Выводы

- Установлено, что для перспективных модификаций облученных сборок реактора РБМК-1000 расчетное значение плотности потока быстрых нейтронов вблизи контейнера ТУК-109 превышает предельно допустимые уровни в 3 раза.
- При хранении облученного топлива в контейнере ТУК-109 происходит накопление в его объеме радиоактивности, уровень которой зависит от материала элементов конструкции, их пространственного расположения и времени.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- Шаманин И.В., Беденко С.В., Павлюк А.О., Лызко В.А. Использование программы ORIGEN-ARP при расчете изотопного состава отработанного топлива реактора ВВЭР-1000 // Известия Томского политехнического университета. – 2010. – Т. 317. – № 4. – С. 25–28.
- Круглов А.К., Рудик А.П. Реакторное производство радиоактивных нуклидов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 256 с.
- Беденко С.В., Гнетков Ф.В., Кадочников С.Д. Дозовые характеристики полей нейтронов облученного керамического ядерного топлива различных типов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 1. – С. 6–12.

 Установлено, что после снятия с эксплуатации контейнера уровень ионизирующего излучения вблизи контейнера определяется изотопами: ¹⁴C, ⁴¹Ca, ⁵⁹Ni, ⁶³Ni, ⁵⁵Fe, ⁵⁴Mn, ⁶⁰Co. Мощность экспозиционной дозы фотонного излучения за счет накопления этих радионуклидов не превышает предельно допустимых уровней.

Работа выполнена в рамках реализации ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009–2013 гг. (Мероприятие 1.2.1. Номер контракта П777 от 20 мая 2010 г.).

- Шаманин И.В., Буланенко В.И., Беденко С.В. Поле нейтронного излучения облученного керамического ядерного топлива различных типов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 2. – С. 97–103.
- Шаманин И.В. Гаврилов П.М., Беденко С.В., Мартынов В.В. (α, п)-реакции и поле нейтронного излучения облученного керамического ядерного топлива // Известия Томского политехнического университета. – 2009. – Т. 315. – № 2. – С. 75–78.

Поступила 16.03.2011 г.

УДК 621.039.517.5

ОПТИМАЛЬНАЯ ТЕМПЕРАТУРА ЭКСПЛУАТАЦИИ ГРАФИТА ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ПРОЕКТНОЙ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ ГТ-МГР

А.В. Головацкий, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин

Томский политехнический университет E-mail: nesterov@phtd.tpu.ru

Изложена методика определения оптимальной температуры эксплуатации графита реакторов ГТ-МГР для обеспечения проектных значений глубины выгорания ядерного топлива и срока эксплуатации топливного блока. Определены распределения выработанного ресурса графита с учетом неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны для уран-плутониевого и торий-уранового ядерных топливных циклов. Получены зависимости срока службы графита топливных блоков от значений удельного тепловыделения и температуры эксплуатации.

Ключевые слова:

Высокотемпературный газоохлаждаемый ядерный реактор, реакторный графит, повреждающие нейтроны, критический флюенс, выгорание топлива.

Key words:

High-temperature gas-cooled nuclear reactor, reactor-grade graphite, damaging neutrons, critical flux, nuclear fuel burn-up.

Введение

Исследования в области работоспособности ядерно-чистого реакторного графита показали, что его срок службы определяется значением критического флюенса повреждающих нейтронов (нейтроны с энергией выше 180 кэВ) [1]. В свою очередь значение критического флюенса определяется температурой облучения и плотностью потока сопутствующего гамма-излучения. Значения критического флюенса графита в температурной области свыше 300 °С уменьшаются при увеличении температуры облучения [2]. Значение коэффициента теплопроводности графита в процессе эксплуатации снижается, что приводит к росту эквивалентной температуры облучения, снижению значения критического флюенса нейтронов и срока службы графита. Расчеты показывают, что высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (ВТГР), например, ГТ-МГР, характеризуются высокими средними по активной зоне (АЗ) значениями плотностей потоков повреждающих нейтронов 0,5...1,3·10¹⁴ см⁻²с⁻¹ в зависимости от типа ядерного топливного цикла (ЯТЦ), в котором эксплуатируется реакторная установка.

