

МОДЕЛИРОВАНИЕ УСЛОВИЙ И РЕЗУЛЬТАТЫ ПЕТЛЕВЫХ ИСПЫТАНИЙ МОДИФИЦИРОВАННЫХ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА СМ В ОБОСНОВАНИЕ ИХ РАБОТОСПОСОБНОСТИ

В.А. Старков, В.Е. Федосеев, В.Ю. Шишин

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград



Проведено моделирование условий реакторных испытаний модифицированных опытных твэлов реактора СМ при средних (10 МВт/м^2) и максимальных тепловых нагрузках (до 15 МВт/м^2). Представлены некоторые результаты послереакторных исследований твэлов. Сделан вывод о работоспособности опытных твэлов СМ с увеличенным на 20% содержанием урана. Проведен сравнительный анализ режимов испытаний и результатов материаловедческих исследований твэлов СМ. Предложена и обоснована феноменологическая модель распухания твэлов.

Ключевые слова: плотность теплового потока, выгорание топлива, накопление продуктов деления, температура сердечника, распухание твэла, порообразование, спекание топливных частиц, инкубационный свободный объем.

Key words: thermal flux density, fuel burn up, fission gas accumulation, fuel meat temperature, fuel rod swelling, void formation, sintering of fuel particles, incubation free volume.

ВВЕДЕНИЕ

Выбор материалов и конструктивных решений для компонентов, работающих в жестких условиях в активных зонах ядерных энергетических реакторов четвертого поколения, является ключевой задачей, определяющей безопасность и эффективность эксплуатации будущих энергоблоков. Большая часть действующих материаловедческих испытательных реакторов создавалась давно, и они далеко не по всем параметрам соответствуют требованиям [1], выдвигаемым к ним в связи с разработками проектов ядерных реакторов нового поколения. При этом часть требований носят такой характер, что выход из положения может быть найден только в масштабных переделках базовых систем исследовательского реактора, включая активную зону, систему управления и защиты и т.д. К ним относятся требования обеспечить плотность потока быстрых нейтронов выше проектной и ее равномерность по облучательному объему; спектр нейтронов в районе размещения образцов материалов, формирующий адекватное отношение скорости повреждения материала к скорости накопления трансмутантов; достаточные размеры полостей для размещения экспериментальных устройств с образцами и (или) макетами и некоторые другие. Вторая часть требований жестко не связана с характеристиками источника излучений, а основными условиями их выполнения являются наличие экспериментальных реакторных петлевых установок, обеспечиваю-

щих стендов, облучательных устройств и датчиков с необходимыми возможностями. Они позволяют поддерживать давление и температуру в заданном диапазоне регулирования, состав окружающей образцы среды, собирать и обрабатывать информацию о параметрах режима испытаний.

До модернизации активной зоны проводить в реакторе СМ испытания с соблюдением комплекса указанных требований не представлялось возможным. По существу необходимо было в дополнение к имеющимся создать облучательные позиции для размещения петлевых и (или) ампульных экспериментальных каналов (ЭК) большого диаметра в окружении топлива без масштабных изменений в конструкции реактора и технологии выполнения работ. Кроме того, желательно было сохранить или улучшить условия для накопления радионуклидов в отношении как суммарной, так и удельной активности.

В соответствии с разработанной концепцией [2,3] модернизация активной зоны должна осуществляться в два этапа. Задача первого этапа состояла в создании условий для проведения испытаний конструкционных материалов и макетов устройств при скорости повреждения нейтронами ≥ 20 сна в год. При этом должна быть обеспечена возможность для одновременного облучения представительного массива образцов в водной среде с требуемыми показателями химического режима при регулируемой в диапазоне 100–300°C температуре, давлении до 17 МПа, высокой оснащенности облучательных устройств средствами контроля параметров и регулирования температуры и нейтронного спектра. Необходимо было создать облучательные позиции для размещения петлевых и ампульных каналов большого диаметра вместо части топлива без ухудшения технико-экономических показателей реактора, увеличив при этом облучательный объем в активной зоне до четырех раз. Компенсация потерь реактивности вследствие замещения топлива дополнительными ЭК на первом этапе должна быть осуществлена за счет увеличения массы урана-235 в твэле с 5 до 6 г (модифицированный твэл) и замены чехлов ТВС из нержавеющей стали на чехлы из циркониевого сплава Э110. Возможность эксплуатации твэлов с увеличенным до 6 г содержанием урана-235 и ТВС с такими твэлами должна быть обоснована. Было запланировано провести испытания в канале низкотемпературной петлевой установки реактора СМ двух сборок при плотности теплового потока с поверхности твэлов до 15 МВт/м², положительный исход которых мог бы послужить основанием для постановки на облучение в активную зону реактора опытных полномасштабных ТВС с чехлами из циркониевого сплава.

