

ИСПЫТАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВС С МАЛЫМ ВРЕДНЫМ ПОГЛОЩЕНИЕМ НЕЙТРОНОВ В РЕАКТОРЕ СМ

А.В. Клинов, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов,

А.Л. Петелин, В.А. Старков, В.Е. Федосеев

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград



Приводятся результаты определения распределений энерговыделения, плотности теплового потока и выгорания по трем экспериментальным ТВС (ЭТВС) с твэлами с малым вредным поглощением нейтронов (МВП), полученные в эксперименте и при расчетном моделировании условий их работы в петлевой установке исследовательского реактора СМ. Рассмотрены теплофизические параметры работы твэлов ЭТВС. Приведены основные контролируемые параметры испытаний. Показано, что все ЭТВС с твэлами МВП успешно выдержали реакторные петлевые испытания, сохранив работоспособность при энерговыделении, тепловых нагрузках и глубине выгорания топлива, соответствующих условиям эксплуатации в модернизированной активной зоне реактора СМ.

Ключевые слова: петлевая установка, ЭТВС, твэл с малым вредным поглощением нейтронов, энерговыделение, выгорание топлива, плотность теплового потока, температура топлива, температура оболочки.

Key words: loop facility, EFA, low neutron poisoning fuel rod, heat rate, fuel burn up, thermal flux density, fuel temperature, cladding temperature.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» в течение ряда лет проводится работа по модернизации активной зоны реактора СМ с целью расширения его экспериментальных возможностей по высокодозному облучению материалов атомной техники. На первом этапе модернизации, к настоящему времени завершенном, были изготовлены и апробированы твэлы с увеличенной на 20% загрузкой по урану-235, благодаря чему в активной зоне организованы дополнительные облучательные (для объектов изучения) объемы при сохранении всех основных конструктивных особенностей реактора [1].

Задача второго этапа модернизации активной зоны реактора СМ состоит в улучшении условий для накопления радионуклидов в отношении как суммарной, так и удельной активности путем увеличения плотности потока нейтронов в экспериментальных каналах (ЭК) реактора примерно в полтора раза за счет уменьшения объема активной зоны при сохранении мощности реактора. Второй этап модернизации связан с разработкой нового твэла на основе конструкционных матери-

© *А.В. Клинов, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов, А.Л. Петелин, В.А. Старков, В.Е. Федосеев, 2013*

алов с более низким сечением радиационного захвата нейтронов, чем в штатном варианте. Применение этих твэлов позволит уменьшить паразитное поглощение нейтронов в активной зоне и тем самым увеличить долю нейтронов, идущих на облучение образцов, а также компенсировать потери реактивности, связанные с увеличением утечки нейтронов. Кроме того, примерно на 30% уменьшится годовое потребление топлива [2].

В ОАО «ГНЦ ВНИИМ» обоснована конструкция (с участием специалистов ОАО «ГНЦ НИИАР»), разработана технология и изготовлены экспериментальные дисперсионные твэлы с МВП крестообразного профиля для их возможного применения на втором этапе модернизации активной зоны реактора СМ [3].

