

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА С ТВЭЛЬНЫМ ПОДОГРЕВОМ В РЕАКТОРЕ БОР-60

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, А.В. Боев, О.В. Ишунина,

Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, М.Г. Шаронова

АО «ГНЦ НИИАР». 433510, Ульяновская обл., г. Димитровград-10



В реакторе БОР-60 проводятся испытания перспективных материалов и элементов активных зон ядерных реакторов нового поколения. Для высокотемпературных испытаний образцов исследуемых материалов предложен новый тип облучательного устройства (ОУ) – устройство с твэльным подогревом, которое имеет ряд преимуществ перед ОУ ампульного типа, часто использующимся в настоящее время. Проведены расчетно-экспериментальные исследования ОУ с твэльным подогревом в активной зоне реактора БОР-60. Результаты специально проведенного методического эксперимента подтвердили возможность обеспечения температурных условий облучения исследуемых образцов. Для нейтронно-физических расчетов использовался прецизионный код MCU-RR, теплогидравлические расчеты проведены по программному комплексу ANSYS CFX. Сравнение расчетных значений температур с экспериментальными данными показало совпадение в пределах погрешности эксперимента, что свидетельствует о пригодности выбранных расчетных программ, моделей и методик. Проведены расчетно-экспериментальные исследования распределения температур в ОУ с твэльным подогревом при выгрузке из реактора и постановке в канал сухой выдержки. Мощность остаточного тепловыделения в твэлах ОУ рассчитывалась по программе AFPA, а температурные поля – по ANSYS CFX. Показано, что допустимое максимальное значение температуры на оболочке твэла не превышает при выгрузке ОУ из реактора после выдержки в течение двух суток с момента останова реактора.

Ключевые слова: реактор, облучательное устройство, образцы, твэл, тепловыделение, мощность, температура, термopара, ядерное топливо, обогащение, теплоноситель.

ВВЕДЕНИЕ

В реакторе БОР-60 [1] проводится большой объем экспериментальных исследований и различных облучательных программ с целью обоснования работоспособности новых перспективных материалов и конструкций отдельных реакторных элементов, возможности повышения максимального выгорания ядерного топлива (ЯТ), достижения предельных флюенсов нейтронов и повреждающих доз, изучения закономерностей изменения свойств различных материалов под облучением [2]. При проведении реакторных испытаний используются различные типы облу-

© *А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, А.В. Боев, О.В. Ишунина,
Ю.В. Набойщиков, Н.С. Погляд, М.Г. Шаронова, 2016*

чательных устройств (ОУ).

Как правило, образцы исследуемых материалов размещаются в пределах высоты активной зоны (45 см), но могут также располагаться и на уровне торцевых зон воспроизводства (верхняя – 100 мм, нижняя – 150 мм). Радиальные размеры ограничены внутренним размером чехла сборки «под ключ» (42 мм). Кроме того, в большинстве случаев для обеспечения теплоизоляции исследуемых образцов от соседнихборок применяется конструкция ОУ с двойным чехлом, в этом случае внутренний размер чехла «под ключ» составляет 38 мм. Диаметр ампул, в которых размещаются образцы, как правило, находится в диапазоне 32 – 38 мм.

Испытания различных неделящихся материалов (стали, сплавы, поглотители, замедлители) при высоких температурах (400 – 700°C и выше), как правило, проводятся в ОУ ампульного типа. При этом образцы размещаются в герметичных ампулах с двойной стенкой, а требуемая температура образцов обеспечивается подбором размера теплоизолирующего зазора между стенками и состава газа, заполняющего зазор (аргон, гелий, неон или их смеси). Образцы в ампулах могут находиться в различных средах (натрий, свинец-висмут, свинец, газ и т.д.).

Основные недостатки ОУ ампульного типа:

- высокая неравномерность распределения температур;
- существенное уменьшение полезного объема в ОУ, в которое могут загружаться исследуемые материалы;
- отсутствует возможность извлечения образцов из герметичных ампул для их замены или проведения промежуточных вне реакторных исследований;
- температура образцов определяется только расчетным путем (с нормировкой на измеренные значения эксплуатационных параметров);
- температура образцов чувствительна к изменениям тепловой мощности реактора, т.к. слабо зависит от расхода теплоносителя через ОУ;
- изменение температурных условий в изготовленном ОУ возможно только за счет перестановки в другую ячейку реактора;
- возможна разгерметизация газового зазора, которая не регистрируется штатной аппаратурой реактора, но приводит к резкому понижению температуры образцов.

