

ОЦЕНКА РЕСУРСА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА ЯЧЕЕК СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ С УЧЕТОМ ДЕГРАДАЦИИ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ

В.И. Бойко*, В.В. Шидловский, П.М. Гаврилов**, В.Н. Нестеров*,
И.В. Шаманин*, А.В. Ратман*****

** Томский политехнический университет, г. Томск*

*** ФГУП Сибирский химический комбинат, г. Северск*

**** ФГУП Горно-химический комбинат, г. Железногорск*



Проведена оценка реалистичных распределений ресурса графита канальных водоохлаждаемых реакторов с графитовым замедлителем. При этом во внимание приняты изменения условий теплообмена и теплопереноса, вызванные деградацией теплофизических свойств и формоизменением элементов конструкции. Учтены особенности, обусловленные различиями спектров потоков нейтронов и характеристик поля γ -излучения в топливных каналах и каналах системы управления и защиты.

СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ

Анализ современного состояния графитовых кладок реакторов типа АДЭ показывает, что среднее значение набранного флюенса на внутренней поверхности графитового блока ячеек системы управления и защиты (СУЗ), как правило, в три раза ниже среднего по активной зоне (АЗ) значения флюенса.

В диапазоне температуры облучения $100\div 300^\circ\text{C}$ в графите присутствуют межузлия и вакансии, они и определяют изменения параметров кристаллической решетки и соответствующих свойств графита. В этом диапазоне уменьшение температуры облучения и плотности потока γ -излучения, благодаря снижению термического и радиационного γ -отжига, приводят к увеличению концентрации дефектов и, как следствие, к уменьшению критического флюенса нейтронов. Эту ситуацию можно прокомментировать примером. В уран-графитовых реакторах графит эксплуатируется не только в блоках при высокой температуре, но и в вытеснителях стержней СУЗ, где на начальной стадии эксплуатации за счет малого зазора между трубой вытеснителя и графитом температура облучения составляет около 100°C . При этой температуре и относительно малой плотности потока γ -излучения увеличение параметра, характеризующего степень поврежденности структуры графита, приводит к распуханию графита, растрескиванию оболочки и выходу СУЗ из строя. В дальнейшем этот зазор был увеличен от 0,125 до 1,125 мм на сторону с сохранением прежней массы графита. Это увеличило технологический за-

© В.И. Бойко, В.В. Шидловский, П.М. Гаврилов, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин, А.В. Ратман, 2005

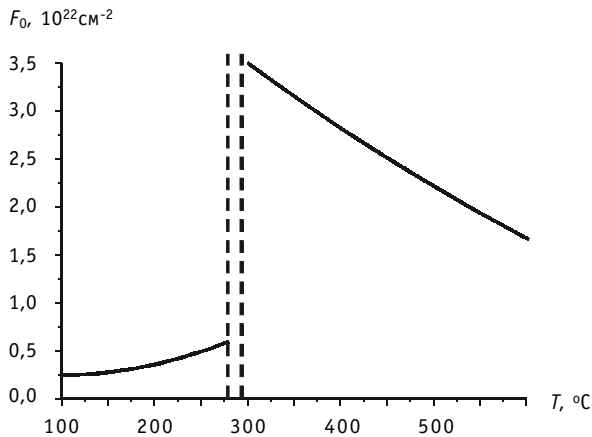


Рис. 1. Зависимость значения критического флюенса от эквивалентной температуры облучения (плотность потока γ -излучения $\Phi_\gamma = 5 \cdot 10^{14} \text{ c}^{-1} \cdot \text{cm}^{-2}$)

зор и повысило температуру облучения графита, что и обеспечило работу СУЗ. Зависимость значения критического флюенса от «эквивалентной температуры облучения» представлен на рис. 1 [1]. Термин «эквивалентная температура облучения» означает температуру, обусловленную внутренним, пространственно-распределенным в объеме графитовой конструкции, источником тепловыделения за счет процессов замедления нейтронов и поглощения γ -излучения [2].

В этой связи в работе была поставлена цель: разработать ме-

тодику расчета и определить распределение ресурса по радиусу графитового блока в центральной ячейке СУЗ, а также на основе методики, изложенной в [3], определить влияние деградации теплофизических свойств на ресурс реакторного графита.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

На предварительном этапе расчета предполагается, что распределение плотности потока быстрых нейтронов по АЗ равномерно. Плотность потока быстрых нейтронов (Φ_6) разделяется на плотность потока повреждающих нейтронов Φ_n ($E_n > 0,18 \text{ МэВ}$) и не повреждающих нейтронов ($0,18 \text{ МэВ} > E_n > 340 \text{ эВ}$). Так же разделяются плотности потоков резонансных нейтронов (Φ_p) и тепловых нейтронов (Φ_T). Оценки показывают, что плотности потоков нейтронов для водоохлаждаемых графитовых реакторов соотносятся примерно как:

$$\Phi_6 / \Phi_n = 2,75; \quad \Phi_6 / \Phi_p = 2,17; \quad \Phi_p / \Phi_T = 0,4.$$

