

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТА «КРИЗИС СТАЦИОНАРНЫЙ» В КАНАЛЕ РЕАКТОРА МИР

А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, А.Л. Ижutow, И.В. Киселева, В.Н. Шулимов

АО «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

433510, Россия, Ульяновская обл., г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9



При лицензировании ядерного топлива для АЭС необходимы данные о поведении твэлов в условиях проектных аварий. Эти данные получают при испытаниях сборок и одиночных твэлов в канале исследовательских реакторов с последующим проведением посттестовых исследований в защитных камерах.

Авария с несанкционированным выбросом из активной зоны реактора стержней СУЗ влечет за собой импульсное возрастание мощности энерговыделения. Она может проходить по двум сценариям – без возникновения кризиса теплоотдачи на оболочках твэлов на конечной стадии и с возникновением кризиса теплоотдачи первого рода. В настоящее время по первому сценарию проведен ряд экспериментов в канале реактора МИР и получены соответствующие данные о поведении твэлов. Подготовка и проведение реакторных экспериментов по второму сценарию является актуальной задачей

Основным параметром эксперимента, который определяет поведение и конечное состояние изучаемого объекта является температура твэлов. Экспериментальных данных по величине критического теплового потока для пучков стержней в области низких значений массовой скорости теплоносителя (в диапазоне скоростей 200 – 250 кг/(м²с) возможны эксперименты в канале реактора МИР) не найдено. Имеющиеся данные находятся в области экстраполяции.

Для получения данных по величине критического теплового потока в указанном диапазоне массовой скорости в канале реактора МИР проведен эксперимент «Кризис стационарный». Объектом испытания была чехловая сборка из трех укороченных твэлов ВВЭР-1000 длиной 1230 мм (длина топливной части 1000 мм), установленных в треугольной решетке с шагом 12,75 мм, которая является ячейкой активной зоны ВВЭР-1000. Такая конфигурация сборки применяется в реакторных экспериментах, в которых изучается поведение твэлов в условиях аварий.

Приведены результаты реакторного эксперимента. Показана возможность фиксации момента начала и развития кризиса теплоотдачи первого рода на оболочках твэлов по показаниям ТЭП внутри топливного сердечника твэлов. По результатам прямого измерения параметров эксперимента определена величина критического теплового потока.

Ключевые слова: реактор МИР, твэл, экспериментальная тепловыделяющая сборка (ЭТВС), кризис теплоотдачи, RIA (reactivity-initiated accident), термоэлектрический преобразователь (ТЭП), температура, расход теплоносителя, мощность, критический тепловой поток.

© А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, А.Л. Ижutow, И.В. Киселева, В.Н. Шулимов, 2019

ВВЕДЕНИЕ

Для получения данных о поведении твэлов в условиях проектных аварий, необходимых для лицензирования топлива ВВЭР для АЭС, проводят испытание в каналах исследовательских реакторов одиночных твэлов и твэлов в составе тепловыделяющей сборки (ТВС) в заданных и контролируемых условиях с последующим исследованием свойств изучаемых объектов в защитных камерах. В ГНЦ НИИАР основной базой для проведения таких испытаний является реактор МИР [1].

В настоящее время в каналах реактора проведены эксперименты, в которых изучалось поведение твэлов ВВЭР-1000 при скачкообразном и ступенчатом увеличении мощности твэлов, циклическом изменении мощности [2], в условиях проектных аварий с потерей теплоносителя [3, 4]. Выполнена серия реакторных экспериментов, в которых изучался выход продуктов деления из твэлов с искусственно нанесенным дефектом на оболочке [5].

Авария с несанкционированным вводом положительной реактивности (RIA) на ВВЭР-1000 относится к разряду проектных, связывается с выбросом из активной зоны реактора стержней СУЗ, что приводит к импульсному возрастанию мощности энерговыделения. Она может протекать по двум сценариям – без кризиса теплоотдачи на оболочке твэлов при максимальной мощности и с возникновением кризиса теплоотдачи первого рода. Наиболее неблагоприятным является температурный сценарий с кризисом теплоотдачи, при котором по прогнозным расчетам температура оболочки твэлов возрастает до 700 – 800°C.

Проведены эксперименты в канале реактора МИР, в которых реализован первый сценарий – охлаждение твэлов в безкризисном режиме [6 – 9]. Реакторные эксперименты с импульсным возрастанием мощности, в которых при максимальной мощности энерговыделения возникал кризис теплоотдачи первого рода, не проводились. Проведение таких экспериментов является актуальной задачей.

Основным параметром, определяющим поведение и конечное состояние изучаемого объекта, является температура твэлов, которую с максимально возможной точностью необходимо прогнозировать уже на стадии подготовки эксперимента. Знание динамики температуры твэлов в эксперименте необходимо для определения алгоритма работы реактора.

Для расчета температуры твэлов при испытании по сценарию с кризисом теплоотдачи на оболочке необходимо знать величину критической плотности теплового потока Q_c .

Таблица 1

Параметры изучения критической плотности теплового потока

Источник	Давление, МПа	$\rho\omega$, кг/(м ² с))	Организация, примечание
[11]	7,45 – 16,7	700 – 4000	ОКБ «Гидропресс»
[12]	0,2 – 3	700 – 4000	ОКБ «Гидропресс»
[13]	7,9 – 17	999 – 3684	ОКБ «Гидропресс»
[14]	0,1 – 9 12 – 16,8	50 – 2400 1000 – 3680	ГНЦ ФЭИ, только сравнение с расчетами
[15]	15,7	2000 – 3600	ГНЦ ФЭИ
[16]	2 – 20	500 – 4000	ГНЦ ФЭИ
[17, 18]	6,9 – 16,4	819 – 4400	РНЦ «Курчатовский институт», стенд КС

По результатам предварительных расчетов эксперимент RIA с кризисом теплоотдачи на оболочке твэлов в канале реактора МИР возможен при массовой скорости

сти теплоносителя ρw от 200 до 250 кг/(м²с). Это объясняется небольшой длиной топливного столба рефабрикованных твэлов – 200 мм, вследствие чего при больших расходах невозможно получить требуемых подогревов теплоносителя. В этой расчетной области отечественные данные по величине Q_c отсутствуют.

