

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ПРОЕКТНОГО ЗНАЧЕНИЯ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕСУРСОМ ГРАФИТА ТОПЛИВНЫХ БЛОКОВ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ

О.И. Булах, О.К. Костылев, В.Н. Нестеров, Э.К. Чердизов

*Инженерная школа ядерных технологий «Национальный исследовательский Томский политехнический университет»
634050 г. Томск, пр. Ленина, 30*



Одними из претендентов на лидерство среди реакторов нового поколения являются высокотемпературные газеохлаждаемые реакторы. Принципиальными особенностями этого типа реактора являются высокоэффективное производство электроэнергии (КПД около 50%), использование высокотемпературного тепла для технологических производств, самозащищенность активной зоны, возможность реализации различных вариантов топливных циклов, пониженное радиационное и тепловое воздействие на окружающую среду, прогнозируемая приемлемость экономических показателей в отношении стоимости электроэнергии по сравнению с альтернативными энергоисточниками.

Для высокотемпературных реакторов уровень выходных температур теплоносителя в пределах 750 – 950°C определяет использование графита в качестве конструкционного материала активной зоны и гелия в качестве инертного теплоносителя. Применение графита обуславливает большую теплоемкость активной зоны и ее практическую нерасплаваемость.

Срок службы реакторного графита зависит от значения критического флюенса повреждающих нейтронов. Критический флюенс определяется температурой облучения и плотностью потока сопутствующего гамма-излучения. Значения критического флюенса графита в высокотемпературной области 800 – 1000°C уменьшаются в пределах $1 \cdot 10^{22}$ – $2 \cdot 10^{21}$ см⁻² соответственно. Компактность активной зоны приводит к росту доли повреждающих нейтронов в общем потоке. Эти обстоятельства обуславливают относительно низкие значения ресурса графитовых конструкций высокотемпературных реакторов.

Приводятся конструктивные особенности и эксплуатационные параметры высокотемпературного газеохлаждаемого реактора ГТ-МГР. Получены результаты нейтронно-физического расчета, позволяющие определить значения плотностей потоков повреждающих нейтронов, глубины выгорания ядерного топлива и выработанного ресурса графита топливных блоков. Показано несоответствие максимумов в зависимостях значений глубины выгорания ядерного топлива и выработанного ресурса графита топливных блоков по высоте активной зоны.

В результате анализа расчетных данных разработаны схема и методика перегрузки топливных блоков реактора ГТ-МГР для обеспечения проектного значения глубины выгорания ядерного топлива ресурсом графита.

Ключевые слова: критический флюенс, реакторный графит, повреждающие нейтроны, ресурс, срок службы, глубина выгорания.

ВВЕДЕНИЕ

Перспективным направлением в атомной индустрии является разработка и внедрение реакторов нового поколения, которые, согласно классификации МАГАТЭ, признаны наиболее безопасными. Одними из таких реакторов являются высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (ВТГР) [1]. К технологическим особенностям ВТГР относятся использование ядерного топлива TRISO и применение графита в качестве конструкционного материала активной зоны. В процессе эксплуатации АЭС происходит облучение графита потоком повреждающих нейтронов, что приводит к деформации кристаллической структуры и возникновению дефектов [2 – 5]. В результате значительно изменяются физические, теплофизические и прочностные свойства графита, являющегося основным конструкционным материалом топливного блока.

Основной проблемой, на решение которой направлены исследования в области работоспособности реакторного графита в России, является объективная интерпретация опыта эксплуатации графита в промышленных и энергетических уран-графитовых реакторах с целью применения его при проектировании перспективных реакторов типа ВТГР. Вторая по значимости задача – это разработка принципов обращения с облученным графитом уран-графитовых реакторов.

РЕАКТОР ГТ-МГР

Одним из претендентов на лидерство среди реакторов нового поколения типа ВТГР, отвечающим требованиям безопасности XXI в., является реактор ГТ-МГР («газовая турбина – модульный гелиевый реактор»). Установка состоит из двух связанных блоков – модульного газоохлаждаемого реактора (МГР) и газотурбинного преобразователя энергии прямого цикла (ГТ). Принципиальными особенностями реактора являются [1, 6 – 10]

- высокоэффективное производство электроэнергии (КПД около 50%);
- использование высокотемпературного тепла для технологических производств;
- самозащищенность активной зоны, а также невозможность её расплавления при аварии;
- возможность реализации различных вариантов топливных циклов (уран-плутониевый, торий-урановый);
- пониженное радиационное и тепловое воздействие на окружающую среду;
- прогнозируемая приемлемость экономических показателей в отношении стоимости электроэнергии по сравнению с альтернативными энергоисточниками.

При внедрении реактора ГТ-МГР решаются многие проблемы атомной энергетики, а также повышается конкурентоспособность атомных станций [1, 6]. Расширение применения ядерной энергетики в область промышленных высокотемпературных технологий и круга стран-пользователей атомной энергетики является одной из важнейших особенностей проекта.

КОНСТРУКЦИЯ И ОСНОВНЫЕ ПАРАМЕТРЫ РЕАКТОРА ГТ-МГР

В поперечном сечении активная зона представляет собой кольцо шестигранной формы, состоящее из 1020 гексагональных призматических топливных блоков, размещенных в 102-х колоннах по 10 блоков в каждой. Топливные блоки имеют форму шестигранной графитовой призмы с топливосодержащими элементами, располагающимися в отверстиях блока [11 – 13]. В блоках есть отверстия для прохода теплоносителя и загрузки выгорающего поглотителя. Топливный блок активной зоны реактора представлен на рис. 1 а.

