

УДК 621.039.546.8

РАЗРАБОТКА МОДЕЛЬНОЙ ТВС ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ АВАРИЙНОЙ СИТУАЦИИ С МГНОВЕННОЙ БЛОКИРОВКОЙ ПОТОКА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

¹⁾ Витюк В.А., ²⁾ Вурим А.Д., ²⁾ Котов В.М., ²⁾ Витюк Г.А., ³⁾ F. Serre, ³⁾ F. Payot, ³⁾ C. Suteau, ³⁾ L. Trotignon

¹⁾ РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», Курчатов, Казахстан

²⁾ Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

³⁾ Комиссариат по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам (СЕА), Кадараш, Франция

В работе исследованы возможности экспериментального изучения процессов разрушения модельной тепловыделяющей сборки (ТВС) реактора АСТРИД в условиях тяжелой аварии. Эксперименты с модельной ТВС могут быть проведены в исследовательском импульсном графитовом реакторе (ИГР) [1] в рамках совместной программы РГП НЯЦ РК и СЕА, получившей название САЙГА (SAIGA – Severe Accident In-Pile experiments for Generation IV reactor and Astrid project) [2].

Активная зона АСТРИД состоит из внутренней зоны с гетерогенными по высоте ТВС, в которых применен принцип разделения топлива высокого обогащения на две зоны (верхнюю и нижнюю) слоем топлива с низким содержанием урана-235, предназначенным для воспроизводства делящихся веществ, и внешней зоны с гомогенными ТВС [3]. В исследовании рассмотрены два варианта исполнения модельной тепловыделяющей сборки (ТВС) для реакторных испытаний, отличающиеся геометрией и составом установленных в них твэлов. Определены режимы испытаний модельной ТВС и проведен комплекс расчетов по их обоснованию.

ВВЕДЕНИЕ

Использование в конструкции активной зоны гетерогенных по высоте ТВС, по замыслу разработчиков, вкуче с оптимизацией геометрии ТВС (уменьшение объемной доли натрия, малая высота ТВС и т.д.) позволит обеспечить отрицательный натриевый пустотный эффект реактивности реактор [4]. Размещение в центральной части зоны воспроизводства, которая в случае возникновения тяжелой аварии в быстром реакторе будет оставаться относительно холодной, может повлиять на процесс расплавления и перераспределения топлива в верхней и нижней зонах деления.

Исследование влияния центральной зоны воспроизводства на процесс развития тяжелой аварии является основной целью экспериментов, которые планируется провести в ИГР.

Важными условиями проведения исследований являются безопасность проведения работ на реакторе и возможно большее приближение условий нагружения испытываемых твэлов к условиям их работы в быстром реакторе.

Безопасность реактора с точки зрения теплового и механического воздействия со стороны объекта испытаний обеспечивается:

- применением массивных силовых корпусов, являющихся основным барьером на пути выхода расплава испытываемой ТВС в полость реактора;
- использованием ловушек, обеспечивающих локализацию, удержание и последующее охлаждение расплава вплоть до перехода в твердое состояние.

Выполнение этих требований существенно уменьшает объем пространства внутри экспериментального канала реактора. Поэтому разрабатываемые

модельные ТВС имеют меньшие размеры, чем оригинальные, содержат меньшее количество твэлов и сопряженных с ними элементов, но идентичны или очень близки по составу материалов к ним.

Приближение условий нагружения испытываемых твэлов условиям их работы в быстром реакторе будет реализовываться посредством обеспечения требуемых потоков нейтронов в рабочих режимах, их изменения в ходе имитации аварийной ситуации, идентичности основных объектов исследования – твэлов по геометрии и материальному составу, а также распределению нагружений в объеме твэла.

ХАРАКТЕРИСТИКА ГЕТЕРОГЕННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНЫ И СЦЕНАРИЙ АВАРИИ

В активной зоне реактора [3] размещается 241 топливная сборка, содержащая 271 твэл в треугольной решетке. Диаметр твэла 9,7 мм, сердечника 8,45 мм. Толщина оболочки твэла из нержавеющей стали 0,5 мм. Высота столба топливных таблеток составляет 1,1 м. Твэл содержит нижнюю зону воспроизводства высотой 30 см, нижнюю зону деления высотой 25 см, верхнюю зону воспроизводства высотой 20 см и верхнюю зону деления высотой 35 см. Среднее энерговыделение в топливе верхней и нижней зоны деления при работе реактора на номинальной мощности составляет 90,6 и 74 Вт/г соответственно при содержании делящихся веществ в диоксиде ~ 15 % по массе. Расход натрия около 100 г/с на твэл в номинальном режиме при изменении температуры натрия от 400 К до 550 К.

