

Заключение

В режиме технологического горения синтезированные композиционные материалы, в том числе — многослойные, предназначенные для изготовления элементов радиационной защиты. Анализ результатов приборных экспериментов по изучению защитных от ионизирующих излучений свойств композиционных материалов, полученных в режиме технологического горения, позволяет сформулировать следующие выводы:

- материалы, полученные методом СВС, обеспечивают уникальное сочетание ядерно-физических, реологических свойств (микрорельеф по-

верхности, пористость, форма и размер пор) и массогабаритных параметров, которое позволяет их использовать для эффективной защиты от потоков быстрых нейтронов и γ -квантов;

- метод СВС позволяет получать многослойные композиционные материалы, обеспечивающие преимущества по массогабаритным показателям при защите от потоков быстрых нейтронов;
- эффективно ослабляя потоки γ -квантов, СВС-материалы значительно «смягчают» спектр за защитой за счет более интенсивного рассеяния не поглотившихся квантов в объеме материала.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Новиков Н.П., Боровинская Н.П., Мержанов А.Г. Термодинамический анализ реакций самораспространяющегося высокотемпературного синтеза // В сб.: Процессы горения в химической технологии и металлургии / Под ред. А.Г. Мержанова. — Черноголовка, 1975. — С. 174–188.
2. Бойко В.И., Долматов О.Ю., Шаманин И.В., Нужин О.А. Направленный самораспространяющийся высокотемпературный синтез ряда взрывозамещающих металлокерамических материалов // Физика горения и взрыва. — 1996. — Т. 32. — № 1. — С. 58–65.
3. Демянчук Д.Г., Долматов О.Ю. Направленный синтез и использование нетрадиционных катодных материалов // Известия вузов. Физика. — 2000. — Т. 43. — № 5. — С. 24–29.
4. Bojko V.I., Dolmatov O.Yu., Shamanin I.V., Yushitsin K.V. High-current emitters synthesized by technological combustion // Instruments and Experimental Techniques. — 1993. — V. 36. — № 5. — P. 790–792.
5. Bojko V.I., Dolmatov O.Yu., Shamanin I.V., Kadlubovich B.E. A composite explosive emission cathode made from a metal ceramic with lanthanum and titanium borides // Instruments and Experimental Techniques. — 1995. — V. 38. — № 2. — P. 272–274.
6. Бартоломей Г.Г., Бать Г.А., Байков В.Д., Алхутов М.С. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 512 с.
7. Demyanyuk D.G., Dolmatov O.Yu., Richkevitch M.P. Application of Self-propagating High-temperature Synthesis to High-current Electronics // International Journal of Self-propagating High-temperature Synthesis. — 2004. — V. 13. — № 2. — P. 183–192.
8. Аккерман А.Ф., Грудский М.Я., Смирнов В.В. Вторичное электронное излучение из твердых тел под действием γ -квантов. — М.: Энергоатомиздат, 1986. — 186 с.

УДК 621.039.532.21

ОЦЕНКА РЕСУРСА ГРАФИТА ТОПЛИВНЫХ БЛОКОВ РЕАКТОРА ГТ-МГР

В.И. Бойко, П.М. Гаврилов*, Ф.П. Кошелев, В.Н. Мещеряков*, В.Н. Нестеров, А.В. Ратман**, И.В. Шаманин

Томский политехнический университет

*ФГУП Сибирский химический комбинат. г. Северск

**ФГУП Горно-химический комбинат. г. Железногорск

E-mail: nesterov@phtd.tpu.edu.ru

Изложена методика определения ресурса реакторного графита с учетом особенностей спектра нейтронов и сопутствующего гамма-излучения в активной зоне. Проведена оценка ресурса графита топливных блоков реактора ГТ-МГР с учетом уменьшения значения критического флюенса в высокотемпературной области и повышенного значения плотности потока повреждающих нейтронов в компактной активной зоне. Сформулированы рекомендации относительно определения интервала между перегрузками топлива, выполнение которых обеспечивает гарантированную безопасную эксплуатацию топливных блоков.

