

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕСУРСА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА С УЧЕТОМ НЕРАВНОМЕРНОСТИ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ПО ВЫСОТЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

В.И. Бойко*, В.В. Шидловский, 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*



В работе на примере РБМК-1000 произведено определение ресурса реакторного графита с учетом неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны. В статье приведены методика обработки массивов эксплуатационных параметров промышленного уран-графитового реактора, определение распределения объемной плотности тепловыделения с учетом аксиального профилирования активной зоны, методика расчета аксиального распределения значений критического флюенса с учетом реальной эквивалентной температуры облучения реакторного графита и значений флюенса повреждающих нейтронов (с энергией более 180 кэВ) на внутренней поверхности графитового блока и среднего по блоку.

ВВЕДЕНИЕ

Анализ современного состояния исследований свойств реакторного графита и его работоспособности в водографитовых реакторах позволяет сформулировать следующие выводы:

1. Для строгого определения ресурса графита необходимо учитывать влияние сопутствующего γ -излучения [1].

2. Плотность потока γ -излучения зависит от места расположения графитового блока в активной зоне, от места в графитовом блоке и типа самого блока. Поэтому необходимо проведение более точных расчетов полей γ -излучения, тем более, что в каждой точке блока разная плотность потока быстрых нейтронов и эквивалентная температура облучения [2].

3. Для строгого определения ресурса графита необходимо учитывать, что нейтронно- и теплофизические условия эксплуатации зависят не только от места расположения графита в активной зоне. Они являются функциями времени, которые значительно изменяются на больших промежутках времени и являются немонотонными.

4. Использование средних интегральных значений плотности потока быстрых нейтронов и температур при определении момента достижения критического флюенса приводит к значительной погрешности.

© В.И. Бойко, В.В. Шидловский, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин, А.В. Ратман, 2004

МЕТОДИКА ОБРАБОТКИ МАССИВОВ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ

Исходными массивами являются значения тепловой мощности реактора N_i^j и длительности микрокампаний Δt_i^j , где i – номер микрокампании, входящей в состав j -ой кампании. Пример массивов эксплуатационных параметров приведен на рис.1.

По принципу прямого сравнения производятся выборка и затем свертка:

$$N_k^m = N_l^n, \text{ где } m \neq n;$$

$$N_k^m = N_l^n, \text{ где } k \neq l;$$

$$n, m = 1, 2, \dots, J; k, l = 1, 2, \dots, I. \quad (1)$$

$$\text{Если } N_k^m = N_l^n, \text{ где } m \neq n, \text{ то } N_k^m = N_l^n = \dots = N_{w1}; \Delta t_{w1} = \sum_{\substack{(k,m) \\ (l,n)}} \Delta t_{k(l)}^{m(n)};$$

$$\text{если } N_k^m = N_l^n, \text{ где } k \neq l, \text{ то } N_k^m = N_l^n = \dots = N_{w2}; \Delta t_{w2} = \sum_{\substack{(k,m) \\ (l,n)}} \Delta t_{k(l)}^{m(n)};$$

и т.д. для $w3, w4, \dots$

В результате свертки формируются два одномерных массива: N_w и Δt_w , где N_w – тепловая мощность реактора, имевшая место в течение промежутка времени Δt_w .

Результаты показали, что погрешность определения флюенса по среднему значению тепловой мощности за год составляет 14%.

