

ПОДГОТОВКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО СТЕНДА АР-1 И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ МОДЕЛИ К ПРОВЕДЕНИЮ ИССЛЕДОВАНИЙ КИПЕНИЯ НАТРИЯ В МОДЕЛИ ТВС В ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

Р.Р. Хафизов, Ю.М. Ашурко, А.В. Волков, Е.Ф. Иванов,
В.В. Привезенцев, А.П. Сорокин, В.В. Кумской
ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Кипение натриевого теплоносителя в активной зоне быстрого реактора является аварийным режимом эксплуатации энергетической установки. В случае вскипания теплоносителя конструкция активной зоны и технические характеристики установки в целом должны обеспечивать стабильный отвод тепла от твэлов кипящим теплоносителем. Таким образом, должно обеспечиваться такое развитие аварийной ситуации, связанной с кипением щелочного теплоносителя, при которой исключены возможность расплавления оболочек твэлов и разрушение активной зоны, а также обеспечен запас времени, необходимый для перевода реактора в нормальный режим эксплуатации. Одной из наиболее опасных аварийных ситуаций, связанных с возможным вскипанием жидкометаллического теплоносителя в активной зоне, является авария типа ULOF (Unprotected Loss of Flow). При такой аварии предполагается аварийное отключение электропитания всех циркуляционных насосов энергетической установки и одновременно с этим постулируется отказ всех органов аварийной защиты реактора.

Для анализа и обоснования безопасности перспективных реакторных установок на быстрых нейтронах, проверки некоторых конструктивных решений, получения данных для верификации расчетных кодов в ГНЦ РФ-ФЭИ проводится подготовка к проведению серии экспериментов по изучению теплообмена при возникновении режимов с кипением натриевого теплоносителя в модельных ТВС активной зоны. Эксперименты являются частью программы по созданию единого расчетно-экспериментального комплекса, который позволит с высокой точностью определять необходимые режимы и условия работы как для действующих, так и для проектируемых ядерных энергетических установок. В статье на примере аварии ULOF кратко рассмотрен аварийный режим работы быстрого реактора с натриевым теплоносителем, связанный с вскипанием жидкого металла в канале с ТВС. Затронут вопрос об экспериментальных исследованиях, необходимых для верификации математических моделей процесса течения двухфазного теплоносителя, заложенных в коде COREMELT. Приведена информация по экспериментальной установке, подготавливаемой для проведения экспериментов с кипением натрия в модели ТВС. Описана система регистрации и автоматической обработки экспериментальных данных.

Ключевые слова: быстрый реактор, активная зона, натрий, натриевый пустотный эффект реактивности, авария, кипение, экспериментальные исследования, модель ТВС, программа исследований.

ВВЕДЕНИЕ

Крупные аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд», Чернобыльской и «Фукусима» являются показателем того, что обеспечение надежной и безопасной работы АЭС является важнейшей задачей уже на ранних этапах проектирования энергоблока с ядерным реактором. Будущее ядерной энергетики всецело зависит от обеспечения безопасной работы ЯЭУ в любых ситуациях как при воздействии техногенных или проявлении человеческих факторов, так и в условиях природных катаклизмов [1, 2]. Соответственно, принятые конструктивные решения перспективных реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем должны исключать последствия возникновения опасных ситуаций, которые могут привести к вскипанию теплоносителя в активной зоне быстрого реактора и далее к развитию тяжелой аварии [3].

Одной из наиболее опасных ситуаций является одновременное прекращение энергоснабжения всех главных циркуляционных насосов совместно с отказом органов аварийного останова реактора – авария типа ULOF. Кипение теплоносителя в случае такой аварийной ситуации может возникнуть как по всему объему активной зоны, так и в отдельных каналах ТВС. В первом случае вскипание может быть обусловлено дисбалансом между уровнем мощности, выделяемой в активной зоне, и установившимся расходом теплоносителя, а во втором – вследствие перераспределения расхода теплоносителя между отдельными каналами. В случае вскипания теплоносителя технические характеристики активной зоны и установки в целом должны обеспечивать стабильный отвод тепла от твэлов кипящим теплоносителем. Таким образом, конструкция активной зоны реакторной установки должна обеспечивать такое развитие аварийной ситуации ULOF, при котором исключена возможность расплавления оболочек твэлов и разрушение активной зоны, а также обеспечен запас времени для перевода реактора в безопасное состояние. Должны быть предусмотрены возможности по управлению развитием аварийной ситуации типа ULOF.