В работе [10] описан способ расчета Q_c с помощью таблицы для пучков: эта область не отмечена как обоснованная экспериментально, а данные получены экстраполяцией. В настоящее время опубликовано несколько работ, параметры которых не соответствуют указанному выше диапазону изменения массовой скорости теплоносителя. Данные приведены в табл. 1.

Зарубежные данные для трубы объединены в «скелетную» таблицу 2006 г. [19] (LUT-2006), для пучков предлагается использовать Q_c по этой таблице, умноженный на коэффициенты. Область $\rho w < 500$ кг/(м²с) при давлении 16 МПа находится в зоне «экстраполяции».

При определении Q_c для трехстержневой сборки в указанном диапазоне массовых скоростей теплоносителя (трехэлементная сборка является типовой для экспериментов) был подготовлен и проведен в канале реактора МИР эксперимент «Кризис стационарный» [20, 21]. Критическая плотность теплового потока определена по результатам прямых измерений параметров эксперимента – расхода и температуры теплоносителя, температуры центра топливной таблетки. Момент возникновения кризиса теплоотдачи фиксировался по скачкообразному увеличению температуры топливной таблетки в зоне предполагаемого кризиса. Для более раннего фиксирования приближения кризиса теплоотдачи в режиме реального времени определялись и записывались скорости (производные) изменения температуры в центре топливной таблетки.

КОНСТРУКЦИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО УСТРОЙСТВА

Устройство для проведения эксперимента «Кризис стационарный», в котором для охлаждения твэлов направляется только часть общего расхода теплоносителя через канал (суммарный расход разделен на два параллельных потока), показано на рис. 1. Устройство спроектировано с учетом того, что в существующем технологическом контуре петлевой установки минимальный расход теплоносителя через канал не должен быть меньше 2,5 т/ч (надежно измеряется приборами КИП), что значительно превышает расчетное значение массовой скорости, поэтому на охлаждение твэлов направляется только часть общего потока.

Устройство содержит следующие основные узлы:

- трехэлементную сборку с укороченными твэлами ВВЭР-1000;
- тепловой барьер для снижения тепловых потерь из объема с твэлами;
- удлинительную штангу для установки сборки твэлов в активную зону реактора;
- узел герметичного вывода кабелей связи датчик - вторичный прибор;
- узел (голова) для герметизации экспериментального устройства в корпусе канала.

Тепловыделяющая сборка содержит три твэла типа ВВЭР-1000 с длиной активной части 1000 мм и общей длиной 1230 мм (без ТЭП), две дистанционирующие решетки (ДР), одну опорную (нижняя ДР), ТЭП для контроля температуры теплоносителя и температуры в центре топливной таблетки (650 мм от нижнего торца топливного столба). Одна ДР установлена в сечении верхней границы топливного столба, вторая ДР находится на расстоянии 300 мм от опорной решетки для исключения возмущения восходящего потока теплоносителя в области предполагаемого кризиса теплоотдачи. Дистанционирующие решетки с помощью трех крепежных элементов образуют каркас. Крепежные трубки одновременно являются вытеснителями потока для выравнивания поля скоростей теплоносителя по сечению сборки.