УСЛОВИЯ ИСПЫТАНИЙ

Для моделирования при петлевых испытаниях эксплуатационных условий работы твэлов были изготовлены две экспериментальные ТВС1 и ТВС2. ЭТВС содержит восемь твэлов, размещенных в прямоугольном кожухе с шагом 5,23 мм по треугольной решетке. Плотность потока тепла на поверхности твэлов в первой из них не должна была превышать 10–11 МВт/м², а во второй – достигать 15 МВт/м². В процессе испытаний мощность ТВС должна постепенно снижаться по мере выгорания ²³⁵U, а среднее выгорание в конце испытаний достигать ~ 50 % [4].

Для проведения испытаний облучательное устройство (ОУ), в которое помещена ЭТВС, устанавливается в один из каналов петли ВП-1 реактора СМ. Схема горизонтального сечения ОУ приведена на рис. 1. Кожух изготовлен из нержавеющей стали с наружными размерами 16,7×15,3 мм и толщиной 0,5 мм. Вода поступает через верхний патрубок канала, движется вниз, охлаждает твэлы в кожухе, затем движется вверх, отдавая часть тепла через корпус канала воде первого контура

реактора и выходит из канала. ОУ оснащено четырьмя хромель-алюмелевыми ТЭП, измеряющими температуру теплоносителя на входе и выходе в канал и ЭТВС.

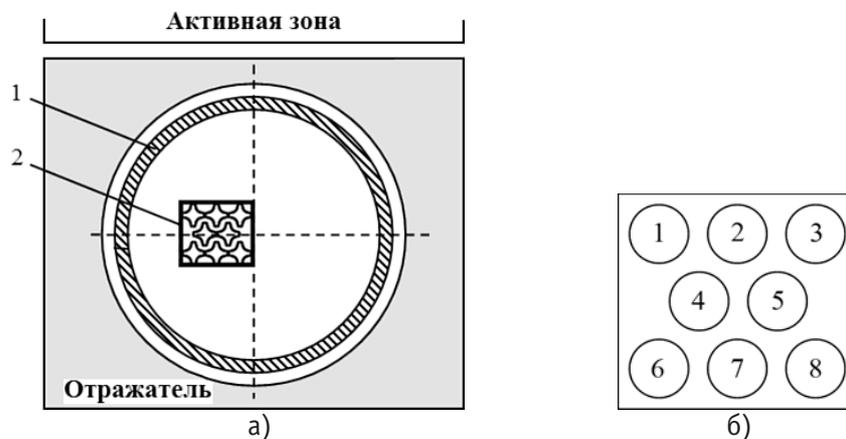


Рис. 1. Схема горизонтального сечения канала с облучательным устройством в отражателе реактора (а): 1 – корпус канала; 2 – ЭТВС; схема нумерации твэлов (б)

Испытания ТВС1 были проведены в течение семи кампаний реактора СМ. При этом для повышения мощности ТВС1 после окончания пятой кампании нижняя часть стального канала петли была заменена на циркониевую. Испытания ТВС2 были проведены в течение пяти кампаний реактора. По расчетно-экспериментальным данным за время облучения ЭТВС №1 выработано 18,7 МВт-сут энергии, среднее выгорание составило 48,8%. За время облучения ТВС2 выработано 19,5% МВт-сут энергии, среднее выгорание составило 50%. Признаков разгерметизации не обнаружено.

