможного контакта с внутрикорпусной шахтой реактора ВВЭР-1000.

Математические модели. Модель свободного распухания. Предлагаемая модель описана в [1] и представляет собой зависимость величины распухания от повреждающей дозы и температуры облучения материала:

$$S_0 = \Delta V/V = 5,5 \cdot 10^{-3} (D + 0,1T - 67) \exp[-2,9 \cdot 10^{-4} (T - 485)^2];$$

$$dS_0 = \frac{\partial S(D(t), T)}{\partial t} dt = 5,5 \cdot 10^{-3} \exp[-2,9 \cdot 10^{-4} (T - 485)^2] \frac{\partial D(t)}{\partial t} dt, \quad (1)$$

где S_0 – величина свободного радиационного распухания; D – повреждающая доза, сна; T – температура облучения, °С; $\partial D(t)/\partial t$ – скорость набора повреждающей дозы.

При численном расчете множитель $(D + 0,1T - 67)$ может принимать отрицательные значения. В таком случае величина радиационного распухания обнуляется, так как деформации распухания являются необратимыми. Таким образом, величина распухания равна нулю до накопления в материале определенной повреждающей дозы, при которой указанный множитель принимает положительное значение (рис. 1).

Модель (1) не учитывает напряженного состояния материала, при котором происходит распухание, и поэтому получила название модели свободного распухания. Зависимость распухания от повреждающей дозы носит линейный характер (рис. 1) [6–11].

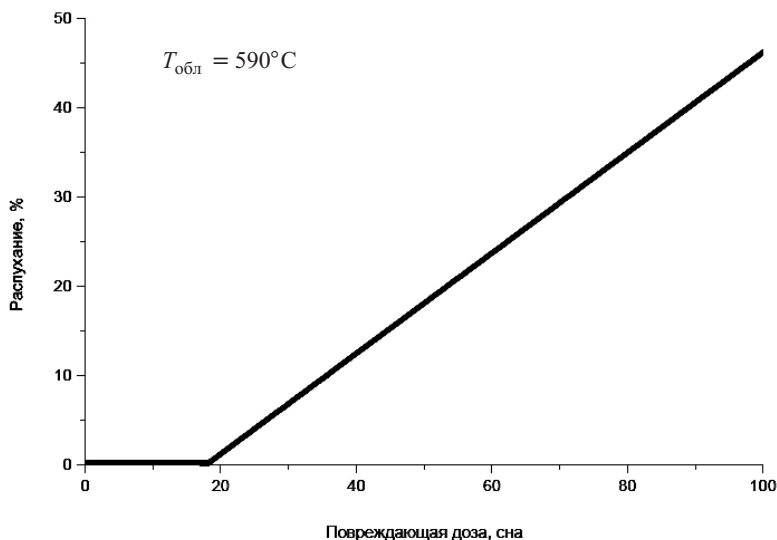


Рис. 1. Линейная зависимость свободного распухания от повреждающей дозы [6–11].

Еще одна модель свободного распухания рассматривается в [3]:

$$S_0 = C_D D(t)^n f_1(T);$$

$$dS_0 = C_D n D(t)^{n-1} f_1(T) \frac{\partial D(t)}{\partial t} dt, \quad dS_0 > 0, \quad (2)$$

где $f_1(T) = \exp(-r(T - T_{\max})^2)$; $C_D = 1,035 \cdot 10^{-4}$; $n = 1,88$; $r = 1,825 \cdot 10^{-4}$; $T_{\max} = 470^\circ\text{C}$.

Зависимость распухания от повреждающей дозы в [3] носит степенной характер (рис. 2).

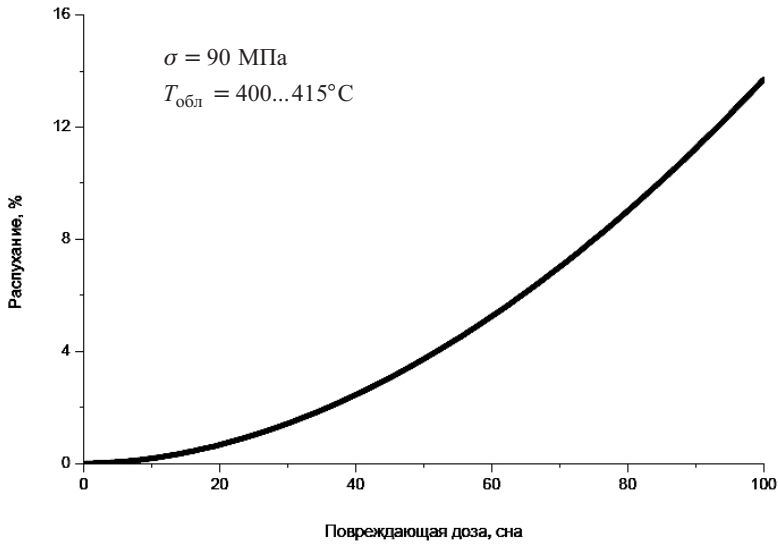


Рис. 2. Степенная зависимость распухания с учетом напряженного состояния и повреждающей дозы [3].