Одним из сценариев запроектной аварии является прекращение расхода теплоносителя, сопровождаемое множественными отказами в системе аварийной защиты. На начальном этапе такого сценария тепловой поток от твэлов приводит к закипанию

натрия. Отрицательный натриевый пустотный эффект реактивности, заложенный в конструкции гетерогенной активной зоны, будет способствовать снижению мощности реактора в целом, а кипящий натрий обеспечивать определенный теплоотвод. В развитии такого сценария интенсивное кипение натрия будет нарушать условия теплоотвода от ТВЭЛОВ и приводить к их частичному осушению и последующему расплавлению.

Условия испытаний в ИГР

Технические характеристики ИГР позволяют проводить внутрореакторные исследования, направленные на получение информации о быстропротекающих процессах в элементах ядерных реакторов, что определяется реализуемой в нем максимальной плотностью потока тепловых нейтронов $10^{17} \text{ н} \times \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ при флюенсе до $10^{16} \text{ н} \times \text{см}^{-2}$ за промежутки времени до долей секунды. Для установки экспериментальных изделий используется центральный экспериментальный канал реактора (ЦЭК) в котором установлена водоохлаждаемая ампула. Диаметр внутренней полости ампулы 228 мм, высота – около 386 см.

Внешнее оборудование реактора обеспечивает возможность подачи различных газовых компонент, воды, а в будущем и натрия к экспериментальным изделиям в ЦЭКе. Система управления потоком нейтронов реактора обеспечивает возможность реализации широкого набора диаграмм мощности в ядерном топливе экспериментальных изделий.

Конструкция модельной ТВС

Рассмотрены два варианта конструкции модельной ТВС (рисунок 1), приближенных к конфигурации и объемному соотношению материалов и теплоносителя в реакторе [3]. Отличиями от оригинальной ТВС в обоих случаях является количество и высота ТВЭЛОВ, определяемые возможностями ИГР. Как видно из рисунка 2 в модельном ТВЭЛЕ по сравнению с реальным на 25 см уменьшена высота нижней зоны воспроизводства, что не оказывает влияния на исследуемые в ходе эксперимента процессы, однако позволяет существенно оптимизировать конструкцию экспериментального устройства.

В первом варианте в ТВЭЛАХ установлены таблетки типа БН-350 из диоксида урана с наружным диаметром 5,9 мм, которые традиционно используются в экспериментах. Во втором варианте установлены таблетки наружным диаметром 8,45 мм, как и в исследуемом реакторе. Полость под оболочкой ТВЭЛОВ заполнена инертным газом. Рассмотрены варианты заполнения гелием или аргоном.

Как и в оригинальном реакторе ТВЭЛЫ расположены в треугольной решетке с высотным размещением зон воспроизводства и деления. Взаимное размещение ТВЭЛОВ в решетке с заданным шагом, обеспечивается навивкой из стальной проволоки (рисунок 2). Связка из 37 ТВЭЛОВ устанавливается в шестигранный чехол, который, в свою очередь, окружен цилиндрической обечайкой для формирования газового тракта охлаждения.