Экспериментальные исследования процесса теплообмена при кипении натрия в модельных ТВС быстрых реакторов в 70-х – 80-х гг. прошлого столетия проведены в Японии, Германии, США, Франции и Англии [4–13], в конце 1990-х и начале 2000-х гг. с использованием эвтектического натрий-калиевого сплава – в России в ГНЦ РФ-ФЭИ [14–16].

Для анализа и обоснования безопасности перспективных реакторных установок на быстрых нейтронах, проверки некоторых конструктивных решений, получения данных для верификации расчетного кода COREMELT [17] в ГНЦ РФ – ФЭИ проводится подготовка к проведению серии экспериментов по изучению теплообмена при возникновении режимов с кипением натриевого теплоносителя в модельных ТВС активной зоны. Эксперименты являются частью программы по созданию единого расчетно-экспериментального комплекса, который позволит с высокой точностью определять необходимые режимы и условия работы как для действующих, так и для проектируемых ядерных энергетических установок.

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ АВАРИИ ULOF

Первым этапом данной программы являются предварительные расчетные исследования аварии ULOF в перспективном быстром реакторе при помощи расчетного кода COREMELT. Результаты предварительного расчетного анализа безопасности перспективного реактора на быстрых нейтронах [18] говорят о возникновении кипения натриевого теплоносителя в активной зоне реактора в случае наступления аварии типа ULOF. Анализ показывает, что после вскипа-

ния натриевого теплоносителя часть его удаляется из верхней части активной зоны в объем натриевой полости, расположенной над активной зоной. Натриевый пустотный эффект реактивности в этой области ТВС отрицателен, что приводит к снижению мощности реактора и уменьшению интенсивности кипения теплоносителя. В результате на фоне общего снижения мощности реактора происходит периодическое вскипание натрия в каналах ТВС и, таким образом, реализуется режим с убывающей амплитудой колебаний мощности, расхода натрия и реактивности (рис. 1).

Такие колебания продолжаются в течение нескольких десятков секунд, но, как показывают расчеты, в некоторых каналах может происходить внезапная потеря устойчивости течения двухфазного потока со снижением расхода до нулевых значений и наступление кризиса теплообмена. При этом в остальных каналах теплоноситель продолжает кипеть в устойчивом режиме со снижением мощности реактора и без наступления кризиса теплообмена. Расчеты показывают, что на скорость снижения мощности реактора существенно влияет величина паросодержания, а снижение мощности приводит к уменьшению температуры твэлов и способствует конденсации паровой фазы. Описанная картина свидетельствует о важности корректного описания режимов течения двухфазного потока натрия.

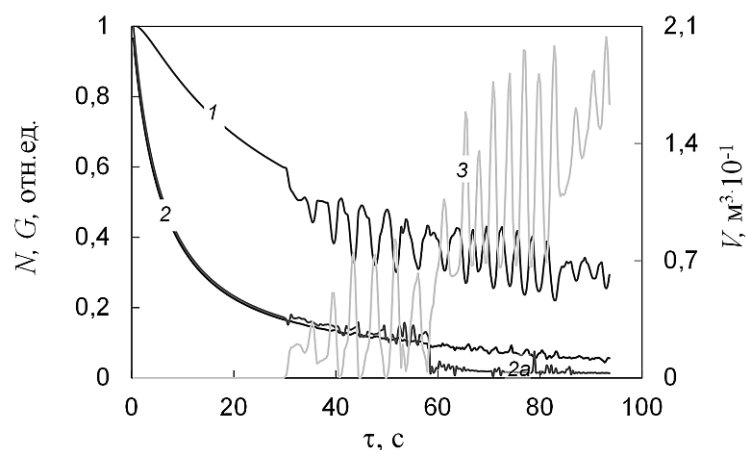


Рис. 1. Изменение во времени относительной мощности (1), расхода теплоносителя первого контура (2), объема паровой фазы (3), связанных с прекращением системного и автономного энергоснабжения с одновременным отказом всех органов аварийного останова реактора на быстрых нейтронах

Результаты ранее выполненных расчетов аварии ULOF в натриевом быстром реакторе большой мощности с помощью кода COREMELT не выявили кризиса теплообмена. Однако карта режимов течения двухфазного потока теплоносителя в области натриевой полости, используемая в коде COREMELT, требует экспериментального подтверждения, так как оказывает существенное влияние на ход протекания аварийного процесса.