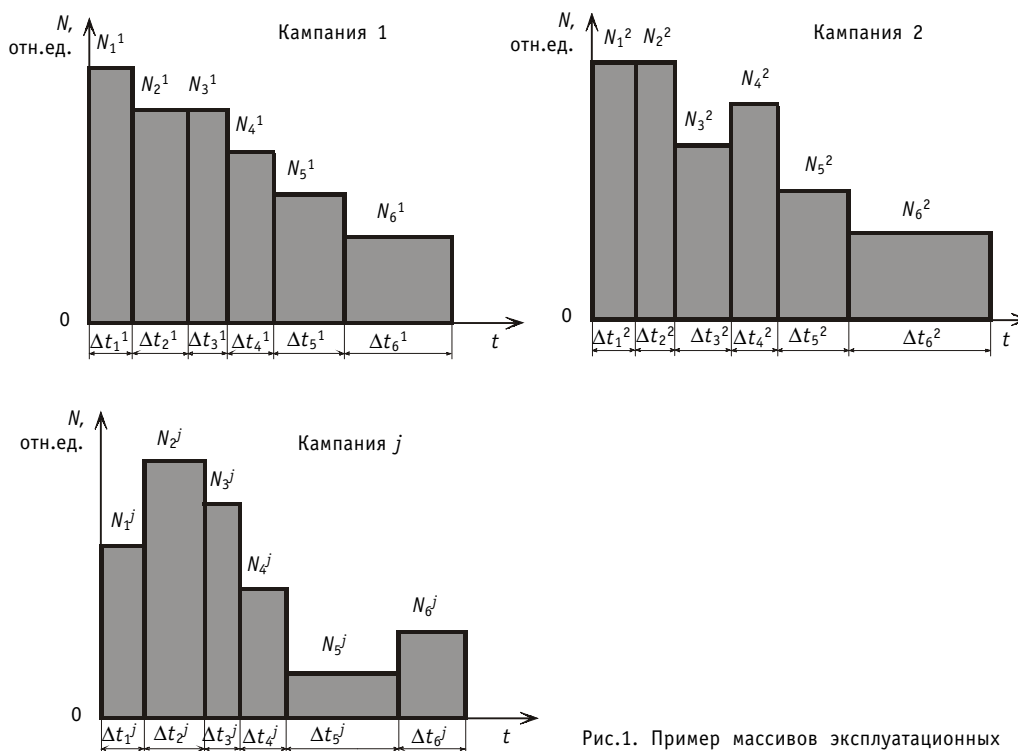


Рис.1. Пример массивов эксплуатационных параметров

АКСИАЛЬНОЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРНЫХ ПОЛЕЙ

На основе анализа экспериментальных данных аппроксимировано аксиальное распределение объемной плотности тепловыделения с учетом аксиального профилирования активной зоны (рис. 2). Коэффициент неравномерности энерговыделения по колонне при этом составляет $k_z \approx 1,3$. Ширина плато составила 3,4 м.

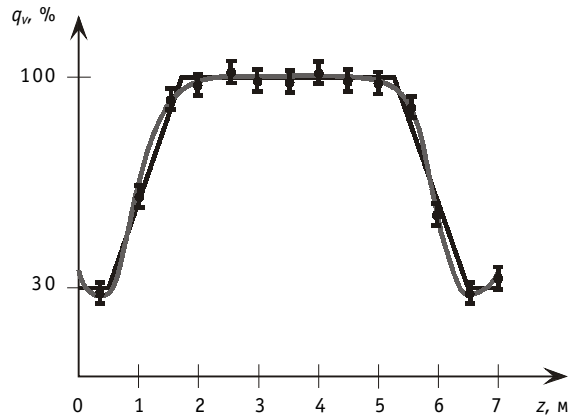


Рис.2. Аксиальное распределение объемной плотности тепловыделения

Расчетным путем установлено аксиальное распределение температуры теплоносителя. При этом максимальное значение объемной плотности тепловыделения в топливе определялось из соотношения:

$$q_v^{\max} = \frac{\bar{N} \cdot k_v}{n_{\text{ТК}} \cdot n_{\text{ТВЭЛ}} \cdot \pi \cdot R_{\text{ТТ}}^2 \cdot H_{\text{АЗ}}}, \quad (2)$$

где \bar{N} – мощность, снимаемая с колонны; $k_v = k_z \cdot k_r \approx k_z$ – коэффициент неравномерности энерговыделения по объему полученный с учетом радиального профилирования активной зоны; $n_{\text{ТК}}$ – число топливных каналов; $n_{\text{ТВЭЛ}}$ – количество твэлов в топливном канале; $R_{\text{ТТ}}$ – радиус топливной таблетки; $H_{\text{АЗ}}$ – высота активной зоны.

Минимальное значение объемной плотности тепловыделения на краях активной зоны составляет 30% от максимального значения и имеет место на длине 0,5 м с каждой стороны.

Средняя температура теплоносителя на i -ом участке определяется соотношением:

$$T_{\text{ТТ}}^i = T_{\text{ТН}}^{i-1} + Q_i / (G \cdot \bar{C}_p), \quad (3)$$

где i – номер участка по высоте колонны, $i = 0$ соответствует входу теплоносителя в колонну; $Q_i = q_v^i \cdot \pi \cdot R_{\text{ТТ}}^2 \cdot \Delta z \cdot n_{\text{ТВЭЛ}}$ – количество тепла выделяемое на i -ом участке, здесь q_v^i – среднее объемное тепловыделение в топливе на i -ом участке; Δz – длина участка; G – расход теплоносителя; \bar{C}_p – удельная теплоемкость теплоносителя.

Определено, что объемная плотность тепловыделения в графитовых блоках прямо пропорциональна объемной плотности тепловыделения в топливе и определяется соотношением:

$$q_{v_{\text{гр}}}^i = \frac{E_n}{E_f} \frac{(\xi \Sigma_s)_{\text{гр}}}{\xi \Sigma_s} \frac{S_{\text{ТОП}}}{S_{\text{АЗ}}} \Delta \cdot q_v^i, \quad (4)$$

где E_n – средняя энергия нейтронов деления; E_f – энергия деления U^{235} ; $(\xi \Sigma_s)_{\text{гр}}$ –

замедляющая способность графита; $\xi\Sigma_S$ – замедляющая способность активной зоны; $S_{\text{топ}}$ – площадь поперечного сечения (вид сверху), занимаемая топливом в активной зоне; $S_{\text{Аз}}$ – площадь поперечного сечения активной зоны; Σ_f – макроскопическое сечение деления топлива; $\Delta = 4 \div 6$ – характеризует отношение q_v (за счет гамма-квантов и нейтронов)/ q_v (за счет нейтронов).