Расчетное сопровождение испытаний и моделирование нейтронно-физических условий облучения проводилось с использованием программы MCU-RFFI/A [5], в которой реализован аналоговый метод Монте-Карло совместного моделирования траекторий нейтронов и гамма-квантов. Константное обеспечение программы базируется на библиотеке ядерных данных DLC/MCUDAT-2.1. С помощью разработанной на основе этого кода полномасштабной расчетной модели [6] определялось детальное (потвэльное) распределение энерговыделения в нескольких сечениях каждого твэла экспериментальных сборок в течение всего времени облучения. Температурное поле по сечению крестообразного твэла рассчитывалось с помощью программы МКЕ, реализующей метод конечных элементов для решения двумерных уравнений теплопроводности в областях сложной формы [7].

РЕЗУЛЬТАТЫ ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ. ЗАКОНОМЕРНОСТИ РАСПУХАНИЯ ТВЭЛОВ ПРИ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЯХ

После облучения исследованы состояние твэлов и их структура. Визуальный осмотр твэлов из ЭТВС после реакторных испытаний показал, что все твэлы сохранили форму, изгибы, вздутия, вмятины, трещины отсутствовали. Был проведен контрольный оптический осмотр твэлов на установке УМСД для подтверждения этого заключения. Осмотр твэлов не выявил каких-либо дефектов на поверхности оболочек облученных элементов. Отложения на оболочке твэлов также отсутствовали.

Состояние оболочек всех исследованных до и после испытаний твэлов на макрошлифах поперечных сечений элементов также подтверждает факт их герметич-

ности. Ни на одном из 30-ти изученных шлифов твэлов не были замечены дефекты: оболочка твэлов не имеет трещин, в зоне контакта топливо-оболочка топливный сердечник плотно прилегает к оболочке по всему периметру изделия. Типичный вид полных поперечных сечений опытных твэлов до и после реакторного облучения показан на рис. 2, откуда видно, что при облучении вплоть до плотности накопления осколков деления $1.05\text{--}1.06$ г-оск./см³ сердечники облученных твэлов практически не отличаются от сердечников необлученных твэлов: в них отсутствуют какие-либо внутренние дефекты – отслоения оболочки от топливного сердечника, трещины или другие аномалии. Таким образом, модифицированные твэлы сохранили работоспособность при облучении до выгораний 50% (содержание ПД до $1,1$ г-оск./см³) при плотности теплового потока до 15 МВт/м².

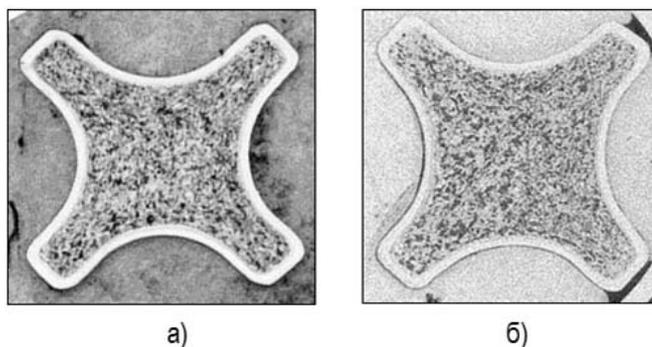


Рис. 2. Макроструктура поперечного сечения твэла до реакторного облучения (а) и после реакторного облучения (б) при рабочих параметрах; плотность ПД 1.06 г-оск./см³

При отмеченном состоянии облученных твэлов их объемные изменения в зависимости от накопления продуктов деления соответствуют набуханию топливных сердечников. Измерения площади поперечных сечений, характерных размеров между ребрами и впадинами, а также периметров оболочек твэлов для оценки набухания проводили на металлографических шлифах. Образцы для металлографических исследований вырезали из участков твэлов, характеризовавшихся различной плотностью накопления продуктов деления на расстояниях 70, 110, 170, 220, 250, 310, 350 мм от верхнего торца твэла. Для этих же высотных координат были рассчитаны режимы облучения: накопление ПД, плотность теплового потока, максимальная и средняя температуры по сечению сердечника для каждой кампании реактора.