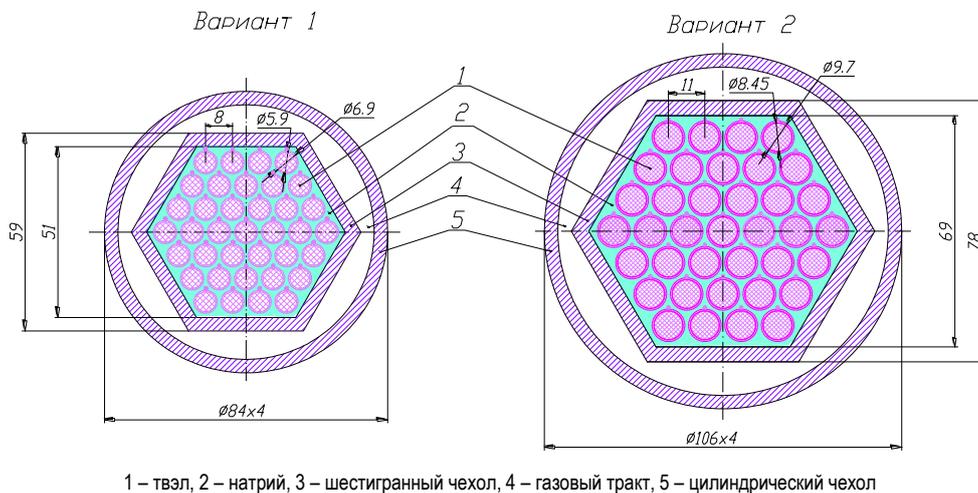


Рисунок 1. Схема горизонтального сечения модельных ТВС

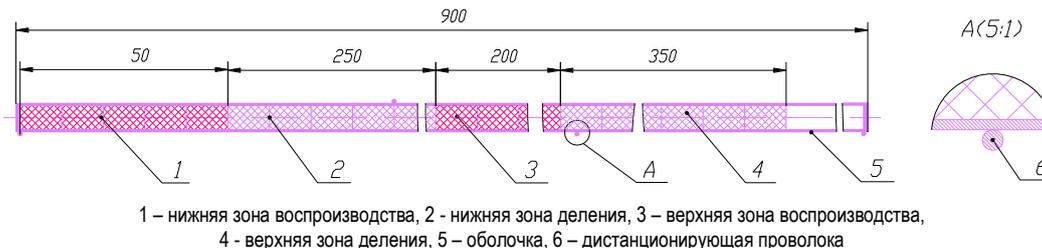


Рисунок 2. Схема ТВЭЛА

В таблице 1 приведены характеристики модельных ТВС, полученные в ходе первичных нейтронно-физических и теплофизических расчетов. На этой стадии были определены содержания ^{235}U в различных рядах ТВС и возможность использования аргона в полости под оболочкой твэлов. Применяется следующая нумерация рядов твэлов: 1 ряд – центральный твэл и шесть твэлов внутреннего ряда; 2 ряд – 12 твэлов промежуточного ряда; 3 ряд – 18 твэлов наружного ряда.

Таблица 1. Характеристики модельных ТВС

Параметр	Вариант 1			Вариант 2		
	1 ряд	2 ряд	3 ряд	1 ряд	2 ряд	3 ряд
Топливо	диоксид урана					
Обогащение по ^{235}U в зонах деления, %	17	12,7	8,6	17	11,7	7,1
Содержание ^{235}U в зонах воспроизводства, %	0,27					
Диаметр топливной таблетки, мм	5,9			8,45		
Масса топлива, кг	8,6			17,6		
Диаметр оболочек твэлов, мм	6,9×0,4			9,7×0,5		
Газовая среда внутри твэлов	аргон			гелий		

Необходимость профилирования содержания ^{235}U в рядах вызвана тепловым спектром нейтронов реактора ИГР. В ТВС первого типа возможно использование аргона под оболочкой твэлов. Представленные содержания ^{235}U в твэлах различных рядов обеспечивают неравномерность энерговыделения между рядами не более 2,5 %. Еще одной особенностью теплового спектра ИГР в этих экспериментах является неравномерность энерговыделения внутри твэла. Для твэлов меньшего диаметра различие энерговыделения между периферией и центром составила 11 %, а для твэлов большего диаметра – 12 %.

РЕЖИМЫ ИСПЫТАНИЙ

Исследуется авария с прекращением расхода теплоносителя. Экспериментальное устройство помещается в центральный экспериментальный канал и обеспечивается контуром циркуляции натрия между ТВС и внешней средой, средствами электрического подогрева этого контура.

На первом этапе проводится электрический разогрев до 673 К модельной ТВС и натрия в контуре циркуляции. После разогрева включается насос петлевого натриевого контура.

На втором этапе реактор ИГР выводится на уровень мощности, при котором энерговыделение в ТВС соответствует номинальному для реактора [3]. За счет ядерного нагрева твэлов достигается стационарный режим теплообмена в ТВС. При этом перепад температуры натрия между входом и выходом ТВС составляет 150 К.

На третьем этапе моделируется аварийный режим путем прекращения циркуляции натрия и со-

хранения прежней интенсивности ядерного нагрева твэлов. В ходе этого этапа происходит плавление определенной части топлива, желательна верхней зоны деления, и перемещение расплава вниз.