Однако в работе [3] отмечается недостаточная точность модели (2) для аппроксимации экспериментальных данных, на основании которых эта модель была получена, и рекомендуется учитывать влияние напряженного состояния на величину радиационного распухания.

Модель с учетом напряженного состояния. Зависимость величины радиационного распухания от напряженного состояния получена в [3] на основании экспериментальных данных и действительна при скоростях облучения $(0,6 \dots 8,0) \cdot 10^{-8}$ сна/с, что соответствует условиям эксплуатации реакторов типа ВВЭР-1000 на полной мощности:

$$\begin{cases} dS = S_0 f_2(\sigma_m) f_3(\kappa); \\ dS = C_D n D(t)^{n-1} f_1(T) f_2(\sigma_m) f_3(\kappa) \frac{\partial D(t)}{\partial t} dt, \quad dS > 0; \\ f_2(\sigma_m) = 1 + P \sigma_m; \\ f_3(\kappa) = \exp(-\eta \kappa), \end{cases} \quad (3)$$

$P = 4 \cdot 10^{-3} \text{ МПа}^{-1}$; $\eta = 8,75$; σ_m — средние напряжения; κ — параметр Одквиста, $\kappa = \int d\varepsilon_{eq}^P$.

Модель (3) содержит множитель, зависящий от средних напряжений σ_m ,

$$\sigma_m = \frac{\sigma_{xx} + \sigma_{yy} + \sigma_{zz}}{3},$$

где σ_{xx} , σ_{yy} , σ_{zz} – нормальные компоненты тензора напряжений облучаемого материала. Таким образом, учитывается влияние напряженного состояния на величину радиационного распухания.

Наличие пластических деформаций сдерживает радиационное распухание: в модели это учитывается множителем $f_3(\kappa) = \exp(-\eta\kappa)$.

Распухание, рассчитанное с учетом напряженного состояния (3), называют полным.

Для расчета предела текучести материала ВКУ в [2] предлагается зависимость от повреждающей дозы и температуры облучения, которая соответствует стали 09X18H9:

$$\sigma_{0,2} = 153 + 239 \exp[-2,22 \cdot 10^{-3}(T + 273)] + A \left[1 - \exp\left(-0,47 \frac{D}{D_0}\right) \right]^{0,5}, \quad (4)$$

где

$$A = \begin{cases} 0,7T + 365, & T < 300^\circ \text{C}; \\ 575, & 300 \leq T \leq 366^\circ \text{C}; \\ 365(T/T_{\text{обл}})^{-2,2}, & T > 366^\circ \text{C}; \end{cases}$$

$D_0 = 4,55$ сна.

В [4] предлагается выражение для расчета предела текучести основного металла стали 08X18H10T, из которой изготавливают ВКУ:

$$\sigma_{0,2}(T, D) = \begin{cases} \sigma_{0,2}^0(T) + \Delta\sigma_{0,2}^T(T, D), & D < D^*; \\ \sigma_{0,2}^*(T) + \Delta\sigma_{0,2}^*(D), & D \geq D^*; \end{cases}$$

$$\sigma_{0,2}^0(T) = 155 + 239 \exp(-2,22 \cdot 10^{-3}(T + 273)), \text{ МПа};$$

$$\Delta\sigma_{0,2}^T(T, D) = (\sigma_{0,2}^*(T) - \sigma_{0,2}^0(T)) \frac{\sqrt{1 - \exp(-C_{\sigma_{0,2}} D)}}{\sqrt{1 - \exp(-C_{\sigma_{0,2}} D^*)}}; \quad (5)$$

$$\sigma_{0,2}^*(T) = 650 + 1405 \exp(-5,9 \cdot 10^{-3}(T + 273)), \text{ МПа};$$

$$\Delta\sigma_{0,2}^*(D) = A_{\sigma_{0,2}} (\sqrt{1 - \exp(-C_{\sigma_{0,2}} D)} - \sqrt{1 - \exp(-C_{\sigma_{0,2}} D^*)});$$

$D^* = 7$ сна; $C_{\sigma_{0,2}} = 0,126 \text{ сна}^{-1}$; $A_{\sigma_{0,2}} = 621 \text{ МПа}$.

Модель (3) усовершенствована в [5], где в качестве множителя f_2 предлагается выражение

$$f_2 = 1 + 8 \cdot 10^{-3} (0,85 \sigma_m + 0,15 \sigma_{eq});$$

$$dS = C_D n D(t)^{n-1} f_1(T) f_2(\sigma_m, \sigma_{eq}) f_3(\kappa) \frac{\partial D(t)}{\partial t} dt, \quad dS > 0, \quad (6)$$

где σ_{eq} – интенсивность касательных напряжений. Таким образом, учитывается влияние вида напряженного состояния (сферической и девиаторной компонент напряжений) на радиационное распухание.