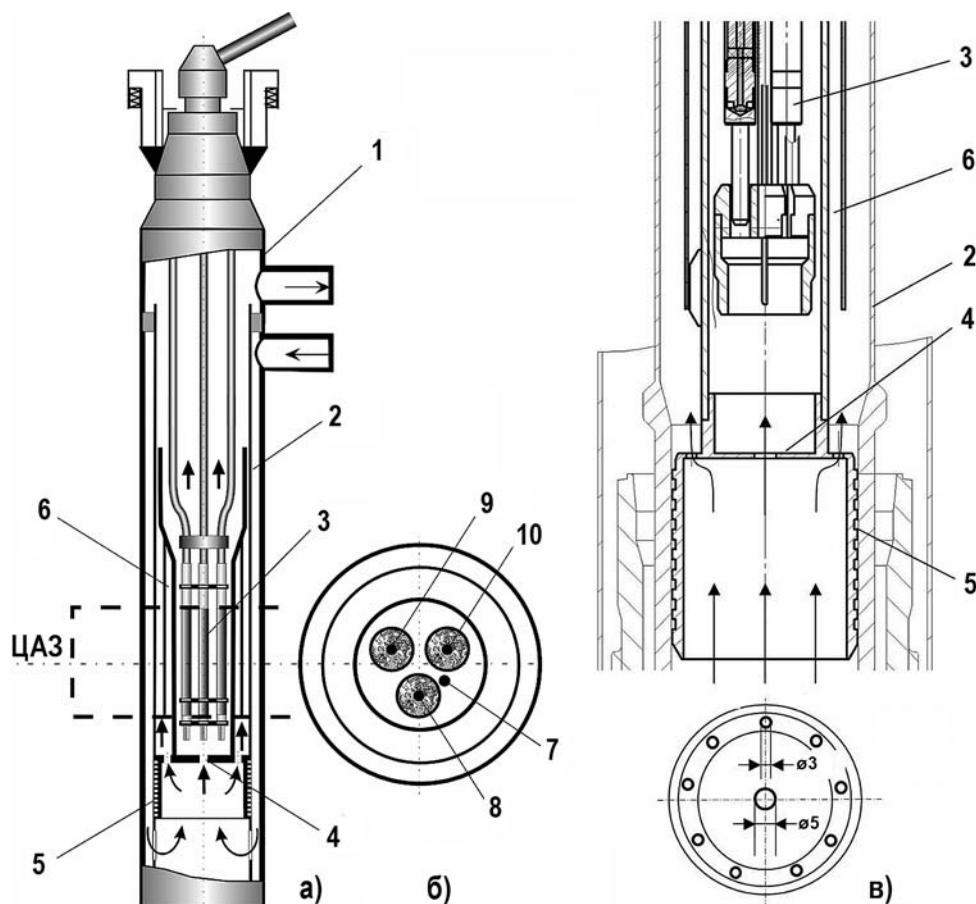


Рис. 1. Экспериментальное устройство: а) – общий вид; б) – сечение по центру активной зоны реактора (ЦАЗ); в) – узел разделения потока теплоносителя; 1 – корпус канала; 2 – разделитель потока теплоносителя; 3 – твэлы; 4 – отверстие; 5 – лабиринтное уплотнение; 6 – полость с застойной водной средой; 7 – ТЭП в теплоносителе; 8, 9, 10 – ТЭП (T_1 , T_2 , T_3 соответственно) в центре топливного сердечника

Сборка твэлов размещена в цилиндрическом чехле с внутренним диаметром 32 мм. Труба является конструктивным элементом теплового барьера для уменьшения потерь тепла из объема с твэлами. Тепловой барьер выполнен в виде двух коаксиальных труб, между которыми имеется зазор с водной средой с минимальной протечкой. Наружная труба, входящая в конструкцию теплового барьера, делит общий поток теплоносителя на два параллельных потока, один из которых (расход примерно 0,4 – 0,5 т/ч) охлаждает твэлы ЭТВС. Оба потока теплоносителя соединяются в один поток выше твэлов. Дроссельное устройство устанавливается в низу экспериментального устройства (рис. 1 в). В качестве дроссельного устройства выбрана тонкая пластина с центральным отверстием, диаметр которого 5 мм определен расчетным путем.

Для сведения к минимуму протечки теплоносителя через зазор между разделителем потока и корпусом дроссельного устройства предусмотрено лабиринтное уплотнение. Большая часть расхода теплоносителя идет через отверстия в периферийной части пластины в полость, которая формирует тепловой барьер.

Каркас с твэлами крепится на центральной удлинительной штанге, которая сварным швом жестко соединена с головой экспериментального устройства. Для вывода линий связи датчик - вторичный прибор в конструкции устройства предусмотрен специальный узел герметизации.

ОСНАЩЕНИЕ ЭТВС ДАТЧИКАМИ КОНТРОЛЯ ПАРАМЕТРОВ

В ЭТВС установлены следующие измерительные датчики:

- ТЭП гр. ВР5/ВР20 в центре топливной таблетки каждого твэла;
- ТЭП гр. ХА в теплоносителе на входе в сборку (1 шт. в центре пучка);
- ТЭП гр. ХА в теплоносителе на выходе из сборки (2 шт. – рабочие спаи ТЭП разнесены по сечению канала);
- ТЭП гр. ХА в теплоносителе на расстоянии 600 мм от опорной решетки – координата сечения ЭТВС, в котором прогнозируется возникновение кризиса теплоотдачи на оболочке твэлов (1 шт.).

Рабочие спаи ТЭП в центре топливного сердечника и в теплоносителе расположены в одном сечении.

Для измерения температуры в центре топливной таблетки использовались ТЭП ВР5/20 (вольфрам-рений (95%W+5%Re) / вольфрам-рений (80%W+20%Re)) – диаметр чехла из стали ХН78Т 2,0 мм, изоляция термоэлектродов из оксида бериллия, рабочий спай ТЭП диаметром 0,2 мм и чехол не связаны друг с другом (раздельные).

Для измерения температуры теплоносителя использовались кабельные ТЭП ТХА (хромель/алюмель) с диаметром стальной 12Х18Н10Т оболочки 1,5 мм, изоляцией из оксида магния, с совместным рабочим спаем термоэлектродов диаметром 0,27 мм.

Все ТЭП перед экспериментами были аттестованы по ГОСТ Р 8.5852001 и второму классу допуска. При аттестации ТЭП учтены термоэлектрическая неоднородность, а также связь датчика температуры со вторичным прибором – преобразователем сигнала. Погрешность измерения температуры составляет 1,5 %.

Давление в контуре охлаждения измерялось датчиком Сапфир-22ЕМА-ДИ (модель 2170), погрешность 1,5%.

Погрешность измерения общего расхода теплоносителя через канал – 1,5% (сужающее устройство в комплекте с датчиком-преобразователем давления измерительным Сапфир-22ЕМА-ДД (модель 2170)).

Все ТЭП подключались к быстродействующей системе сбора и регистрации параметров с частотой до 100 Гц. Запись температуры производится в виде цифровых файлов.

Кроме показаний всех ТЭП в режиме реального времени фиксируется мощность сборки.

ПАРАМЕТРЫ И АЛГОРИТМ ЭКСПЕРИМЕНТА

Для комплектации сборки использовались укороченные твэлы типа ВВЭР-1000 с пониженным обогащением по урану-235 (2,4 %). В такой сборке по результатам нейтронно-физического расчета, выполненного по программе МСУ-PTR [22], коэффициент неравномерности энерговыделения по сечению ЭТВС составляет 1,01–1,02, что создает условия возникновения кризиса теплоотдачи на всех трех элементах практически одновременно.

Распределение энерговыделения по высоте активной части и координата установки ТЭП в центре топливного сердечника твэлов показаны на рис. 2.