Для проведения высокотемпературных облучений (400 – 650°C) испытываемых материалов возможно использование ОУ с твэльным подогревом [3].

ОБЛУЧАТЕЛЬНОЕ УСТРОЙСТВО С ТВЭЛЬНЫМ ПОДОГРЕВОМ

На рисунке 1 представлено продольное сечение ОУ с твэльным подогревом. Стрелками показаны возможные направления смещения пучка твэлов.

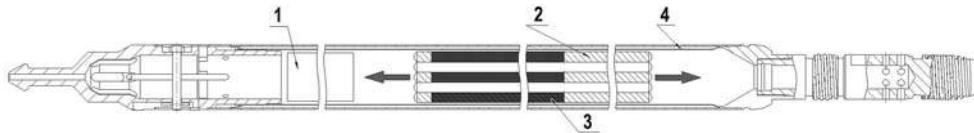


Рис. 1. ОУ с твэльным подогревом (продольное сечение): 1 – экспериментальный объем для размещения образцов исследуемых материалов; 2 – пучок твэлов; 3 – топливная часть твэла; 4 – чехол ОУ

Требуемые температуры образцов в данном типе ОУ достигаются за счет подогрева натрия на пучке твэлов, расположенном в нижней части ОУ. Величина подогрева обеспечивается подбором загрузки ЯТ, его обогащения, аксиального расположения твэлов и расхода натрия. В твэлах подогрева может использоваться штатное ЯТ реактора БОР-60. ОУ с твэльным подогревом лишено большинства отмеченных выше недостатков, присущих облучательным устройствам ампульного типа. Так, например,

- исследуемые образцы находятся в проточном реакторном натрии, подогретом до заданной температуры, что обеспечивает равномерность распределения температур;
- твэлы подогрева могут размещаться на уровне нижней торцевой зоны воспроизводства штатных ТВС и ниже, в результате чего исследуемые материалы могут располагаться по всей высоте активной зоны (отсутствие ампул с двойными стенками и возможность отказа от использования двойного чехла позволяет увеличить объем для размещения образцов);
- образцы размещаются в специальной подвеске, которая может извлекаться из ОУ независимо от твэльного пучка;
- температура образцов равна температуре подогретого теплоносителя, которая может определяться с помощью термопар;
- температура натрия и соответственно образцов зависит от соотношения мощности реактора и расхода натрия, которое остается почти постоянным при работе реактора на мощности, близкой к номинальной;
- изменение температурных условий облучения возможно как за счет перестановки в другую ячейку реактора, так и за счет смещения твэльного нагревателя вдоль оси ОУ;
- возможная разгерметизация твэлов подогрева регистрируется системой контроля герметичности оболочек твэлов. В этом случае реактор останавливается, а образцы перемещаются в ОУ с новым твэльным подогревом.

Следует отметить, что изготовление ОУ с твэльным подогревом обходится дороже, а обращение с ним вне реактора сложнее, чем в случае с ОУ ампульного типа.

Таким образом, ОУ с твэльным подогревом позволяет обеспечить различные температуры облучения образцов (до 650°C), периодически регулировать энерговыделение в твэлах по мере выгорания ЯТ и, соответственно, поддерживать температуру образцов в заданном диапазоне, изменять температуры в соответствии с программой эксперимента.

Для использования данного типа ОУ в реакторе БОР-60 необходимо экспериментально подтвердить достоверность расчетных программ и методик, использующихся для расчетов условий испытаний ОУ в реакторе (энерговыделение, температура) и параметров ОУ вне реактора.

ПРОГРАММЫ И МЕТОДИКИ

Для проведения расчетно-экспериментальных исследований использовались различные программы и методики, информация о которых приведена ниже.