Неравномерности тепловыделения по объему АЗ в реакторе ГТ-МГР существенны. Так, среднее значение удельного тепловыделения в АЗ составляет 6 МВт/м³, а максимальное – 20 МВт/м³. При этом наличие внутреннего и внешнего по радиусу АЗ отражателя обеспечивает равномерность тепловыделения по радиусу АЗ. Таким образом, неравномерность тепловыделения по объему АЗ характеризуется в основном аксиальной составляющей, а максимальное значение коэффициента неравномерности тепловыделения составляет $k_z=3,3$. Эти обстоятельства могут обусловливать относительно низкие локальные значения ресурса графитовых конструкций высокотемпературных реакторов.

В данной работе под оптимальной или допустимой температурой эксплуатации графита понимается такая температура, которая позволяет достичь проектное значение глубины выгорания ядерного топлива. Оптимальная (допустимая) температура определяется на поверхности контакта теплоносителя (гелия) и графита топливных блоков.

Целью настоящей работы является разработка методики определения оптимальной температуры эксплуатации и ресурса графитовых конструкций с учетом аксиального профиля тепловыделения по АЗ реактора ГТ-МГР.

Влияние профиля тепловыделения на аксиальное распределение температуры эксплуатации реакторного графита

Для определения влияния профиля тепловыделения на аксиальное распределение температуры эксплуатации графита выбрано пять различных профилей тепловыделения по АЗ ($k_z=1$ – равномерное распределение тепловыделения; $k_z=3,3$ – максимально возможная неравномерность распределения тепловыделения, рис. 1). Выбор проводился исходя из проектных значений среднего и максимального удельного тепловыделения. Циркуляция теплоносителя в активной зоне реактора ГТ-МГР осуществляется сверху вниз [3]. В одной колонне находятся 10 топливных блоков, активная зона по высоте дробится на 10 участков (*i* – номер участка по высоте, соответствующий номеру топливного блока, *i*=1 – верхний блок активной зоны).

Результаты, приведенные далее, получены без учета частичных перегрузок в течение кампании ядерного топлива.

Зависимость плотности теплоносителя от температуры имеет вид [4]:

 $\gamma = -3,632 \ln t + 28,476.$

Данное соотношение получено для рабочих температур в интервале от 700 до 1200 К; погрешность определения плотности относительно экспериментальных данных не превышает 2 %; *t* – температура теплоносителя, К.

На основе данных [5] получена зависимость динамической вязкости гелия от температуры:

$$\mu = 2,59 \cdot 10^{-5} \ln t - 1,33 \cdot 10^{-4}$$

Соотношение получено для рабочих температур в интервале от 473 до 1273 К; погрешность определения вязкости не превышает 5 %.



Рис. 1. Профили тепловыделения для различных коэффициентов неравномерности по высоте активной зоны

Коэффициент теплопроводности графита является функцией температуры облучения и значительно изменяется в процессе эксплуатации графита в АЗ, т. е. является также функцией флюенса повреждающих нейтронов. В работе значение коэффициента теплопроводности графита определялось по соотношению:

$$\lambda = (-1,75 \cdot 10^{-25} t_{ep}^{2} + 6,05 \cdot 10^{-22} t_{ep}^{2} - 4,88 \cdot 10^{-19}) F + (-0,0353 t_{ep}^{2} + 84,873),$$

полученному на основе данных [1] для рабочих температур графита t_{zp} в интервале от 873 до 1273 К и значений флюенса повреждающих нейтронов F от 0 до 2·10²⁰ см⁻². Погрешность аппроксимации не превышает 3 %. Для флюенсов более 2·10²⁰ см⁻² использовалась аппроксимация степенными функциями:

$$\lambda = 5,990942 \cdot 10^{61} t_{...}^{-18,59788} F^{0,40722 \ln t_{zp}-3,0315}.$$

Расчеты показали, что значение коэффициента теплопроводности графита довольно резко снижается в первый год эксплуатации топливного блока, затем его изменения становятся слабее. На рис. 2 представлены профили коэффициента теплопроводности реакторного графита по высоте активной зоны после проектной четырехлетней эксплуатации.



Рис. 2. Коэффициент теплопроводности графита на четвертый год эксплуатации при различных k_z (i=1 – верх АЗ, вход теплоносителя)

На рис. 3 приведены аксиальные распределения температуры графита для различных коэффициентов неравномерности тепловыделения на четвертый год эксплуатации топливных блоков. Значения температуры графита можно считать максимальными.



Аз при различных k_z

На рис. 4 показаны изменения температуры эксплуатации графита в течение кампании ядерного топлива для наиболее энергонапряженного участка. Резкое изменение коэффициента теплопроводности графита в первый год приводит к росту температуры эксплуатации не более чем на 5 %, затем температура практически не меняется.