Таблица 1

Основные характеристики активной зоны реактора ГТ-МГР [14]

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)
Загрузка выгорающего поглотителя (естественного бора) на каждый из шести стержней в топливном блоке, г	1,13 – 2,25
Время между перегрузками, эфф. сут	540
Кампания топлива в активной зоне, эфф. сут	1080
Максимальное выгорание топлива, МВт·сут/т _U	$1,4 \cdot 10^5$
Максимальный запас реактивности в холодном разотравленном состоянии в процессе кампании, % $\delta k/k$	12,5
Температурный эффект реактивности, % $\delta k/k$	< 4,9
Максимальная удельная энергонапряженность активной зоны, МВт/м ³	< 23
Эффективность 48-ми пар стержней СУЗ на ходе 5 м, % $\delta k/k$	> 14
Отравление реактора Xe, % $\delta k/k$	> 2,6
Эффективность 18-ти каналов системы ШСКР, % $\delta k/k$	> 8,2
Давление теплоносителя, МПа	7,07
Температура вход / выход активной зоны, °С	490 / 850
Максимально допустимая температура топлива в режиме нормальной эксплуатации без учета факторов перегрева, °С	1250
Максимально допустимая температура топлива при авариях, °С	< 1600
Число органов компенсации реактивности стержневого типа	54
Число каналов резервной системы компенсации реактивности	18

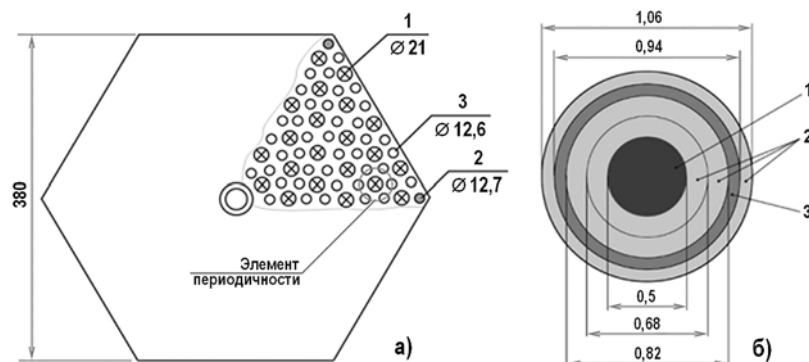


Рис. 1. а). Топливный блок активной зоны реактора ГТ-МГР: 1 – канал для теплоносителя; 2 – канал для выгорающего поглотителя; 3 – топливный канал. б). Конструкция микровэла: 1 – диоксид урана; 2 – пирографит; 3 – карбид кремния

В качестве топлива в активной зоне используется обогащенный до 19,9% по U^{235} диоксид урана, размещаемый в графитовой матрице в виде отдельных микровзлвов с четырехслойным покрытием из пиролитического углерода и карбида кремния.

Поперечное сечение микровзла представлено на рис. 1 б.

Каждый топливный блок содержит 198 топливных каналов, в которые запрессованы микровзлы. Загрузка урана составляет 4,25 кг на блок. Плотность графита матрицы элемента и топливного блока составляет 1,7 г/см³.

Основные характеристики кольцевой активной зоны реактора представлены в табл. 1 [14].

ИЗМЕНЕНИЕ ПЛОТНОСТЕЙ ПОТОКОВ ПОВРЕЖДАЮЩИХ И ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ В ТЕЧЕНИЕ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Определение спектра плотности потока нейтронов в активной зоне проводилось путём решения системы многогрупповых уравнений диффузии нейтронов итерационным методом. Итерационный метод в рамках многогруппового расчета реализован по методике, описанной в работе [15].

На основании полученных значений парциальных плотностей потоков нейтронов найдены все групповые, а затем и усредненные по спектру значения, входящие в выражение для определения эффективного коэффициента размножения нейтронов $k_{эфф}$ [16 – 17]. Таким образом, значение $k_{эфф}$ на начало кампании с учетом выгорающего поглотителя составило 1,144.

Максимальный запас реактивности в холодном разотравленном состоянии в процессе кампании при этом составляет $\rho = 12,6\%$. Полученное значение запаса реактивности практически совпадает с проектным ($\rho = 12,5\%$), что свидетельствует об удовлетворительном качестве расчета.

Изменение нуклидного состава ядерного топлива в процессе его эксплуатации может привести к существенному изменению значений плотностей потоков повреждающих и тепловых нейтронов, что скажется на значении ресурса графита. В работе учитываются изменения концентраций следующих нуклидов: U^{235} , U^{238} , Pu^{239} , Pu^{240} , Pu^{241} , Pu^{242} , продукты деления U^{235} и Pu^{239} . При расчете использовалась методика, описанная в работах [17, 18].