Учет радиационной ползучести. В [5] приводится связь скорости деформаций радиационной ползучести со скоростями набора повреждающей дозы и полного распухания (6):

$$\frac{dS_c}{dt} = \left(B_0 \frac{dD}{dt} + \omega \frac{dS_w}{dt} \right) \sigma_{eq},$$

где $B_0 = 1 \cdot 10^{-6}$ (МПа·сна) $^{-1}$; $\omega = 2,95e-3$ МПа $^{-1}$; dS_w – приращение полного распухания за инкремент, рассчитанное по формуле (6);

$$dS_c = \left(B_0 \frac{\partial D(t)}{\partial t} dt + \omega dS_w \right) \sigma_{eq}.$$

Суммарный тензор приращений деформаций распухания представляется как сумма приращения деформации радиационной ползучести dS_c (девиаторная компонента) и приращения полного радиационного распухания dS_w (сферическая компонента) на данном шаге по времени:

$$d\mathbf{S} = \frac{1}{3} dS_w \mathbf{I} + dS_c \mathbf{n},$$

где \mathbf{I} – единичный тензор; $\mathbf{n} = \partial \sigma_{eq} / \partial \sigma$.

Приращения деформаций $d\mathbf{S}$ суммируются на всех шагах по времени; \mathbf{S} – суммарный тензор деформаций радиационного распухания, под объемными деформациями распухания будем понимать его первый инвариант.

Обзор входных данных. Численный расчет объемных деформаций распухания кроме математической модели в своей основе содержит также данные по распределению объемных тепловыделений и повреждающей дозы в выгородке и внутрикорпусной шахте. В литературных источниках исследованиям внутрикорпусной шахты уделяется значительно меньше внимания, чем выгородке [6–14]. Данные по тепловыделениям необходимы для расчета стационарной температуры, которая вместе с повреждающей дозой используется при вычислении радиационного распухания.

В [12] приведены данные по повреждающей дозе (рис. 3): максимум за 30 лет составляет 75 сна. Данные о распределении температуры такие же, как и в [11], но максимум составляет 460°C.

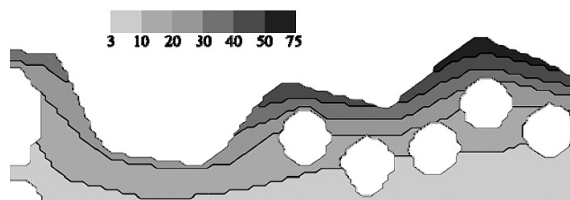


Рис. 3. Повреждающая доза, сна, за 30 лет [12].

В [13] величина повреждающей дозы за 30 лет ниже, чем в [12], и составляет 63,2 сна (рис. 4). Также в [13] приводится решение температурной задачи в виде поля стационарной температуры в выгородке и внутрикорпусной шахте. Максимум температуры в выгородке равен 399°C (рис. 5). Температура в шахте является постоянной по толщине и варьируется от 292°C на свободных поверхностях до 315°C внутри.

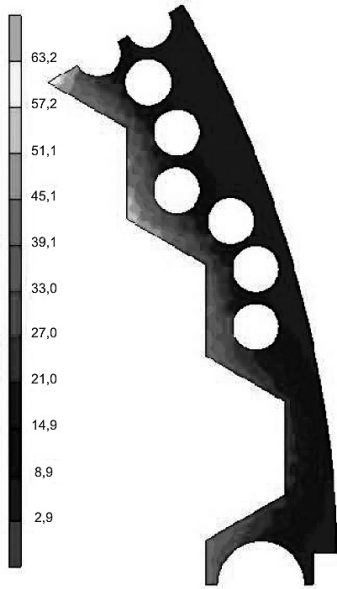


Рис. 4

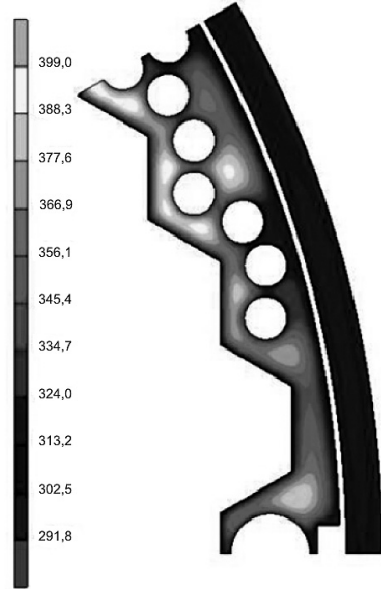


Рис. 5

Рис. 4. Повреждающая доза, сна, за 30 лет [13]. (Здесь и на рис. 5, 9, 10 данные получены в ОАО ОКБ “ГИДРОПРЕСС”.)

Рис. 5. Стационарная температура, °С, в выгородке и шахте [13].