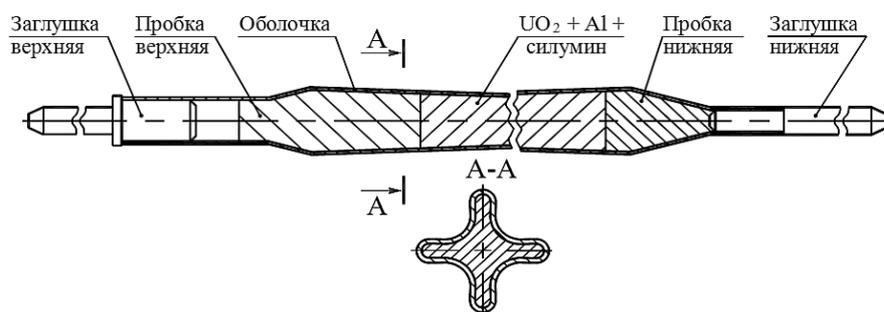


Рис.1. Эскиз твэла с МВП первого исполнения

Таблица 1

Сравнительные геометрические и материальные характеристики твэлов

Параметр	Твэл реактора СМ	Твэл с МВП		
		первое исполнение	второе исполнение	третье исполнение
Диаметр описывающей окружности, 10^{-3} м	5,15	5,15	5,15	5,15
Радиус впадины, 10^{-3} м	1,2	1	1	1
Толщина оболочки, 10^{-3} м	0,15	0,15	0,15	0,15
Длина активной части, м	0,35	0,35	0,35	0,35
Площадь поперечного сечения, 10^{-6} м ²				
– топливного сердечника	8,05	7,12	4,29	7,12
– твэла	10,46	9,64	9,64	9,64
Наружный периметр твэла, 10^{-3} м	16,57	17,26	17,26	17,26
Поверхность теплообмена, м ²	0,0058	0,006	0,006	0,006
Объем топливного сердечника, 10^{-6} м ³	2,82	2,49	1,50	2,49
Загрузка урана-235 в твэле, 10^{-3} кг	6	5	4,5	5
Объемная доля топливной фазы, отн. ед.	0,31	0,25	0,45	0,5
Коэффициент теплопроводности, Вт/(м К)				
– диоксид урана	4	4	4	–
– интерметаллид урана	–	–	–	25
– матрица	220	150	150	125
– топливная композиция [*]	127	95	40	41
– оболочка	17,4	17,4	17,4	17,4

^{*} Рассчитан по формуле В.И. Оделевского [4]

Для испытаний опытные твэлы изготовлены в трех исполнениях, в которых в

качестве ядерного топлива использовали

- диоксид урана, разбавленный крупной алюминия (первое исполнение);
- диоксид урана, разбавленный крупной алюминия; в центре твэла размещен алюминиевый вытеснитель квадратного поперечного сечения (второе исполнение);
- интерметаллид урана, разбавленный крупной интерметаллида циркония и алюминия (третье исполнение).

Свободное пространство под оболочкой твэла пропитано матричным материалом – сплавом кремний-никелевого алюминия (силумином). В качестве оболочечного материала в твэлах используется нержавеющая сталь. Пример конструкции твэла первого исполнения приведен на рис. 1. Сравнительные характеристики штатного твэла реактора СМ и вариантов твэлов с МВП представлены в табл. 1.

Цель работы заключается в получении данных для обоснования выбора конструкции МВП твэлов, работоспособных в режимах работы ТВС в модернизированной активной зоне реактора СМ по второму этапу.

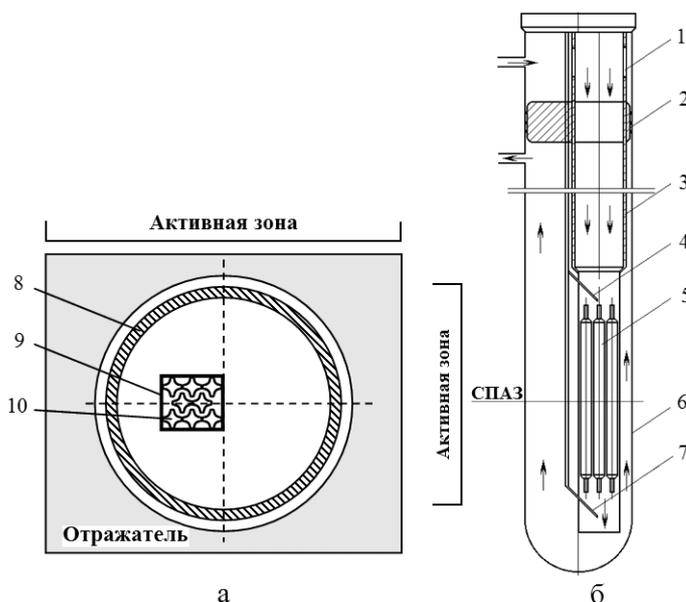


Рис. 2. Схема горизонтального (а) и осевого (б) сечений канала с ОУ: 1 – окна для прохода теплоносителя; 2 – узел уплотнения; 3 – разделитель потока; 4, 7 – ТЭП; 5, 9 – ЭТВС; 6, 8 – корпус канала; 10 – твэл