После облучения в микроструктуре топливных сердечников твэлов произошли изменения: обнаружены признаки протекания в топливной композиции процессов спекания [8]. Топливные частицы образовали конгломераты, в результате чего произошло перераспределение топлива и высвобождение некоторого свободного объема, который затем стал заполняться набухающими топливными частицами. Вид топливных частиц на момент окончания испытаний показан на рис. 3. Во всех облученных твэлах ТВС1 и ТВС2 в максимально напряженных сечениях топливных сердечников обнаружены поры внутри топливных частиц и на межфазных границах. Поры по форме и местоположению можно разделить на две группы.

Поры первого рода зарождаются и растут в объеме топливных частиц. Форма этих пор стремится к сферической. Они имеют различные размеры – от крупных, соизмеримых с размером топливных частиц, до мелких (меньше 1 мкм), распределены неравномерно в объеме топливных частиц, сосредоточены, в основном, на границах субструктуры диоксида урана. По мере повышения параметров облучения размеры их увеличиваются, а плотность распределения уменьшается. При этом

образуются зоны без пор, прилегающие к межфазным границам.

Поры второго рода образуются на границе топливная частица-матрица, имеют различную форму и размеры, образуют цепочки пор, крупные и мелкие пустоты. На ранней стадии развития они имеют вид расширенных контактных границ между топливной частицей и матрицей, которые возникают при спекании топливной композиции. Образование пор второго рода характерно для участков твэлов, облучавшихся при повышенных параметрах.

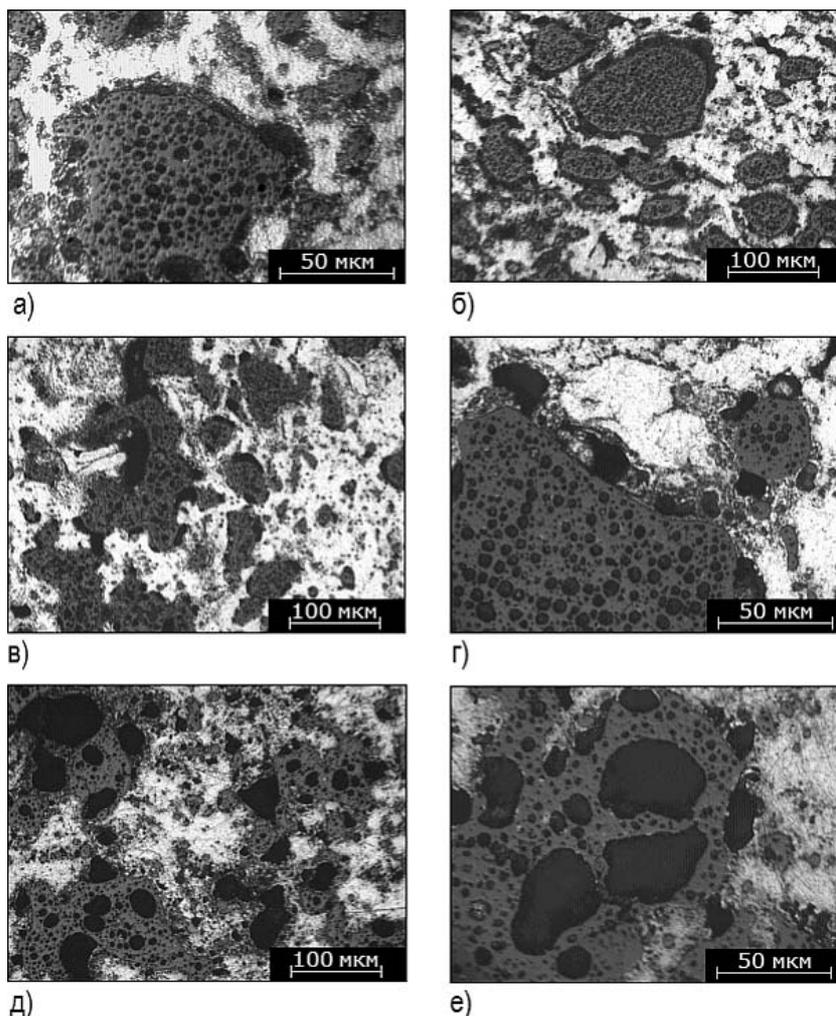


Рис. 3. Микроструктура топливных сердечников и вид топливных частиц в максимально напряженном (или близком к нему) поперечном сечении твэлов ТВС2 после реакторных испытаний: а), б) – твэл №4, $L=250$ мм, плотность накопления продуктов деления $0,80$ г-оск./см³; в), г) – твэл №2, $L=170$ мм; плотность накопления продуктов деления $0,82$ г-оск./см³; д), е) – твэл №3, $L=220$ мм; плотность накопления продуктов деления $1,06$ г-оск./см³