Значение плотности потока быстрых нейтронов в каналах СУЗ определяется при решении уравнения диффузии с граничными условиями вида:

$$\frac{d\Phi_6(0)}{dr} = 0, \quad (1)$$

$$\Phi_6(R_3) = \frac{\bar{\Phi}_6}{2} \left\{ 1 + \exp \left[-2(\Sigma_a + \Sigma_3) R_3 \int_0^\pi \sin \varphi d\varphi \right] \right\} = \frac{\bar{\Phi}_6}{2} \{ 1 + \exp[-4(\Sigma_a + \Sigma_3) R_3] \}, \quad (2)$$

где $\bar{\Phi}_6$ – среднее значение плотности потока быстрых нейтронов в соседних топливных каналах; Σ_a – среднее по ячейке макроскопическое сечение поглощения нейтронов; Σ_3 – среднее по ячейке макроскопическое сечение замедления нейтронов; R_3 – эквивалентный радиус графитового блока. Интегрирование по φ проводится в соответствии с рис. 2.

В результате рассеяния нейтрон может потерять незначительную долю энергии и остаться быстрым. Поэтому во внимание необходимо принимать только сечение замедления, когда нейтрон замедляется до области резонансов или ниже.

Объемная плотность энергосвечения в каждой точке определяется соотношением:

$$q_v(r) = E_n \xi \Sigma_s \Phi_6(r) \Delta, \quad (3)$$

где E_n – средняя энергия быстрых нейтронов; ξ – средняя логарифмическая потеря энергии; Σ_s – макроскопическое сечение рассеяния нейтронов; $\Phi_6(r)$ – плотность потока быстрых нейтронов; Δ – параметр, характеризующий отношение суммарного энерговыделения (за счет замедления нейтронов и рассеяния γ -квантов) к энерговыделению только за счет замедления нейтронов.

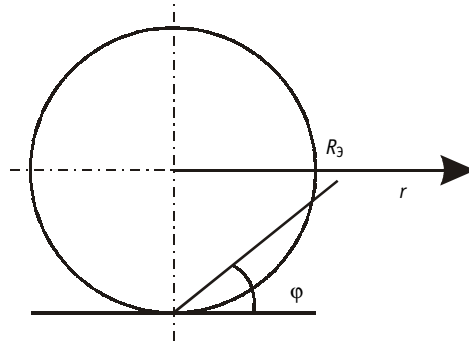


Рис. 2. Геометрия интегрирования

ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕ В КОЛОННЕ СУЗ ЗА СЧЕТ РАССЕЯНИЯ И ПОГЛОЩЕНИЯ ГАММА-КВАНТОВ

Для определения тепловыделения за счет γ -квантов в графитовом блоке необходимо разделить ячейку СУЗ на две зоны: 1 – гомогенизированный технологический канал СУЗ; 2 – графитовый блок.

Коэффициент поглощения энергии γ -излучения определяется соотношением:

$$\mu_{aj} = W_{aj} \rho, \quad (4)$$

где W_{aj} – массовый коэффициент поглощения энергии γ -излучения j -ой энергетической группы; ρ – плотность материала.

Коэффициент поглощения энергии γ -излучения для химического соединения определяется из соотношения:

$$\mu_{aj}^{\text{соед}} = \sum_i W_{ai} \rho_i \frac{N_i^{\text{соед}}}{N_i}, \quad (5)$$

где i – номер элемента, входящего в соединение; W_{aj} , ρ_i и N_i – массовый коэффициент поглощения энергии γ -излучения, плотность и ядерная концентрация для чистого вещества i -го элемента в нормальных условиях соответственно; $N_i^{\text{соед}}$ – концентрация i -го элемента в соединении.

Вероятности выхода (P_{0j}) и поглощения (P_j) энергии γ -квантов, рожденных в зоне 1 или 2, определяются из предположения, что источники γ -квантов в объеме зоны изотропны и распределены равномерно, а фактор накопления поглощенной энергии представлен в экспоненциальной форме. Для тел правильной геометрической формы данные вероятности связаны между собой простым соотношением [2]:

$$P_j = 1 - P_{0j}. \quad (6)$$

Для элементов произвольной геометрической формы вероятность выхода энергии γ -квантов определяется соотношением:

$$P_{0j} = \frac{1}{1 + \frac{4V}{S} \mu_{aj}}, \quad (7)$$

и называется рациональным приближением Вигнера. Здесь V и S – объем и поверхность зоны.