Для проведения испытаний изготовили три экспериментальных ТВС (ЭТВС), в каждой из которых разместили по восемь твэлов одного исполнения (рис. 2а). Облучательные устройства (ОУ) с ЭТВС загружали в петлевой канал (рис. 2б) реактора СМ. Петлевые испытания ЭТВС проводили поочередно. В процессе испытаний контролировали показания датчиков петлевой установки, измеряющих расход теплоносителя через канал, температуру теплоносителя на входе и выходе из канала, давление на входе в канал, перепад давления на канале, показания датчиков системы контроля герметичности оболочек твэлов (система КГО). Кроме того, регистрировали показания термоэлектропреобразователей (ТЭП), размещенных в ОУ на входе и выходе из ЭТВС.

РАСЧЕТНЫЕ ПАРАМЕТРЫ ИСПЫТАНИЙ ЭТВС

Важным фактором, определяющим работоспособность твэлов под облучением, является химическая совместимость компонентов топливного сердечни-

ка между собой и их взаимодействие с материалом оболочки. Наличие продуктов взаимодействия компонентов дисперсионной композиции, как правило, существенно понижает теплопроводность топливного сердечника и увеличивает скорость его распухания. По имеющимся данным максимальная допустимая температура топливной композиции UO_2 +силумин составляет примерно $430 - 450^\circ\text{C}$ (для твэлов первого и второго исполнения), а для топливной композиции $U(Al,Si)_3$ +силумин – 550°C (для твэлов третьего исполнения).

Предварительный расчет нейтронно-физических условий испытаний твэлов МВП выполнили с помощью численной модели реактора СМ, созданной на основе аттестованного Госатомнадзором пакета прикладных программ MCU (версия MCU-RFFI/A [5]). В программе MCU реализовано решение уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных с произвольной трехмерной геометрией.

Расчетный коэффициент неравномерности распределения энерговыделения по сечению ЭТВС с твэлами МВП первого исполнения равен $k_s = 1,21 \pm 0,03$, второго – $k_s = 1,17 \pm 0,03$, третьего – $k_s = 1,19 \pm 0,03$. Коэффициент неравномерности распределения энерговыделения по высоте ЭТВС равен примерно 1,25. С учетом этих коэффициентов максимальный тепловой поток с поверхности твэлов МВП первого исполнения составит $7,8 \pm 0,4$ МВт/м², второго – $9,1 \pm 0,5$ МВт/м², третьего – $7,7 \pm 0,5$ МВт/м² при расчетной тепловой мощности ЭТВС в канале петли 250 ± 14 , 300 ± 16 , 250 ± 12 кВт соответственно.

При моделировании теплогидравлических режимов облучения ЭТВС использовались методики [6, 7], программа [8], реализующая решение уравнения теплопроводности методом конечных элементов и позволяющая проводить расчет температурного поля в твэлах со сложным профилем поперечного сечения. Методики [6, 7] тестировали по результатам внутриреакторных экспериментов на кризис теплоотдачи [9].

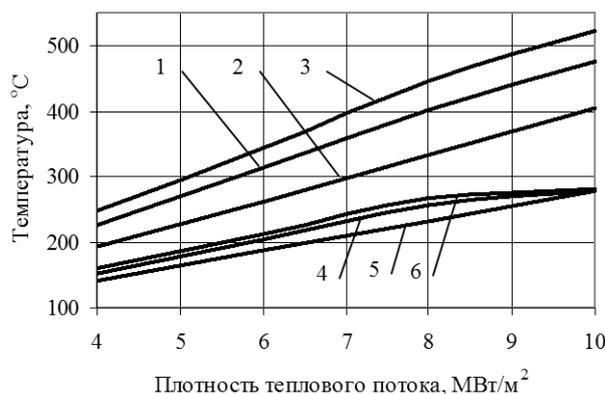


Рис. 3. Зависимости максимальной температуры топливного сердечника (1, 2, 3) и температуры наружной поверхности оболочки твэла (4, 5, 6) от максимальной плотности теплового потока с поверхности твэлов: 1, 4 – первого; 2, 5 – второго; 3, 6 – третьего исполнения

На рисунке 3 представлены зависимости максимальной температуры топливной композиции и наружной поверхности оболочки от плотности теплового потока для трех вариантов исполнения твэлов. Средняя скорость теплоносителя в ЭТВС принята равной 12,4 м/с, температура теплоносителя на входе в ЭТВС – 50°C , что соответствует параметрам работы теплонапряженной штатной ТВС реактора СМ.