На четвертом этапе проводится останов реактора, включается подача азота для охлаждения шестигранного чехла. Длительность охлаждения определяется температурой шестигранного чехла.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВЫСОТНОГО ПОЛОЖЕНИЯ ТВС В ИГР

Задача определения размещения ТВС по высоте в ИГР связана с требованием соответствия энерговыделения в верхней зоне деления ТВС уровню 90,6 Вт/г и в нижней – 74 Вт/г. На рисунке 3 представлено распределение мощности по высоте ТВС обоих типов, полученное в ходе нейтронно-физических расчетов на базе модели ИГР [5] в программном комплексе MCNP [6]. Оптимальное смещение центра ТВС относительно центра активной зоны ИГР составило 30,5 см вниз. Однако прорисовки размещения элементов экспериментального изделия показали невозможность размещения ловушки расплава требуемого объема для варианта с твэлами большего размера.

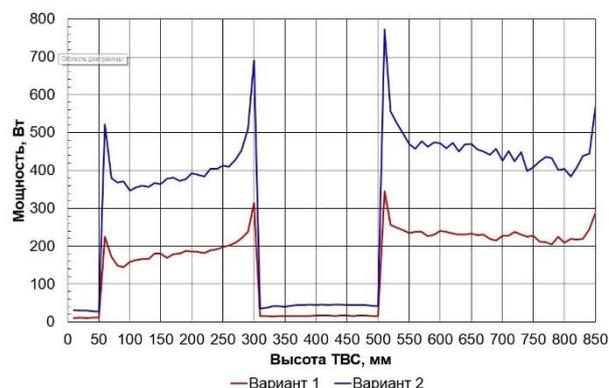


Рисунок 3. Распределение мощности по высоте ТВС

Установка ловушки расплава нужного размера в экспериментальном устройстве в данном случае возможна только при перемещении ТВС вверх на 14 см. Задача обеспечения требуемого распределения энерговыделения в зонах деления ТВС была решена с помощью введения поглотителя нейтронов вокруг нижней зоны в виде слоя из нержавеющей стали толщиной 6 мм. Характеристики вариантов представлены в таблице 2.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВРЕМЕНИ ВЫХОДА НА СТАЦИОНАРНЫЙ РЕЖИМ

Данные таблицы 2 показывают, что возможное время работы на номинальном режиме для первого варианта ТВС составит ~52,5 с, для второго – 36,4 с.

Результаты расчета времени достижения стационарного температурного режима работы ТВС при поддержании постоянного уровня мощности представлены на рисунке 4. Критерием достижения ста-

ционарного режима является среднемассовая температура натрия на выходе из ТВС, равная 823 К. В первом варианте режим близкий к стационарному достигается через ~30 с от начала работы ИГР на постоянном уровне мощности, во втором варианте – через ~35 с при выходе на конечную температуру с отклонением в 1–2 К.

Таблица 2. Положение ТВС в ЦЭК и параметры энерговыделения

Параметр	Вариант 1	Вариант 2
Положение центра ТВС относительно центра активной зоны, см	-30,5	-16,5
Мощность ТВС, кВт	522	1084
Мощность реактора, МВт	99	143
Интеграл мощности реактора, МВт·с	5200	
Среднее энерговыделение в верхней зоне деления, Вт/г	90,4	90,6
Среднее энерговыделение в нижней зоне деления, Вт/г	74,2	74,4
Расход натрия на номинальном режиме, г/с	2740	5700

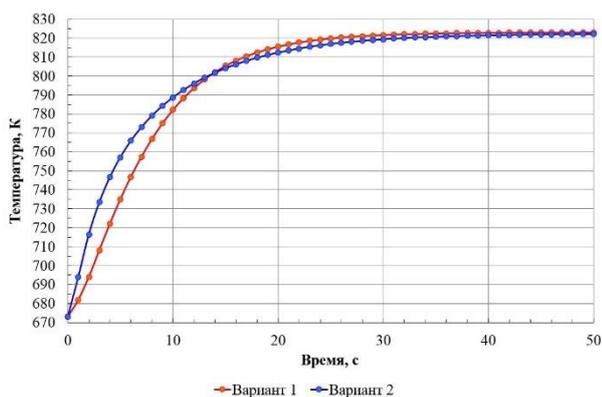


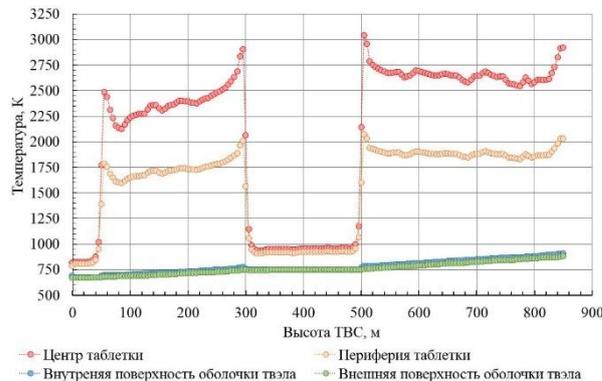
Рисунок 4. Температура натрия на выходе ТВС при работе на постоянной мощности