Температура на внутренней поверхности графитового блока на i -ом участке определяется из соотношения:

$$T_i(R_{\text{ТК}}) = T_{\text{ТН}}^i + q_{s_{\text{гр}}}^i \left(\frac{1}{\alpha} + \frac{\delta_{\text{тр}}}{\lambda_{\text{тр}}} + R_{\text{заяз}} \right), \quad (5)$$

где $q_{s_{\text{гр}}}^i = \frac{S_{\text{гр}} q_{v_{\text{гр}}}^i}{2\pi R_{\text{ТК}}}$ – поверхностная плотность теплового потока на i -ом участке; здесь

$S_{\text{гр}}$ – площадь поперечного сечения ячейки занятая графитом; $R_{\text{ТК}}$ – радиус технологического канала; α – коэффициент теплоотдачи; $\delta_{\text{тр}}$ – толщина трубы технологического канала; $\lambda_{\text{тр}}$ – коэффициент теплопроводности для материала трубы технологического канала; $R_{\text{заяз}}$ – термическое сопротивление зазора, заполненного азотом.

Графит, подвергаясь радиационному повреждению, значительно деформируется, в результате чего в одних местах величина азотного зазора уменьшается, в других увеличивается. В силу того, что коэффициент теплопроводности азота очень мал, небольшие изменения азотного зазора приводят к значительным изменениям термического сопротивления. Анализ экспериментальных данных показал, что среднее значение термического сопротивления азотного зазора составляет $R_{\text{заяз}} = 200/q_s^{\text{max}}$, где q_s^{max} – максимальное значение поверхностной плотности теплового потока. В расчетах использовалось данное среднее значение термического сопротивления зазора, характерное для колец, контактирующих как с графитовой кладкой, так и с технологическим каналом.

Средняя эквивалентная температура по сечению графитового блока на i -ом участке определяется из соотношения:

$$\bar{T}_i = T_i(R_{\text{ТК}}) + 0,8825 \frac{q_v^i \cdot R_3^2}{\bar{\lambda}} (A_1 - A_2), \quad (6)$$

где $\bar{\lambda}$ – коэффициент теплопроводности графита; $A_1 = \ln\left(\frac{R_3}{2R_{\text{ТК}}}\right)$; $A_2 = \frac{0,25R_3^2 - R_{\text{ТК}}^2}{2R_3^2}$,

где R_3 – эквивалентный геометрический радиус блока графита; $R_3 = a/\sqrt{\pi}$, где a – сторона графитового блока.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕСУРСА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА

Значение критического флюенса является сильной функцией эквивалентной температуры облучения. Так, в условиях РБМК, функциональная зависимость критического флюенса удовлетворительно описывается полиномом 2-ой степени:

$$F_0(T) = a_0 + a_1 \cdot T + a_2 \cdot T^2, \quad (7)$$

где $a_0 = 5,92$; $a_1 = -9,06 \cdot 10^{-3}$; $a_2 = 3,31 \cdot 10^{-6}$ при температуре более 300°C ; $a_0 = 0,322$; $a_1 = -1,91 \cdot 10^{-3}$; $a_2 = 1,02 \cdot 10^{-5}$ при температуре до 280°C ; T измеряется в градусах Цельсия; F_0 – в 10^{22} см^{-2} . Значения критического флюенса при температурах от 280 до 300°C получены с помощью линейной аппроксимации. При определении коэффициентов полинома были использованы экспериментальные пары значений F_0 и T для графита ГР-280 при плотности потока сопутствующего γ -излучения $\Phi_\gamma = 5 \cdot 10^{14} \text{ с}^{-1}\text{см}^{-2}$ [2].

Согласно расчетам критический флюенс на самом энергонапряженном участке для внутренней поверхности графитового блока составил $2,3 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ и его среднее значение по графитовому блоку составило $1,65 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$.