Рабочий спай ТЭП установлен в сечении, в котором прогнозируется возникновение кризиса теплоотдачи.

Исходные параметры контура охлаждения:

- давление на выходе из канала – 16,1 МПа;
- расход теплоносителя через канал – 2,6 т/ч (0,722 кг/с);
- температура теплоносителя на входе в сборку – 280 °С.

Расчет по коду МУЗА [23] распределения расхода восходящего потока теплоносителя по двум параллельным потокам (через сборку твэлов и внешний байпасный

поток) дал следующие результаты:

- расход через сборку твэлов – 0,135 кг/с (массовая скорость 200,4 кг/м²с);
- расход через байпас – 0,587 кг/с.

В расчете учитывались гидравлические сопротивления сужения и расширения потока и сопротивления трения.



Рис. 2. Распределение линейной мощности по высоте активной части

Предельные значения расхода через ЭТВС ЭУ КрСт оценены при одновременном отклонении нескольких параметров, приводящих к минимальному и максимальному значениям расхода (расхода через канал на $\pm 2\%$, диаметров в лабиринтном уплотнении – допуски на размеры при изготовлении (60 – –134 мкм), диаметров отверстий (0 – +30 мкм). Погрешности формул для расчета гидравлических сопротивлений $\pm 2\%$. Определен минимальный расход через ЭТВС 0,122 кг/с, максимальный 0,137 кг/с в рамках возможного варьирования геометрических размеров устройства.

Мощность сборки рассчитывается по методу теплового баланса с учетом мощности тепловых потерь в опускной участок и радиационного энерговыделения в чехловой трубе. Для определения мощности сборки использованы погрешности подогрева 0,2°С, теплоемкости воды 0,5%, радиационной мощности энерговыделения ± 770 Вт.

Расход теплоносителя через сборку рассчитан несколькими итерациями, так как есть зависимость расхода от мощности сборки (температуры теплоносителя).

Для получения критического теплового потока на твэлах в сборке мощность энерговыделения повышалась ступенями, время между двумя ступеням определялось временем установления на сборке твэлов стационарного теплового состояния.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТА

Результаты измерения температуры теплоносителя и температуры центра топливной таблетки, расположенной на расстоянии 650 мм от нижнего торца на конечной стадии разогрева сборки твэлов, приведены на рис. 3, 4.

Из первичных результатов измерения параметров эксперимента (рис. 4) видно, что примерно на 180-й секунде конечной стадии разогрева сборки с твэлами произошло скачкообразное увеличение температуры топливного сердечника твэлов с ТЭП Т₁ и твэла с ТЭП Т₃, что связано с кризисом теплоотдачи.

На твэле с ТЭП Т₂ кризис теплоотдачи не возник, что объясняется неравномерным распределением скорости теплоносителя по сечению сборки и подтверждается результатами расчетов.

В момент возникновения кризиса теплоотдачи мощность сборки твэлов составляла 70,5 кВт, средняя линейная мощность (ЛМ) твэлов – 235,1 Вт/см. Величина ЛМ для каждого твэла определяется коэффициентом неравномерности распределения энерговыделения по сечению сборки.

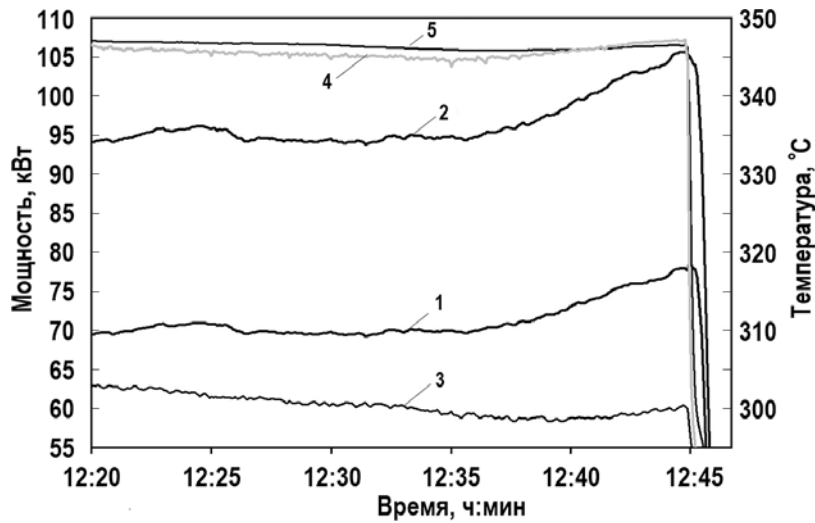


Рис. 3. Динамика мощности ЭТВС и экспериментального канала, температуры теплоносителя: 1 – мощность ЭТВС; 2 – мощность экспериментального канала; температура теплоносителя: 3 – на входе в ЭТВС; 4 – внутри ЭТВС; 5 – на выходе из ЭТВС