Таким образом, предварительными нейтронно-физическими и теплогидравлическими расчетами были определены режимы, при которых при максимальной плотности теплового потока максимальная температура топливного сердечника

твэлов первого, второго и третьего исполнений не превысит значений 395, 375 и 435°C соответственно, а температура наружной поверхности оболочки – 260°C для всех исполнений твэлов (см. рис. 3).

ПАРАМЕТРЫ РЕСУРСНЫХ ИСПЫТАНИЙ ЭТВС

Основные параметры испытаний ЭТВС приведены в табл. 2.

Таблица 2

Параметры испытаний ЭТВС

Параметр	Значение для твэла МВП исполнения		
	первого	второго	третьего
Временной интервал облучения ЭТВС			
– начало	07.05.2009	17.02.2011	20.07.2011
– окончание	18.09.2010	15.04.2011	12.11.2011
Средний расход теплоносителя через канал, 10 ⁻³ м ³ /с	2,14	2,17	2,14
Средняя скорость теплоносителя, м/с	14,4	14,6	14,4
Давление теплоносителя на входе в канал, МПа	4,9	4,9	4,9
Максимальная температура теплоносителя на входе в ЭТВС, °С	75	56	50
Мощность ЭТВС, кВт			
– средняя	191	225	188
– максимальная	217	257	236
Максимальная плотность теплового потока, 10 ⁶ Вт/м ²	6,8	8,0	7,3
Максимальная температура, °С			
– наружной поверхности оболочки	238	215	229
– топливного сердечника	360	333	391
Энерговыработка, 10 ¹² Дж	1,23	0,89	1,4
Время работы на мощности, эфф.сут	75	46	86
Среднее выгорание топлива в ЭТВС, %	50,6	40,7	57,4

Экспериментальную мощность ЭТВС определяли по теплогидравлическим параметрам испытаний с помощью зависимости

$$W_{\text{ЭТВС}} = G \cdot c_p \cdot (t_{\text{вых}} - t_{\text{вх}}), \quad (1)$$

где $W_{\text{ЭТВС}}$ – мощность ЭТВС, Вт; G – расход теплоносителя через канал, кг/с; c_p – теплоемкость теплоносителя, Дж/(кгЧК); $t_{\text{вых}}$ – температура теплоносителя на выходе из ЭТВС, К; $t_{\text{вх}}$ – температура теплоносителя на входе в ЭТВС, К.

Изменение мощности ЭТВС во время испытаний показано на рис. 4. Общая тенденция уменьшения их мощности обусловлена выгоранием топлива, в то время как локальные изменения мощности – перераспределением топлива в активной зоне во время перегрузок ТВС, изменением мощности реактора, перемещением РО СУЗ.

Энерговыработку ЭТВС рассчитывали с использованием значений мощности, вычисленных по формуле

$$Q_{\text{ЭТВС}} = \sum_{i=1}^N W_{\text{ЭТВС}i} \Delta T_i,$$

где $Q_{\text{ЭТВС}}$ – энерговыработка, Дж; $W_{\text{ЭТВС}i}$ – средняя мощность ЭТВС на i -м интервале времени, Вт; ΔT_i – продолжительность i -го интервала времени, с; N – число временных интервалов, в течение которых ЭТВС облучалась в реакторе.