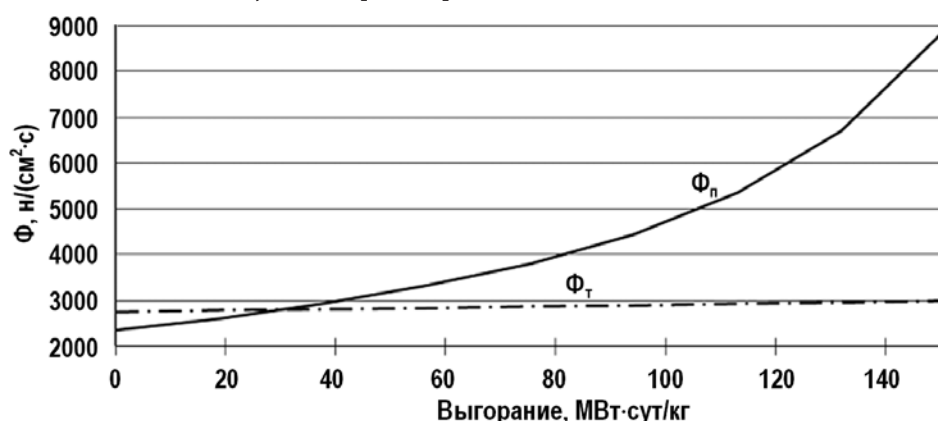


Рис. 2. Зависимость плотностей потоков тепловых Φ_t и повреждающих Φ_p нейтронов от выгорания ядерного топлива

На рисунке 2 представлены зависимости изменения плотностей потоков тепловых и повреждающих нейтронов от выгорания ядерного топлива.

Образующиеся делящиеся нуклиды плутония обладают большими сечениями поглощения нейтронов и деления нейтронами в тепловой области, кроме того сред-

нее число вторичных быстрых нейтронов на акт деления также выше, чем у U^{235} . Это приводит к увеличению жесткости спектра плотности потока нейтронов по мере эксплуатации ядерного топлива, в результате плотность потока повреждающих нейтронов в конце кампании ядерного топлива практически в четыре раза выше, чем в начале.

ТЕМПЕРАТУРА ОБЛУЧЕНИЯ ГРАФИТА И ЕГО РЕСУРС

Для оценки ресурса графита необходимо определить распределение температуры облучения графита по активной зоне, поскольку она является определяющим фактором в значении критического флюенса повреждающих нейтронов. Неравномерности распределения температуры и набранного флюенса повреждающих нейтронов по активной зоне приводят к существенным изменениям локальных объемов графита и являются одной из главных причин деформации и разрушения топливных блоков.

Аксиальное распределение энерговыделения в топливной колонке задавалось согласно [19].

Минимальное значение тепловыделения в топливе по высоте активной зоны от максимального значения составило 44%, что соответствует численному значению 4,17 МВт/м³. Максимальное значение тепловыделения составило 9,49 МВт/м³.

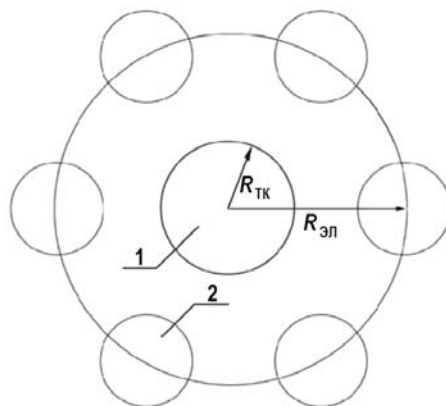


Рис. 3. Элементарная ячейка реактора радиусом $R_{ЭП}=2,46$ см для определения поля температур: 1 – канал теплоносителя $R_{ТК} = 1,05$ см; 2 – канал ядерного топлива $R_{ЯТ} = 0,63$ см

Для определения поля температур внутри топливного блока выбрана элементарная ячейка, радиусом $R_{ЭП}$ (рис. 3).

Элементарная ячейка и профиль тепловыделения позволяют определить поле температур облучения графита, применив при этом стандартную методику теплофизического расчета [20].

В работах [14, 21] используется величина «выработанный ресурс» для определения степени сохранности эксплуатационных характеристик графита. Значение выработанного ресурса определяется соотношением

$$BP = F/F_{кр}$$

где F – накопленный флюенс повреждающих нейтронов с энергией нейтронов более 0,18 МэВ; $F_{кр}$ – значение критического флюенса повреждающих нейтронов, определяемое температурой облучения графита.

Если $BP \leq 1$, то считается, что эксплуатационные характеристики графита сохраняются. При $BP > 1$ следует ожидать необратимых изменений эксплуатационных характеристик, в первую очередь, формоизменения, а затем трещинообразования с сопутствующей деградацией теплофизических свойств.

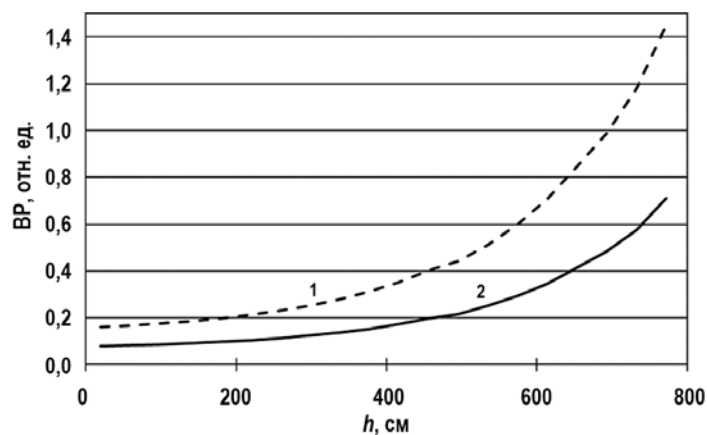


Рис. 4. Временная зависимость выработанного ресурса графита по высоте активной зоны: 1 – кампания ядерного топлива 1090 эфф. сут; 2 – микрокампания ядерного топлива 545 эфф. сут