Рис. 4. Изменение температуры графита в течение кампании ядерного топлива для 5-го участка (полувысота АЗ)

Работоспособность реакторного графита связана с критическим флюенсом повреждающих нейтронов [1], значение которого зависит от температуры облучения. В интервале рабочих температур от 573 до 1273 К и плотности потока сопутствующего гамма-излучения 5·10¹⁴ см⁻²с⁻¹ данная зависимость может быть аппроксимирована полиномом второй степени [1]:

$$F_{\kappa p} = (3, 31 \cdot 10^{-6} t_{2p}^2 - 1, 0867 \cdot 10^{-2} t_{2p} + 8, 6401) \cdot 10^{22}.$$

Значения плотностей потоков повреждающих нейтронов принимались в соответствии с работой [6], в которой результаты получены для среднего значения удельного тепловыделения 6 МВт/м³. Нормировку значений флюенса повреждающих нейтронов для заданных объемного тепловыделения q_{vi} и года эксплуатации топливного блока можно провести по соотношению: $F_{i\tau} = \frac{q_{vi}}{q_v^6} F_{\tau}^6$, где F_{τ}^6 – значение флюенса нейтронов за время эксплуата-

ции топливного блока при удельном объемном тепловыделении $q_{\rm w}$ =6 MBт/м³.

Для определения степени сохранности эксплуатационных характеристик графита топливных блоков в работе введена величина «выработанный ресурс». Ресурс графита определяется значением критического флюенса $F_{\kappa p}$ [1], принятым за 100 % проектного ресурса. Значение выработанного ресурса (ВР) определяется соотношением: ВР= $F_{\tau}^{6}/F_{\kappa p}$. Если ВР \leq 1, то эксплуатационные характеристики графита сохраняются. При ВР>1 следует ожидать необратимых изменений эксплуатационных характеристик, в первую очередь, формоизменения, а затем трещинообразования с сопутствующей деградацией теплофизических свойств. На рис. 5 приведены аксиальные профили выработанного ресурса для энерговыработки 1080 эфф. сут.



Анализ ресурса графитовых конструкций для случая с равномерным распределением тепловыделения по высоте A3 (k=1) показывает, что значение выработанного ресурса возрастает при увеличении температуры эксплуатации. Это вызвано тем, что зависимость критического флюенса является «обратной» функцией температуры облучения в диапазоне температур от 573 до 1273 К. При фиксированной кампании ядерного топлива флюенс прямо пропорционален объемному тепловыделению. Поэтому при $k_{z}=1$ аксиальное распределение флюенса равномерно. Поскольку температура графита возрастает по мере приближения к нижнему срезу активной зоны, то значение критического флюенса уменьшается, а выработанный ресурс возрастает.

На рис. 6 представлено изменение выработанного ресурса в течение кампании ядерного топлива для коэффициента неравномерности тепловыделения, равного 2. Рост температуры облучения до 7-го участка по ходу теплоносителя (рис. 6) уменьшает значение критического флюенса и выработанный ресурс растет. Спад значения объемного тепловыделения после 7-го участка приводит к снижению флюенса повреждающих нейтронов и, как следствие, к уменьшению выработанного ресурса.



Из рис. 5 и 6 видно, что рост неравномерности тепловыделения и его максимального значения приводит к росту выработанного ресурса графита. Максимум выработанного ресурса растет и смещается к центру АЗ. Эксплуатация топливного блока при объемном тепловыделении 12 МВт/м³ возможна не более 2-х лет, при 16 MBт/м³ – не более одного года. Для того, чтобы топливный блок отработал хотя бы 1 год при максимально допустимом значении удельного тепловыделения 20 MBт/м³, необходимо, чтобы температура облучения внутри него не превышала 1100 К. Особо важно то, что ресурс быстрее вырабатывается у графита топливных блоков, расположенных ниже по течению теплоносителя от максимума тепловыделения. Так, например, максимум тепловыделения находится на 5 и 6-м участках, а ресурс будет выработан у топливных блоков 6 и 7-го участков (рис. 6). Объемное тепловыделение на 7-м участке составляет 10 МВт/м³.