Вероятности выхода энергии γ -квантов из первой во вторую зону и из второй в первую определяются соотношениями:

$$P_j^{1 \rightarrow 2} = P_{0j}^1; \quad (8)$$

$$P_j^{2 \rightarrow 1} = \frac{\mu_{aj}^1 V^1}{\mu_{aj}^2 V^2} P_j^{1 \rightarrow 2}. \quad (9)$$

Если плотность мощности источников γ -излучения для j -ой энергетической группы в зонах 1 и 2 обозначить $E_j S_{\gamma_j}^1$ и $E_j S_{\gamma_j}^2$, то тепловыделение за счет γ -квантов в зонах 1 и 2 (Q^1 и Q^2) может быть определено по соотношениям:

$$Q^1 = \sum_j [E_j S_{\gamma_j}^1 V^1 (1 - P_j^{1 \rightarrow 2}) + E_j S_{\gamma_j}^2 V^2 P_j^{2 \rightarrow 1}]; \quad (10)$$

$$Q^2 = \sum_j [E_j S_{\gamma_j}^1 V^1 P_j^{1 \rightarrow 2} + E_j S_{\gamma_j}^2 V^2 (1 - P_j^{2 \rightarrow 1})], \quad (11)$$

где E_j – средняя эффективная энергия γ -квантов j -ой группы; S_{γ_j} – число γ -квантов, генерируемых в единичном объеме в единицу времени, и определяемое соотношением

$$S_{\gamma_j} = v_{\gamma_j} n_a, \quad (12)$$

где v_{γ_j} – число γ -квантов, рождаемых в одном акте поглощения теплового нейтрона; $n_a = \Phi_T \Sigma_a$ – среднее число поглощений в объеме зоны, где Φ_T – среднее по АЗ значение плотности потока тепловых нейтронов; Σ_a – макроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов. Во внимание принималось 6 энергетических групп γ -излучения.

В расчетах по приведенным выше соотношениям было определено, что энерговыделение в колонне СУЗ (в случае извлеченного стержня) за счет γ -квантов составляет около 6,5 кВт. При этом в графите $Q_n \approx 12$ кВт за счет замедления нейтронов; $Q_\gamma \approx 5$ кВт за счет рассеяния γ -квантов. Относительно малое значение энерговыделения за счет γ -квантов можно объяснить тем, что в этом случае в ячейке СУЗ нет материалов, которые образовали бы достаточно большое количество высокоэнергетических γ -квантов при поглощении тепловых нейтронов. Таким образом, значение коэффициента $\Delta \approx 1,4$.

Значение энерговыделения в колонне СУЗ со стержнем за счет γ -квантов составляет около 20 МВт. Такое энерговыделение имеет место в гипотетическом случае, когда реактор, работающий на номинальной мощности, полностью останавливают одним стержнем (энергия нейтронов преобразуется в основном в энергию γ -квантов). В этом случае необходимо анализировать протекающие процессы в динамике. Если же учитывать, что отношение плотностей потоков тепловых нейтронов и соответственно количества генерируемых γ -квантов в стержне СУЗ и во всей ячейке соотносятся как

$$\theta = \frac{\int_{V_{СУЗ}} \Sigma_a^{СУЗ} \Phi_T^{СУЗ} dV_{СУЗ}}{\int_{V_{СУЗ}} \Sigma_a^{СУЗ} \Phi_T^{СУЗ} dV_{СУЗ} + \int_{V_0} \Sigma_a^0 \Phi_T^0 dV_0}, \quad (13)$$

где $\Sigma_a^{СУЗ}$, $\Phi_T^{СУЗ}$ и $V_{СУЗ}$ – средние по стержню СУЗ значения макроскопического сечения поглощения тепловых нейтронов, плотности потока тепловых нейтронов и объем стержня СУЗ соответственно; Σ_a^0 , Φ_T^0 и V_0 – средние по ячейке, за вычетом стержня СУЗ, значения макроскопического сечения поглощения тепловых нейтронов, плотности потока тепловых нейтронов и объем ячейки без стержня СУЗ. Из выражения (13) следует соотношение для определения среднего значения плотности потока тепловых нейтронов в стержне СУЗ:

$$\Phi_{\tau}^{CY3} = \frac{\sum_a^0 (R_3^2 - R_{CY3}^2)}{\theta \sum_a^{CY3} R_{CY3}^2} \Phi_{\tau}^0, \quad (14)$$

где R_{CY3} – радиус стержня СУЗ.

Значение коэффициента θ определяется соотношением [4]:

$$\theta = \frac{2}{\chi^2 R_3^2} [0,116 - \ln(\chi R_{CY3}^{эф})]^{-1}, \quad (15)$$

где $\chi = \pi/H_{эф}$ – геометрический параметр, где $H_{эф}$ – эффективная высота АЗ; $R_{CY3}^{эф}$ – эффективный радиус стержня СУЗ.

В расчетах по приведенным выше соотношениям было определено, что значение энерговыделения в колонне СУЗ со стержнем за счет γ -квантов составляет около 22 кВт. При этом в графите энерговыделение за счет замедления нейтронов изменяется менее чем на 1%, а $Q_{\gamma} \approx 16$ кВт. Таким образом, значение коэффициента $\Delta \approx 2,33$.