Информационно-измерительная система (ИИС) реактора БОР-60 включает в себя первичные датчики, сигналы которых обрабатываются в компьютерной системе, хранятся в специальном архиве и при необходимости выводятся на дисплей. ИИС обеспечивает контроль в режиме реального времени большого количества параметров реактора (порядка 1000), а также ведение архива по всем контролируемым параметрам. В ИИС реализованы аттестованные методики определения мощности реактора, расхода и температур натрия и др. ИИС позволяет наращивать число измерительных каналов и вводить новые измерительные подсистемы, в частности, термопары (ТП), установленные в ОУ. Данные ИИС используются для анализа непосредственно измеряемых и вычисления неизмеряемых параметров реактора, а также при проведении расчетов характеристик ОУ.

Комплекс автоматизированного расчета (КАР) нейтронно-физических характеристик (НФХ) реактора БОР-60 [4] используется для создания расчетных моделей реактора с учетом реального расположения пакетов, состава топлива, поглотителя и конструкционных материалов всех сборок и стержней СУЗ. КАР позволяет проводить анализ и обработку НФХ реактора БОР-60, выполнять детальные исследования НФХ,

моделировать различные режимы облучения отдельных сборок, твэлов и ампул.

Мощностные характеристики ОУ рассчитывались по методике [5], позволяющей учитывать вклад в энерговыделение основных составляющих реакторного излучения – нейтронного, мгновенного и запаздывающего фотонного. Методика была модифицирована для расчетов энерговыделения в топливе. При расчете использовались программы MCU-RR [6] и AFPA [7].

Комплекс программ MCU-RR предназначен для расчета НФХ ядерных реакторов и подкритических систем методом Монте-Карло в произвольной трехмерной геометрии с детальным учетом энергетической зависимости сечений взаимодействия нейтронов и гамма-квантов с веществом. Результаты расчета по MCU-RR показали хорошее совпадение с данными различных экспериментальных исследований в активной зоне реактора БОР-60 и за ее пределами – в боковом экране, малой поворотной пробке, горизонтальных каналах, биологической защите.

В программе AFPA реализовано аналитическое решение уравнений, описывающих изотопную кинетику. Программа обеспечивает расчет остаточного тепловыделения, радиационных характеристик (интегральная активность и ее составляющие, спектр и интенсивность излучения), выгорания, изменения изотопного состава топливных сборок в процессе облучения в реакторе, числа делений, выделившейся энергии. Остаточное тепловыделение рассчитывается по функциям спада от акта деления на делящихся изотопах.

Теплогидравлический расчет ОУ проведен по программному комплексу ANSYS CFX [8]. Комплекс предоставляет широкие возможности анализа гидрогазодинамических процессов, многофазных потоков, радиационного теплообмена и др. Для этого используются конечно-объемная дискретизация уравнений; решение полных трехмерных нестационарных уравнений Навье Стокса; разностные схемы первого-второго порядка; совместное решение уравнений сохранения момента и массы; алгебраический многосеточный метод решения линеаризованных уравнений. Комплекс ANSYS CFX неоднократно использовалась при расчетах в обоснование облучательных программ и методических экспериментов, проводимых в реакторе БОР-60.

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОУ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА

Для определения погрешности расчета мощности твэльного подогрева и температуры в ОУ в реакторе БОР-60 был проведен методический эксперимент по сравнению экспериментальных и расчетных значений температур. ОУ разместили в инструментальной ячейке Д23 в пятом ряду активной зоны (рис. 2). Контроль температуры в ОУ непрерывно велся двумя ТП, расположенными непосредственно над твэлами подогрева. Кроме того, с помощью ИИС фиксировались параметры реактора (расход и входная температура теплоносителя, тепловая мощность реактора).

Для проведения нейтронно-физических расчетов с помощью КАР была создана трехмерная расчетная модель реактора БОР-60, соответствующая состоянию реактора на начало методического эксперимента. Активная зона состояла из 119-ти штатных и трех экспериментальных ТВС, 13-ти нетопливных сборок. Картограмма загрузки реактора БОР-60 представлена на рис. 2.

Топливный столб твэлов подогрева располагался на высотных отметках от –48,5 до –18,5 см относительно центральной плоскости активной зоны реактора.

На рисунке 3 представлено аксиальное распределение линейной тепловой нагрузки в твэлах подогрева ОУ, размещенного в ячейке Д23. Рассчитанное по MCU-RR максимальное значение линейной тепловой нагрузки составило ~240 Вт/см, а суммарная мощность твэлов подогрева – 121 кВт. Полученные значения мощностных характе-

ристик использовались в теплогидравлических расчетах для определения температуры натрия над твэльным пучком.