При снижении коэффициента неравномерности тепловыделения аксиальный профиль флюенса повреждающих нейтронов выравнивается, а выработанный ресурс в основном определяется температурой эксплуатации графита. Значение максимума выработанного ресурса снижается и смещается от центра АЗ вниз по течению теплоносителя (рис. 5).

Сравнение всех рассмотренных профилей тепловыделения для стандартной проектной загрузки (уран-плутониевый топливный цикл с обогащением свежего топлива 20 % по U²³⁵) показывает, что время между перегрузками (540 эфф. сут.) топливные блоки способны отработать только в случаях с $k_z \le 1,3$ и $q_v^{max} \le 7,8$ МВт/м³.

Определение оптимальной температуры эксплуатации топливного блока

С целью определения зависимости допустимой температуры эксплуатации топливного блока от объемного тепловыделения был рассмотрен один участок, на котором температура графита на границе гелий – графит была задана в интервале 1073...1273 К. Затем определялось значение срока службы графита (рис. 7). Срок службы – это календарная продолжительность от начала эксплуатации объекта или ее возобновления после ремонта до перехода в предельно допустимое состояние.

Анализ полученных зависимостей (рис. 7) показывает, что температура эксплуатации графита накладывает ограничения на значения удельного тепловыделения в топливном блоке. Чем выше температура эксплуатации, тем меньше значение допустимого тепловыделения, обеспечивающего проектный срок службы графита (4 года — 1080 эфф. сут.). Для различных значений удельного тепловыделения и начальных загрузок топлива оптимальная температура облучения будет различна. Можно спрогнозировать зависимости срока службы графита от температуры облучения (рис. 8). Точка пересечения зависимости с линией (4 года) определяет оптимальную температуру эксплуатации графита для обеспечения проектного срока службы топливного блока.







Рис. 8. Зависимость срока службы топливного блока от температуры эксплуатации при различных тепловыделениях для U-Pu ЯТЦ и стартовой загрузке C(²³⁵U)=20 %, C(²³⁹Pu)=0 %: ■ – для объемного тепловыделения 2 MBT/м³; ■ – для 3 MBT/м³ – CC=4·10²⁷ T^{-8,804}

Обеспечение проектного срока службы топливного блока работоспособностью графита не означает, что будет достигнуто проектное значение глубины выгорания топлива (150 MBr сут/кгU). Значение выгорания топлива, достигаемое за 1 год работы реактора, задавалось равным 37,4 MBr сут/кгU, но это значение соответствует фиксированному значению объемного тепловыделения 6 MBr/м³. Определение значения выгорания по удельному тепловыделению проводилось по соотношению:

$$Z = 6,23q_{...}$$

Значение глубины выгорания, обеспеченное работоспособностью графита топливного блока, определяется по соотношению:

$$Z_{\text{max}} = Z \cdot CC$$
,

где *CC* – срок службы.

Из рис. 9 видно, что при температуре облучения графита 1273 К проектное значение глубины выгорания (150 МВт·сут/кгU) не обеспечивается работоспособностью графита в интервале значений удельного тепловыделения от 2 до 20 МВт/м³. Для определения оптимальной температуры эксплуатации графита значение температуры эксплуатации

снижалось от 1273 К до значения, обеспечивающего достижение проектной глубины выгорания, рис. 10. На рис. 11 приведены аналогичные результаты для торий-уранового ЯТЦ.



Рис. 9. Зависимости достигаемой глубины выгорания топлива от объемного тепловыделения для различных соотношений концентрации делящегося материала С(²³⁵U): С(²³⁹Pu), % в U-Pu ЯТЦ при температуре облучения графита 1273 К: ● – 20:0; ■ –10:10; ■ – 0:20



Рис. 10. Зависимость оптимальной температуры эксплуатации топливного блока от объемного тепловыделения при различных соотношениях концентрации делящегося материала С(²³⁵U):С(²³⁹Pu), % в U-Pu ЯТЦ: ● – 20:0; ■ – 10:10; ▲ – 0:20



Рис. 11. Зависимость оптимальной температуры эксплуатации топливного блока от объемного тепловыделения при различных соотношениях концентрации делящегося материала С(²³⁵U):С(²³³U), % в Th-U ЯТЦ: • − 20:0; • − 10:10; • − 0:20

Методика определения оптимальной температуры облучения и ресурса графитовых блоков