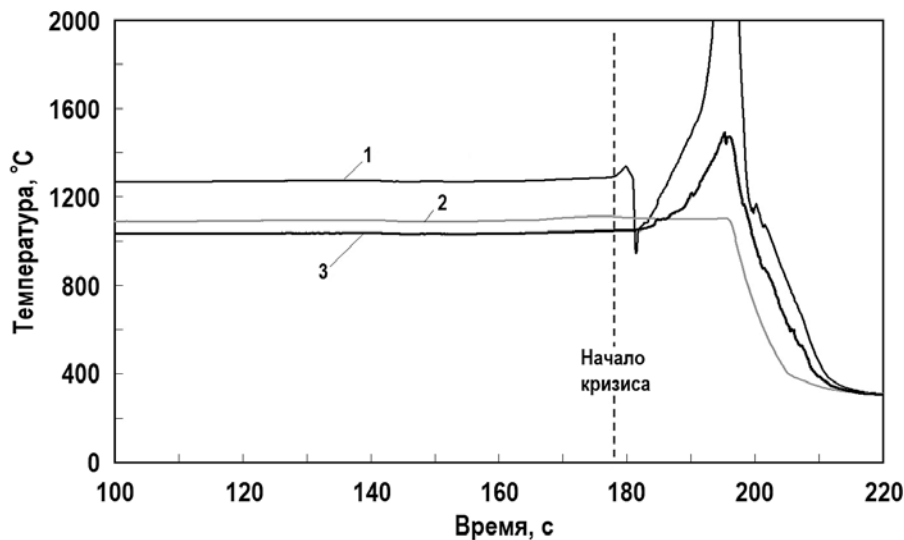


Рис. 4. Температура в центре топливного сердечника ТВЭЛов на конечной стадии разогрева (отметка 0 с соответствует времени 12 ч 41 мин. 32 с на графике рис. 3): 1 – показания ТЭП T_1 ; 2 – показания ТЭП T_2 ; 3 – показания ТЭП T_3

Максимальный по величине скачок температуры в кризисе имел место в ТВЭЛе ТЭП T_1 , который вывел ее из строя.

Величина критического теплового потока на высотной отметке 650 мм (от нижнего торца топливного столба) расположения рабочего спая ТЭП в центре топливного сердечника, которая соответствует мощности сборки 70,5 кВт, составляет 1080 кВт/м^2 . Массовая скорость теплоносителя составляла около $200 \text{ кг/(м}^2\text{с)}$, давление в контуре охлаждения на выходе из канала 15,6 МПа уменьшилось по сравнению с исходным значением.

По методике [24] был выполнен расчет Q_c для параметров, реализованных в эксперименте «Кризис стационарный». Для получения удовлетворительной корреляции расчетных данных и данных эксперимента был определен повышающий коэффициент, равный 1,29.

Были выполнены расчеты Q_c с учетом отклонений по погрешностям и допускам

(с учетом коэффициента 1,29):

- при минимальных расходе 0,122 кг/с и мощности ТВС 63,4 кВт Q_c равен 955 кВт/м²;
- при максимальных 0,137 кг/с и 75,1 кВт Q_c равен 1015 кВт/м².

С учетом погрешности распределения линейной мощности по длине твэла 2% погрешность Q_c составляет –7,0 – +3,0%.

Данные по критической плотности теплового потока для пучка из трех твэлов, полученные в эксперименте «Кризис стационарный» при массовой скорости теплоносителя около 200 кг/(м²с), использовались для расчета параметров трехэлементной сборки в области малых значений массовой скорости теплоносителя при подготовке реакторных экспериментов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В канале реактора МИР проведен эксперимент «Кризис стационарный», в котором на трехэлементной сборке укороченных твэлов ВВЭР-1000 (длина топливного столба 1000 мм) при параметрах, близких к расчетным значениям, зафиксирован кризис теплоотдачи.

С применением результатов прямого измерения параметров определен критический тепловой поток для конкретных условий эксперимента. С использованием полученных экспериментальных данных для проведения расчетов Q_c в подобных условиях рекомендовано применение опубликованного метода с введением повышающей поправки.

Данные эксперимента используются для расчета температурных условий испытания сборок твэлов в реакторе МИР, в частности, в эксперименте с несанкционированным вводом положительной реактивности, в котором в соответствии с техническим заданием требуется получить кризис теплоотдачи на оболочке твэлов.

Литература

1. *Ижutow А.Л., Бурукин А.В., Жемков И.Ю., Калыгин В.В., Овчинников В.А.* Возможности уникальной экспериментальной реакторной базы АО «ГНЦ НИИАР» для обоснования нового ядерного топлива. / Conference Proceedings Poster «Reactor Fuel Performance Meeting / Top Fuel 2015», 13-17 September 2015. – Zurich, Switzerland, ISBN 978-92-95064-23-2, paper № TopFuel2015-A0063. – PP. 448-457.
2. *Алексеев А.В., Бурукин А.В., Ижutow А.Л., Калыгин В.В., Киселева И.В., Овчинников В.А., Шулимов В.Н.* Методы испытаний в реакторе МИР топлива ВВЭР при переходных и аварийных режимах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 3. – Вып. 1. – С. 83-91.
3. *Алексеев А.В., Бурукин А.В., Ижutow А.Л., Калыгин В.В., Киселева И.В., Овчинников В.А., Шулимов В.Н.* Программы и методы испытаний в исследовательском реакторе МИР твэлов водоохлаждаемых реакторов в условиях, моделирующих переходные и аварийные режимы. // Атомная энергия. – 2012. – Т. 113. – Вып. 3. – С. 146-150.
4. *Горячев А.В., Махин В.М., Киселева И.В., Шулимов В.Н.* Интегральные реакторные эксперименты по испытанию многоэлементных фрагментов ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 при параметрах аварии с потерей теплоносителя. Обобщение результатов по циклу экспериментов. // ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 2004. – Вып. 2. – С. 29-38.
5. *Бурукин А.В., Ильенко С.А., Ижutow А.Л.* Методические основы и результаты исследований выхода продуктов деления из твэлов ВВЭР с искусственными дефектами с выгоранием около 60 МВт·сут/кг U в петлевой установке реактора МИР. / Сб. докл. VIII Международной конференции «Характеристики, моделирование и экспериментальная поддержка топлива ВВЭР», 26 сентября – 04 октября 2009 г., Бургас, Болгария. – София: Институт ядерных исследований и ядерной энергетики Болгарской АН, 2009. – С. 250-256.
6. *Алексеев А.В., Киселева И.В., Малков А.П., Шулимов В.Н.* Изучение поведения твэлов ВВЭР в условиях аварии с выбросом регулирующего органа. Методика и технология внутриреакторного эксперимента. // Сборник трудов НИИАР. – 2006. – Вып. 1. – С. 23-32.
7. *Алексеев А.В., Киселева И.В., Овчинников В.А., Шулимов В.Н.* Методика испытания в ре-