ЭКВИВАЛЕНТНАЯ ТЕМПЕРАТУРА ОБЛУЧЕНИЯ ГРАФИТА

Расчеты показали, что существенного различия в распределении плотности потока быстрых нейтронов для графитового блока ячейки СУЗ в обоих случаях (со стержнем и без стержня) нет. Основное различие – это изменение (5÷16 кВт) энерговыделения за счет γ -квантов, поэтому расчет можно вести в рамках одной методики.

Среднее значение объемной плотности тепловыделения по графитовому блоку определяется соотношением:

$$\bar{q}_v = \frac{\sum_{i=1}^I q_{v_i} 2r_i (r_i - r_{i-1})}{(R_3^2 - R_{TK}^2)}, \quad (16)$$

где i – номер расчетного узла по радиальной координате; q_{v_i} – объемная плотность тепловыделения в i -ом узле, определяемая по соотношению (3); R_{TK} – радиус технологического канала.

Среднее значение линейной плотности тепловыделения определяется соотношением

$$\bar{q}_l = \bar{q}_v \pi (R_3^2 - R_{TK}^2). \quad (17)$$

Значение температуры на внутренней поверхности графитового блока ($i = 0$) определяется соотношением

$$T_{i=0}(R_{TK}) = T_{TH} + \frac{\bar{q}_l}{2\pi R_{TK}} \left(\frac{1}{\alpha} + \frac{\delta_{тр}}{\lambda_{тр}} + R_{зав} \right), \quad (18)$$

где T_{TH} – средняя температура теплоносителя в канале СУЗ; α – коэффициент теплоотдачи; $\delta_{тр}$ – толщина трубы технологического канала; $\lambda_{тр}$ – коэффициент теплопроводности для материала трубы технологического канала; $R_{зав}$ – термическое сопротивление зазора, заполненного азотно-гелиевой смесью.

Энергия, отводимая из всего объема графитового блока на единицу длины технологического канала, равна средней линейной плотности тепловыделения

$$Q_{i=0} = \bar{q}_l.$$

Энергия, отводимая из графита, расположенного между i -м радиусом и эквивалентным радиусом. Она определяется соотношением [5]:

$$Q_i = Q_{i-1} - q_{v_i} 2\pi r_i (r_i - r_{i-1}). \quad (19)$$

Распределение эквивалентной температуры облучения графитового блока по радиальной координате определяется соотношением

$$T_i = T_{i-1} + \frac{r_i - r_{i-1}}{2\pi r_{i-1} \lambda} Q_i. \quad (20)$$

КРИТИЧЕСКИЙ ФЛЮЕНС И РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РЕСУРСА

Значение критического флюенса является сильной функцией эквивалентной температуры облучения. Функциональная зависимость критического флюенса удовлетворительно описывается полиномами 2-ой степени:

$$F(T) = F_0(T_0) \cdot \left[a_0 + a_1 \left(\frac{T}{T_0} \right) + a_2 \left(\frac{T}{T_0} \right)^2 \right], \quad (21)$$

где $F_0(T_0)$ – значение критического флюенса для $T_0 = 300^\circ\text{C}$; a_0 , a_1 и a_2 – коэффициенты полиномиальной аппроксимации, полученные для различных значений сопутствующего потока γ -излучения (см. табл. 1). При определении коэффициентов полинома были использованы экспериментальные пары значений F и T для графита марки ГР-280 [1].

Если считать, что отношение значения критического флюенса к набранному за год флюенсу характеризует срок безопасной эксплуатации графита (ресурс), распределение ресурса по радиусу графитового блока можно представить в графическом виде (см. рис. 3, 4).

Таблица 1

Распределение ресурса графита по радиусу ячейки для различных плотностей потоков γ -излучения

r , см	Ресурс реакторного графита, лет					
4,4	16	23	24	17	9	18
5,36	18	26	27	19	9	23
6,32	19	29	30	21	10	28
7,28	21	33	35	24	11	35
8,24	24	38	40	27	13	44
9,2	28	45	46	32	15	54
10,16	33	52	54	37	19	67
11,12	40	62	64	44	22	83
12,08	48	75	78	54	27	103
13,04	59	92	95	66	34	128
14	73	114	118	82	42	160
Значения плотностей потоков γ -излучения и коэффициентов полинома						
Φ_γ , см ⁻² с ⁻¹	$5 \cdot 10^{14}$	$4 \cdot 10^{13}$	$4 \cdot 10^{13}$	$5 \cdot 10^{14}$	10^{16}	$4 \cdot 10^{13}$
F_0 , 10^{22} см ⁻²	3,50	4,70	4,74	3,50	1,93	3,47
a_0	1,69	1,30	1,24	1,50	1,93	0,57
a_1	-0,78	-0,22	-0,15	-0,51	-1,13	0,62
a_2	0,09	-0,07	-0,09	0,02	0,20	-0,19
Примечание	[1]	РБМК [1]	[1]	[1]	[1]	РБМК [6]

