

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ПРОЕКТНОГО ЗНАЧЕНИЯ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ РАБОТОСПОСОБНОСТЬЮ ГРАФИТА

В.Н. Нестеров

*Физико-технический институт ФГБОУ ВПО «Национальный исследовательский
Томский политехнический университет», г. Томск*



Приводится методика определения соответствия выработанного ресурса графита топливных блоков высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов глубине выгорания ядерного топлива. Получены аксиальные распределения локальных значений выработанного ресурса графита топливных блоков. Показано, что для обеспечения проектного значения глубины выгорания ядерного топлива работоспособностью графита топливных блоков необходимо снизить среднесмешанную температуру гелиевого теплоносителя на выходе из активной зоны ядерного реактора и сократить время между перегрузками ядерного топлива.

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.

СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ

Одними из претендентов среди реакторов нового поколения, удовлетворяющих требованиям развивающейся широкомасштабной атомной энергетики, являются высокотемпературные газоохлаждаемые ядерные реакторы (ВТГР) [1–3]. Принципиальными особенностями ВТГР являются

- высокая эффективность производства электроэнергии (КПД около 50 %);
- возможность использования высокопотенциального тепла в новых технологических процессах;
- повышенная безопасность, обусловленная самозащищенностью и невозможностью плавления активной зоны при тяжелых авариях;
- эффективное использование ядерного топлива и возможность реализации различных вариантов ядерных топливных циклов (ЯТЦ) – торий-уранового, уран-плутониевого и смешанного ЯТЦ;
- снижение теплового и радиационного воздействия 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 1000–1200 К обуславливает использование графита в качестве конструкционного материала активной зоны и гелия в качестве инертного теплоносителя. Графит и гелий являются единственно возможными замедлителем и теплоносителем, в полной мере отвечающими требованиям создания высокотемпературных реакторов. К основным достоинствам гелиевого теплоносителя относятся фазовая стабильность, химическая инертность, хорошие теплофизические свойства, неактивируемость нейтронами, отсутствие вклада в баланс нейтронов, т.е. охлаждающий гелий не влияет на пространственно-энергетическое распределение нейтронов и соответственно на реактивность. Применение графита в качестве замедлителя и конструкционного материала обуславливает большую теплоемкость активной зоны и ее практическую нерасплавляемость (температура сублимации графита около 4000 К).

В настоящее время существует два направления в создании высокотемпературных реакторов, отличающихся концепцией активной зоны (АЗ). Различие основных концепций связано с использованием либо призматических топливных сборок, либо шаровых твэлов. Обе концепции характеризуются использованием графита и гелия, т.е. для обеих конструкций присущ одинаковый материальный состав активной зоны.

Таблица 1

Основные эксплуатационные параметры и характеристики различных типов ВТГР моноблочной конструкции с шаровыми твэлами [4]

Параметр (характеристика)	ТНТР-300	PNP-500	НТР-900	ВГ-400
Тепловая мощность, МВт	750	500	2250	1060
Высота АЗ, м	5,06 (6,60)	5,08	5,50	4,80
Радиус АЗ, м	2,80	2,80	4,90	3,20
Средняя энергонапряженность АЗ, МВт/м ³	5,07	4,00	5,42	6,83
Температура гелиевого теплоносителя вход/выход АЗ, °С (К)	250/750 (523/1023)	303/990 (576/1263)	285/700 (558/973)	350/950 (623/1223)
Давление теплоносителя, МПа	3,92	3,92	–	4,90
Число шаровых твэлов	~ 675 000	~ 675 000	–	~ 820 000
Загрузка «тяжелых металлов» в шаровой твэл, г	11,23	8,00	10,00	6,15
Обогащение свежего топлива, %	93,0	6,8	–	6,5
Выгорание топлива, МВт·сут./т	–	10 ⁵	7,1·10 ⁴	7,0·10 ⁴
Диаметр твэла, см	6	6	6	6
Среднее время пребывания твэлов в АЗ, сут. за 6 циклов	1084	–	–	365
Число поглощающих стержней в АЗ, шт.	42	54	150	55
Число поглощающих стержней в боковом отражателе, шт.	36	36	48	22

В таблице 1 приведены основные эксплуатационные параметры и характеристики ВТГР моноблочной конструкции с шаровыми твэлами [4]. Российским проектом высокотемпературного газоохлаждаемого реактора с шаровыми твэлами является проект ВГ-400, разработанный ОАО «ОКБМ Африкантов» [5].