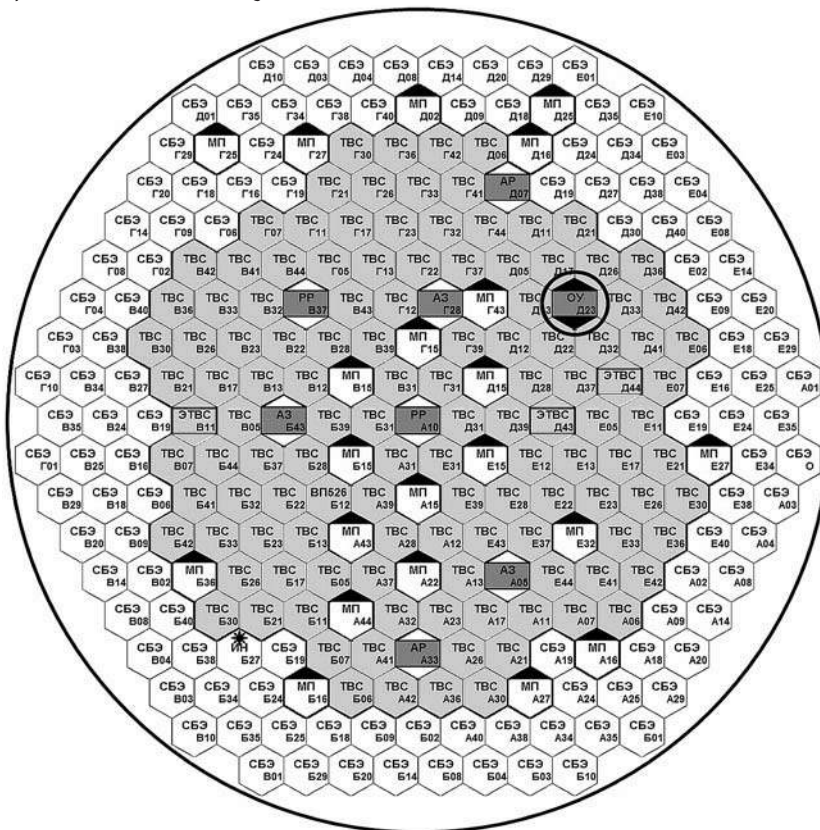


Рис. 2. Картограмма загрузки реактора BOR-60: ТВС – тепловыделяющая сборка; ЭТВС – экспериментальная ТВС; РР, АЗ, АР – рабочие органы системы управления и защиты реактора; МП – материаловедческий пакет; СБЭ – стальные сборки бокового экрана

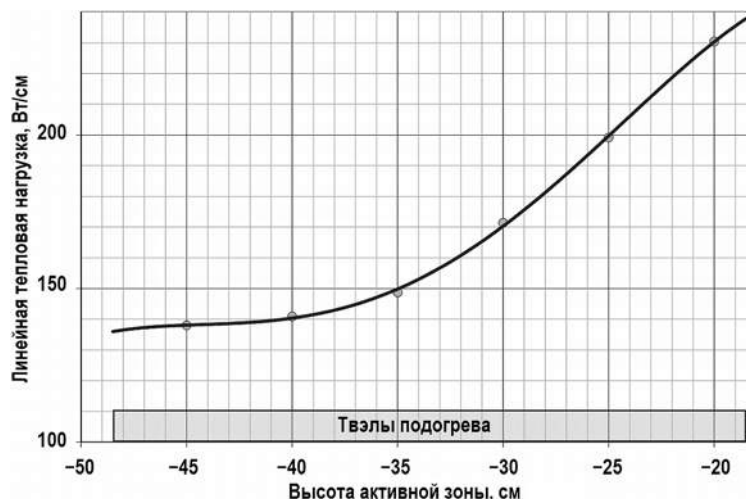


Рис. 3. Аксиальное распределение линейной тепловой нагрузки твэлов ОУ

Погрешность при расчете температур в ОУ зависит от множества факторов и составляющих. Неопределенность в расчетную оценку температуры вносят погрешно-

сти определения исходных данных: тепловой мощности реактора; входной температуры теплоносителя; расхода натрия через реактор и ОУ; массы и изотопного состава топлива в твэлах. Суммарная абсолютная погрешность определения температуры натрия на выходе из твэльного пучка (и, соответственно, образцов) в ОУ составляет 30°C.