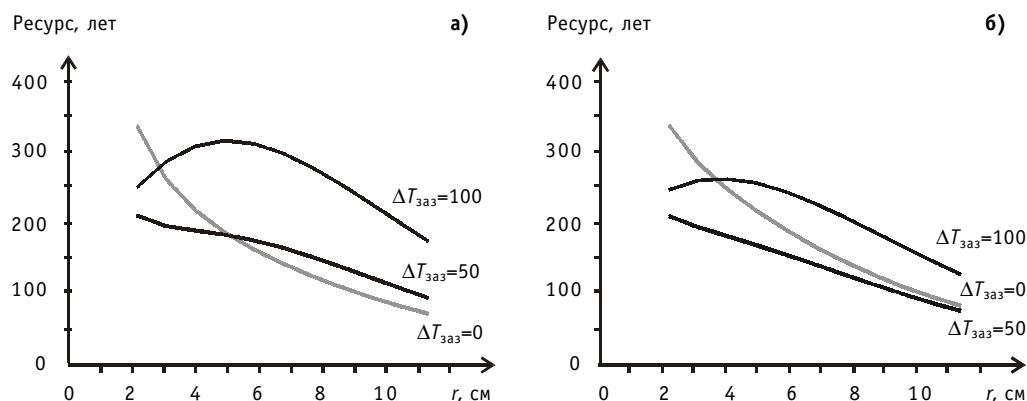


Рис.3. Распределение ресурса по радиусу графитового блока в случаях: а) стержень СУЗ находится в АЗ; б) извлечен из АЗ (плотность потока сопутствующего γ -излучения $\Phi_\gamma = 4 \cdot 10^{13} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$)

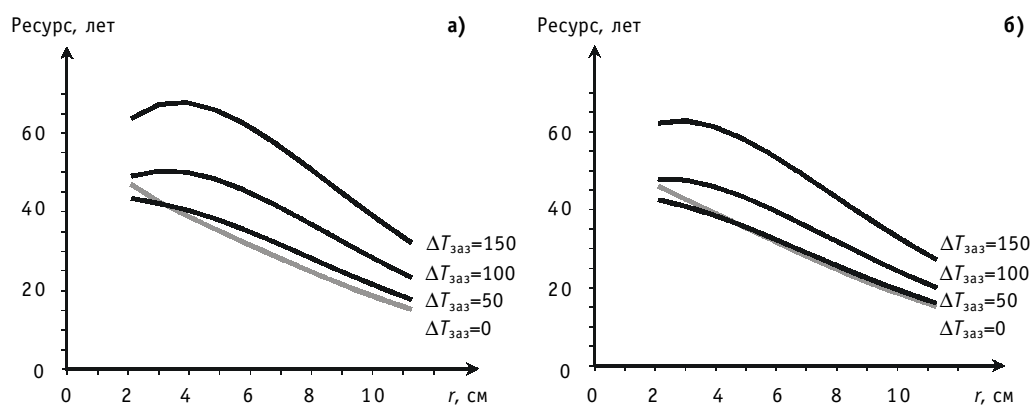


Рис. 4. Распределение ресурса по радиусу графитового блока в случаях: а) стержень СУЗ находится в АЗ; б) извлечен из АЗ (плотность потока сопутствующего γ -излучения $\Phi_\gamma = 5 \cdot 10^{14} \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$)

ВЛИЯНИЕ ДЕГРАДАЦИИ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ НА РЕСУРС ГРАФИТА

При выбранном распределении тепловыделения по активной зоне область «плато» составляет около 20%. Под «плато» понимается та область активной зоны, в которой плотность потока повреждающих нейтронов и сопутствующего γ -излучения в различных ячейках (колоннах) отличается не более чем на 5÷7%. Центральная ячейка является наиболее энергонапряженной и с погрешностью не более 7% характеризует значение ресурса во всей области плато. Поэтому достаточным является определение распределения ресурса графита по радиусу центральной ячейки и влияния на него нейтронно- и теплофизических параметров эксплуатации. В ходе расчетов по методике [3] получены следующие результаты.

1. Определение ресурса реакторного графита по среднему значению плотности потока повреждающих нейтронов приводит к серьезной ошибке на качественном и количественном уровнях (см. рис. 5).