Среднее выгорание топлива в ЭТВС вычисляли следующим образом:

$$B = g \cdot Q_{\text{ЭТВС}} / \varepsilon_Q / M_{\text{U5}} \cdot 100,$$

где B – выгорание, %; g – масса ^{235}U , затрачиваемая на выработку 1 Дж энергии ($g = 1,448 \cdot 10^{-14}$ кг/Дж); M_{U5} – масса ^{235}U в ЭТВС, кг; ε_Q – доля энерговыделения ЭТВС, выделяемая в виде тепловой энергии в канале, которая слабо зависит от геометрии и материалов твэла ($\varepsilon_Q \approx 0,88$).

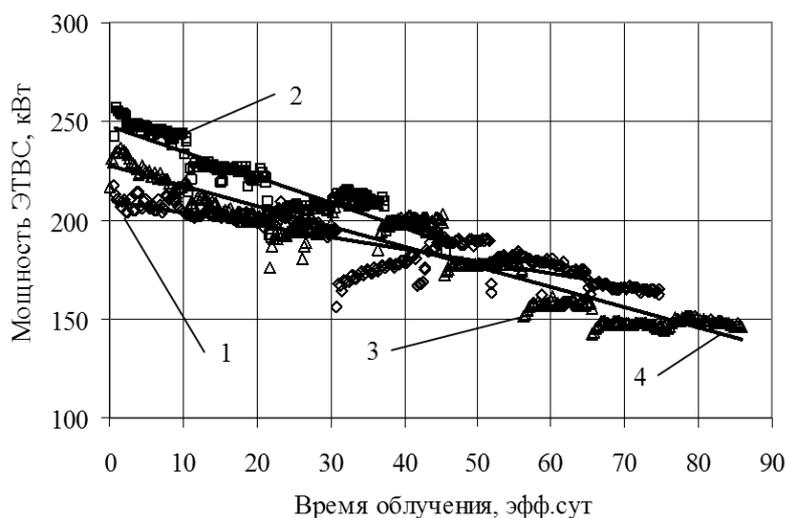


Рис. 4. Изменение мощности ЭТВС в зависимости от времени облучения: 1, 2, 3 – мощность ЭТВС с твэлами МВП первого, второго, третьего исполнений соответственно; 4 – линия тренда

Величины g и ε_Q были определены с помощью нейтронно-физического расчета условий реакторных испытаний ЭТВС. Расчеты проводили с использованием имитатора активной зоны реактора CM (IMCOR_SM [10]) с учетом особенностей конструкции загруженных в реактор облучательных устройств, изменений в загрузке активной зоны на протяжении всего периода испытаний твэлов МВП, выгорания топлива в рабочих ТВС и ЭТВС, перемещений компенсирующих органов. Результаты расчетов и экспериментальные данные приведены в табл. 3 – 5. В качестве погрешностей указаны стандартные отклонения множеств значений, по которым проведено усреднение.

Как видно из приведенных данных, отклонения расчетных значений мощности от экспериментальных данных не превышают 10%.

В таблице 6 даны оценки коэффициентов корреляции множеств расчетных и экспериментальных значений мощности, приведенных в табл. 3 – 5, где в последнем столбце указаны критические значения выборочного коэффициента корреляции для оценки значимости корреляционной связи с доверительной вероятностью $p = 0,995$ [11].

Так как значения выборочных коэффициентов корреляции для всех исполнений твэлов с МВП больше соответствующих критических значений, то нет оснований отвергать статистическую гипотезу об их значимости.

Таким образом, можно сделать вывод, что расчетная точность определения мощности ЭТВС во время их испытаний удовлетворительна. Следовательно, есть основания полагать, что точность нейтронно-физических расчетов и других интегральных параметров испытаний ЭТВС, таких, например, как удельный расход топлива g и величина ε_Q , также удовлетворительна. Относительно точности определения локальных характеристик, например, максимальных энерговыделения и выгорания топлива в твэлах, можно будет судить по результатам послереакторных материаловедческих исследований.