Введение

Одним из реакторов нового поколения, удовлетворяющих требованиям развивающейся атомной энергетики, является газотурбинный модульный высокотемпературный гелиевый реактор (ГТ-МГР). Из принципиальных особенностей ГТ-МГР [1], требующих повышенного внимания к определению ресурса графита, являются:

- повышенная безопасность, обусловленная самозащищенностью и невозможностью плавления активной зоны при тяжелых авариях;

- эффективное использование ядерного топлива и возможность реализации различных вариантов топливных циклов: уран-ториевого, плутоний-ториевого.

Проблема состоит в том, что значения критического флюенса графита в высокотемпературной области 800...1000 °С уменьшаются в пределах $10^{22}...2 \cdot 10^{21}$ см⁻² [2], соответственно. Компактность активной зоны приводит к росту доли повреждающих нейтронов ($E_n > 0,18$ МэВ) в общем потоке. Эти обстоятельства обуславливают уменьшение

значения ресурса графита в 2...3 раза. Таким образом, реалистичная оценка ресурса графита в реакторе ГТ-МГР с компактной активной зоной требует учета поведения критического флюенса в высокотемпературной области и особенностей спектра нейтронов, максимум которого смещается в высокоэнергетическую область.

Активная зона реактора ГТ-МГР

При проектировании ГТ-МГР за основу был принят реактор тепловой мощностью 600 МВт с кольцевой активной зоной, разработанный компанией General Atomics [3]. Активная зона в поперечном сечении представляет собой кольцо шестигранной формы, окруженное центральным (цилиндрическим) и боковым (кольцевым) графитовыми отражателями. Топливный блок (рис. 1) представляет собой шестигранную графитовую призму с топливными элементами, размещенными в отверстиях блока — 3. В блоках имеются отверстия для загрузки выгорающего поглотителя — 2 и прохода гелиевого теплоносителя — 1. Активная зона содержит 102 топливные колонны, каждая из которых набрана из 10 топливных блоков. Блоки в колонне фиксируются с помощью штифтов. Основные характеристики активной зоны представлены в табл. 1.

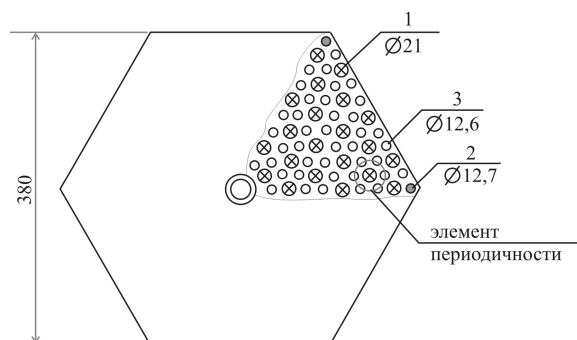


Рис. 1. Каналы топливного блока активной зоны реактора ГТ-МГР: 1) для теплоносителя; 2) для выгорающего поглотителя; 3) для топливного элемента, мм

Загрузка урана в расчете на один топливный блок, содержащий 198 топливных элементов диаметром 1,26 см и высотой 79,2 см, составляет 4,25 кг. Топливный элемент представляет собой графитовый стержень, диспергированный сферическими микротвэлами. В каждом топливном элементе содержится 35300 микротвэлов, часть из них содержит обедненный диоксид урана. Соотношение топливных и воспроизводящих микрочастиц 2,5/1. Обогащение по U^{235} составляет 19,9 %. Среднее по активной зоне обогащение — 14 %.

Определение тепловыделения, обусловленного потоком сопутствующего гамма-излучения

Анализ современного состояния исследований свойств реакторного графита показывает, что заметное влияние на значение критического флюенса и,

следовательно, ресурс графита оказывают значения плотности потока сопутствующего γ -излучения и эквивалентной температуры облучения [4]. Эквивалентная температура облучения образована суммарным тепловыделением за счет замедления нейтронов и поглощения γ -квантов в объеме графита [5].