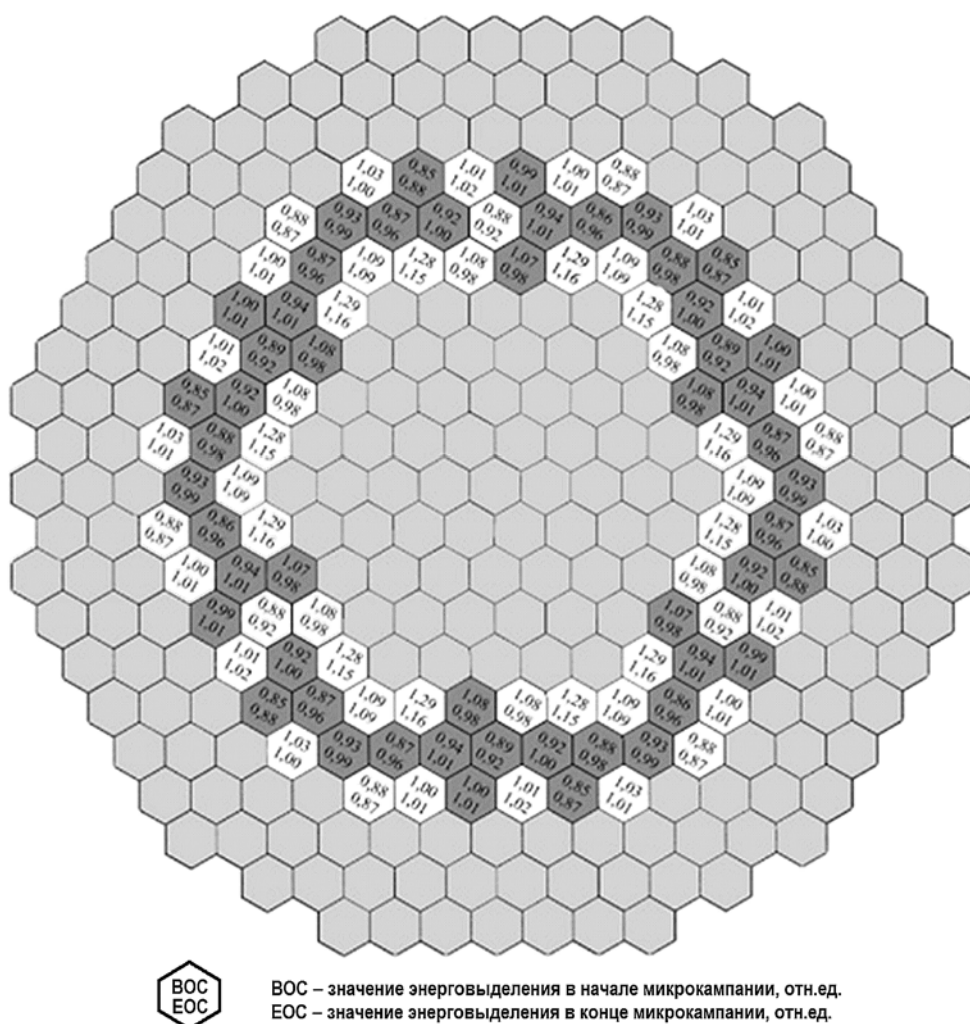


Рис. 5. Картограмма активной зоны реактора ГТ-МГР: белый цвет – ТВС, прошедшая цикл выгорания; серый цвет – свежая ТВС; по периферии и в центре графитовый отражатель

Длительность кампании ядерного топлива составляет 1090 эфф. сут (два года по 545 эфф. сут), на основании чего произведен расчет выработанного ресурса графита. Изменение энерговыделения по радиусу активной зоны не учитывалось. На рисунке 4 приведена зависимость выработанного ресурса графита по высоте активной зоны в графитовом блоке на радиусе $R_{эл}$, так как эта точка наиболее удалена от теплоносителя, и в ней наблюдается максимум температур.

Расчетное значение выработанного ресурса превышает единицу на конец кампании ядерного топлива, что говорит о возможности разрушения топливного блока внутри активной зоны. Максимальное значение выработанного ресурса графита в момент перезагрузки ядерного топлива составило 71%, а минимальное 8%. Следовательно, топливные блоки в момент перезагрузки необходимо обязательно перемещать из опасного участка в безопасный, при этом учитывать значение радиально-азимутального коэффициента неравномерности тепловыделения. Для исследования влияния радиального и азимутального коэффициентов неравномерности энерговыделения (в дальнейшем радиального) по активной зоне используются данные из [19], по которым построена картограмма активной зоны (рис. 5).

В реакторе предполагается два цикла выгорания ядерного топлива [19]. Интервал времени между перегрузками называется или микрокампанией, или циклом выгорания. На картограмме в каждой ячейке представлены два значения энерговыделения – в начале и конце микрокампании для различных ТВС (топливных блоков). Исходя из длительности кампании ядерного топлива принято, что энерговыделение на начало микрокампании со свежими ТВС действует на первом году работы реактора, а в конце микрокампании – на втором году; при расчете ТВС на втором цикле выгорания начало микрокампании – третий год работы реактора, а конец – четвертый.

Значения энерговыделения для различных участков активной зоны повторяются, поэтому они группируются по количеству блоков с одинаковыми коэффициентами неравномерности и году эксплуатации. Наибольший интерес представляют значения выработанного ресурса графита в конце каждой микрокампании ядерного топлива, так как по ним можно разработать схему перемещения топливных блоков, позволяющую обеспечить проектную глубину выгорания ядерного топлива работоспособностью графита.