Расчет напряженно-деформированного состояния и формоизменения в двухмерной постановке с учетом поля повреждающих доз и температур согласно [13] является консервативным, поскольку представленные на рис. 4 и 5 сечения с максимальной повреждающей дозой и температурой в реальной выгородке разнесены по высоте (сечение с максимальной температурой выше сечения с максимальной повреждающей дозой).

В Институте ядерных исследований (Ржеж, Чешская Республика, далее – ИЯИ) был выполнен расчет объемных тепловыделений и радиационной дозы в выгородке реактора ВВЭР-1000 для энергоблока № 1 Южно-Украинской (ЮУ) АЭС. Результаты этих расчетов приведены на рис. 6, 7. Однако не ясно, как долго длился 22-й топливный цикл, для которого проводился расчет, и поэтому неизвестно, в течение какого срока в выгородке накопилась повреждающая доза величиной 3,0 сна. Первоначально, в соответствии с проектом, длительность топливного цикла на энергоблоках с ВВЭР-1000 составляла 7000 ч [15]. По самым грубым оценкам это равно одному году эксплуатации реактора. Таким образом, согласно данным ИЯИ скорость набора повреждающей дозы будет 3,0 сна/год.



Рис. 6. Объемные тепловыделения, Вт/см³, 22-й топливный цикл энергоблока № 1 ЮУ АЭС (данные ИЯИ).

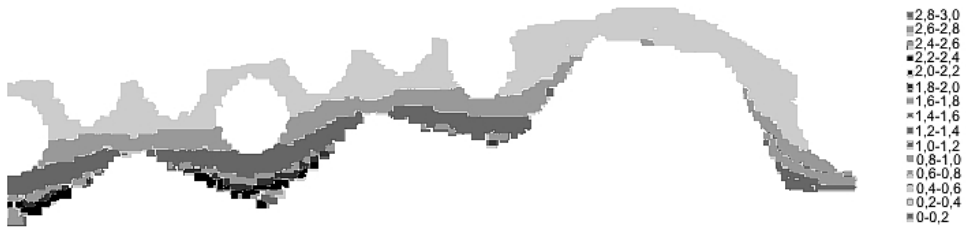


Рис. 7. Повреждающая доза, сна, 22-й топливный цикл энергоблока № 1 ЮУ АЭС (данные ИЯИ).

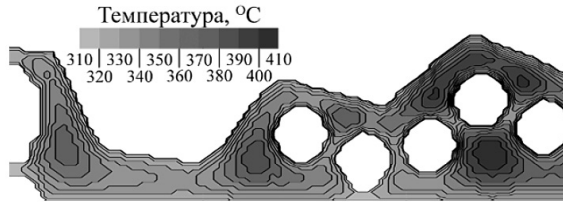


Рис. 8. Распределение температуры в выгородке реактора ВВЭР-1000 в режиме нормальной эксплуатации [11].

Решение температурной задачи в выгородке (рис. 8) представлено в [11]. Качественно результаты расчетов коррелируют с [13], максимум температуры составляет 410°C. Величина объемных тепловыделений, температура окружающей среды и коэффициенты теплопередачи не приводятся.

В [14] величина повреждающей дозы по сравнению с таковой, полученной в [13], меньше и составляет 52 сна за 30 лет (~1,7 сна/год) – рис. 9. Также приведено температурное поле (рис. 10) для режима нормальной эксплуатации реактора, однако, какие величины объемных тепловыделений и коэффициентов теплопередачи использовались при решении температурной задачи, не известно.

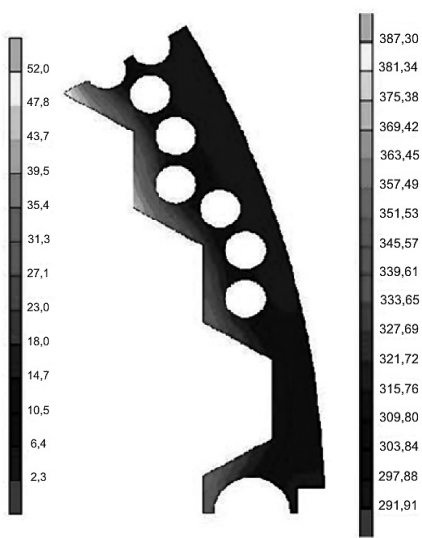


Рис. 9

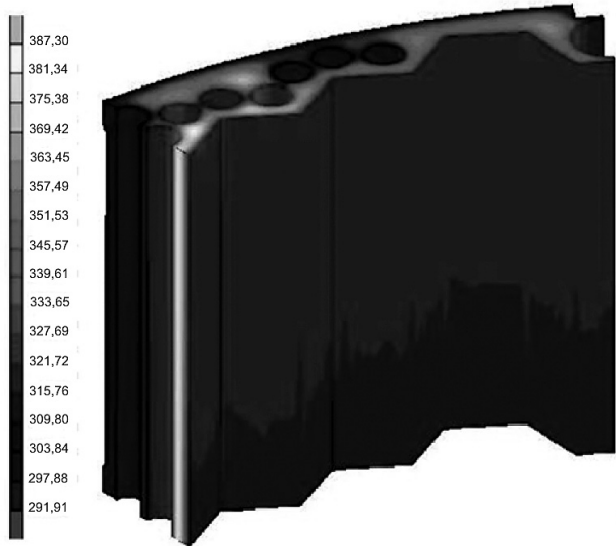


Рис. 10

Рис. 9. Повреждающая доза, сна, за 30 лет [14].