Полученные результаты позволяют сформулировать единую методику определения оптимальной температуры облучения и ресурса графитовых конструкций с учетом аксиального распределения тепловыделения по активной зоне реактора ГТ-МГР. Она включает задание начальных параметров: профиль тепловыделения, стартовый состав топлива и выгорание топлива, требующее перегрузки топливных блоков. Затем последовательно определяют аксиальные профили:

- флюенса повреждающих нейтронов за время эксплуатации графита;
- 2) коэффициента теплопроводности графита;
- 3) температуры эксплуатации графита;
- критического флюенса повреждающих нейтронов;
- выработанного ресурса графита, ожидаемого срока службы топливного блока, который может быть достигнут в данных условиях, и глубины выгорания ядерного топлива, соответствующей данному сроку службы и удельному тепловыделению;
- оптимальной температуры эксплуатации реакторного графита.



Рис. 12. Аксиальный профиль температуры эксплуатации графита на начало и конец эксплуатации топливного блока и оптимальной температуры для стандартной проектной стартовой загрузки при k_z=2 и q_{vmax}=12 MBT/M³

Анализ распределений температуры эксплуатации графита и температуры позволяет провести оптимизацию схемы перемещения топлива внутри АЗ. Например, на рис. 12 приведены эти распределения для $k_z=2$ и $q_{ymax}=12$ МВт/м³. В данном случае превышение значения температуры эксплуатации графита над оптимальной на 9 и 10-м участках не имеет значения для безопасной эксплуатации топливных блоков, т. к. на этих участках значения удельного тепловыделения минимальны (не превышают 30 % от среднего по АЗ значения). Следовательно, за время между перегрузками (540 эфф. сут.) значение глубины выгорания не превысит 30 % от проектного значения. Однако, за это же время на 5 и 6-м участках достигается проектное значение глубины выгорания ядерного топлива, но оно не обеспечивается работоспособностью графита. Эксплуатация таких топливных блоков не безопасна. Выходом из данной ситуации при неизменности параметров эксплуатации топливных блоков может быть только сокращение времени между перегрузками.

Заключение

Разработана и представлена методика определения оптимальной температуры эксплуатации и ресурса графита топливных блоков с учетом аксиального распределения тепловыделения по активной зоне реактора ГТ-МГР. Определены зависимости оптимальной для проектного значения глубины выгорания ядерного топлива температуры эксплуатации графита реакторов ГТ-МГР от значения удельного тепловыделения в активной зоне. Топливные блоки с температурой эксплуатации графита 1073 К должны дополнительно контролироваться и, по возможности, эксплуатироваться при пониженных удельных энерговыделениях. Это примерно 60 % топливных блоков, находящихся

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 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.
- Виргильев Ю.С. Свойства реакторного графита и его работоспособность в водографитовых реакторах // Материаловедение. - 2001. – № 2. – С. 44–52.
- Седов А.А., Фролов А.А. Расчетное исследование влияния некоторых систематических факторов на температуры топлива в сверхвысокотемпературном газовом реакторе с призматическими ТВС // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2010. – № 3. – С. 80–90.

в активной зоне (блоки, расположенные ниже геометрической полувысоты активной зоны). Максимум аксиального профиля удельного тепловыделения необходимо смещать ближе к входу теплоносителя в активную зону (в верхнюю часть активной зоны). Для принятых проектных параметров кампании ядерного топлива и рассмотренных профилей удельного тепловыделения значения коэффициента неравномерности энерговыделения, равные 2 и более, не допустимы. Значение оптимальной температуры эксплуатации графита топливных блоков для уран-плутониевого ядерного топливного цикла не превышает 1100 K, для торий-уранового – 1160 K.

Работа выполнена в рамках государственного контракта № П428, полученного на проведение поисковых научно-исследовательских работ по направлению «Ядерно-энергетические установки нового поколения» в рамках мероприятия 1.2.2 Программы», федеральной целевой программы «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009–2013 годы». Номер конкурсной заявки: НК-172П/1.

- Сычев В.В., Вассерман А.А, Козлов А.Д. и др. Термодинамические свойства гелия. – М.: Изд-во стандартов, 1984. – 320 с.
- Варгафтик Н.Б. Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей. – М.: Наука, 1972. – 721 с.
- Головацкий А.В., Нестеров В.Н., Шаманин И.В. Влияние состава и выгорания ядерного топлива на действующее значение плотности потока повреждающих нейтронов в реакторе ГТ-МГР // Известия Томского политехнического университета. – 2010. – Т. 316. – № 4. – С. 14–18.

Поступила 26.05.2011 г.