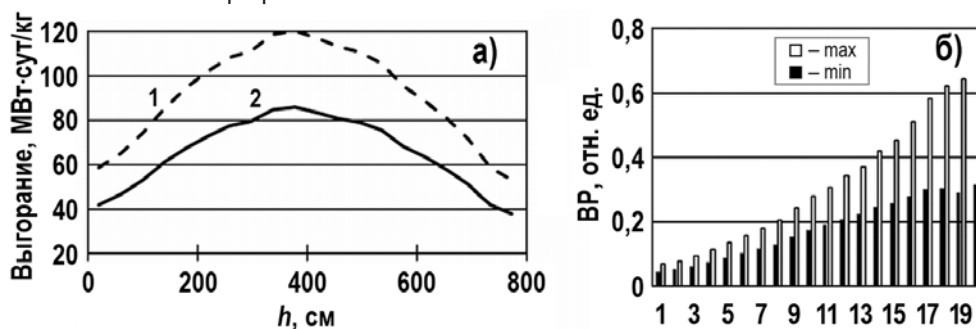


Рис. 6. а). Зависимость глубины выгорания по высоте активной зоны для топливного блока в конце микрокампании ядерного топлива: 1 – максимальный k_r (1,23); 2 – минимальный k_r (0,88). б). Выработанный ресурс графита на конец микрокампании ядерного топлива для участков топливных блоков с максимальным (1,23) и минимальным (0,88) k_r

На рисунке 6 представлены зависимости глубины выгорания ядерного топлива и выработанного ресурса графита топливных блоков в конце микрокампании ядерного топлива по высоте топливной колонны с максимальным ($k_r = 1,23$) и минималь-

ным ($k_r=0,88$) радиальными коэффициентами неравномерности энерговыделения.

Из рисунка видно, что радиальная неравномерность энерговыделения по активной зоне реактора значительно сказывается не только на выгорании топлива, но и на ресурсе топливных блоков. Использование блоков в центральной части активной зоны приводит к максимальному выгоранию топлива, а на верхних и нижних участках топливо не выгорает должным образом.

Рассматривая влияние расположения топливных блоков по активной зоне, видно, что с ростом температуры и радиальной неравномерности энерговыделения выработанный ресурс графита возрастает и к нижней отметке активной зоны имеет значение около 0,8 для максимального значения коэффициента неравномерности тепловыделения. Дальнейшее использование графита на данных участках приведет к необратимым изменениям эксплуатационных характеристик, снижению теплопроводности и деформации блоков, так как выработанный ресурс превысит критическое значение уже на третьем году эксплуатации топливного блока.

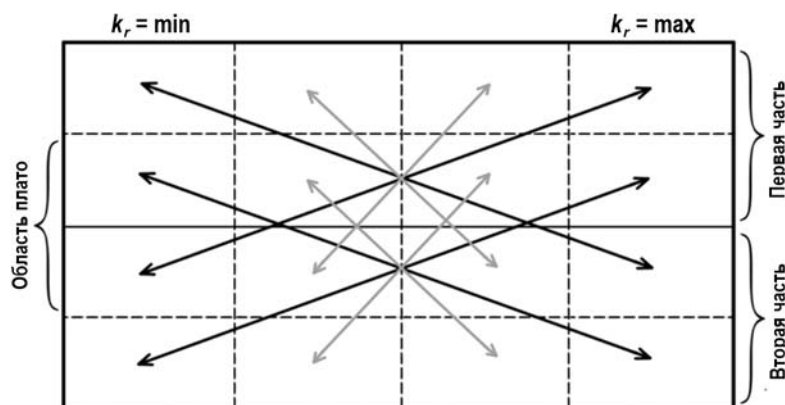


Рис. 7. Схема перестановки графитовых блоков

Таким образом, для обеспечения проектной глубины выгорания и сохранности ресурса графита на протяжении всей кампании ядерного топлива используется методика перестановки топливных блоков, схема которой представлена на рис. 7.

Методика перестановки топливных блоков такова.

1. Активная зона делится на две части по высоте.
2. Топливные блоки с периферии первой (верхней) части АЗ из топливных колонн, эксплуатирующихся при высоких радиальных коэффициентах неравномерности, меняются местами с топливными блоками в области плато тепловыделения второй (нижней) части АЗ в топливные колонны, эксплуатирующиеся при низких радиальных коэффициентах неравномерности.
3. Топливные блоки из области плато тепловыделения первой (верхней) части АЗ из топливных колонн, эксплуатирующихся при высоких радиальных коэффициентах неравномерности, меняются местами с топливными блоками на периферии второй (нижней) части АЗ в топливные колонны, эксплуатирующиеся при низких радиальных коэффициентах неравномерности.
4. Топливные блоки с периферии первой (верхней) части АЗ из топливных колонн, эксплуатирующихся при низких радиальных коэффициентах неравномерности, меняются местами с топливными блоками в области плато тепловыделения второй (нижней) части АЗ в топливные колонны, эксплуатирующиеся при высоких радиальных коэффициентах неравномерности.
5. Топливные блоки из области плато тепловыделения первой (верхней) части

АЗ из топливных колонн, эксплуатирующихся при низких радиальных коэффициентах неравномерности, меняются местами с топливными блоками на периферии второй (нижней) части АЗ в топливные колонны, эксплуатирующиеся при высоких радиальных коэффициентах неравномерности.

Область плато – это центральная по высоте часть активной зоны, где значение энерговыделения наиболее близко к максимальному.