Рис. 10. Стационарная температура, °С, в выгородке [14].

Сравнение входных данных, полученных в [11–14]

Год	H_{\max} , Вт/см ³	T_{\max} , °С	D , сна, за 30 лет	D , сна, в год	Литературный источник
1998		460,0	75,0		[12]
2010		399,0	63,2		[13]
2011	11,0			3,0	ИЯИ
2011		410,0	75,0		[11]
2012		387,3	52,0		[14]

В табл. 1 представлены данные по объемным тепловыделениям, температуре и радиационной дозе, которые положены в основу численных расчетов радиационного распухания и формоизменения выгородки.

Величина повреждающей дозы во внутрикорпусной шахте составляет 3,67 сна на внутренней и 0,89 сна на внешней поверхности за 27 лет эксплуатации. Эти значения соответствуют скоростям набора дозы 0,136 и 0,033 сна/год соответственно.

Численный расчет распухания выгородки. Задача решена при условии обобщенной плоской деформации. Математические модели (1), (2) и (6), (7) реализованы в вязкоупругопластической постановке при условии идеальной пластичности. Предел текучести материала описывается зависимостью (5). Поля объемных деформаций распухания, полученные по моделям (1), (2) и (7), качественно не различаются (рис. 11,а). Поле объемных деформаций распухания по модели (6) приведено на рис. 11,б.

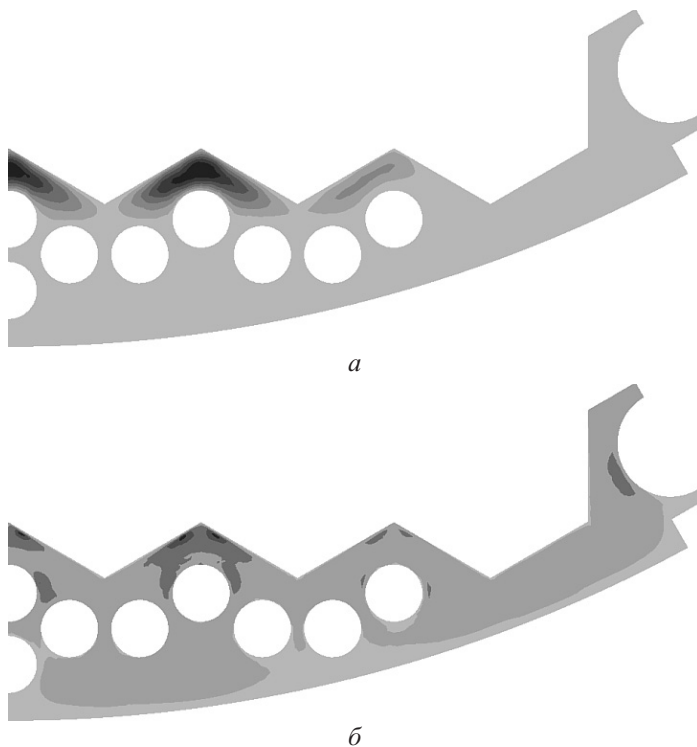


Рис. 11. Качественное распределение объемных деформаций распухания по моделям (1), (2), (7) – а и (6) – б после 60 лет эксплуатации реактора.

Важно заметить, что максимум деформаций распухания за 60 лет, рассчитанного по модели (6) без учета радиационной ползучести, находится вблизи внутренней поверхности выгородки, а не внутри металла, т.е. не в области максимума температуры. Это обусловлено обнулением множителя f_2 в формуле (6) на этапе, когда распухание в области максимума температуры вызывает достаточно большие гидростатические напряжения сжатия (после ~ 30 лет эксплуатации), сдерживающие дальнейшее накопление распухания в этой области. Качественные картины радиационного распухания по моделям (1), (2) и (6), (7) за период до 30 лет практически идентичны. Поле радиационного распухания, рассчитанного по модели (7), отличается от такового по модели (6) из-за учета эффекта радиационной ползучести: в модели (7) множитель f_2 не обнуляется в области максимума температуры в течение всего 60-летнего периода эксплуатации реактора. Максимум распухания за 60 лет по модели (7) с учетом радиационной ползучести находится в области максимума температуры.

Результаты расчета распухания S после 30 и 60 лет эксплуатации реактора по описанным входным данным приведены в табл. 2.