2. Вклад γ -излучения в энерговыделение в графите зависит не только от величины плотности потока γ -излучения, но и от его спектра, т.е. при одном и том же значении плотности потока γ -излучения коэффициент, учитывающий отношение тепловыделения в графите за счет γ -квантов и нейтронов к тепловыделению только за счет нейтронов, может быть разным. В связи с этим определено распределе-

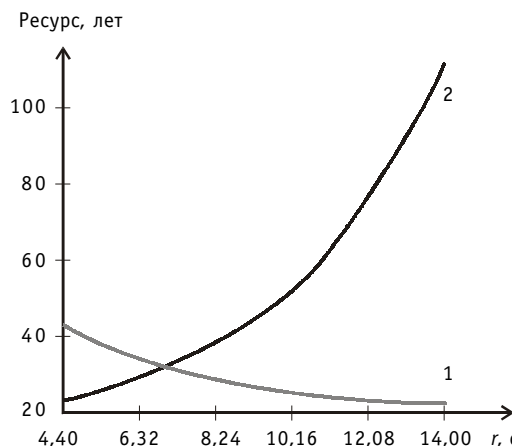


Рис. 5. Распределение ресурса реакторного графита по радиусу ячейки при различных распределениях плотностей потока быстрых нейтронов: 1 – равномерное; 2 – неравномерное

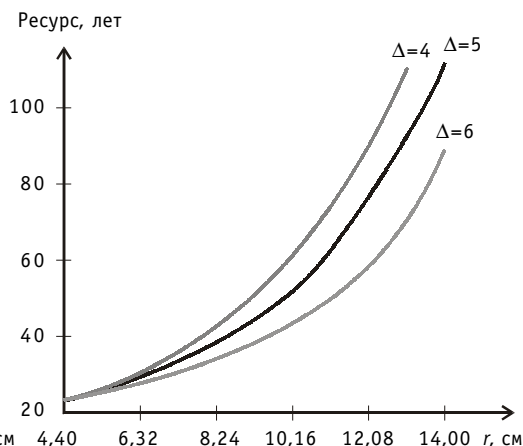


Рис. 6. Распределение ресурса реакторного графита по радиусу центральной ячейки для разных значений коэффициента Δ

ние ресурса реакторного графита по радиусу графитового блока для различных Δ . Результат представлен на рис. 6.

3. Для различных значений плотностей потоков сопутствующего γ -излучения получено распределение ресурса реакторного графита по радиусу центральной ячейки (см. табл. 1). При этом значение коэффициента теплопроводности графита было выбрано равным 17 Вт/(м·К); термическое сопротивление азотно-гелиевого зазора задавалось соотношением $R_{\text{зая}} \approx 80/q_s^{\text{max}}$, где q_s^{max} – максимальная плотность теплового потока; $\Delta = 5$.

4. Значение коэффициента теплопроводности для «свежего» графита марки ГР-280 составляет около 100 Вт/(м·К) [7], в процессе облучения графита значение снижается. Также происходит формоизменение графита, в результате чего величина азотно-гелиевого зазора уменьшается. Соответственно снижается значение термического сопротивления зазора. Были рассмотрены два случая: $\lambda = 100$ Вт/(м·К), $R_{\text{зая}} \approx 300/q_s^{\text{max}}$, $\Delta = 5$ и $\lambda = 17$ Вт/(м·К), $R_{\text{зая}} \approx 80/q_s^{\text{max}}$, $\Delta = 5$. Распределения ресурса реакторного графита представлены на рис. 7.

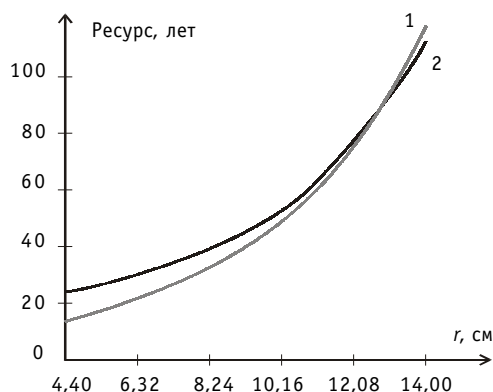


Рис. 7. Распределение ресурса реакторного графита по радиусу центральной ячейки:
1 – $\lambda=100$ Вт/(м·К), $R_{\text{зая}} \approx 300/q_s^{\text{max}}$, $\Delta=5$;
2 – $\lambda=17$ Вт/(м·К), $R_{\text{зая}} \approx 80/q_s^{\text{max}}$, $\Delta=5$

Представленный результат был получен в предположении, что все быстрые нейтроны являются повреждающими. Если учитывать тот факт, что плотность потока повреждающих нейтронов практически в 3 раза меньше плотности потока быстрых нейтронов, то ситуация изменится как на количественном, так и на качественном уровнях (см. рис. 8–10).