По результатам микроструктурного анализа (рис.3) топливные частицы после испытаний характеризуются различными размерами, изменяющимися от нескольких микрометров до нескольких сотен микрометров в поперечном сечении твэла, и наличием газовых пор как внутри частиц, так и на границах частиц с матрицей. Взаимодействия диоксида урана и медной матрицы в процессе испытаний не обнаружено.

По результатам материаловедческих исследований можно отметить несколько

этапов в распухании твэла в период реакторного облучения:

- инкубационный, обусловленный процессами спекания, протекающими в топливном сердечнике, и выбором исходной пористости;
- образование и рост пор первого типа, обусловленных протеканием ядерных реакций и концентрацией продуктов деления внутри топливных частиц, что приводит к твердогазовому распуханию топливной композиции;
- образование и рост пор второго типа, обусловленных выходом из топлива газообразных продуктов деления на границу топливная частица-матрица и приводящих к газовому распуханию сердечника твэла.

Во всех твэлах ТВС2 в процессе реакторных испытаний развилось газовое распухание, а в твэлах ТВС1 – твердогазовое, за исключением твэла №3, в котором происходило газовое распухание в начальной стадии.

ФЕНОМЕНОЛОГИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ РАСПУХАНИЯ ТВЭЛОВ ТИПА СМ

На основании полученных результатов послереакторных исследований можно предложить формальную модель твэла с распухающей дисперсионной топливной композицией. Распухание топлива (топливных частиц) $S_T(T_{обл}, H)$, %, предполагается пропорциональным плотности продуктов деления в объеме сердечника твэла (накоплению ПД (H , г-оск/см³)):

$$S_T(T_{обл}, H) = K(T_{обл}) H, \quad (1)$$

где $T_{обл}$ – средняя по сечению температура сердечника твэла, усредненная за все время облучения, °С.

Скорость распухания $K(T_{обл})$ представляется суммой двух составляющих: одна обусловлена твердым (холодным) распуханием (K_X), не зависящим от температуры облучения, вторая – газовым распуханием ($K_G(T_{обл})$):

$$K(T_{обл}) = K_X + K_G(T_{обл}), \quad (2)$$

причем

$$K_G(T_{обл}) = \begin{cases} K_{Г0} (T_{обл} / \tilde{T} - 1)^a & \text{при } T_{обл} \geq \tilde{T}, \\ 0 & \text{при } T_{обл} < \tilde{T}, \end{cases} \quad (3)$$

где $K_{Г0}$, \tilde{T} , a – параметры, получаемые в результате обработки экспериментальных данных по распуханию.

Поскольку имеется инкубационный период распухания твэла, обусловленный наличием свободного объема в топливной композиции (S_i , %), компенсирующим увеличение объема распухающего топлива в начале облучения, то распухание сердечника (S_C , %) представим в виде:

$$S_C(T_{обл}, H, T_{сп}) = \begin{cases} S_T(T_{обл}, H) - S_i(T_{сп}) & \text{при } S_T \geq S_i, \\ 0 & \text{при } S_T < S_i, \end{cases} \quad (4)$$

где $T_{сп}$ – температура спекания топлива, °С.

Поскольку процесс спекания топлива происходит в начальный период облучения (см., например, [9]), то в качестве $T_{сп}$ примем среднюю по сечению температуру сердечника в первую кампанию реактора после загрузки необлученного топлива, поскольку плотность делений в топливе максимальна, следовательно, и температура сердечника имеет наибольшее значение. Инкубационный объем S_i представлен в виде

$$S_i(T_{сп}) = S_{\min} \frac{1 + (T_{сп} / T_{сно})^b}{1 + \frac{S_{\min}}{S_{\max}} (T_{сп} / T_{сно})^b}, \quad (5)$$

где S_{\min} , S_{\max} , $T_{\text{сп}0}$, b находятся при обработке результатов экспериментов. S_{\min} – минимальный свободный объем в композиции, обусловленный исходной пористостью $S_i(T_{\text{сп}}) = S_{\min}$ при $T_{\text{сп}} \ll T_{\text{сп}0}$; S_{\max} – максимальный свободный объем при спекании топлива до теоретической плотности $S_i(T_{\text{сп}}) = S_{\max}$ при $T_{\text{сп}} \gg T_{\text{сп}0}$.