В таблице 2 представлены основные эксплуатационные параметры и характеристики ВТГР с призматическими твэлами типа газотурбинный модульный высокотемпературный гелиевый реактор (ГТ-МГР).

Таблица 2

Основные эксплуатационные параметры и характеристики АЗ реактора ГТ-МГР

Параметр (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 АЗ (с учетом объема теплоносителя), МВт/м ³	6,6 (6,0)
Количество топливных колонн в активной зоне	102
Количество топливных блоков в колонне	10
Загрузка урана на топливный блок, кг	4,25
Обогащение по ²³⁵ U, %	19,9 (14 – среднее по АЗ)
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/тU	1,4·10 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
Давление теплоносителя, МПа	7,07
Температура вход/выход активной зоны, °С (К)	490/850 (763/1123)
Максимально допустимая температура топлива в режиме нормальной эксплуатации без учета факторов перегрева, °С (К)	1250 (1523)
Максимально допустимая температура топлива при авариях, °С (К)	<1600 (<1873)
Число органов компенсации реактивности стержневого типа	54
Число каналов резервной системы компенсации реактивности	18

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) [6]. В свою очередь значение критического флюенса определяется температурой облучения и плотностью потока сопутствующего гамма-излучения. Значения критического флюенса графита в высокотемпературной области свыше 600 К уменьшаются при увеличении температуры облучения [7]. Значение коэффициента теплопроводности графита в процессе эксплуатации снижается, приводя тем самым к росту эквивалентной температуры облучения, снижению значения критического флюенса нейтронов и срока службы графита. Расчеты показывают, что высокотемператур-

ные газоохлаждаемые реакторы, например, реактор ГТ-МГР, характеризуются достаточно высокими средними по активной зоне (АЗ) значениями плотностей потоков повреждающих нейтронов $0,5-3 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ в зависимости от типа ядерного топливного цикла, 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/м^3 , а максимальное – 20 МВт/м^3 . Таким образом, максимальное допустимое значение коэффициента неравномерности тепловыделения по объему активной зоны составляет $k_v = 3,3$. Все эти обстоятельства могут обуславливать относительно низкие локальные значения ресурса графитовых конструкций высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов.

В последнее время одними из направлений развития ядерной энергетики являются увеличение длины кампании (глубины выгорания) ядерного топлива и разработка ядерных топливных циклов нового поколения. Поэтому необходимо определить, будет ли обеспечена кампания ядерного топлива работоспособностью реакторного графита призматических топливных блоков.

Оценочные расчеты показали [8], что значение эквивалентной температуры облучения графита на эквивалентном радиусе при средней удельной энергонапряженности 6 МВт/м^3 составляет около 1060 К . При таком значении графит может эксплуатироваться более семи лет, следовательно, проектная кампания топлива длительностью 1080 эфф. сут с запасом обеспечена работоспособностью графита. Однако при максимальном значении удельной энергонапряженности 20 МВт/м^3 эквивалентная температура облучения достигает 1270 К . При таком значении ресурс графита составляет около $1,5 \text{ лет}$. Следовательно, кампания топлива не обеспечивается работоспособностью графита.

Таким образом, в работе поставлена цель разработать методику определения соответствия выработанного ресурса графита топливных блоков реакторов ВТГР глубине выгорания ядерного топлива.

ВЛИЯНИЕ РАДИАЛЬНОГО КОЭФФИЦИЕНТА НЕРАВНОМЕРНОСТИ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ НА АКСИАЛЬНОЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ВЫРАБОТАННОГО РЕСУРСА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА

Исследования проводились на основании данных, приведенных в работе [9], в частности, на распределениях значений мощности энерговыделения в относительных единицах (нормированные на средние значения):

- по радиусу топливного блока (для топливных блоков, прилегающих к внутреннему отражателю, значения лежат в пределах от $0,76$ до $1,84$);
- по радиусу (от $0,86$ до $1,29$) активной зоны;
- по высоте (от $0,65$ до $1,30$) активной зоны (рис. 1).

Локальные значения мощности энерговыделения, представленные в относительных единицах, соответствуют локальным значениям коэффициентов неравномерности тепловыделения по радиусу топливного блока, радиусу (k_r) и высоте (k_z) активной зоны.