Таким образом, безопасная эксплуатация графита в реакторах типа РБМК-1000 возможна в течение 30 лет и более. Продление срока эксплуатации выше нормативного может быть обеспечено, например, уменьшением термического сопротивления в зазоре труба

технологического канала–графитовый блок (см. рис. 10). Это достигается при использовании графитовых втулок (реакторы АДЭ). С другой стороны, графитовые втулки (по сравнению с набором графитовых колец) имеют ряд недостатков, обусловленных технологическими особенностями изготовления и эксплуатации. Выбор оптимальных и совершенствование проектных технических решений, не требующих больших капитальных затрат, позволяет значительно повысить работоспособность графитовых конструкций. Примером этому могут служить проект реакторной установки МКЭР-800 [8] и анализ предпосылок возможности увеличения срока гарантированной безопасной эксплуатации РБМК-1000 [9].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В имеющихся на сегодняшний день оценках ресурса реакторного графита распределение энерговыделения по радиусу и высоте активной зоны является средней интегральной характеристикой. Значение ресурса при таком подходе для уран-графитовых реакторов определено в 35 лет. При этом факты носят противоречивый характер. Например, графитовая кладка промышленных уран-графитовых реакторов АДЭ, имеющих больший «возраст», оказывается менее поврежденной, чем в реакторах, пущенных в эксплуатацию позже. При ресурсе 35 лет реакторы продолжают успешно функционировать в течение 50 лет, а при тщательном исследовании графитовой кладки оказывается, что она может эксплуатироваться еще около 10 лет. Таким образом, расчет ресурса необходимо проводить для каждой отдельной колонны с учетом ее местоположения по отношению к органам уп-

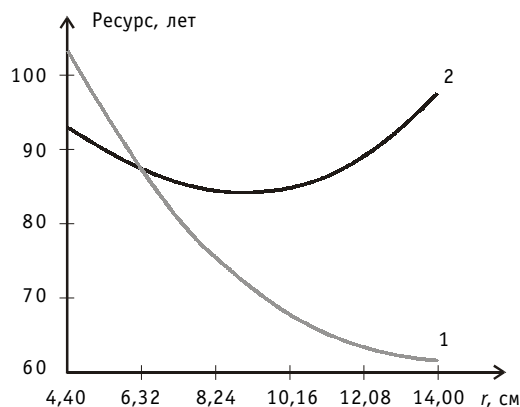


Рис. 8. Распределение ресурса реакторного графита по радиусу ячейки при различных распределениях плотностей потока быстрых нейтронов: 1 – равномерное; 2 – неравномерное

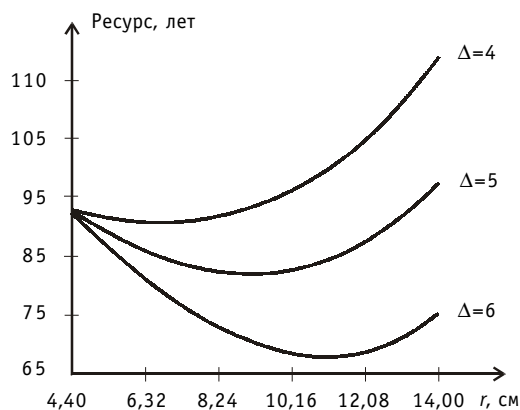


Рис. 9. Распределение ресурса реакторного графита по радиусу центральной ячейки для разных значений коэффициента Δ

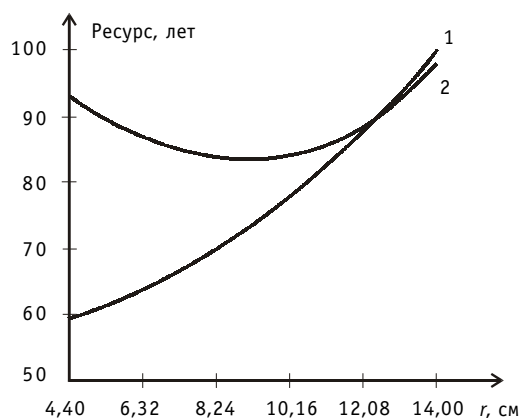


Рис. 10. Распределение ресурса реакторного графита по радиусу центральной ячейки:
1 – $\lambda=100$ Вт/(м·К), $R_{3аз} \approx 300/q_5^{\max}$, $\Delta=5$;
2 – $\lambda=17$ Вт/(м·К), $R_{3аз} \approx 80/q_5^{\max}$, $\Delta=5$

равления и защиты. Отличие расчетных значений эквивалентной температуры облучения и ресурса реакторного графита в различных точках активной зоны от усредненных может достигать 23%.

Оценки ресурса, как правило, проводятся с использованием экспериментальных зависимостей критического флюенса от температуры облучения, полученных в исследовательских реакторах. При этом под температурой облучения не всегда подразумевается эквивалентная температура, обусловленная взаимодействием нейтронов и γ -квантов с графитом. Результаты расчетов показали, что погрешность определения критического флюенса, вызванная данным обстоятельством и использованием среднего значения энергонапряженности кладки, за год может достигать 14%.

С целью увеличения степени адекватности расчетных данных ожидаемым значением следует учитывать влияние на величину критического флюенса действующего значения плотности потока повреждающих нейтронов и его спектра.