Распухание твэла ($S_{\text{ТВ}}$, %) определится через распухание сердечника зависимостью:

$$S_{\text{ТВ}} = \frac{V_{\text{серд}0}}{V_{\text{ТВ}0}} S_c, \quad (6)$$

где $V_{\text{серд}0}$, $V_{\text{ТВ}0}$ – объемы необлученных сердечника и твэла.

Экспериментальные данные по распуханию твэлов в разных сечениях по высоте были обработаны по методу наибольшего правдоподобия с помощью зависимостей (1) – (6).

На рисунках 4, 5 приведены экспериментальные данные по распуханию пяти твэлов в семи сечениях по высоте из ТВС1 и ТВС2 и результаты расчета по предложенной модели. Корреляционные зависимости расчетных и экспериментальных данных (рис. 6, 7) показывают довольно сильную корреляционную связь результатов расчета и эксперимента.

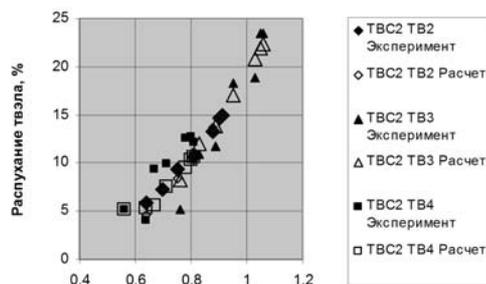


Рис. 4. Зависимость распухания от накопления ПД в твэлах ТВС2

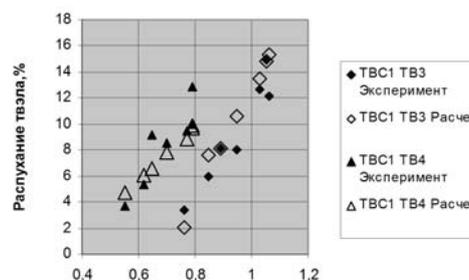


Рис. 5. Зависимость распухания от накопления ПД в твэлах ТВС1

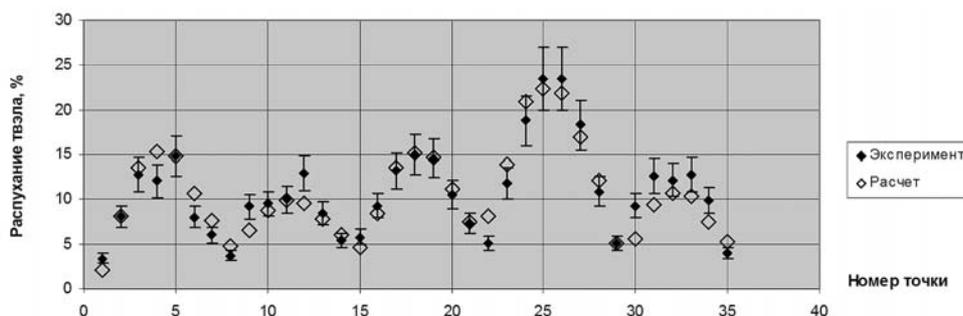


Рис. 6. Зависимость распухания по сечениям твэлов ТВС1 и ТВС2

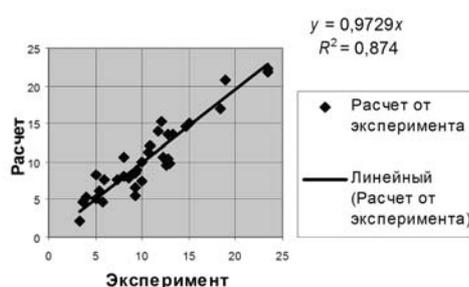


Рис. 7. Корреляционная зависимость расчетных и экспериментальных данных

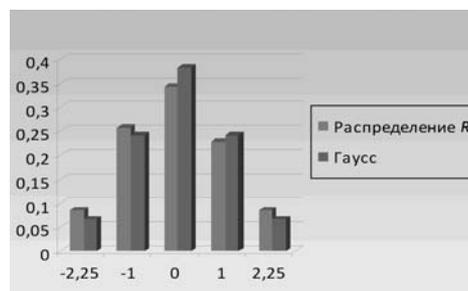


Рис. 8. Распределение статистики R и нормальное стандартизованное

Результаты статистического анализа (табл.1) показывают удовлетворительное согласие расчетных и экспериментальных данных между собой.