Значения потоков быстрых нейтронов на каждом участке получены из соотношения:

$$q_v^i = N_{\text{яд}} \cdot \Delta \cdot \int_{180 \text{кэВ}}^{\infty} \sigma_{el}(E) \cdot g_{el}(E) \cdot E \cdot \Phi_i(E) dE = N_{\text{яд}} \cdot \Delta \cdot \bar{\sigma}_{el} \cdot \bar{g}_{el} \cdot \bar{E} \cdot \bar{\Phi}_i, \quad (8)$$

где $N_{\text{яд}}$ – концентрация ядер графита; σ_{el} – микроскопическое сечение упругого рассеяния; g_{el} – доля энергии, теряемая нейтроном при упругом рассеянии; E – энергия нейтронов; Φ_i – поток быстрых нейтронов на i -ом участке; $\bar{\sigma}_{el}$, \bar{g}_{el} , $\bar{\Phi}_i$ – значения, получаемые при средней энергии нейтронов \bar{E} . Выражение (8) получено с использованием приближений, изложенных в монографии [3].

В результате расчет показал, что для РБМК-1000 при работе на номинальной мощности 272 дня в год ресурс реакторного графита в самом энергонапряженном участке составит 25 лет.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Необходимо отметить, что приведенный расчет позволяет определить ресурс реакторного графита без учета радиального коэффициента неравномерности энерговыделения. В действительности радиальное распределение потока нейтронов в среднем хоть и имеет плато, но его значение в колоннах, находящихся вблизи стержней управления и защиты, получается завышенным, а в более удаленных колоннах – заниженным. Приведенное распределение энерговыделения по высоте активной зоны является средней интегральной характеристикой, и его вид в различных колоннах будет значительно отличаться. Поэтому необходимо проводить расчет ресурса реакторного графита по каждой отдельной колонне с учетом ее местоположения по отношению к стержням управления и защиты, и их влияния на аксиальное распределение энерговыделения по колонне.

Литература

1. *Виргильев Ю.С.* Свойства реакторного графита и его работоспособность в водографитовых реакторах // *Материаловедение*. – 2001. – №2. – 44 с.
2. *Карпухин В.И., Николаенко В.А., Кузнецов В.Н.* Критический флюенс нейтронов как фактор, определяющий ресурс графитовой кладки РБМК // *Атомная энергия*. – 1997. – Вып. 5. – 325 с.
3. *Глушков Е.С., Демин В.Е., Пономарев-Степной Н.Н., Хрулев А.А.* Тепловыделение в ядерном реакторе. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 160 с.

Поступила в редакцию 13.08.2004

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 620.9:519.7

Interregional Energy Exchange Modeling by Using MESSAGE Code \ E.V. Fedorova, T.G. Zorina; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 9 pages, 2 tables, 13 illustrations. – References, 9 titles.

MESSAGE successful application for interregional energy exchange modeling was demonstrated. MESSAGE is a IIASA program product which is distributed among the Member States as an energy systems prognosis tool. The simulation result is the optimum energy system strategy. The optimization criterion is minimum of total levelized system costs. The existing energy interchange scheme between Russia and Belarus was considered as a test problem. Russian gas, oil and electricity export to Belarus and Belarus motor fuel export to Russia was modeled. Nuclear energy was considered to be an alternative energy source for Belarus energy system.

УДК 621.039.58

Extension of Control Room Operator Information Support by the SPDS System Installation \ S.A. Andrushechko; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 11 pages, 4 illustrations. – References, 1 title.

The article is devoted to description of development and design of safety parameters display system (SPDS) for the 1, 2 units of Kola NPP with WWER-440 reactors. This system is based on advance representation of unit safety on the base of «Critical safety functions» (CSF). Accepted CSF for Kola units and degree of their severity while abnormal and accidental conditions, principles of CSF control for safety barriers destruction prevention are described. Algorithms of CSF calculations and man-computer interface and technical means of SPDS are also described.

УДК 621.039.53

Video-monitoring System of In-core Constructions for WWR-c Reactor \ O.Yu. Kochnov, N.D. Lukin; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 3 pages, 5 illustrations. – References, 2 titles.

The requirements of video-monitoring system for WWR-c reactor (Obninsk) was presented in this article. The short characteristics and structure scheme of this device was done. The results of video-monitoring process was shown. The conclusion about possibilities of using such equipment for additional purposes in the future was done.

УДК 621.039.532.21

Calculation of the Reactor Graphite Durability for RBMK-1000 Considering the Axial Irregularity of Energy Release \ V.I. Boiko, V.V. Shidlovskiy, V.N. Nesterov, I.V. Shamanin, A.V. Ratman; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 5 pages, 2 illustrations. – References, 3 titles.

The work given suggests the calculation of the reactor graphite durability for RBMK-1000 considering the axial irregularity of energy release. The paper covers the following aspects: procedure of the computation of the arrays of the product uranium-graphite reactor operational parameters; the volumetric heat intensity distribution considering the axial reactor core profiling; the methods of the calculation of the axial distribution of critical neutron fluence considering real equivalent radiation temperature of the graphite reactor and the values of neutron fluence (neutron energy higher than 180 keV) on the inside surface of the graphite block and average values.