Таблица 1. Основные характеристики активной зоны, определяющие ресурс графита ГТ-МГР [3]

Характеристика	Значение
Тепловая мощность активной зоны, МВт	600
Внутренний эквивалентный диаметр, м	2,96
Внешний эквивалентный диаметр, м	4,84
Высота активной зоны, м	7,92
Средняя удельная энергонапряженность, МВт/м ³	6,6
Количество топливных колонн в активной зоне	102
Количество топливных блоков в колонне	10
Загрузка урана на топливный блок, кг	4,25
Обогащение по U^{235} , %	19,9 (14 – среднее по активной зоне)
Время между перегрузками, эфф. сут	540
Кампания топлива в активной зоне, эфф. сут.	1080
Максимальное выгорание топлива, МВт·сут/тU	$1,4 \cdot 10^5$
Максимальная удельная энергонапряженность активной зоны, МВт/м ³	< 23
Давление теплоносителя, МПа	7,07
Температура теплоносителя (вход/выход активной зоны), °C	490/850

Тепловыделение, обусловленное замедлением нейтронов, прямо пропорционально плотности потока нейтронов и определяется нейтронно-физическими особенностями реактора. Плотность объемного тепловыделения за счет нейтронов в центральном графитовом блоке q_v^H определяется соотношением [5]:

$$q_v^H = \left(\frac{E_n}{E_f} \right) \cdot k_v \left(\frac{\xi \Sigma_s}{\xi \Sigma_a} \right) \cdot \left(\frac{N}{V_{A3}} \right), \quad (1)$$

где E_n — энергия, уносимая нейтронами деления в графит; E_f — энергия деления U^{235} ; $\xi \Sigma_s$ — замедляющая способность графита; $\xi \Sigma_a$ — средняя замедляющая способность материала активной зоны; N — тепловая мощность реактора; V_{A3} — объем активной зоны; k_v — коэффициент неравномерности энерговыделения по объему активной зоны.

В активной зоне γ -кванты образуются при делении, при переходе осколков деления из возбужденного состояния в основное и в результате поглощения нейтронов ядрами среды. Для всех ядер имеются строго определенные энергетические уровни возбуждения и механизмы снятия этого возбуждения, свойственные только данному сорту ядер. Следовательно, спектр γ -излучения зависит от материального состава активной зоны и состава ядерного топлива. Материальный состав и степень гетерогенности активной зоны также оказывают влияние на процесс поглощения энергии γ -излуче-

ния и, тем самым, определяют – какая доля энергии γ -квантов преобразуется в тепловую в блоке замедлителя. Следовательно, тепловыделение, обусловленное поглощением γ -квантов, прямо пропорционально плотности потока тепловых нейтронов. Его вклад в суммарное тепловыделение определяется материальным составом и гетерогенностью активной зоны. Таким образом, в соотношении (1) необходимо внести фактор (множитель) Δ , характеризующий отношение суммарного тепловыделения за счет нейтронов и γ -квантов к тепловыделению только за счет нейтронов. В результате:

$$q_v'' = \left(\frac{E_n}{E_f} \right) \cdot k_v \left(\frac{\xi \Sigma_s}{\xi \Sigma_s} \right) \cdot \left(\frac{N}{V_{A3}} \right) \cdot \Delta. \quad (2)$$

Определение значения флюенса повреждающих нейтронов

Для определения нейтронно- и теплофизических параметров эксплуатации реакторного графита в топливном блоке выделяется элемент периодичности (рис. 1), который содержит один канал для теплоносителя и два топливных канала (по совокупности фрагментов). Эквивалентный радиус элемента периодичности составляет $R_3 = 1,98$ см.

Из средней удельной энергонапряженности ($\bar{q}_v$) определяется плотность потока тепловых нейтронов:

$$\Phi_m = \frac{\bar{q}_v}{E_f \cdot \bar{\Sigma}_f},$$

где $\bar{\Sigma}_f$ – среднее по топливному блоку значение макроскопического сечения деления.