Данные рис.8 демонстрируют близость распределения $r=[R-m(R)]/S(R)$ (обозначения параметров в табл. 1) к стандартизованному нормальному распределению. Таким образом, можно утверждать, что имеющиеся расхождения между расчетными и экспериментальными данными носят случайный характер. Наличие систематической (например, методической в расчете) ошибки на соответствующем уровне значимости не выявлено.

Таблица 1

Результаты сравнения расчетных и экспериментальных данных по распуханию твэлов

Характеристика	Значение
Параметры распределения $R = (S_{\text{тв экс}} - S_{\text{тв расч}})$, %	
– объем выборки	35
– среднее значение $m(R)$	-0,195
– оценка дисперсии $S^2(R)$	3,18
– значение t -критерия на значимость отличия $m(R)$ от нуля	$ -0.11 $ (табличное 2,03)
– значение критерия χ^2 при проверке нормальности распределения величины R	34 (табличное 48,5)

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании результатов петлевых испытаний и послереакторных материаловедческих исследований показана работоспособность модифицированных твэлов СМ с содержанием бг U-235 (плотность композиции по урану $2,64\text{г/см}^3$) при плотности теплового потока до 15МВт/м^2 и значении максимального выгорания до 50% (накоплении ПД до $1,1\text{г-оск/см}^3$).

Предложена феноменологическая модель распухания твэлов СМ, основанная на результатах исследований порообразования и распухания топливной композиции статистически представительной выборки экспериментальных данных. Показано согласие результатов расчета и эксперимента. Модель может быть использована для прогноза распухания твэлов в процессе работы реактора и в выгружаемых сборках.

Литература

1. Bradley E.E., Adelfang P.A. Research reactor scope in support of advanced nuclear development. An IAEA perspective. Proc. of Int. Conf. «Research reactors: 21 century», Moscow, 2006.
2. Клинов А.В., Цыканов В.А., Старков В.А., Пименов В.В. и др. Модернизация активной зоны реактора СМ для решения задач материаловедения // АЭ. 2002. Т. 93. №3. С. 167.
3. Клинов А.В., Старков В.А., Цыканов В.А., Чертков Ю.Б. Концепция модернизации активной зоны СМ. / Отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2004г., ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2005. – С. 15–18.
4. Цыканов В.А., Четчикова З.И., Новоселов А.Е. и др. Комплекс исследований твэлов реактора СМ в обоснование их эксплуатации при повышенных параметрах. / Отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2006г., ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2007 г. С. 36
5. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Описание применения и инструкция для пользователя программой MSU-RFFI расчета методом МонтеКарло нейтроннофи-

зических характеристик ядерных реакторов. /Препринт ИАЭ-5837/5. М.: ИАЭ, 1994.

6. Старков В.А., Чертков Ю.Б. Расчетная модель реактора СМ и результаты ее тестирования при определении выгорания топлива и распределения продуктов деления // Известия вузов. Ядерная энергетика. №2, 2011. С. 3–11.

7. Грачев В.Д. Некоторые вопросы математической реализации метода конечных элементов в задачах реакторной теплофизики. Препринт НИИАР-6 (652), 1985.

8. Четкина З.И., Стриженок М.Н. Закономерности распухания твэлов реактора СМ в условиях облучения при повышенных параметрах // Атомная энергия, т. 106, Вып. 3, 2009. С. 158–162.

9. Цыканов В.А., Давыдов Е.Ф. Радиационная стойкость тепловыделяющих элементов ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1977

Поступила в редакцию 26.03.2013

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 energetica» (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 energetica» (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 energetica» (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 energetica» (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 energetica» (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