Данная комбинация проводится для всей активной зоны, что позволяет выровнять поле энерговыделения, обеспечить проектную глубину выгорания, а также повысить срок службы графита реактора ГТ-МГР. Влияние перестановки топливных блоков показано на рис. 8.

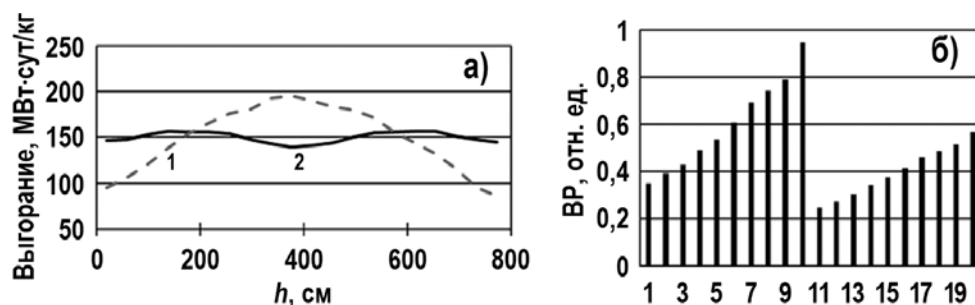


Рис. 8. а). Зависимость глубины выгорания от высоты активной зоны в конце кампании ядерного топлива: 1 – без учета перестановки графитовых блоков; 2 – с учетом перестановки графитовых блоков. б). Зависимость значения выработанного ресурса графита по высоте активной зоны в конце кампании реактора с различной неравномерностью энерговыделения после перестановки блоков в середине кампании

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Показано несоответствие максимумов в зависимостях значений глубины выгорания ядерного топлива и выработанного ресурса графита топливных блоков по высоте активной зоны реактора ГТ-МГР (см. рис. 6). Это может являться причиной того, что за длину кампании ядерного топлива

- часть топливных блоков разрушится до того, как будет достигнуто проектное значение глубины выгорания ядерного топлива;
- произойдет превышение проектного значения глубины выгорания ядерного топлива с запасом по работоспособности графита;
- не будет достигнуто ни проектное значение глубины выгорания ядерного топлива, ни предельное значение выработанного ресурса графита.

В результате анализа расчетных данных разработаны схема и методика перегрузки топливных блоков реактора ГТ-МГР для обеспечения проектного значения глубины выгорания ядерного топлива ресурсом графита.

Литература

1. Гребенник В.Н., Кухаркин Н.Е., Пономарев-Степной Н.Н. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы – инновационное направление развития атомной энергетики. – М.: Энергоатомиздат. – 2008. – 136 с.
2. Мочалов А.М., Наймушин А.Г., Нестеров В.Н., Пугачев Д.К. Определение скорости накопления запасенной энергии Вигнера в графитовом замедлителе // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – №4 – С. 101-111.
3. Цыганов А.А., Хвостов В.И., Комаров Е.А., Котляревский С.Г., Павлюк А.О., Шаманин И.В., Нестеров В.Н. Проблемы утилизации реакторного графита остановленных промышленных уран-графитовых реакторов // Известия Томского политехнического университета. – 2007. – Т. 310. – № 2. – С. 94-98.
4. Гончаров В.В., Бурдаков Н.С., Виргильев Ю.С. и др. Действие облучения на графит ядер-

ных реакторов – М.: Атомиздат. – 1978. – 272 с.

5. Платонов П.А., Чугунов О.К. Радиационное повреждение графита и проблема продления срока службы графитовых кладок РБМК. // Труды VII Международной конференции по реакторному материаловедению, Димитровград – 2003. – Т.1. – С. 95-114.

6. Ран Ф., Адамантиадес А., Кентон Дж., Браун Ч. Справочник по ядерным энерготехнологиям: / Пер. с англ. под ред. В.А. Легасова. – М.: Энергоатомиздат. – 1989. – 752 с.

7. Mohammadkhani F., Shokati N., Mahmoudi S.M.S., Yari M., Rosen M.A. Exergoeconomic assessment and parametric study of a Gas Turbine-Modular Helium Reactor combined with two Organic Rankine Cycles // Energy. – 2014. – Т. 65. – PP. 533-543.

8. Sahin S., Erol O., Sahin H. M. Investigation of a gas turbine-modular helium reactor using reactor grade plutonium with Th-232 and U-238 // Progress in nuclear energy. – 2016. – Т. 89. – PP. 110-119.

9. Kodochigov N., Sukharev Yu., Marova E., Ponomarev-Stepnoy N., Glushkov E., Fomichenko P. Features of calculation of temperature reactivity coefficient in the GT-MHR reactor. // In: III-rd Intern. Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology. Johannesburg, South Africa, 1-4 Oct., 2006, Paper C00000173, CD. 9. – PP. 31-42.

10. Evaluation of high temperature gas cooled reactor performance: Benchmark analysis related to the PBMR-400, PBMM, GT-MHR, HTR-10 and the ASTRA critical facility / IAEA-TECDOC-1694, International Atomic Energy Agency, Vienna (2013). P. 688.

11. Chen F., Dong Y., Zheng Y., Shi L. Benchmark Calculation for the Steady-State Temperature Distribution of the HTR-10 under Full-Power Operation // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2009. – Vol. 46. – No 6. – PP. 572-580.

12. LaBar M.P., Shenoy A.S., Simon W.A., Campbell E.M. The Gas Turbine Modular Helium Reactor. // Nuclear News, Oct. 2003. – P. 28.