Итак, задачами предстоящих экспериментальных исследований являются обнаружение и регистрация вскипания и кипения натриевого теплоносителя в модели ТВС в условиях различных тепловых потоков, изучение влияния на режимы течения двухфазного потока различных конструктивных факторов, например, натриевой полости, расположенной над моделью ТВС, и ее размеров. Кроме того, необходимо подтверждение корректности расчетных результатов модели кипения, используемой в коде COREMELT.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА

В состав экспериментальной установки входят экспериментальный натриевый контур и вспомогательный натрий-калиевый контур [19]. Экспериментальный контур состоит из подъемного участка с расположенной в нем моделью ТВС из семи электрообогреваемых имитаторов твэлов и имитатора верхнего торцевого экрана, дыхательного бака, опускного участка и дополнительного подогревателя на входе в подъемную ветвь. Вспомогательный контур используется для охлаждения теплоносителя натриевого контура. Отвод тепла от натриевого контура осуществляется холодильником дыхательного бака экспериментального участка. Вспомогательный контур включает в себя воздушный теплообменник. Кроме того, оба контура снабжены системами очистки и контроля качества теплоносителя.

Схема экспериментального контура (рис. 2) представляет собой замкнутый контур циркуляции и состоит из экспериментального участка, содержащего модель ТВС с семью электрообогреваемыми имитаторами твэлов, дыхательного бака, опускного трубопровода и подъемного участка с дополнительным подогревателем.

Все трубопроводы, емкости и другие устройства экспериментального контура снабжены электрической системой подогрева для поддержания теплоносителя в жидком состоянии.

Имитатор твэла представляет собой цилиндрическую оболочку с внешним диаметром около 8 мм и длиной около 1000 мм с установленной в нее спиралью из тугоплавкого металла. Пространство между спиралью и оболочкой заполнено электроизоляционной засыпкой. Оболочка состоит из двух коаксиальных труб, изготовленных из жаропрочной стали. Обогреваемая длина имитатора твэла составляет 600 мм.

Для дистанционирования имитаторов твэлов в модельной сборке использована жаростойкая проволока, навитая в два захода на внешнюю поверхность оболочки имитатора с шагом 100 мм. Дистанционирование осуществляется ребром (дистанционирующей проволокой) по внешней поверхности имитатора.

Тепловыделяющая сборка состоит из семи имитаторов твэлов с треугольным шагом и помещена в шестигранный чехол, изготовленный из жаропрочной стали. Относительный шаг решетки $s/d = 1,125$. Чехол состоит из двух сваренных между собой желобов, изготовленных из листовой жаропрочной стали толщиной 3 мм. Чехол выполняет функцию корпуса тестовой секции, а его внешняя поверхность должна быть снабжена охранным подогревателем, различными датчиками и заключена в слой теплоизоляции.

В конструкции экспериментальной ТВС предусмотрена модель так называемой натриевой полости, представляющей собой пространство между активной зоной и верхним торцевым экраном. Организована данная полость посредством введения в канал подвижного цилиндрического вытеснителя на расстоянии около полуметра над модельными имитаторами твэлов. Вытеснитель и корпус сборки образуют узкий кольцевой зазор и создают местное сопротивление в выходной части канала, что может оказать существенное негативное влияние на двухфазный поток теплоносителя. В то же время натриевая полость может существенно повысить уровень самозащитенности реакторной установки. Дело в том, что во время вскипания и при продвижении паровой фазы в эту полость увеличивается вклад утечки нейтронов в реактивность – натриевый пустотный эффект реактивности в этой части сборки отрицателен. Данный факт позволяет говорить о том, что в аварийном режиме возможно периодическое вскипание и затухание процесса кипения натрия, и по расчетным данным [20] возможен устойчивый отвод тепла из активной зоны при малых расходах теплоносителя в условиях аварии типа ULOF.

В настоящее время завершены изготовление и монтаж основных узлов экспериментальной установки. Параллельно этим работам была модернизирована электротехническая часть экспериментального стенда AP-1 и приобретено современное измерительное

оборудование. Новое электротехническое оборудование стенда позволит осуществлять автоматическое регулирование температуры различных участков натриевого контура, программно управлять мощностью электрообогреваемых имитаторов твэлов, электромагнитных насосов и системы воздушного охлаждения натрий-калиевого контура.