На предварительном этапе расчета предполагается, что распределение плотности потока быстрых нейтронов и сопутствующих γ -квантов по активной зоне равномерно [5]. Плотность потока быстрых нейтронов Φ_b разделяется на плотность потока повреждающих нейтронов Φ_n ($E_n > 0,18$ МэВ) и не повреждающих нейтронов ($340 \text{ эВ} < E_n < 0,18$ МэВ). Так же разделяются плотности потоков резонансных нейтронов Φ_r и тепловых нейтронов Φ_m . Оценки показывают, что плотности потоков нейтронов для водоохлаждаемых графитовых реакторов соотносятся примерно как:

$$\Phi_b / \Phi_n = 2,75; \quad \Phi_b / \Phi_r = 2,17; \quad \Phi_r / \Phi_m = 2,17.$$

Для реакторов ГТ-МГР отношения плотностей потоков быстрых и повреждающих нейтронов, быстрых и резонансных нейтронов изменяются незначительно. Это объясняется практически неизменным отношением объемов замедлителя (графита) и топлива. Однако, спектр нейтронов становится более жестким. Это связано с тем, что количество замедлителя (графита) между соседними сферическими микротвэлами, диспергированными в топливный графитовый стержень, очень мал. Диаметр микротвэлов составляет около 800 мкм, расстояние между ними не превышает 1400 мкм, то есть реализуется случай “тесной” топливной ре-

шетки. Значительная часть делений вызывается эпитепловыми нейтронами. В результате 26-группового расчета получены следующие соотношения:

$$\Phi_b / \Phi_n = 2,55; \quad \Phi_b / \Phi_r = 2,06; \quad \Phi_r / \Phi_m = 3,07.$$

Значение флюенса повреждающих нейтронов за год (270 эфф. сут) эксплуатации реактора, таким образом, составляет $1,3 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$.

Определение значения критического флюенса

Для определения значения критического флюенса необходимо провести расчет эквивалентной температуры облучения графита [6]. Для консервативной оценки можно считать, что активная зона гомогенна, и вся энергия деления выделяется в графите. Расход теплоносителя в одном канале рассчитывается по формуле:

$$G = \frac{N}{n_{эл} (T_{вых} - T_{вх}) C_p},$$

где $n_{эл}$ – количество элементов периодичности в активной зоне; C_p – теплоемкость теплоносителя; $T_{вх}$ и $T_{вых}$ – температура входа и выхода теплоносителя. Все термодинамические характеристики теплоносителя выбирались для температуры 700 °С и давления 7,07 МПа.

Скорость теплоносителя в канале определяется соотношением:

$$v = \frac{G}{\rho \cdot S_{TH}},$$

где ρ – плотность теплоносителя; S_{TH} – проходное сечение для теплоносителя. Ее значение составляет 23 м/с.

Для расчета значения коэффициента теплоотдачи используется формула:

$$\alpha = \frac{\lambda}{d} \cdot Nu,$$

где Nu – критерий Нуссельта; λ – коэффициент теплопроводности теплоносителя; d – эквивалентный диаметр канала (в данном случае он равен геометрическому).

В практике теплогидравлических расчетов для цилиндрических и плоских поверхностей в случае турбулентного потока используется следующее соотношение [7]:

$$Nu = 0,021 \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^{0,43},$$

где Re и Pr – критерии Рейнольдса и Прандтля. Их значения определяются по формулам:

$$Re = v \cdot d / \nu; \quad Pr = \nu / a,$$

где ν и a – кинематическая вязкость и коэффициент температуропроводности теплоносителя.

Коэффициент теплоотдачи составляет 1400 Вт/(м²·К) при $Re = 4 \cdot 10^4$ (турбулентный поток).