За время облучения ОУ в ячейке Д23 (62 эфф.сут) максимальное и среднее расчетное выгорание ЯТ в твэлах нагревателя составило 0.8 и 0.6 %т.а. соответственно, а уменьшение мощности – 1.1 %. Расчетное уменьшение подогрева натрия на пучке твэлов составило ~4°C, что не превышает погрешности ТП.

Таблица 1

Расчетные и экспериментальные значения температур, °С

ТП	Высотная отметка от центральной плоскости активной зоны, мм	ТП	Расчёт
$T_{in}(Na)^*$	- 325	315 ± 6	315**
T1	- 102	585 ± 6	590±30
T2		600 ± 6	595±30
* температура натрия на входе в ОУ			
** в расчёте входная температура принята постоянной (315 °С)			

В таблице1 приведены экспериментальные и расчетные значения температур теплоносителя на выходе из твэльного пучка. Как видно из представленных данных, расчетные и экспериментальные значения температур в местах расположения ТП совпадают в пределах погрешности эксперимента, что подтверждает достоверность расчетных значений мощности.

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ОУ В КАНАЛЕ СУХОЙ ВЫДЕРЖКИ

Для проведения промежуточных исследований, извлечения мониторов флюенса и температуры, замены отдельных образцов планируются периодические выгрузки ОУ из реактора. Извлечение ОУ и обратная постановка в реактор будут производиться во время плановых остановок, которые могут быть длительными (40 – 45 сут) и короткими (10 – 20 сут).

После извлечения из реактора ОУ перемещается по воздуху, отмывается от натрия и устанавливается в канал сухой выдержки (КСВ), а затем передается в горячую камеру для проведения необходимых исследований и работ.

КСВ предназначены для временного хранения облученных штатных и экспериментальных сборок реактора БОР-60. Каналы размещены в бетонном массиве с шагом 400 мм. КСВ выполнен в виде вертикальной трубы из нержавеющей стали диаметром 108 мм и высотой 10500 мм. Теплоотвод от сборок осуществляется естественной конвекцией воздуха.

Остаточное энерговыделение в твэлах и существенное ухудшение условий охлаждения при помещении ОУ в воздух может являться причиной превышения допустимых максимальных значений температур оболочек твэлов и исследуемых образцов.

По штатной технологии выгрузка облученных ТВС из реактора БОР-60 осуществляется не ранее, чем на 15-е сутки после останова реактора, что обеспечивает не превышение максимальной температуры оболочек твэлов (650°C). Поэтому выгрузка облученных ТВС из реактора производится только два раза в год во время длительных остановов.

Следует отметить, что тепловая мощность штатных ТВС в зависимости от места

облучения и выгорания ЯТ составляет 300 – 600 кВт, а мощность ОУ значительно ниже (100 – 130 кВт). Поэтому необходимо проведение расчетно-экспериментальных исследований в обоснование возможности сокращения времени выдержки ОУ с твэльным подогревом в реакторе после окончания облучения, что позволит производить выгрузку ОУ во время любого останова реактора.

Цель данного этапа работы – определение времени выдержки ОУ с твэльным подогревом после окончания облучения, необходимого для безопасной выгрузки ОУ из реактора и установки в КСВ.

Расчеты мощности остаточного энерговыделения в ОУ на заданные времена выдержки после окончания облучения в реакторе были проведены по программе AFPA, а также по эмпирической формуле Вигнера-Вея. Результаты расчетов остаточного энерговыделения приведены на рис. 4.