Таблица 3

Средняя по кампаниям мощность ЭТВС с твэлами первого исполнения

Номер кампании	Средняя мощность ЭТВС, кВт		Отклонение (Р-Э)/Э, %
	Расчет (Р)	Эксперимент (Э)	
1	234±6	212±3	10
2	225±5	206±2	9
3	224±9	204±3	10
4	186±6	177±5	5
5	178±3	191±3	-7
6	172±5	183±2	-6
7	166±2	181±2	-8
8	157±4	168±2	-6

Таблица 4

Средняя по кампаниям мощность ЭТВС с твэлами второго исполнения

Номер кампании	Средняя мощность ЭТВС, кВт		Отклонение (Р-Э)/Э, %
	Расчет (Р)	Эксперимент (Э)	
1	274±4	252±5	8
2	252±5	231±3	9
3	226±8	214±2	6
4	219±5	217±2	1
5	201±5	200±3	1

Таблица 5

Средняя по кампаниям мощность ЭТВС с твэлами третьего исполнения

Номер кампании	Средняя мощность ЭТВС, кВт		Отклонение (Р-Э)/Э, %
	Расчет (Р)	Эксперимент (Э)	
1	223±6	231±6	-2
2	213±3	209±4	3
3	190±3	198±3	-3
4	200±6	213±2	-4
5	187±7	204±2	-6
6	175±5	181±2	-3
7	156±5	161±2	-1
8	149±4	150±1	1
9	146±6	152±2	-2

По расчетным данным в конце испытаний среднее (см. табл. 3) и максимальное выгорание топлива (убыль ^{235}U) в ЭТВС составляют соответственно

- с твэлами МВП первого исполнения – 50,6 и 57,4 %;
- с твэлами МВП второго исполнения – 40,7 и 44,6 %;
- с твэлами МВП третьего исполнения – 57,4 и 64,2 %.

По данным работы [12] среднее выгорание топлива в выгружаемых штатных ТВС реактора СМ составляет 37%. Таким образом, достигнутое во время испыта-

ний среднее выгорание топлива в трех ЭТВС вполне соответствует среднему выгоранию топлива в штатных ТВС.

Таблица 6

Коэффициенты корреляции расчетных и экспериментальных значений мощности ЭТВС с твэлами МВП

Номер исполнения твэлов с МВП	Значение коэффициента корреляции	
	выборочное	критическое ($p = 0,995$)
1	0,936	0,870
2	0,982	0,974
3	0,978	0,836

Графики изменения максимальной температуры топливного сердечника и наружной поверхности теплонапряженных твэлов, в предположении постоянства теплопроводности топливного сердечника и аксиального коэффициента неравномерности энерговыделения, приведены на рис. 5 и 6.

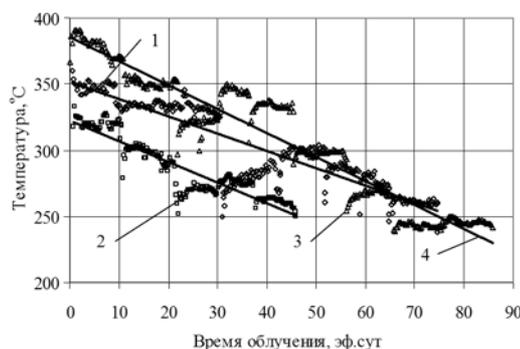


Рис. 5. Изменение максимальной температуры топливного сердечника твэлов во время облучения: 1, 2, 3 – твэлы соответствующего исполнения; 4 – линия тренда

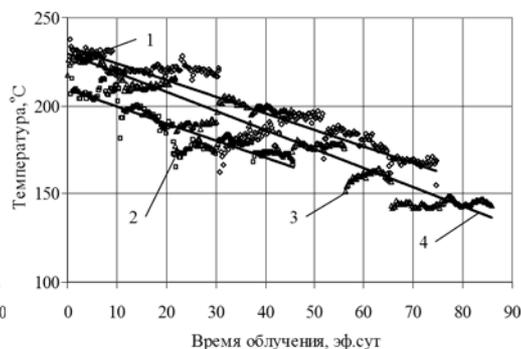


Рис. 6. Изменение максимальной температуры наружной поверхности оболочки твэлов во время облучения: 1, 2, 3 – твэлы соответствующего исполнения; 4 – линия тренда

За время облучения максимальные значения температуры топливного сердечника и наружной поверхности оболочки твэлов с учетом экспериментальных данных по расходу и температуре теплоносителя изменялись в диапазонах

- с твэлами МВП первого исполнения – от 360 до 260°C и от 238 до 167°C;
- с твэлами МВП второго исполнения – от 333 до 250°C и от 215 до 162°C;
- с твэлами МВП третьего исполнения – от 391 до 240°C и от 229 до 143°C.