Циркуляция теплоносителя в активной зоне реактора ГТ-МГР осуществляется сверху вниз. В одной колонне находятся 10 топливных блоков, для расчетов активная зона по высоте также дробится на 10 участков (i – номер участка по высоте, соответствующий номеру топливного блока, $i = 1$ – верхний блок АЗ).

Зависимость плотности теплоносителя от его температуры имеет вид [10]

$$\gamma = -3,632 \ln(T) + 28,476.$$

Это 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.

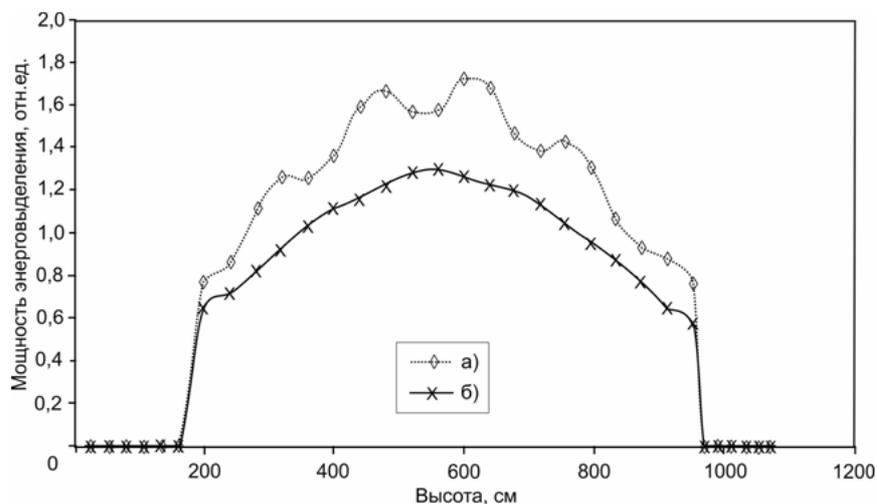


Рис. 1. Распределение мощности энерговыделения по высоте активной зоны реактора ВТГР: а) для топливного блока, прилегающего к внутреннему отражателю; б) осредненное по активной зоне [9]

На основании данных [11] получена зависимость динамической вязкости гелия от температуры

$$\mu = 2,59 \cdot 10^{-5} \ln(T) - 1,33 \cdot 10^{-4}.$$

Данное соотношение получено для рабочих температур в интервале от 470 до 1270 К, погрешность определения вязкости не превышает 5%.

Коэффициент теплопроводности свежего необлученного графита является функцией температуры облучения ($T_{гр}$), и для марки графита ГР-280 аппроксимирующее соотношение выглядит следующим образом:

$$\lambda = 84,87 - 0,0353 T_{гр}.$$

Соотношение справедливо в интервале температур облучения от 800 до 1300 К.

В процессе эксплуатации графита значение его коэффициента теплопроводности сильно изменяется; таким образом, оно является функцией двух переменных: температуры облучения и флюенса повреждающих нейтронов. Для значений флюенсов повреждающих нейтронов свыше $2 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ получено аппроксимирующее соотношение

$$\lambda = 5,99094 \cdot 10^{61} T_{гр}^{-18,59788} F^{0,40722} \ln(T_{гр}) - 3,0315,$$

где $T_{гр}$ – температура облучения графита, К; F – флюенс повреждающих нейтронов, см^{-2} . Значение флюенса повреждающих нейтронов более $2 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ в реакторах ВТГР достигается за три–шесть месяцев эксплуатации топливного блока в АЗ.

В интервале рабочих температур от 600 до 1300 К и плотности потока сопутствующего гамма-излучения $5 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ зависимость значения критического флюенса от температуры облучения может быть аппроксимирована полиномом второй степени [6]:

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

Для определения степени сохранности эксплуатационных характеристик графита топливных блоков в работе [12] введена величина «выработанный ресурс». Ресурс графита определяется значением критического флюенса $F_{кр}$