Т а б л и ц а 2

**Результаты расчета распухания по моделям (1), (2) и (6), (7)
и входным данным [11–14]**

Год	S , %, по моделям				Литературный источник
	(1)	(2)	(6)	(7)	
1998	$\frac{20,3}{78,4}$	$\frac{15,3}{41,7}$	$\frac{2,3}{4,9}$	$\frac{10,0}{34,6}$	[12]
2010	$\frac{5,8}{22,2}$	$\frac{1,2}{4,2}$	$\frac{1,2}{2,4}$	$\frac{3,2}{10,6}$	[13]
2011	$\frac{33,9}{134,3}$	$\frac{26,8}{65,9}$	$\frac{3,2}{7,7}$	$\frac{16,8}{61,4}$	ИЯИ
2011	$\frac{10,3}{40,1}$	$\frac{2,8}{8,5}$	$\frac{1,6}{3,2}$	$\frac{5,2}{17,7}$	[11]
2012	$\frac{2,8}{10,6}$	$\frac{0,4}{1,6}$	$\frac{0,8}{1,8}$	$\frac{1,7}{5,6}$	[14]

Примечание. Здесь и в табл. 3 над чертой приведены данные, полученные за 30 лет, под чертой – за 60 лет.

Как видно, величины радиационного распухания материала выгородки могут различаться в десятки раз при вариации входных данных. Поэтому уточнение величины и распределений объемных тепловыделений и радиационной дозы в выгородке реактора ВВЭР-1000 является актуальной задачей.

Зависимость радиационного распухания от объемных тепловыделений, повреждающей дозы отдельно и от обоих факторов одновременно при разбросе входных данных в пределах $\pm 20\%$ от уровня [14] для математической модели (7) приведена на рис. 12. В указанном диапазоне вариации входных данных величина распухания материала выгородки за 60 лет эксплуатации изменяется в пределах $-40\ldots+57\%$, что свидетельствует о большом влиянии точности входных данных.

Неравномерные нагрев и радиационное распухание выгородки приводят к увеличению ее радиуса. Результаты расчета радиальных перемещений U_r в области

Т а б л и ц а 3

Результаты расчета радиальных перемещений выгородки в горячем состоянии в области большого канала по моделям (1), (2) и (6), (7) и входным данным [11–14]

Год	U_r , мм, по моделям				Литературный источник
	(1)	(2)	(6)	(7)	
1998	$\frac{22,2}{41,9}$	$\frac{14,6}{20,3}$	$\frac{14,4}{18,3}$	$\frac{17,8}{30,3}$	[12]
	1998	$\frac{13,6}{20,1}$	$\frac{10,4}{11,5}$	$\frac{11,6}{13,3}$	
2010	$\frac{30,0}{63,7}$	$\frac{18,7}{31,0}$	$\frac{16,4}{23,5}$	$\frac{22,6}{43,2}$	ИЯИ
2011	$\frac{15,8}{25,3}$	$\frac{11,1}{12,9}$	$\frac{12,3}{14,4}$	$\frac{13,6}{20,4}$	[11]
2012	$\frac{11,8}{15,8}$	$\frac{9,9}{10,5}$	$\frac{10,8}{12,1}$	$\frac{11,0}{13,5}$	[14]

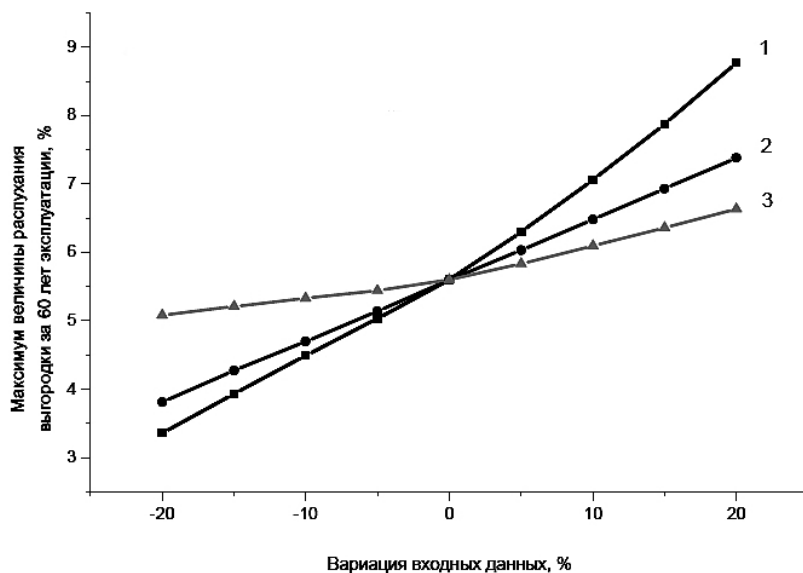


Рис. 12. Зависимость величины распухания выгородки за 60 лет эксплуатации, полученной по модели (7), от вариации входных данных, %: 1 – вариация тепловыделений и дозы; 2 – вариация дозы; 3 – вариация тепловыделений.