Расчет был выполнен в программном комплексе ANSYS [7] с использованием трехмерных расчетных моделей, подробно описывающих геометрию и материальный состав ТВС. Подтверждена заданная разница температуры натрия на входе и выходе ТВС на стационарном режиме.

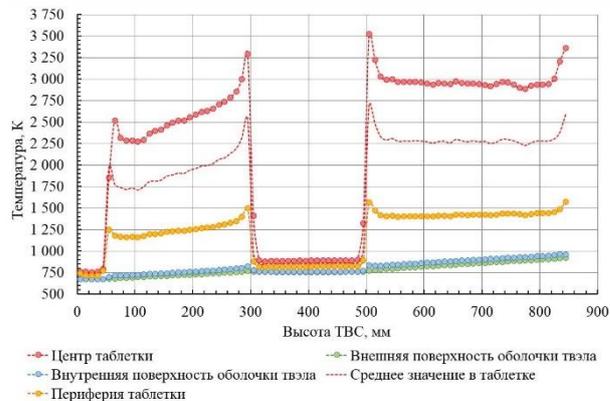
ПОЛЕ ТЕМПЕРАТУРЫ В ТВС НА СТАЦИОНАРНОМ РЕЖИМЕ

Проведены расчеты распределения температуры по высоте элементов ТВС на стационарном режиме. Результаты расчетов для твэлов с выявленной максимальной температурой представлены на рисунке 5. Здесь проявилось влияние и небольшого отличия в энерговыделении твэлов и особенностей теплообмена в различных областях ТВС. Видно, что максимальная температура в центре таблеток обоих вариантов, превышает температуру плавления диоксида урана (2920±100 К) [8]. Превышение наблюдается на верхней границе зон деления и нижней границе

верхней зоны деления. Во втором варианте температура в центре топливных таблеток верхней зоны деления близка к температуре плавления.



а) вариант 1



б) вариант 2

Рисунок 5. Распределения температуры по высоте ТВС

Исследовано влияние состава газа-наполнителя пространства под оболочкой твэла на температурное поле в ТВС обоих вариантов. Было показано, что для первого варианта приемлемым является использование аргона. Для второго варианта аргон существенно ухудшает температурный режим по сравнению с гелием.

ОЦЕНКА ДЛИТЕЛЬНОСТИ ЭКСПЕРИМЕНТА

Время проведения эксперимента включает время на предварительный разогрев экспериментального устройства и время работы реактора. Определяющей с точки зрения возможности реализации является реакторная часть эксперимента. Она складывается из двух основных частей – времени выхода на стационарный температурный режим при постоянном уровне мощности и времени работы на этом уровне мощности при отключенном расходе натрия через ТВС.

Общее время работы на постоянной мощности по данным таблицы 2 составляет для первого варианта 52,5 секунды, для второго варианта 36,4 секунды. Время, необходимое для полного расплавления ТВС, образования бассейна расплава и разрушения

шестигранного чехла при прекращении расхода натрия и продолжающимся энерговыделением в топливе, по данным [9], составляет ~21 с. В первом варианте ТВС располагаемое время на реализацию третьего этапа эксперимента с учетом времени выхода на стационарный режим составит 22,5 секунды, во втором варианте – 1,4 секунды. То есть запас времени для реализации третьего этапа эксперимента в случае второго варианта ТВС недостаточен для расплавления шестигранного чехла. Казалось бы, что исследования второго варианта невозможны.

Необходимо отметить, что для всестороннего изучения процесса разрушения топлива целесообразно провести несколько экспериментов, отличающихся долями расплава в общей массе ТВС. Возможно проведение исследования второго варианта при сокращении времени работы ТВС на постоянной мощности с расходом теплоносителя. В этом случае будет наблюдаться недогрев твэлов до уровня стационарного режима. На рисунке 6 видно, что в случае сокращения времени выхода на условно стационарный режим ТВС второго варианта с 35 с до 25 с температура топлива уменьшится не более, чем на 50 К (рисунок 6) при занижении температуры натрия на выходе ТВС на 5 К (рисунок 4). Недостаток энергии, которую необходимо сообщить топливу для догрева до температуры плавления и расплавления примерно соответствует энергии, отвод которой от твэла прекращается с отключением расхода натрия.