[6], принятым за 100% проектного ресурса. Значение выработанного ресурса определяется соотношением

$$BP = (F/F_{кр}) \cdot 100\%.$$

Если $BP < 100\%$, то эксплуатационные характеристики графита сохраняются. При $BP > 100\%$ следует ожидать необратимых изменений эксплуатационных характеристик, в первую очередь, формоизменения, а затем трещинообразования с сопутствующей деградацией теплофизических свойств. В результате расчетов получены аксиальные распределения значения выработанного ресурса для различных значений поперечного энерговыведения (радиального коэффициента неравномерности тепловыделения в АЗ – k_r), которые представлены рис. 2. Расчет проводился с использованием осредненной по АЗ аксиальной зависимости, представленной на рис. 1, т.е. локальное значение объемного коэффициента неравномерности для i -го участка определялось по соотношению

$$k_{vi} = k_r \cdot k_{zi}.$$

Из рисунка 2 видно, что рост значения радиального коэффициента неравномерности тепловыделения приводит к росту выработанного ресурса графита. Максимум выработанного ресурса растет и смещается к периферии АЗ по течению теплоносителя. Сравнение всех рассмотренных значений радиального коэффициента неравномерности тепловыделения для стандартной проектной загрузки (уран-плутониевый топливный цикл с обогащением свежего топлива 20% по U^{235}) показывает, что только графит топливных блоков, эксплуатирующийся при минимальном значении коэффициента неравномерности тепловыделения (0,86), способен отработать всю длительность кампании ядерного топлива без перемещения внутрь активной зоны.

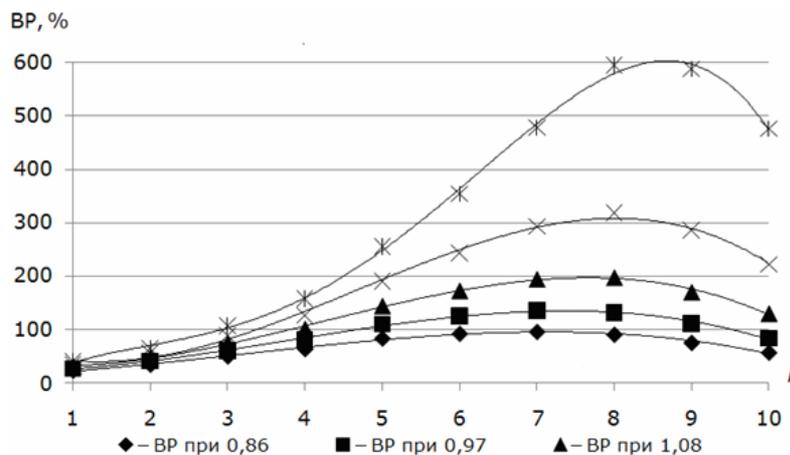


Рис. 2. Аксиальное распределение значения выработанного ресурса графита за кампанию ядерного топлива (четыре года) для различных значений радиального коэффициента неравномерности тепловыделения в АЗ

Анализ эксплуатационных параметров, влияющих на срок службы графитовых конструкций, показывает, что значение выработанного ресурса возрастает при увеличении температуры эксплуатации. Это вызвано тем, что зависимость критического флюенса является «обратной» функцией температуры облучения свыше 600 К. При фиксированной кампании ядерного топлива флюенс повреждающих нейтронов прямопропорционален объемному тепловыделению, если не учитывать изменение изотопного состава ядерного топлива и

выгорающего поглотителя. Поскольку температура графита возрастает по мере приближения к нижнему срезу активной зоны, то значение критического флюенса уменьшается, а выработанный ресурс возрастает. Поэтому срок службы графита топливных блоков в нижней части АЗ значительно сокращается.

Таким образом, на значение срока службы графита топливных блоков оказывают два основных эксплуатационных параметра ядерного реактора: объемное тепловыделение (q_v), характеризующее флюенс повреждающих нейтронов, и температура облучения графита, определяющая значение критического флюенса повреждающих нейтронов в графите. При этом меньшее значение объемного тепловыделения позволяет эксплуатировать графит при большей температуре и наоборот. Методика определения оптимальной температуры эксплуатации графита для обеспечения проектной глубины выгорания ядерного топлива в реакторе ГТ-МГР приведена в работе [12].