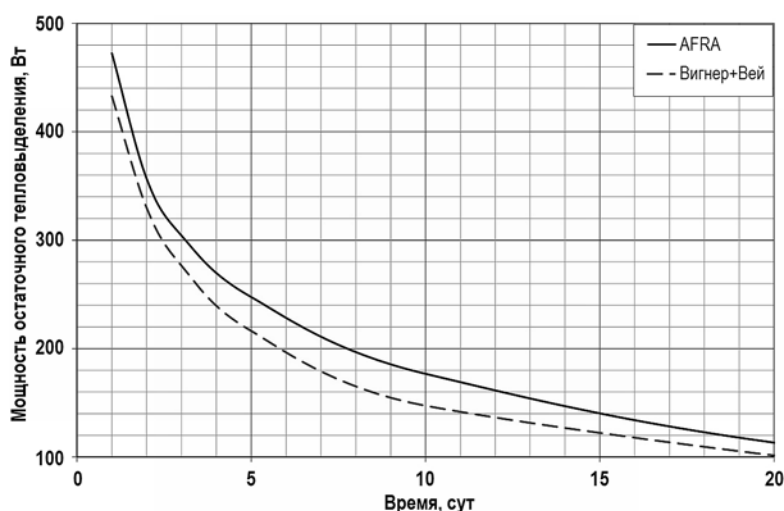


Рис. 4. Мощность остаточного тепловыделения в твэлах подогрева в зависимости от времени

Следует отметить, что значения, полученные по формуле Вигнера-Вея, носят оценочный характер. Результаты, полученные по программе AFPA, на 5-10% выше и именно они использовались в качестве исходных данных для расчетов температурных полей в ОУ для различных времен выдержки после окончания облучения в реакторе.

Таблица 2

Сравнение расчетных и экспериментальных значений температуры в ОУ

Время выдержки, сут	Расчет	Эксперимент	
		ТП 1	ТП 2
1	228 ± 25	–	–
2	209 ± 23	197 ± 3	198 ± 3
3	198 ± 22	185 ± 3	185 ± 3
4	190 ± 21	177 ± 3	177 ± 3
5	184 ± 20	172 ± 3	171 ± 3
Погрешность определения температуры ТП типа ТХА ~3°C			

Погрешность при расчете температур в ОУ зависит от множества факторов и составляющих:

- массы ЯТ в твэлах подогрева, изотопный состав и аксиальные размеры (1 %);
- расчетные значения остаточного энерговыделения в твэлах (10 %);
- расчетная модель ОУ, константы, приближения (5 %).

Таким образом, с учетом независимости составляющих погрешности суммарная погрешность в определении температур в ОУ составляет 11 %.

В таблице 2 даются экспериментальные и расчетные значения температур в месте установки ТП в ОУ, а также расчетные значения максимальных температур оболочек твэлов.

Как видно из таблицы, расчетные и экспериментальные значения совпадают в пределах погрешности расчета. Следовательно, предложенные расчетные программы (AFPA, ANSYS) и модели могут быть использованы для определения температурных условий хранения ОУ с твэльным подогревом в КСВ.

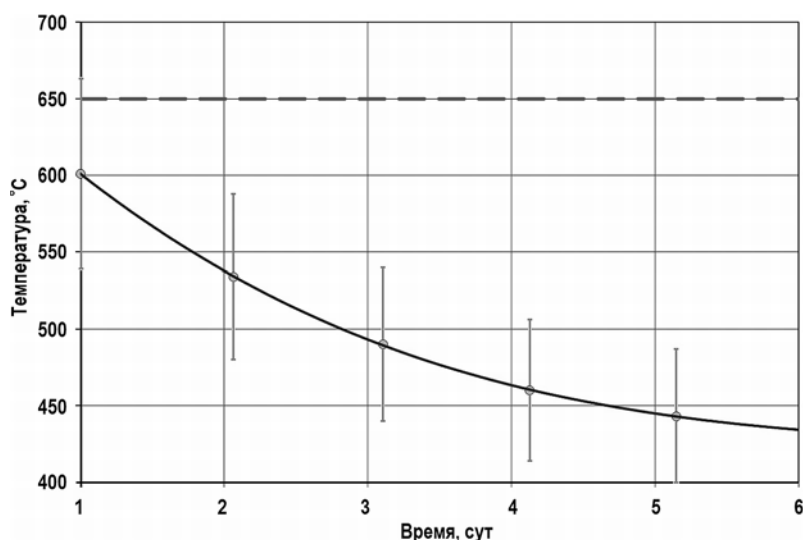


Рис. 5. Зависимость максимальной температуры оболочек от времени после останова

На рисунке 5 представлена зависимость максимальной температуры оболочек твэлов от времени после останова при размещении ОУ в КСВ (в воздушной среде). Горизонтальная штриховая линия показывает максимальное допустимое значение температуры оболочки твэла (650°C).