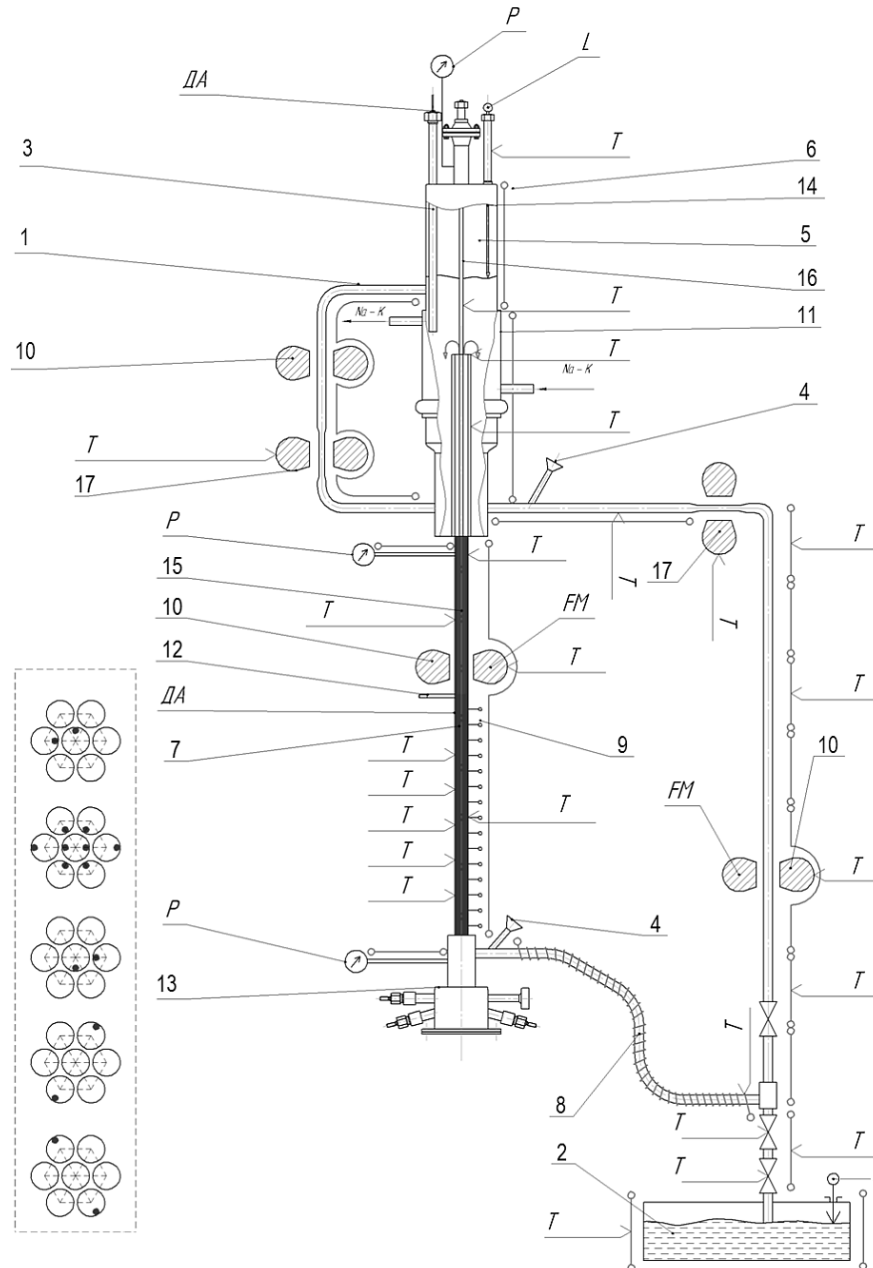


Рис. 2. Схема экспериментального контура: 1 – байпасная линия; 2 – бак с натрием; 3 – акустический датчик; 4 – патрубки для ввода термовар; 5 – газовая подушка; 6 – дыхательный бак с натрием; 7 – участок с моделью ТВС; 8 – дополнительный подогреватель; 9 – отводы потенциметрических датчиков; 10 – магнитные расходомеры; 11 – рубашка-холодильник с натрий-калиевым теплоносителем; 12 – токоподвод; 13 – узел размещения токоподводов имитаторов твэлов; 14 – уровнемер; 15 – область размещения вытеснителя; 16 – штанга вытеснителя; 17 – электромагнитный насос байпасной линии

СРЕДСТВА ИЗМЕРЕНИЯ И ОСНОВНЫЕ ИЗМЕРЯЕМЫЕ ПАРАМЕТРЫ

Сбор и обработка экспериментальных данных будет осуществляться при помощи двух систем. В первую очередь, будет использоваться программно-измерительный комплекс на базе платформы Compact RIO американской компании National Instruments, оснащенной несколькими блоками с двухъядерным процессором 1,33 ГГц и встроенной FPGA. Для связи между отдельными блоками используется стандарт Gigabit Ethernet, запись и хранение информации осуществляется на твердотельный накопитель посредством USB-интерфейса со скоростью передачи данных до 480 Мб/с.