- акторе МИР топлива ВВЭР-1000 в условиях аварии с выбросом регулирующего органа. // Атомная энергия. – 2006. – Т. 101. – Вып. 6. – С. 427-431.
8. Алексеев А.В., Киселева И.В., Шулимов В.Н. Методика и результаты посттестовой обработки данных, полученных при испытании в реакторе МИР топлива ВВЭР-1000 в условиях аварии с выбросом регулирующего органа. // Сборник трудов ГНЦ РФ НИИАР. – 2008. – Вып.4. – С. 66-70.
9. *Nechaeva O., Medvedev A., Novikov V.* Researches of WWER fuel rods behaviour under RIA accident conditions. / Proc. of the Vth Intern. Conf. on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support. 29 September – 3 October 2003. – Albena, Bulgaria, 2004. – PP. 309-318.
10. Бобков В.П., Ефанов А.Д., Пометько Р.С., Смогалев И.П. Модифицированная таблица для расчета критических тепловых потоков в сборках тепловыделяющих стержней в треугольной упаковке. // Теплоэнергетика. – 2011. – № 4. – С. 43-51.
11. Логвинов С.А., Безруков Ю.А., Драгунов Ю.Г. Экспериментальное обоснование теплогидравлической надежности реакторов ВВЭР. – М.: ИКЦ Академкнига, 2004. – 137 с.
12. Крылов Д.А., Ложкин В.В., Смирнов А.М. Экспериментальное исследование кризиса теплоотдачи на стержневых моделях ТВС ВВЭР при низких давлениях и расходах, характерных для аварийных режимов / Сб. тр. конф. «Теплофизика-95». – 1995. – Т. 1. – С. 174-180.
13. Щеколдин В.И., Быков М.А., Зайцев С.И., Безруков Ю.А. Анализ экспериментальных данных по кризису и закризисной теплоотдаче с помощью расчетных кодов ТРАП и RELAP5/mod3.2. / Сб. тр. конф. «Теплофизика-98». – 1998. – Т. 1. – С. 295-303.
14. Сергеев В.В. Обобщение данных по кризису теплообмена при кипении воды в трубах и стержневых сборках. / Сб. тр. конф. «Теплофизика-98». – 1998. – Т.1. – С. 330-337.
15. Ложкин В.В., Колмаков А.П., Смирнов А.М. Расчетно-экспериментальное исследование кризиса теплообмена и локальных подогревов теплоносителя на 19-стержневой модели ТВС ВВЭР с центральным необогреваемым стержнем. / Сб. тр. конф. «Теплофизика-98». – 1998. – Т.1. – С. 320-329.
16. Бобков В.П., Смогалев И.П. О точности описания различными кодами критических тепловых потоков в пучках стержней. // Теплоэнергетика. – 2001. – № 3. – С. 21-28.
17. Большаков В.В., Кобзарь Л.Л., Косоуров К.Б., Олексюк Д.А., Семченков Ю.М. Экспериментальное исследование влияния аксиальной неравномерности тепловыделения на критические тепловые потоки в пучках стержней. / VI Международная конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» 26-29 мая 2009. – Подольск: ОАО «ОКБ «Гидропресс», 2009 (CD, трек 209).
18. Большаков В.В., Иванов В.К., Кобзарь Л.Л., Косоуров К.Б., Олексюк Д.А., Семченков Ю.М. Экспериментальное исследование влияния шага расположения дистанционирующих решеток на критические тепловые потоки в пучках стержней. / VI Международная конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» 26-29 мая 2009. – Подольск: ОАО «ОКБ «Гидропресс», 2009 (CD, трек 108).
19. *Groeneveld D.C., Shan J.Q., Vasic A.Z., Leung L.K.H., Durmayazd A., Yanga J., Cheng S.C., Tanase A.* The 2006 CHF look-up table. // Nuclear Engineering and Design. – 2007. – Vol. 237. – PP.1909-1922. Электронный ресурс: http://www.mie.uth.gr/ekp_yliko/CHF_Groeneveld_2006_table.pdf/ (дата доступа 08.08.2018).
20. Дреганов О.И., Шулимов В.Н., Алексеев А.В., Киселева И.В. Результаты эксперимента «Кризис Стационарный» // Сборник трудов ОАО «ГНЦ НИИАР». – 2014. – Вып. 2. – С. 3-9.
21. Дреганов О.И., Шулимов В.Н., Алексеев А.В., Киселева И.В. Эксперимент «Кризис стационарный» и его результаты. / Сб. тез. докл. IX Международной научно-технической конференции «Обоснование безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск: ОАО «Гидропресс», 2015. – С. 75. ISBN 978-5-94883-136-7.
22. Алексеев Н.И., Гомин Е.А., Марин С.В., Насонов В.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С. Программа MCU-PTR для прецизионных расчетов исследовательских реакторов бассейнового и бакового типов. // Атомная энергия. – 2010. – Т. 10. – Вып. 3. – С. 123.
23. Алексеев А.В. Использование программы МУЗА для расчетного сопровождения экспериментов в исследовательских реакторах. // ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 2013. – Вып. 3. – С. 135-140.

24. Бобков В.П. Табличный метод расчета критического теплового потока в водоохлаждаемых треугольных сборках стержней. // Атомная энергия. – 1999. – Т. 87. – Вып. 1. – С. 37-43.