Эквивалентная температура облучения графита в элементе периодичности определяется соотношением [6]:

$$T(r) = T_{TH} + q_s \times \left[\frac{1}{\alpha} + \frac{R_{TK}}{\lambda_{зам} (1 - R_{TK}^2 / R_9^2)} \left(\ln \frac{r}{R_{TK}} - \frac{r^2 - R_{TK}^2}{2R_9^2} \right) \right],$$

где R_{TK} – радиус канала для теплоносителя; $R_{TK} \leq r \leq R_9$ – радиальная координата, r , T_{TH} – среднее значение температуры теплоносителя (700 °С); $\lambda_{зам}$ – коэффициент теплопроводности реакторного графита; $q_s = \frac{(R_9^2 - R_{TK}^2)}{2R_{TK}} q_v$ – поверхностная плотность теплового потока; q_v определяется в соответствии с формулой (2).

Значение критического флюенса, как функции эквивалентной температуры облучения, определяется по полиному второй степени [6]:

$$F(T) = a_0 + a_1 \cdot T + a_2 \cdot T^2,$$

где $a_0 = 5,92$; $a_1 = -9,06 \cdot 10^{-3}$; $a_2 = 3,31 \cdot 10^{-6}$ – коэффициенты полиномиальной аппроксимации; T – измеряется в °С; F – в 10^{22} см⁻².

Результаты расчета и выводы

Определено, что среднее по активной зоне значение эквивалентной температуры облучения графита на эквивалентном радиусе элемента периодичности (т.е. в объеме топливного блока) при средней удельной энергонапряженности 6,6 МВт/м³ составляет 785 °С. При таком значении графит может эксплуатироваться более 6 лет, следовательно, проектная кампания топлива длительностью 1080 эфф. сут с запасом обеспечена работоспособностью графита. Однако, при максимальном значении удель-

ной энергонапряженности 23 МВт/м³ эквивалентная температура облучения достигает 1000 °С. При таком значении ресурс графита составляет около 1,5 лет. Следовательно, кампания топлива не обеспечивается работоспособностью графита топливных блоков, расположенных в наиболее энергонапряженных областях активной зоны.

Таким образом, для гарантированной безопасной эксплуатации топливных блоков в активной зоне необходимо:

- уменьшить интервал между перестановками топливных блоков в 2 раза. Проектный интервал составляет 540 эфф. сут, что соответствует 2 годам, а с учетом особенностей зависимости критического флюенса от температуры и спектра нейтронов в ГТ-МГР он не должен превышать 270...300 эфф. сут;
- перемещение топливных блоков производить по картограммам, при разработке которых следует учитывать значения температуры, плотности потока нейтронов и доли повреждающих нейтронов в месте размещения блока;
- перемещать топливные блоки не только в радиальном и азимутальном, но и в аксиальном направлениях. Маршрут движения блока, начинающийся на периферии активной зоны (внешний или внутренний радиусы) должен заканчиваться на полувысоте активной зоны. При этом реализуется режим движения топлива “от периферии к центру активной зоны”, который обеспечивает приближение к режиму непрерывной перегрузки (перемещения).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ран Ф., Адамантиадес А., Кентон Дж., Браун Ч. Справочник по ядерным энерготехнологиям / Под ред. В.А. Легасова. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 752 с.
2. Карпунин В.И., Николаенко В.А., Кузнецов В.Н. Критический флюенс нейтронов как фактор, определяющий ресурс графитовой кладки РБМК // Атомная энергия. – 1997. – № 5. – С. 325–330.
3. Основные положения концептуального проекта и компоненты установки ГТ-МГР. “General Atomics” – А 21351, June, 1993. – 112 с.
4. Виргильев Ю.С. Свойства реакторного графита и его работоспособность в водографитовых реакторах // Материаловедение. – 2001. – № 2. – С. 44–52.
5. 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.
6. 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. Сер. Ядерная энергетика. – 2004. – № 4. – С. 26–30.
7. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы) / Под общ. ред. П.Л. Кириллова. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 360 с.