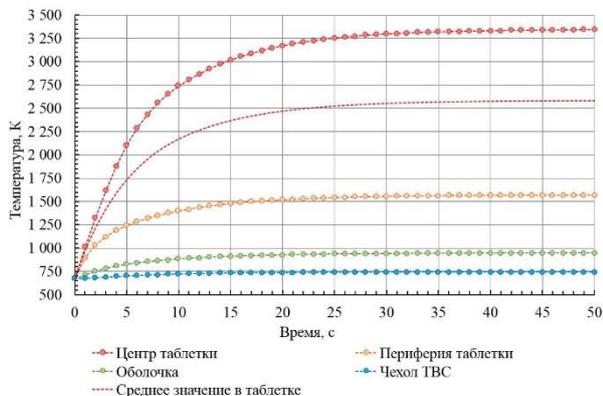


Рисунок 6. Динамика изменения температуры ТВС второго варианта в режиме выхода на стационарный режим

Результаты оценок показывают, что в условиях прекращения расхода натрия время, необходимое для полного расплавления ТВС второго варианта,

составит 7,5 с, при этом на догрев топлива до температуры плавления потребуется около 3,5 с. Таким образом, в пределах общего времени работы ТВС на стационарной мощности 36,4 с возможно реализовать эксперименты как с частичным, так и с полным расплавлением ТВС.

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ

Следует выделить особенности работы исследованных вариантов ТВС в ИГР.

Во-первых, превышение рабочей температуры в части твэлов на верхней границе нижней зоны деления будет искажать условия эксперимента – снижать запас по возможности плавления в нижней зоне, задаваемый концепцией быстрого реактора [1]. Для устранения этого эффекта следует ввести коррекцию содержания ^{235}U в этой части топливного столба.

Во-вторых, превышение рабочей температуры над температурой плавления топлива в части твэлов верхней зоны деления, безусловно, недопустимо для самого реактора [1], но при постановке рассматриваемого эксперимента его можно считать приемлемым, так как назначением верхней зоны является образование расплава. Превышение температуры в рассматриваемых участках будет достигаться в относительно небольшом объеме и только к концу выхода на стационарный режим.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты проведенной работы подтверждают возможность исследования в ИГР тяжелой аварии с расплавлением активной зоны реактора на быстрых нейтронах АСТРИД. Проработаны два варианта модельных ТВС, отличающиеся диаметром твэлов, для реакторных экспериментов. Приближение характеристик модельных ТВС в ИГР к ТВС быстрого реактора достигается за счет радиального профилирования содержания ^{235}U в твэлах. Определено время достижения равновесного температурного режима в ТВС при ее работе на постоянном уровне мощности, соответствующем нагружению в быстром реакторе. Показаны возможности реализации плавления топлива в ТВС обоих типов.

Использование двух типов ТВС, а также реализация экспериментов с различной степенью расплавления топлива обеспечивает возможность получения набора экспериментальной информации, позволяющего выделить влияние различных факторов на характеристики разрушения ТВС с разделенными зонами деления.

ЛИТЕРАТУРА

1. Курчатov, И.В. Импульсный графитовый реактор ИГР / И.В. Курчатov, С.М. Фейнберг, Н.А. Доллежал // Атомная энергия. – 1964. – Т. 17, № 6. – С. 463-474.
2. Serre, F., et al., "R&D and Experimental Programs to support the ASTRID Core Assessment in Severe Accidents Conditions". – Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), 2016, San Francisco (CA, USA), April 17–20, 2016, Paper 16394.
3. The ASTRID technological demonstrator. 4th-Generation sodium-cooled fast reactors. – Tome 3, December, 2012., 96 pages.