большого канала за период 30 и 60 лет эксплуатации по математическим моделям (1), (2) и (6), (7) и всем вышеперечисленным входным данным представлены в табл. 3.

При выходе реактора на режим нормальной эксплуатации радиус внутрикорпусной шахты из-за нагрева увеличивается на 8,8 мм. Исходный зазор между выгородкой и шахтой составляет 2,5 мм. Таким образом, если радиальные перемещения выгородки в области большого канала в течение эксплуатации превышают 11,3 мм, это свидетельствует об установлении контактного взаимодействия между выгородкой и внутрикорпусной шахтой реактора. Дальнейшее распухание выгородки приводит к росту напряжений в шахте и может ограничить эксплуатационный ресурс реактора.

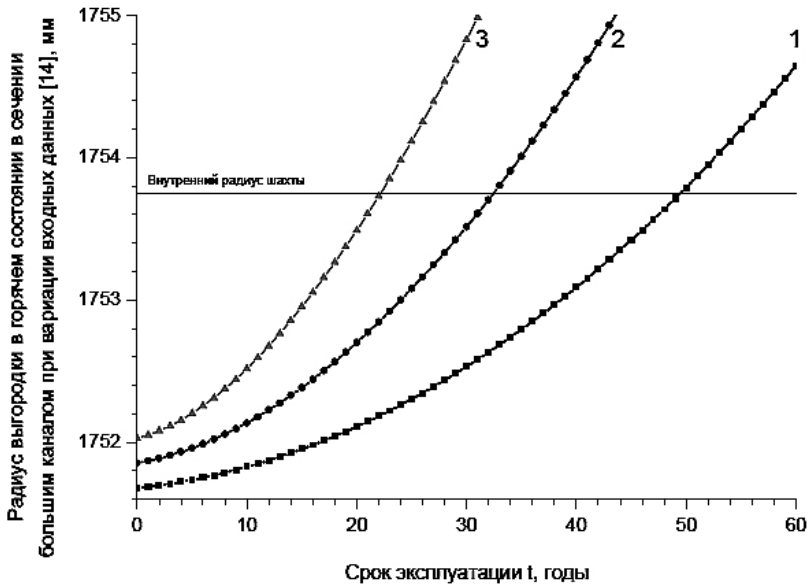


Рис. 13. Рост радиуса выгородки в области большого канала в течение эксплуатации реактора при вариации радиационной дозы и объемных тепловыделений для математической модели (7): 1 – входные данные [14] (-20%); 2 – входные данные [14]; 3 – входные данные [14] (+20%).

Как видно из данных табл. 3, почти по всем моделям и входным данным прогнозируется установление контактного взаимодействия между выгородкой и шахтой в течение 60 лет эксплуатации. Зависимость момента установления контакта от входных данных при их вариации в пределах $\pm 20\%$ от уровня [14] для математической модели (7) приведена на рис. 13. Расчетный срок эксплуатации до момента установления контакта выгородки и шахты (33 года) в зависимости от рассмотренной вариации входных данных [14] может составлять от 22 до 50 лет.

Выводы

1. Рассмотрены существующие математические модели радиационного распухания аустенитной стали 08X18H10T, из которой изготовлены элементы ВКУ реактора ВВЭР-1000. Сделан обзор входных данных, таких как объемные тепловыделения, температура и повреждающая доза в выгородке и внутрикорпусной шахте реактора ВВЭР-1000. По всем имеющимся входным данным и математическим моделям выполнены расчетные оценки радиационного распухания ВКУ в двухмерной постановке.

2. Большое количество существующих расчетных данных по величине и распределению объемных тепловыделений, температуры и радиационной дозы в выгородке реактора ВВЭР-1000 затрудняет выбор входных данных для проведения расчетов по оценке радиационного распухания.

3. Оценка формоизменения выгородки указывает на возможность ее контактного взаимодействия с внутрикорпусной шахтой. Дальнейшее распухание выгородки может привести к нарушению нормального функционирования реактора в целом.

4. При расчетах по имеющимся входным данным величины радиационного распухания материала выгородки могут различаться в десятки раз. Поэтому уточнение величин и распределений объемных тепловыделений и радиационной дозы в выгородке реактора ВВЭР-1000 является актуальной задачей.

Резюме

Розглянуто існуючі математичні моделі радіаційного розпухання аустенітної сталі 08X18H10T, з якої виготовляли елементи внутрішньокорпусного обладнання реактора ВВЕР-1000: моделі вільного розпухання з урахуванням температури і пошкодженої дози і модель, що враховує напружений стан. Враховується також явище радіаційної повзучості. Зроблено огляд вхідних даних, таких як об'ємні тепловиділення, температура і пошкоджуюча доза у вигородці і внутрішньокорпусній шахті реактора ВВЕР-1000. Із використанням цих даних виконано розрахункові оцінки радіаційного розпухання внутрішньокорпусного обладнання у двовимірній постановці та порівняльний аналіз результатів. Показано ступінь впливу варіації вхідних даних на результати розрахунків. Оцінка формозміни вигородки вказує на можливість контактної взаємодії з внутрішньокорпусною шахтою.