Полученные результаты показывают, что допустимое максимальное значение температуры на оболочке твэла (650°C) не превышает (с учетом погрешности) при выгрузке ОУ из реактора после выдержки в течение двух суток с момента останова реактора. Таким образом, ОУ с твэльным подогревом может быть выгружено из реактора как во время длительного планового останова реактора, так и во время короткого.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для проведения реакторных испытаний различных конструкционных материалов при температурах 400 – 650 °C предложено использовать ОУ с твэльным подогревом, обладающее рядом преимуществ перед ОУ ампульного типа.

Проведены расчетно-экспериментальные исследования в обоснование условий облучения конструкционных материалов в реакторе БОР-60 в составе ОУ с твэльным подогревом. Результаты нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов показали возможность обеспечения требуемых температур образцов при облучении в реакторе БОР-60.

Для верификации расчетов был проведен методический эксперимент в инструмен-

тованной ячейке реактора BOR-60, результаты которого подтвердили достоверность выполненных расчетов и состоятельность применяемых расчетных методик и программ.

Проведены расчетно-экспериментальные исследования распределения температур в ОУ с твэльным подогревом при выгрузке из реактора и постановке в канал сухой выдержки. Расчетные и экспериментальные значения температур в ОУ совпали в пределах погрешности. Таким образом, предложенные расчетные программы и модели могут быть использованы для определения температурных условий хранения ОУ с твэльным подогревом и других экспериментальных топливных сборок в сухом хранилище.

Показана возможность выгрузки ОУ с твэльным подогревом из реактора BOR-60 после двух дней выдержки с момента останова реактора без превышения допустимых значений температур оболочек твэлов.

Литература

1. Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu., Izhutov A.L., Krashennnikov Yu.M., Naboishchikov Yu.V., Neustroev V.S., Shamardin V.K. Prolongation of the BOR-60 operation // Nuclear Engineering and Technology. 2015. Vol.47. No.3. PP. 253–259.
2. Неустроев В.С., Белозеров С.В., Макаров Е.И., Островский З.Е. Влияние растягивающих и сжимающих напряжений на радиационное распухание и деформацию ползучести аустенитной стали X18H10T. // Физика металлов и металловедение, 2010, т.110, № 4. С. 412–416.
3. Ерёмин С.Г., Жемков И.Ю., Плотников А.И. Устройство с твэльным подогревом теплоносителя для облучения материалов в ядерном реакторе. / Патент РФ на изобретение № 2524683; заявл. 09.01.2013; опубл. 10.08.2014. Бюл. № 22.
4. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчета характеристик реакторов на быстрых нейтронах. / Сб. научных трудов. Димитровград: ГИЦ НИИАР, 1996. Вып.4. С. 55.
5. Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu. Improved Method for Calculating the Radiation Heat Generation in the BOR - 60 Reactor. Physics of Atomic Nuclei, 2014, vol.77, no. 14, pp. 1664–1670.
6. Gomin E., Maiorov L. The MCU Monte Carlo Code for 3D Depletion Calculation. Proceedings of International Conference, September 27-30, 1999, vol.2. Madrid, Spain.
7. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. М.: Энергоатомиздат, 1983. С. 51.
8. Шалумов А.С., Ваченко А.С., Фадеев О.А., Багаев Д.В. Введение в ANSYS. Прочностной и тепловой анализ: учебное пособие. – Ковров: КГТА, 2008.

Поступила в редакцию 17.12.2015 г.

Авторы

Варивцев Артём Владимирович, старший научный сотрудник
E-mail: vav3@niiar.ru

Жемков Игорь Юрьевич, начальник лаборатории
E-mail: ziu@niiar.ru

Боев Антон Владимирович, младший научный сотрудник
E-mail: shugart12@yandex.ru

Ишунина Ольга Васильевна, старший научный сотрудник
E-mail: iov@niiar.ru

Набойщиков Юрий Владимирович, старший научный сотрудник
E-mail: n_yu_v@niiar.ru

Погляд Николай Степанович, научный сотрудник
E-mail: blais-sub@rambler.ru

Шаронова Марина Геннадьевна, инженер
E-mail: shm2412@mail.ru

CALCULATIONS AND EXPERIMENTAL INVESTIGATION OF THE IRRADIATION RIG WITH A FUEL HEATER FOR THE BOR-60 REACTOR

Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu., Boev A.V., Ishunina O.V.,
Naboyschikov Yu.V., Poglyad N.S., Sharonova M.G.