Максимальные температуры топливного сердечника и наружной поверхности оболочки во всех трех ЭТВС не достигли предтестовых расчетных значений вследствие пониженной начальной тепловой мощности ЭТВС и несколько увеличенного расхода теплоносителя через ОУ (см. табл. 2). Поверхностное кипение теплоносителя (температура насыщения которого 260°C) на всех твэлах за время испытаний ЭТВС отсутствовало.

Активность теплоносителя на выходе из ЭТВС в период испытаний была стабильной, а значения показаний системы КГО в канале с ОУ не превышали допустимого значения, т.е. разгерметизации оболочек твэлов не зафиксировано.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты расчетного и экспериментального исследований условий испытаний твэлов с МВП трех исполнений в реакторе СМ свидетельствуют о том, что были

обеспечены необходимые режимы реакторных испытаний ЭТВС и не превышение пределов их безопасной эксплуатации.

Показано, что все ЭТВС с МВП выдержали петлевые испытания, сохранив герметичность при тепловых нагрузках и глубине выгорания топлива, соответствующих условиям эксплуатации модернизированной активной зоны реактора СМ:

- максимальная плотность теплового потока с поверхности твэлов первого исполнения составила $6,8 \text{ МВт/м}^2$, второго – $8,0 \text{ МВт/м}^2$, третьего – $7,3 \text{ МВт/м}^2$;
- среднее выгорание топлива в твэлах первого исполнения составило 50,6%, второго – 40,7%, третьего – 57,4%.

Таким образом, в результате проведенных ресурсных испытаний твэлы с малым вредным поглощением всех конструктивных исполнений сохранили герметичность в режимах, близких к эксплуатационным в условиях модернизированной активной зоны реактора СМ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Клинов А.В., Цыканов В.А., Старков В.А., Пименов В.В., Чертков Ю.Б. Модернизация активной зоны реактора СМ для решения задач материаловедения // Атомная энергия. 2002. Т. 93, вып. 3. С. 167–174.
2. Цыканов В.А., Клинов А.В., Старков В.А. и др. Характеристики и экспериментальные возможности реактора СМ после модернизации активной зоны / Исследовательские реакторы в XXI в: Сб. докладов Международной конф. Москва, 21–24 июня 2006 г. – М.: НИКИЭТ, 2006. С. 109–118.
3. Волков В.С., Клинов А.В., Старков В.А., Морозов А.В. и др. Разработка твэла с малым вредным поглощением нейтронов для высокопоточного исследовательского реактора СМ // Атомная энергия. 2009. Т. 106, вып. 6. С. 314–318.
4. Самойлов А.Г., Кашистанов А.И., Волков В.С. Дисперсионные твэлы. В 2-х т. Т. 2. Конструкция и работоспособность. – М.: Энергоиздат, 1982.
5. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Программа MCSU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0 // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов. 2001. Вып. 3. С. 50–55.
6. Старков В.А., Федосеев В.Е. Распределение температуры и плотности теплового потока по периметру твэла крестообразного сечения. / Сб. трудов ОАО "ГНЦ РФ НИИАР". Дмитровград, 2003. Вып. 2. С. 3–8.
7. Гарусов Е.А., Грачев С.Д. Теплоотвод от твэла крестообразного поперечного сечения: Препринт. ЛИЯФ № 660. Ленинград, 1981.
8. Грачев В.Д. Некоторые вопросы математической реализации метода конечных элементов в задачах реакторной физики: Препринт. НИИАР-6(652). Дмитровград, 1986.
9. Бобров С.Н., Спиридонов Ю.Г., Махин В.М., Грачев А.Ф. Изучение поведения твэлов реактора СМ в режиме кризиса теплоотдачи / Сб. трудов ГНЦ РФ-НИИАР. Дмитровград, 1997. Вып. 1. С. 75–81.
10. Ванев Ю.Е., Марихин Н.Ю. Программные средства-имитаторы активных зон исследовательских реакторов для сопровождения эксплуатации // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Математическое моделирование физических процессов. 2006. Вып. 4. С. 115–121.
11. Кобзарь А.И. Прикладная математическая статистика. Для инженеров и научных работников. – М.: Физматлит, 2006.
12. Клинов А.В., Старков В.А., Чертков Ю.Б. и др. Испытания опытных сборок реактора СМ с повышенной загрузкой урана // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2011. № 3. С. 28–36.