4. P. SCIORA, et al., “Low void effect core design applied on 2400 MWth SFR reactor” – Proceedings of ICAPP 2011, Nice, France, May 2-5, 2011.
5. Kotov V.M., Irkimbekov R.A., Kurpesheva A.M., Bench-Mark model of the IGR reactor. - The collection of theses of 8th International conference «Nuclear and radiation physics», Almaty, 20-23th. September, 2011., p. 37.
6. MCNP 5: A General Monte Carlo N – Particle Transport Code, Version 5, 2003.
7. ANSYS, Inc. Products Release 14.0, 2014.
8. Чиркин, В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники / В.С. Чиркин; М. : Атомиздат, 1968. – 121–128, 291–294, 237–239 с.
9. Bassi A., Payot F., Suteau C. and Serre F. SAIGA feasibility studies: Study of the bundle degradation for the TIB scenario. Materials on NNC / CEA technical meeting – 2015 Sept 10.

ШАПШАН НЕЙТРОНДЫ РЕАКТОРЛАРДА ЖЫЛУТАСЫМАЛДАҒЫШ АҒЫНЫН ДЕРЕУ БЛОКТАЙ ОТЫРЫП АПАТТЫҚ ЖАҒДАЙДА ЗЕРТТЕУГЕ АРНАЛҒАН МІДЕЛДІ ЖБЖ ЖЕТІЛДІРУ

¹⁾ В.А. Витюк, ²⁾ А.Д. Вурим, ²⁾ В.М. Котов, ²⁾ Г.А. Витюк, ³⁾ F. Serre, ³⁾ F. Payot, ³⁾ C. Suteau, ³⁾ L. Trotignon

¹⁾ «Қазақстан Республикасы Ұлттық ядролық орталығы» РМК, Курчатов, Қазақстан

²⁾ ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

³⁾ Атом энергиясы және баламалы энергия көздері жөніндегі комиссариат (CEA), Кадараши, Франция

Жұмыста АСТРИД реакторының моделді жылу бөлу жинағының (ТВС) бұзылу үдірісін ауыр апаттар жағдайында экспериментті зерттеп білу мүмкіндігі зерттелді. Моделді ТВС-пен эксперименттер САЙГА (SAIGA – Severe Accident In-Pile experiments for Generation IV reactor and Astrid project) [2] деп аталатын ҚР ҰЯО РМК және CEA бірлескен бағдарлама аясында зерттеу импульстік графиттік реакторда (ИГР) жүргізілуі мүмкін [1].

АСТРИД белсенді аумағы ТВС биіктігі бойымен гетерогенді ішкі аумақтан тұрады, оларда жоғары байытылған отынның бөлінетін заттарды өндіруге және гомогенді ТВС сыртқы аумағына арналған уран-235 төмен құрамы бар отынның екі аумағына (үстіңгі және астыңғы) бөліну қағидасы қолданылды [3]. Зерттеулерде орнатылған твэлдердің геометриясымен және құрамымен ерекшеленетін реакторлық сынақтарға арналған моделді жылу бөлу жинағын орындаудың екі нұсқасы қарастырылды. Моделді ТВС-ті сынау режимдері анықталды және оларды негіздеуге есептемелер кешені жүргізілді.

DEVELOPMENT OF A MODEL FA FOR THE STUDY OF EMERGENCY SITUATION WITH AN IMMEDIATE BLOCKING OF THE COOLANT FLOW IN FAST REACTOR

¹⁾ V.A. Vityuk, ²⁾ A.D. Vurim, ²⁾ V.M. Kotov, ²⁾ G.A. Vityuk, ³⁾ F. Serre, ³⁾ F. Payot, ³⁾ C. Suteau, ³⁾ L. Trotignon

¹⁾ RSE “National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan”, Kurchatov, Kazakhstan

²⁾ Branch “Institute of Atomic Energy” RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

³⁾ Commissariat of atomic energy and alternative energy sources (CEA), Cadarache, France

Possibilities of experimental study of the model fuel assembly (FA) destruction of ASTRID reactor in a severe accident were studied in this paper. Experiments with model FA can be carried out in a research impulse graphite reactor (IGR) [1] in the framework of joint program between RSE NNC RK and CEA, called SAIGA (SAIGA – Severe Accident In-Pile experiments for Generation IV reactor and Astrid project) [2].

ASTRID reactor core consists of an inner zone with heterogeneous FA in height, in which the principle of separation of high enrichment fuel into two zones (upper and lower) is applied by fuel layer with a low uranium-235 content, intended for the reproduction of fission substances, and an external zone with homogeneous FA [3]. The study considers two versions of the model FA for reactor tests, which differ in the geometry and composition of the fuel elements installed in them. Test modes of model FA are determined and complex calculations on their justification is conducted.