JSC «SSC RIAR», Dimitrovgrad-10, Ulyanovsk region, 433510 Russia.

ABSTRACT

Tests of perspective materials and new generation reactor core elements are conducted in the BOR-60 reactor. An irradiation rig (IR) with a fuel heater is proposed to be used for reactor tests of different structural materials at the high temperatures. This type of IR has a number of advantages in comparison with IR containing thermo-insulated capsules that is often used now. Calculations and experimental investigations of the IR were performed in the core of the BOR-60 reactor. Results of the special methodical experiment confirmed the possibility of providing the necessary temperature conditions for the samples during irradiation. The neutronics were calculated by MCU-RR code and the thermal hydraulic characteristics were calculated using ANSYS CFX complex. Comparison of calculated temperature values with experimental ones showed that they correlate well – the difference between them is less than experimental error. It means that the used computer codes, models and methods are suitable for such calculations. The calculations and experiments were carried out to see the temperature distribution in the IR with a fuel heater irradiated in the BOR-60 and then put into the dry storage channel. Decay heat rate values inside the IR fuel pins calculated by AFPA code, and the temperatures were calculated using ANSYS CFX. The performed calculations and experiments also showed it possible to remove the IR with a fuel heater from the reactor on the second day of outage, the limited cladding temperatures and required samples temperatures being not exceeded.

Key words: reactor, irradiation rig, samples, fuel pin, heat rate, power, temperature, thermocouple, nuclear fuel, enrichment, fuel pin, coolant.

REFERENCES

1. Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu., Izhutov A.L., Krashennnikov Yu.M., Naboyschikov Yu.V., Neustroev V.S., Shamardin V.K. Prolongation of the BOR-60 operation. *Nuclear Engineering and Technology*. 2015, v.47, no.3, pp. 253–259.
2. Neustroev V.S., Belozero S.V., Makarov E.I., Ostrovskii Z.E. Effect of tensile and compressive stresses on the radiation swelling and creep strain in austenitic steel KH18N10T. *The Physics of Metals and Metallography*. 2010, v. 110, no. 4, pp. 394–397.
3. Eremin S.G., Plotnikov A.I., Zhemkov I.Yu. A Rig with a Fuel Heater to irradiate materials in a nuclear reactor. Patent RF No. 2524683, appl. 09.01.2013, published on 10.08.2014, Bulletin № 22 (in Russian).
4. Zhemkov I.Yu. Software for automated calculation of fast reactor characteristics. Proc. Dimitrovgrad. SSC RIAR Publ. 1996, iss. 4, p. 55 (in Russian).
5. Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu. Improved Method for Calculating the Radiation Heat Generation in the BOR - 60 Reactor. *Physics of Atomic Nuclei*. 2014, v.77, no. 14, pp. 1664–1670.
6. Gomin E., Maiorov L. The MCU Monte Carlo Code for 3D Depletion Calculation. Proceedings of International Conference, September 27–30, 1999, v.2. Madrid, Spain.
7. Kolobashkin V.M., Rubtsov P.M., Ruzhansky P.A., Sidorenko V.D. Radiation characteristics of the spent nuclear fuel. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1983, p. 51

(in Russian).

8. Shalunov A.S., Vanchenko A.S., Fadeev O.A., Bagaev D.V. Introduction to ANSYS. Strength and Thermal Analysis: Manual. Kovrov. KGTA Publ., 2008 (in Russian).

Authors

Varivtcev Artyom Vladimirovich, Senior Researcher

E-mail: vav3@niiar.ru

Zhemkov Igor Yurievich, Head of Laboratory, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: ziu@niiar.ru

Boev Anton Vladimirovich, Junior Researcher

E-mail: shugart12@yandex.ru

Ishunina Olga Vasilievna, Senior Researcher

E-mail: iov@niiar.ru

Naboyshchikov Yuri Vladimirovich, Senior Researcher

E-mail: n_yu_v@niiar.ru

Poglyad Nikolay Stepanovich, Researcher

E-mail: blais-sub@rambler.ru

Sharonova Marina Gennadievna, Engineer

E-mail: shm2412@mail.ru