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СООТВЕТСТВИЯ ВЫРАБОТАННОГО РЕСУРСА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА ГЛУБИНЕ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Обеспечение проектного значения срока службы топливного блока работоспособностью графита не означает, что будет достигнуто проектное значение глубины выгорания ядерного топлива (150 МВт·сут/кгU). Значение выгорания топлива, достигаемое за один год работы реактора, задавалось равным 37,5 МВт·сут/кгU (25% от проектного значения), но оно соответствует фиксированной величине объемного тепловыделения 6 МВт/м³. Определение достигнутого значения выгорания ядерного топлива из удельного тепловыделения за год эксплуатации топливного блока проводилось по соотношению

$$Z = \frac{q_v}{q_v^6} \cdot 37,5 \frac{\text{МВт} \cdot \text{сут}}{\text{кгU}} = \frac{q_v}{q_v^6} \cdot 25\%$$

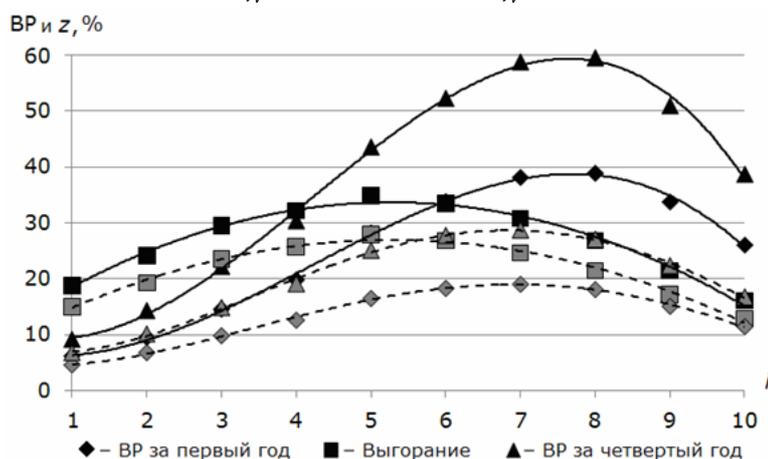


Рис. 3. Распределения локальных значений выгорания ядерного топлива и выработанного ресурса графита за первый и последний годы эксплуатации топливного блока: серый цвет и пунктирная линия для $k_r = 0,86$; черный цвет и сплошная линия для $k_r = 1,075$

На рисунках 3 и 4 представлены распределения локальных значений выгорания ядерного топлива и выработанного ресурса графита за первый и последний годы эксплуатации топливного блока при значении радиального коэффициента неравномерности от 0,86 до 1,29. Из рисунков видно, что для достаточно большой части активной зоны ресурс графита вырабатывается быстрее, чем выгорает

ядерное горючее. Из 102-х топливных колонн 84 эксплуатируются при k_r от 0,86 до 1,075 и 18 топливных колонн при k_r от 1,075 до 1,29. Графит нижней части топливных колонн, эксплуатирующихся при максимальном $k_r = 1,29$, теряет свои эксплуатационные свойства менее чем за год облучения (рис. 4), а проектное время между перегрузками ядерного топлива составляет около двух лет (540 эфф. сут).

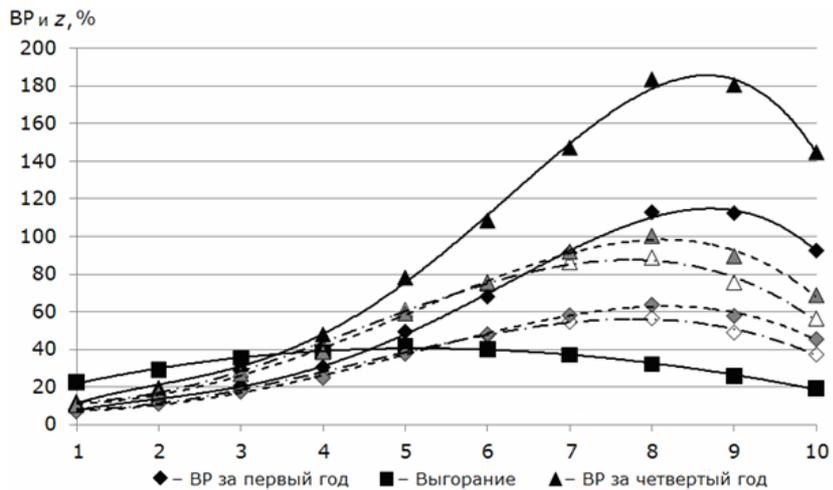


Рис. 4. Распределения локальных значений выгорания ядерного топлива и выработанного ресурса графита за первый и последний годы эксплуатации топливного блока для $k_r = 1,29$ (цвет маркера и тип линии относятся к значениям температур теплоносителя на входе/выходе из АЗ): черный цвет и сплошная линия для проектных значений температур 763/1123 К; серый цвет и пунктирная линия — 713/1073 К; белый цвет и штрихпунктирная линия — 763/1073 К