Поступила в редакцию 21.08.2018 г.

Авторы

Алексеев Александр Вениаминович, с.н.с., к.т.н.
E-mail: radugka2@mail.ru

Дреганов Олег Игоревич, с.н.с., к.т.н.
E-mail: sokratik9@yandex.ru

Ижухов Алексей Леонидович, зам. директора, к.т.н.
E-mail: Izhutov@niiar.ru

Киселева Ирина Владимировна, в.н.с., к.т.н.
E-mail: kis65@rambler.ru

Шулимов Виталий Николаевич, в.н.с., к.т.н.,
E-mail: lataiska@mail.ru

UDC 621.039.548

OUTCOMES OF THE «STEADY-STATE CRISIS» EXPERIMENT IN THE MIR REACTOR CHANNEL

Alekseev A.V., Dreganov O.I., Izhutov A.L., Kiseleva I.V., Shulimov V.N.

JSC «State Scientific Center – Research Institute of Atomic Reactors»
9 Zapadnoye shosse, Ulyanovsk reg., Dimitrovgrad, 433510 Russia

ABSTRACT

To license nuclear fuel for nuclear power plants, data on the behavior of fuel elements under design-basis accidents are required. These data are obtained during tests of FAs and single fuel rods in research reactor channels, followed by post-test studies in protective chambers.

An accident with an unauthorized release of control rods from the reactor core leads to a pulsed channel power increase. It can proceed according to two scenarios: without a departure from nucleate boiling (DNB) on the fuel rod cladding at the final stage and with a DNB of the first type. To date, a series of experiments have been carried out according to the first scenario in the MIR reactor channel and the corresponding data on the behavior of fuel elements have been obtained. Preparation for conducting reactor experiments according to the second scenario is currently an urgent task.

The main experimental parameter that determines the behavior and the final state of fuel rods is their temperature. No experimental data were found on the critical heat flux for the rod bundles in the low coolant mass flow rate region (experiments in the MIR reactor channel can be conducted in the range of 200–250 kg/(m²s)). The available data are in the extrapolation range.

The «Steady-state crisis» experiment was conducted to obtain data on the critical heat flux value within the specified coolant mass rate range in the MIR reactor channel. The test object was a fragment fuel assembly composed of three shortened VVER-1000 fuel rods with a length of 1230 mm (the fuel part length is 1000 mm) installed in a triangular lattice at a pitch of 12.75 mm, which is a cell of the VVER-1000 core. This assembly configuration is used for in-pile tests to study the behavior of fuel rods under emergency conditions.

The results of the in-pile testing are presented. The paper shows the possibility of detecting the start and development of a type I cladding DNB based on the records of thermoelectric converters located inside inside the fuel rod kernel. As a result, the directly measured test parameters were used to determine the critical heat flux value.

Key words: MIR reactor, fuel rod, experimental fuel assembly (EFA), departure from nucleate boiling (DNB), RIA (reactivity-initiated accident), thermoelectric converter (TEC), temperature, coolant flow rate, power, critical heat flux.

REFERENCES

1. Izhutov A.L., Burukin A.V., Zhemkov I.Yu., Kalygin V.V., Ovchinnikov V.A. Capabilities of unique experimental reactor basis of JSC «SSC RIAR» for feasibility of new nuclear fuel. *Conference Proceedings Poster «Reactor Fuel Performance Meeting / Top Fuel 2015», 13-17 September 2015, Zurich, Switzerland, ISBN 978-92-95064-23-2, paper № TopFuel2015-A0063, pp. 448-457.*
2. Alekseev A.V., Burukin A.V., Izhutov A.L., Kalygin V.V., Kiseleva I.V., Ovchinnikov V.A., Shulimov V.N. Test methods in the MIR reactor of VVER fuel during transient and emergency conditions. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika.* 2007, no. 3, iss. 1, pp. 83-91 (in Russian).
3. Alekseev A.V., Burukin A.V., Izhutov A.L., Kalygin V.V., Kiseleva I.V., Ovchinnikov V.A., Shulimov V.N. Programs and methods to test water-cooled reactor fuel rods in the MIR research reactor under simulated transient and accidental conditions. *Atomnaya Energiya.* 2012, v. 113, iss. 3, pp. 146-150 (in Russian).
4. Goryachev A.V., Makhin V.M., Kiseleva I.V., Shulimov V.N. Integral reactor experiments to test multi-component fragments of VVER-440 and VVER-1000 FAs under LOCA conditions. Summary of experimental results. *VANT. Ser.: Fizika Atomnykh Reaktorov.* 2004, iss. 2, pp. 29-38 (in Russian).
5. Burukin A.V., Ilyenko S.A., Izhutov A.L. Methodical fundamentals and results of investigating fission product release from 60 MWd/kgU VVER fuel rods with simulated defects in the MIR reactor loop facility. *Proc. of the VIIIth International Conference on VVER Fuel Performance, Modeling and Experimental Support, 26 Sep – 04 Oct 2009, Burgas, Bulgaria.* Sofia. Institute for Nuclear Research and Nuclear Energy Bulgarian Academy of Sciences Publ., pp. 250-256.
6. Alekseev A.V., Kiseleva I.V., Malkov A.P., Shulimov V.N. Examination of VVER fuel rod behavior under RIA. In-reactor experiment method and process. *Sbornik trudov NIIAR.* 2006, iss. 1, pp. 23-32 (in Russian).
7. Alekseev A.V., Kiseleva I.V., Ovchinnikov V.A., Shulimov V.N. Method to test VVER-1000 fuel in the MIR reactor under RIA. *Atomnaya Energiya.* 2006, v. 101, iss. 6, pp. 427-431 (in Russian).
8. Alekseev A.V., Kiseleva I.V., Shulimov V.N. Post-test processing method and results for the data generated when testing VVER-1000 fuel in the MIR reactor under RIA. *Sbornik trudov GNTs RF NIIAR.* 2008, iss. 4, pp. 66-70 (in Russian).
9. Nechaeva O., Medvedev A., Novikov V. Researches of WWER fuel rods behaviour under RIA accident conditions. *Proc. of the Vth Intern. Conf. on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support. 29 Sep – 3 Oct 2003. Albena, Bulgaria,* 2004, pp. 309-318.
10. Bobkov V.P., Efanov A.D., Pometko R.S., Smogalev I.P. A modified table for calculating the critical heat fluxes in fuel rod assemblies in a triangular package. *Teploenergetika.* 2011, no. 4, pp. 43-51 (in Russian).
11. Logvinov S.A., Bezrukov Yu.A., Dragunov Yu.G. *Experimental Substantiation of the Thermohydraulic Reliability of VVER Reactors.* Moscow. IKTs Akademkniga Publ., 2004, 137 p. (in Russian).
12. Krylov D.A., Lozhkin V.V., Smirnov A.M. Experimental study of the heat transfer crisis on rod models of VVER fuel assemblies at low pressures and flow rates characteristic of emergency conditions. *Proc. of the Conf. «Teplofizika-95».* 1995, v. 1, pp. 174-180 (in Russian).
13. Shchekoldin V.I., Bykov M.A., Zaitsev S.I., Bezrukov Yu.A. Analysis of the experimental data on the crisis and the post-crisis heat transfer with the help of the