1. *Вотинов С. Н., Прохоров В. И., Островский З. Е.* Облученные нержавеющие стали. – М.: Наука, 1987. – 128 с.
2. *Курсевич И. П., Марголин Б. З., Прокошев О. Ю. и др.* Механические свойства аустенитных сталей при нейтронном облучении, влияние различных факторов // *Вопр. материаловедения.* – 2006. – № 4 (48). – С. 55 – 68.
3. *Васина Н. К., Марголин Б. З., Гуленко А. Г. и др.* Радиационное распухание аустенитных сталей. Влияние различных факторов, обработка экспериментальных данных и формулировки определяющих уравнений // *Там же.* – С. 69 – 89.
4. *Сорокин А. А., Марголин Б. З., Курсевич И. П. и др.* Влияние нейтронного облучения на механические свойства материалов внутрикорпусных устройств реакторов типа ВВЭР-1000 // *Там же.* – 2011. – № 2 (66). – С. 131 – 151.
5. *Марголин Б. З., Мурашова А. И., Неустроев В. С.* Анализ влияния вида напряженного состояния на радиационное распухание и радиационную ползучесть аустенитных сталей // *Пробл. прочности.* – 2012. – № 3. – С. 5 – 24.
6. *Бородин О. В., Брык В. В., Воеводин В. Н. и др.* Микроструктурные механизмы низкотемпературного радиационного распухания и охрупчивания материалов внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР-1000 // *Проблемы ресурсу і безпеки експлуатації конструкцій, споруд і машин / За ред. Б. Є. Патона.* – Київ: Ін-т електрозварювання ім. Є. О. Патона, 2006. – С. 161 – 166.
7. *Кальченко А. С., Брык В. В., Воеводин В. Н., Лазарев Н. П.* Моделирование распухания стали X18H10T в имитационных и реакторных условиях // *Вопр. атом. науки и техники.* – 2009. – № 4-2. – С. 131 – 139.
8. *Kalchenko A. S., Bryk V. V., Lazarev N. P., et al.* Prediction of swelling of 18Cr10NiTi austenitic steel over a wide range of displacement rates // *J. Nucl. Mater.* – 2010. – **399**. – P. 114 – 121.
9. *Кальченко А. С., Брык В. В., Воеводин В. Н. и др.* Прогнозирование радиационного распухания вигородки реактора ВВЭР-1000 на период эксплуатации 30–60 лет // *Ядерна фізика та енергетика.* – 2011. – **12**, № 1. – С. 69 – 78.
10. *Кальченко А. С., Брык В. В., Воеводин В. Н. и др.* Разработка методики обоснования возможности продления срока безопасной эксплуатации внутрикорпусных устройств атомных реакторов ВВЭР-1000 // *Проблемы ресурсу і безпеки експлуатації конструкцій, споруд і машин / За ред. Б. Є. Патона.* – Київ: Ін-т електрозварювання ім. Є. О. Патона, 2012. – С. 149 – 153.
11. *Kalchenko A. S., Bryk V. V., Lazarev N. P., et al.* Prediction of void swelling in the baffle ring of WWER-1000 reactors for service life of 30-60 years // *J. Nucl. Mater.* – 2013. – **437**. – P. 415 – 423.

12. Троянов В. М., Лихачев Ю. И., Хмелевский М. Я. и др. Оценка и анализ термомеханического поведения элементов ВКУ реакторов ВВЭР с учетом эффектов облучения // Сб. докл. V Межотраслевой конф. по реакторному материаловедению (8–12 сент., 1997 г.). – Димитровград, 1998. – Т. 2, Ч. 1. – С. 3 – 18.
13. Margolin B., Kursevitch I., and Fedorova V. Influence of neutron irradiation and environment on materials properties of internals of VVER reactors // Technical Meeting on Irradiation Embrittlement and Life Time Management of Reactor Pressure Vessels in Nuclear Power Plants (Oct. 18–22, 2010, Znojmo). – Crech Republic, 2010.
14. Margolin B., Fedorova V., Sorokin A., et al. The mechanisms of material degradation under neutron irradiation for WWER internals and methods for structural integrity assessment // Proc. of Int. Conf. “Structural Integrity and Life of NPP Equipment” (Oct. 2–5, 2012, Kiev). – Kiev, 2012.
15. Афанасьев А. А. Повышение экономичности топливных циклов ВВЭР-1000 путем увеличения выгорания топлива // Вопр. атом. науки и техники. – 2000. – № 4 (45). – С. 45 – 56.

Поступила 03. 07. 2013