В проектном уран-плутониевом ядерном топливном цикле (ЯТЦ), когда в свежем ядерном топливе отсутствуют делящиеся изотопы плутония, в процессе облучения топлива происходит выгорание ^{235}U и наработка делящихся нуклидов плутония, что приводит к росту значения плотности потока повреждающих нейтронов [13] и, как следствие, увеличению значения выработанного ресурса за год. Поэтому на рис. 3, 4 представлены распределения выработанного ресурса графита для первого и последнего года эксплуатации топливного блока. Проектная длительность кампании ядерного топлива составляет четыре года.

Снизить значение выработанного ресурса графита нижней части активной зоны возможно, если уменьшить среднесмешанную температуру гелиевого теплоносителя на выходе из АЗ. На рисунке 4 дополнительно представлены результаты расчетов двух вариантов снижения температуры теплоносителя на выходе из АЗ на 50 градусов (с проектного значения 1123 до 1073 К) при $k_r = 1,29$:

- увеличение расхода теплоносителя через АЗ (температура входа теплоносителя в АЗ сохраняется);
- уменьшение температуры входа теплоносителя в АЗ (расход теплоносителя через АЗ сохраняется).

В работе [9] отражается необходимость снижения среднесмешанной температуры теплоносителя на выходе из активной зоны для обеспечения допустимого уровня температур эксплуатации ядерного топлива.

Видно, что первый вариант более предпочтителен для «проблемной» нижней части активной зоны, так как снижение температуры теплоносителя на входе в АЗ приводит к снижению выработанного ресурса графита в верхней

части АЗ, а нижняя часть эксплуатируется при более высокой температуре теплоносителя по сравнению с первым вариантом. К тому же, увеличение расхода теплоносителя улучшает теплоотвод от графита и снижает его температуру облучения.

Таким образом, снижение температуры теплоносителя на выходе из АЗ на 50 К позволит обеспечить эксплуатацию топливного блока в течение одного года при $k_r = 1,29$ работоспособностью графита. На следующие три года кампании данные топливные блоки можно разместить в верхней части АЗ в топливных колоннах, эксплуатирующихся при минимальном $k_r = 0,86$, это позволит достичь глубины выгорания около 75% от проектного значения 150 МВт·сут/кгU. Все это говорит о необходимости сокращения времени между перегрузками ядерного топлива с двух лет (540 эфф. сут) до одного года (270 эфф. сут).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты расчетов показывают, что для обеспечения проектного значения глубины выгорания ядерного топлива работоспособностью графита топливных блоков необходимо

- снизить среднесмешанную температуру гелиевого теплоносителя на выходе из активной зоны ядерного реактора;
- сократить время между перегрузками ядерного топлива.

Показано, что снижение температуры теплоносителя на выходе из АЗ на 50 К и сокращение времени между перегрузками ядерного топлива до одного года позволит достигать значений глубины выгорания ядерного топлива около 75% от проектного значения. Необходимо отметить, что с точки зрения работоспособности графита можно реализовать такую схему перемещения топливных блоков внутри активной зоны, что некоторая их часть может достигать значений глубин выгорания больше проектного значения. Для реализации такой схемы необходимо дополнительно провести исследования вариантов совместных хранения и переработки облученных топливных блоков с меньшим и большим значениями глубины выгорания с целью обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