13. Gas turbine power conversion systems for modular HTGRs. / IAEA-TECDOC-1238, International Atomic Energy Agency, Vienna (2001). 209 p.

14. Нестеров В.Н. Обеспечение проектного значения глубины выгорания ядерного топлива высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов работоспособностью графита. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 2. – С. 133-142.

15. Головацкий А.В., Нестеров В.Н., Шаманин И.В. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем // Известия вузов. Физика. – 2010. – Т.53. – № 11. – Вып. 2. – С.10-14.

16. Шаманин И.В., Беденко С.В., Нестеров В.Н., Луцки И.О., Прец А.А. Решение системы многогрупповых уравнений переноса нейтронов в подкритических системах. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2017. – №4. – С. 38-49.

17. 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.

18. Байбаков Д.Ф., Годовых А.В., Мартынов И.С., Нестеров В.Н. Влияние нуклидного состава топливной загрузки на размножающие и воспроизводящие свойства активной зоны реакторной установки КЛТ-40С // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 2. – С. 99-111.

19. Седов А.А., Фролов А.А. Расчетное исследование влияния некоторых систематических факторов на температуры топлива в сверхвысокотемпературном газовом реакторе с призматическими ТВС // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2010. – № 3. – С. 80-90.

20. Бойко В.И., Гаврилов П.М., Кошелев Ф.П. и др. Оценка ресурса графита топливных блоков реактора ГТ-МГР // Известия Томского политехнического университета. – 2005. – Т. 308. – № 5. – С. 81-84.

21. Головацкий А.В., Нестеров В.Н., Шаманин И.В. Оптимальная температура эксплуатации графита для обеспечения проектной глубины выгорания ядерного топлива в реакторе ГТ-МГР // Известия Томского политехнического университета. – 2011. – Т. 319. – № 2. – С. 71-76.

Поступила в редакцию 27.11.2018 г.

Авторы

Булах Ольга Игоревна, аспирант,

E-mail: o.i.kataeva@gmail.com

Костылев Олег Константинович, магистр,

E-mail: okk2@tpu.ru

Нестеров Владимир Николаевич, доцент,

E-mail: nesterov@tpu.ru.

Чердизов Эльдар Кошалиевич, магистр,

E-mail: eldarr2@sibmail.com

UDC 621.039.531

**EXTENSION OF LIFESPAN OF GRAPHITE IN FUEL BLOCKS
OF HIGH-TEMPERATURE GAS-COOLED REACTORS
AS THE RESOURCE FOR ENSURING DESIGN VALUES
OF NUCLEAR FUEL BURN-UP**

Bulakh O.I., Kostylev O.K., Nesterov V.N., Cherdizov E.K.

Engineering School of Nuclear Technology «National Research Tomsk
Polytechnic University»

30 Lenin str., Tomsk, 634050 Russia

ABSTRACT

High-temperature gas-cooled reactor (HTGR) is one of promising candidates for new generation of nuclear power reactors. This type of nuclear reactor is characterized with the following principal features: highly efficient generation of electricity (thermal efficiency of about 50%); the use of high-temperature heat in production processes; reactor core self-protection properties; practical exclusion of reactor core meltdown in case of accidents; the possibility of implementation of various nuclear fuel cycle options; reduced radiation and thermal effects on the environment, forecasted acceptability of financial performance with respect to cost of electricity as compared with alternative energy sources.

The range of output coolant temperatures in high-temperature reactors within the limits of 750 – 950°C predetermines the use of graphite as a structural material of the reactor core and helium as the inert coolant. Application of graphite ensures higher heat capacity of the reactor core and its practical non-meltability.

Residence time of reactor graphite depends on the critical value of fluence of damaging neutrons (neutrons with energies above 180 keV). In its turn, the value of critical neutron fluence is determined by the irradiation temperature and flux density of accompanying gamma-radiation. The values of critical fluence for graphite reduce within high-temperature region of 800 – 1000°C to $1 \cdot 10^{22}$ – $2 \cdot 10^{21}$ cm^{-2} , respectively. The compactness of the core results in the increase of the fraction of damaging neutrons in the total flux. These circumstances predetermine relatively low values of lifetime of graphite structures in high-temperature reactors.

Design features and operational parameters of GT-MHR high-temperature gas-cooled reactor are described in the present paper. Results of neutronics calculations

allowing determining the values of damaging neutron flux, nuclear fuel burnup and expired lifespan of graphite of fuel blocks were obtained. The mismatch between positions of the maxima in the dependences of fuel burnup and exhausted lifespan of graphite in fuel blocks along the core height is demonstrated.

The chart and methodology for re-shuffling fuel blocks of the GT-MHR reactor core were developed as the result of analysis of the calculated data for ensuring compliance of the design value of the fuel burnup with expected graphite lifespan.

Key words: critical fluence, reactor-grade graphite, damaging neutrons, graphite lifespan, nuclear fuel burnup, GT-MHR, HTGR.