Использование усредненных во времени и по активной зоне микро- и макро-скопических параметров эксплуатации графита во многих случаях приводит к занижению реального ресурса.

Литература

1. Карпухин В.И., Николаенко В.А., Кузнецов В.Н. Критический флюенс нейтронов как фактор, определяющий ресурс графита кладки РБМК//Атомная энергия. – 1997. – Т. 83. – Вып. 5. – С. 325-329.
2. Глушков Е.С., Демин В.Е., Пономарев-Степной Н.Н., Хрулев А.А. Тепловыделение в ядерном реакторе/Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 160 с.
3. Бойко В.И., Шидловский В.В., Нестеров В.Н. и др. Определение ресурса реакторного графита с учетом неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – № 4. – С. 26-30.
4. Бартоломей Г.Г., Бать Г.А., Байбаков В.Д. и др. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: Учеб. пособие для вузов. 2-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512 с.
5. Крамеров А.Я., Шевелев Я.В. Инженерные расчеты ядерных реакторов. 2-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 736 с.
6. Николаенко В.А., Карпухин В.И., Кузнецов В.Н. и др. Влияние состава излучения на радиационную повреждаемость графита//Атомная энергия. – 2003. – Т. 94. – Вып. 4. – С. 24-28.
7. Виргильев Ю.С., Гундоров В.В., Калягина И.П. и др. Изменение свойств графита из кладки реактора Обнинской АЭС//Атомная энергия. – 1997. – Т. 83. – Вып. 3. – С. 175-183.
8. Белянин Л.А., Лебедев В.И., Гарусов Ю.В. и др. Барьеры безопасности на АЭС с канальными реакторами. – М.: Энергоатомиздат, 1997. – 192 с.
9. Анализ предпосылок возможности достижения 50-летнего срока службы графитовой кладки 5-го энергоблока Курской АС/Отчет ФГУП НИКИЭТ №4.557. – 2002. – 101 с.

Поступила в редакцию 1.03.2005

journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 5 pages, 2 illustrations. – References, 4 titles.

Experimental research of hydraulic parameters of the container reactor model on facility MR is presented. Hydraulic model of a two-loop container-type reactor is described. Experimental data are given in a wide range of facility parameters including loss-of flow accidents when one of circulation pumps stops completely.

УДК 621.039.54

The Forming of the Functional Layer on the Nuclear Fuel Element Surface by the Pulsed Charged Particles Beam Action \V.I. Boiko, B.E. Kadlubovich, I.V. Lomov, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 7 pages, 4 illustrations. – References, 13 titles.

The possibility of use of the pulsed charged particles beam for development of technology of functional layers sputtering and functional (protectional) layer forming on the nuclear fuel element surface is examined. This technology is considered as alternative for the technology of the layers forming by means of «pseudo-liquefied layer» method. The results of experiments that show the capacity for work of the proposed idea are presented.

УДК 621.039.532.21

Evaluation of the Reactor's Graphite Resource of Cells of the Operation and Protection System with the Degradation of the Thermo-physical Properties Taking into account \V.I. Boiko, V.V. Shidlovskiy, P.M. Gavrilov, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin, A.V. Ratman; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 10 pages, 10 illustrations, 1 table. – References, 9 titles.

The evaluation of the realistic distributions of the graphite resource of the tube water-cooling reactors with the graphite moderator is carried out. The changes of the heat-exchange and heat-transfer conditions that are caused by thermo-physical properties degradation and by the form changes of the construction's elements are taken into account. Peculiarities that are stipulated by the spectrum of the neutrons flows differences and by the differences of parameters of the gamma-ray in the fuel channels and in the operation and protection system channels are taken in account.

УДК 621.039.534

Method and Device for Indication of the State of Passivation Films on the Surface of Structural Materials in Heathy Liquid Metal Coolants \P.N. Martynov, M.E. Chernov, V.A. Gulevskiy, U.A. Teplykov, A.A. Provorov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 8 pages, 5 illustrations. – References, 7 titles.

Protection of the structural materials of NPP primary circuits against the corrosive attack of lead or lead-bismuth coolants is implemented by building up on their surfaces of an oxide bed based on steel components, primarily iron and chromium. The oxide bed hinders the interpenetration of steel components and coolant and thereby essentially reduces the rate of their interaction. At present various methods of building up protective coatings on structural steels are used: first, steel passivation in oxygen-bearing gas atmosphere (steam-hydrogen mixture, air, carbonyl and carbon dioxide mixture and others); second, ex-vessel passivation in lead or lead-bismuth where the oxygen content is at the level of saturation; and, finally, circuit passivation being implemented in the initial stage of NPP operation by injection into coolant of dissolved oxygen. In the course of NPP operation, the quality of the protective films is maintained by adjusting the concentration of oxygen dissolved in coolant within the specified limits.