Литература

1. Бронников В.А. ЯЭУ на основе модуля газовая турбина - реактор с гелиевым (GT-MHR) теплоносителем // Атомная техника за рубежом, 2003. – Вып. 6. – С. 20–22.
2. Бронников В.А. Исследования в области высокотемпературных реакторов с газовым теплоносителем // Атомная техника за рубежом, 2005. – Вып. 10. – С. 8–14.
3. Преображенская Л.Б. Концепции и проекты высокотемпературных реакторов // Атомная техника за рубежом, 2010. – Вып. 12. – С. 3–16.
4. Долгополов С.Ю., Ломов И.В., Шаманин И.В. Введение в ядерно-водородную энергетику: Учебное пособие. – Томск: ТМЛ-Пресс, 2008. – 186 с.
5. Евсеев В.И., Карпов В.А., Соболев А.М. и др. Обоснование выбора физических характеристик реактора ВГ-400 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Атомно-водородная энергетика и технология. 1982. – Вып. 1(11). – С. 38–40.
6. Карпунин 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.
7. Виргильев Ю.С. Свойства реакторного графита и его работоспособность в водографитовых реакторах // Материаловедение. – 2001. – № 2. – С. 44–52.
8. Бойко В.И., Гаврилов П.М., Кошелев Ф.П. и др. Оценка ресурса графита топливных блоков реактора GT-MHR // Известия ТПУ. – Том 308. – № 5. – 2005. – С. 81–85.

9. *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. Серия: Физика ядерных реакторов. 2010. – №3. – С. 80–90.
10. Термодинамические свойства гелия / *В.В. Сычев, А.А. Вассерман, А.Д. Козлов и др.* ГСССД. – М.: Изд-во стандартов, 1984. – 320 с.
11. *Варгафтик Н.Б.* Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей. – М.: Наука. 1972. – 721 с.
12. *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.
13. *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 в редакцию 18.12.2012

fuel assemblies (EFAs) containing low neutron poisoning fuel rods evaluated both experimentally and by calculated simulation of their operation in the SM reactor loop facility. The EFAs thermo-physical parameters are considered. The key controlled test parameters are presented. All EFAs with low neutron poisoning fuel rods have been successfully tested; they preserved their performance under heat rate, thermal load and burnup typical for the operating conditions in the modernized SM core.

УДК 621.039

Optimization of plutonium stores for closed fuel cycle with thermal and fast nuclear reactors \ Moseev P.A., Korobeinikov V.V., Moseev A.L.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 10 pages, 8 illustrations. References, 9 titles.

In this work the algorithm for supplies plutonium minimization is described. That algorithm is needed for nuclear power scenarios modeling. As an example the test calculations for scenario of development Russia nuclear power on the basis of thermal and fast reactors are given. This algorithm can be used for nuclear power scenarios modeling in case when the nuclide composition of loaded uranium-plutonium fuel in fast reactors are unknown in advance.

УДК 621.039.531

Ensuring of the design value of fuel burnup in high-temperature gas-cooled reactor with operability graphite \ Nesterov V.N.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 10 pages, 2 tables, 4 illustrations. References, 13 titles.

This paper describes a method of determining compliance of exhausted graphite's resource of fuel blocks in high temperature gas-cooled reactor with fuel burnup. Obtained axial distribution of local values of exhausted resource of graphite of fuel blocks. It is shown that for ensuring of the design value for burnup fuel with operability graphite fuel blocks is need to reduce the average mixed temperature of helium coolant leaving the reactor core and reduce the time between congestion nuclear fuel.

УДК 503.2:504.064

Environmental risk management with the use of multi-criteria GIS for decision-making support \ Didenko V.I., Yatsalo B.I., Gritsyuk S.V., Mirzeabasov O.A., Pichugina I.A.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 10 pages, 3 illustrations. References, 40 titles.

Environmental risk-based land management requires implementation of tools for spatial information analysis, problem-oriented models for assessment of risk values, and computer systems for decision-making support. A new Decision Support System (DSS) DECERNS (Decision Evaluation in Complex Risk Network Systems) has been developed to address this class of problems. DECERNS is a web-based Spatial DSS (WebSDSS) for multi-criteria analysis of a wide range of spatially-distributed alternatives within the problems on risk management and land-use planning. This paper provides a brief overview of methods and tools used in DECERNS; application of DECERNS for a case study on multi-criteria risk management for contaminated land resulting from Chernobyl is presented.

УДК 621.039.56

The ¹⁶N generator on the base of 14 MeV neutrons accelerator source \ Khryachkov A.V., Dvornikov P.A., Zhuravlev B.V., Kovtun S.N., Khromyleva T.A., Roschin N.G.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 3 pages, 2 illustrations. References, 2 titles.

The ¹⁶N generator on the base of 14 MeV neutron accelerator source for calibration of leak detection and velocity of heat-transfer radiation channels in first contour of WWR nuclear reactor on base of ¹⁶N activity measurement is suggested.