Поступила в редакцию 27.03.2013

with the weight windows generated with the method of characteristics. Technique proposed implements CADIS (Consistent Adjoint Driven Importance Sampling) scheme and includes solving the adjoint multigroup problem with characteristics code MCG3D to generate the space-energy weight windows for the Monte-Carlo calculation. A general structure of the technique for use in design calculation is described. Presented numerical results confirm the high efficiency and accuracy of the proposed hybrid technique. The advantages of using the method of characteristics in the CADIS scheme are discussed.

УДК 519.6:621.039.5

Space-time calculation of transient processes in fast reactors \ Ginkin V.P., Troyanova N.M.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 8 pages, 7 illustrations. References, 4 titles.

Algorithms of 3-D neutron physics simulating for fast transient abnormal conditions in BN-type reactors core were developed in the GVA code. A quasi-static approximation is used for the solution of non-stationary equation of reactor physics. This approach divides the original equation onto the system of two equations: for calculating of the amplitude factor, which is quickly changed during the time and does not depend on spatial coordinates, and form-function, which depends on spatial coordinates and is slightly changed during the time. The results of test simulating in flow rate stop conditions and in self-movement of control rods conditions are demonstrated.

УДК 537.58:539.321.9

The physical phenomenon of emission of electrons in metals under the action of ultrasound \ Trofimov A.I.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 8 pages, 5 tables, 5 illustrations. References, 9 titles.

A theoretical and experimental study of a new physical phenomenon – the emission of electrons in metals under the influence of ultrasound. Shows the analogy mechanisms to increase the internal energy in metals by heating and effect of ultrasound. The substantiation of a possible rise in the emissivity of the emitter thermionic converters.

УДК 621.039.052

Numerical and experimental investigations of thermohydraulic characteristics for fast reactor vessels on integral model SARH in different operation regimes \ Zaryugin D.G., Kalyakin S.G., Leskin S.T., Opanasenko A.N., Sorokin A.P.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 9 pages, 8 illustrations. References, 4 titles.

Features of the stratified flows on examples of reactors on fast neutrons, possibility of their scale modelling are considered. Some results of experimental and numerical researches in mixing chambers and pipelines are presented. It is underlined necessity of the account of the stratification phenomena at a substantiation of reliability, safety, periods of operation for various nuclear power plants.

УДК 621.039.517

Simulation of loop test conditions for the modified SM reactor fuel rods and test results in justification of their performance \ Starkov V.A., Fedoseev V.E., Shishin V.Yu.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 9 pages, 1 table, 9 illustrations. References, 9 titles.

Irradiation conditions were simulated to test pilot modified fuel rods of the SM reactor under middle (10MW/m²) and maximal (up to 15MW/m²) thermal load. Some post-irradiation results are presented. A conclusion was made about the performance of the pilot SM fuel rods with the U content increased by 20%. A comparative analysis of both test conditions and material tests of the SM fuel rods was performed. The material tests results were used as a basis to propose and justify a phenomenological model of fuel rods swelling.

УДК 621.039.519

Tests of experimental low neutron poisoning fuel assemblies in reactor SM \ Klinov A.V., Kalinina N.K., Marikhin N.Yu., Pimenov V.V., Petelin A.L., Starkov V.A., Fedoseev V.E.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) Obnibsk, 2013. 9 pages, 6 tables, 6 illustrations. References, 12 titles.

The paper presents the heat rate distribution, thermal flux density and burnup for three experimental

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 ^{16}N 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 ^{16}N 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 ^{16}N activity measurement is suggested.