REFERENCES

1. Grebennik V.N., Kukharkin N.E., Ponomarev-Stepnoy N.N. *High-Temperature Gas-Cooled Reactors are an Innovative Direction in the Development of Nuclear Energy*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2008, 136 p. (in Russian).
2. Mochalov A.M., Najmushin A.G., Nesterov V.N., Pugachev D.K. Determination of the accumulation rate of Wigner's stored energy in a graphite moderator. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2015, no. 4, pp. 101-111 (in Russian).
3. Cyganov A.A., Hvostov V.I., Komarov E.A., Kotlyarevskij S.G., Pavlyuk A.O., Shamanin I.V., Nesterov V.N. Problems of utilization of reactor graphite of shut down industrial uranium-graphite reactors. *Izvestiya Tomskogo politekhnicheskogo universiteta*. 2007, no. 2, pp. 94-98 (in Russian).
4. Goncharov V.V., Burdakov N.S., Virgil'ev Yu.S., Karpuhin V.I., Platonov P.A. *The Effect of Irradiation on Graphite Nuclear Reactors*. Moscow. Atomizdat Publ., 1978, 272 p. (in Russian).
5. Platonov P.A., Chugunov O.K. Radiation damage of graphite and the problem of extending the service life of graphite stack in high-power pressure tube reactor. *Proc. of the VII-th International Conference on Reactor Materials*. Dimitrovgrad, 2003, pp. 95-114 (in Russian).
6. Ran F., Adamantiades A., Kenton J., Brown Ch. *Nuclear Energy Directory*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989, 752 p. (in Russian).
7. Mohammadkhani F., Shokati, N., Mahmoudi, S.M.S., Yari, M., Rosen, M.A. Exergoeconomic assessment and parametric study of a Gas Turbine-Modular Helium Reactor combined with two Organic Rankine Cycles. *Energy*. 2014, v. 65, pp. 533-543.
8. Sahin S., Erol O., Sahin H. M. Investigation of a gas turbine-modular helium reactor using reactor grade plutonium with Th-232 and U-238. *Progress in nuclear energy*. 2016, v. 89, pp. 110-119.
9. Kodochigov N., Sukharev Yu., Marova E., Mitenkova E., Novikov N. Features of calculation of temperature reactivity coefficient in the GT-MHR reactor. – In: III-rd Intern. Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology. Johannesburg, South Africa, 1–4 Oct., 2006, Paper C00000173, CD. 9, pp. 31-42.
10. Evaluation of high temperature gas cooled reactor performance: Benchmark analysis related to the PBMR-400, PBMM, GT-MHR, HTR-10 and the ASTRA critical facility, IAEA-TECDOC-1694, International Atomic Energy Agency, Vienna (2013), p. 688.
11. Chen F., Dong Y., Zheng Y., Shi L. Benchmark Calculation for the Steady-State Temperature Distribution of the HTR-10 under Full-Power Operation. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2009, v. 46, no. 6, pp. 572-580.
12. La Bar M.P., Shenoy A.S., Simon W.A., Campbell E.M. The Gas Turbine Modular Helium Reactor. *Nuclear News*. Oct. 2003, p. 28.
13. Gas turbine power conversion systems for modular HTGRs. IAEA-TECDOC-1238, International Atomic Energy Agency, Vienna (2001), 209 p.
14. Nesterov V.N. Ensuring the design value of the burn-up depth of nuclear fuel of high-temperature gas-cooled reactors by the efficiency of graphite. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2013, no. 2, pp. 133-142 (in Russian).
15. Golovackij A.V., Nesterov V.N., Shamanin I.V. The organization of the iterative process in

the numerical reconstruction of the neutron spectrum in a breeding system with a graphite moderator. *Izvestiya vuzov. Fizika*. 2010, v. 53, no. 11, iss. 2, pp. 10-14 (in Russian).

16. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Nesterov V.N., Lucik I.O., Prec A.A. Solution of the system of multigroup neutron transport equations in subcritical systems. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2017, no. 4, pp. 38-49 (in Russian).

17. Golovackij A.V., Nesterov V.N., Shamanin I.V. Effect of composition and burnout of nuclear fuel on the effective value of the damaging neutrons flux in the GT-MGR reactor. *Izvestiya Tomskogo politekhnicheskogo universiteta*. 2010, no. 4, pp. 14-18 (in Russian).

18. Bajbakov D.F., Godovyyh A.V., Martynov I.S., Nesterov V.N. Influence of the nuclide composition of the fuel load on the multiplying and reproducing properties of the active zone of the KLT-40S reactor installation. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2016, no. 2, pp. 99-111 (in Russian).

19. Sedov A.A., Frolov A.A. Computational study of the influence of some systematic factors on the temperature of the fuel in an ultrahigh-temperature gas reactor with prismatic fuel assemblies. *VANT. Ser. Fizika yadernykh reaktorov*. 2010, no. 3, pp. 80-90 (in Russian).

20. Bojko V. I., Gavrilov M. P., Koshelev F. P., Mescheryakov V. N., Nesterov V.N., Ratman A.V., Shamanin I.V. Estimation of the service life of graphite fuel blocks of the GT-MGR reactor. *Izvestiya Tomskogo politekhnicheskogo universiteta*. 2005, no. 5, pp. 81-84 (in Russian).

21. Golovackij A.V., Nesterov V.N., Shamanin I.V. Optimum graphite operating temperature to ensure the design depth of nuclear fuel in the GT-MGR reactor. *Izvestiya Tomskogo politekhnicheskogo universiteta*. 2011, no. 2, pp. 71-76 (in Russian).

Authors

Bulakh Olga Igorevna, PhD Student

E-mail: o.i.kataeva@gmail.com;

Nesterov Vladimir Nikolaevich, Associate Professor

E-mail: nesterov@tpu.ru;

Kostylev Oleg Konstantinovich, Master of Science

E-mail: okk2@tpu.ru

Cherdizov Eldar Koshalievich, Master of Science

E-mail: eldarr2@sibmail.com