calculation codes of the TRAP and RELAP5 / mod 3.2. *Proc. of the Conf. « Teplofizika-98»*. 1998, v. 1, pp. 295-303 (in Russian).

14. Sergeev V.V. Generalization of data on the heat exchange crisis during boiling water in pipes and core assemblies. *Proc. of the Conf. « Teplofizika-98»*. 1998, v. 1, pp. 330-337 (in Russian).

15. Lozhkin V.V., Kolmakov A.P., Smirnov A.M. Computational and experimental study of the crisis of heat transfer and local heating of the coolant on a 19-rod model of VVER fuel assemblies with a central non-heated rod. *Proc. of the Conf. « Teplofizika-98»*. 1998, v. 1, pp. 320-329 (in Russian).

16. Bobkov V. P., Smogalev I. P. On the Accuracy of Describing Different Codes of Critical Heat Flows in Rods Bundles. *Teploenergetika*. 2001, no. 3, pp. 21-28 (in Russian).

17. V.V. Bolshakov, L.L. Kobzar, K. B. Kosourov, D.A. Oleksyuk, Yu.M. Semchenkov. An experimental study of the effect of axial non-uniformity of heat generation on critical heat fluxes in bundles of rods. *Proc. of the VIth International Conference «Safety Assurance of NPPs with VVER», May 26-29, 2009*. Podolsk. OAO «OKB Gidropress» Publ., 2009 (CD, track 209) (in Russian).

18. V.V. Bolshakov, V.K. Ivanov, L.L. Kobzar, K. B. Kosourov, D.A. Oleksyuk, Yu.M. Semchenkov. Experimental study of the spacing effect of the spacer grids arrangement on the critical heat fluxes in bundles of rods. *Proc. of the VIth International Conference «Safety Assurance of NPPs with VVER», May 26-29, 2009*. Podolsk. OAO «OKB Gidropress» Publ., 2009 (CD, track 108) (in Russian).

19. Groeneveld D.C., Shan J.Q., Vasic A.Z., Leung L.K.H., Durmayazd A., Yanga J., Cheng S.C., Tanase A. The 2006 CHF look-up table. *Nuclear Engineering and Design*. 2007, v. 237, pp. 1909-1922. Available at: http://www.mie.uth.gr/ekp_yliko/CHF_Groeneveld_2006_table.pdf/ (accessed Aug 08, 2018).

20. Dreganov O.I., Shulimov V.N., Alekseev A.V., Kiseleva I.V. Results of the «Steady-State Crisis» Experiment. *Sbornik trudov OAO «GNTs RF NIIAR»*. 2014, iss. 2, pp. 3-9 (in Russian).

21. Dreganov O.I., Shulimov V.N., Alekseev A.V., Kiseleva I.V. «Steady-state crisis» experiment and its results. *Proc. of the IXth Intern. Sci. Conf. on Safety Assurance of NPPs with VVER*. Podolsk. OAO «OKB «Gidropress» Publ., 2015, p.75. ISBN 978-5-94883-136-7 (in Russian).

22. Alekseev N.I., Gomin E.A., Marin S.V., Nasonov V.A., Shkarovsky D.A., Yudkevich M.S. MCU-PTR software for precision computations of pool-type research reactors. *Atomnaya Energiya*. 2010, v. 10, iss. 3, p. 123 (in Russian).

23. Alekseev A.V. Use of the MUZA program for computational support of experiments in research reactors. *VANT. Ser.: Fizika Atomnykh Reaktorov*. 2013, iss. 3, pp. 135-140 (in Russian).

24. Bobkov V.P. Table method to calculate critical heat flux in water-cooled triangular assemblies. *Atomnaya Energiya*. 1999, v. 87, iss. 1, pp. 37-43 (in Russian).

Authors

Alekseev Aleksandr Veniaminovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: radugka2@mail.ru

Dreganov Oleg Igorevich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: sokratik9@yandex.ru

Izhutov Aleksey Leonidovich, Deputy Director, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: Izhutov@niiar.ru

Kiseleva Irina Vladimirovna, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: kis65@rambler.ru

Shulimov Vitalij Nikolaevich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: lataiska@mail.ru