Кроме этого предполагается использование отдельной рабочей станции с модулем сбора данных National Instruments NI 6251 и измерительной системой ADLINK DAQ.

В процессе проведения экспериментальной работы будет производиться измерение следующих технологических параметров:

- электрическая мощность имитаторов твэлов;
- расход и пульсации расхода теплоносителя в модельном контуре;
- давление теплоносителя на входе и выходе модели ТВС, пульсации давления, давление газовой подушки;
- температура стенок имитаторов твэлов в нескольких сечениях по длине участка энерговыделения;
- температура теплоносителя в различных участках контура, в том числе в зоне обогрева;
- регистрация наличия паровой фазы по высоте модели ТВС (потенциометрические датчики);
- акустическая эмиссия.

Визуализация и часть обработки данных будут осуществляться на двух отдельных рабочих станциях с использованием программного пакета NI Developer suite, в который входят средства разработки для создания систем автоматизированного сбора и обработки данных и визуализации процессов, такие как LabView и NI Industrial monitoring, а также средства программирования элементов FPGA системы CompactRIO.

ОСНОВНЫЕ ЭТАПЫ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

На первом этапе будут проводиться исследования течения двухфазного потока жидкометаллического теплоносителя при умеренных тепловых потоках. В этом случае целью экспериментов является исследование возможности реализации режимов стабилизированного течения двухфазного потока теплоносителя без возникновения кризиса теплообмена применительно к геометрии ТВС перспективных быстрых реакторов, а именно, изучение влияния на процессы кипения теплоносителя натриевой полости ее размеров, а также верхнего торцевого экрана.

Под стабилизацией процесса кипения понимается снижение интенсивности кипения в верхней части активной зоны и организация стабильного отвода тепла двухфазным теплоносителем в условиях естественной и смешанной циркуляции. В 70-х гг. прошлого века во Франции проводились исследования стабилизации кипения на модели ТВС. Анализ результатов этих опытов показывает, что возможность стабильного течения двухфазного потока жидкого металла сильно зависит от конструкции верхней части сборки. Некоторые результаты этих экспериментов говорят о том, что для стабильного кипения жидкометаллического теплоносителя необходимо снижение гидравлического сопротивления сборки в области торцевого экрана и выходной части сборки [19].

На втором этапе предполагается исследование условий возникновения кризиса теплообмена в области энерговыделения в стационарных режимах, а также отработка методики заблаговременной регистрации вскипания натрия при помощи совокупных дан-

ных, регистрируемых имеющейся аппаратурой. Эти эксперименты предполагается проводить в стационарных режимах при постоянных значениях мощности циркуляционного насоса и мощности имитаторов твэлов.

Последний этап исследований будет посвящен исследованию динамических режимов течения двухфазного потока натрия. Он, в основном, направлен на получение данных для верификации модели кипения, заложенной в коде COREMELT, и обоснования самозащищенности активной зоны натриевого быстрого реактора с натриевой полостью. Главная задача исследований на этом этапе состоит в моделировании различных аварийных режимов, в частности, аварии ULOF, и изучении влияния параметров натриевой полости на характер развития аварии.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты расчетных исследований аварии ULOF в натриевом быстром реакторе показывают, что характер режима кипения теплоносителя в активной зоне и, особенно, в натриевой полости, находящейся над активной зоной, оказывает сильное влияние на величину натриевого пустотного эффекта реактивности и соответственно на характер протекания аварийного процесса и его последствия.

В связи с этим требуется экспериментальное исследование влияния параметров натриевой полости на характер режима кипения натриевого теплоносителя как в активной зоне, так и в самой натриевой полости. Для проведения подобных экспериментальных исследований выполнена модернизация имеющегося в ГНЦ РФ-ФЭИ теплогидравлического стенда AP-1.

Результаты экспериментальных исследований позволят выполнить верификацию расчетных кодов, используемых для анализа и обоснования безопасности перспективных быстрых реакторов с натриевым теплоносителем.

Литература

1. *Адамов Е.О., Джалавян А.В., Лопаткин А.В. и др.* Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. // *Атомная энергия.* – 2012. – Т. 112. – Вып. 6. – С. 319-330.
2. *Рачков В.И.* Атомная энергетика как важнейший фактор устойчивого развития России в XXI в. // *Энергосбережение и водоподготовка.* – 2006. – №6. – С. 2-4.
3. *Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М. и др.* Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200. // *Атомная энергия.* – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 201-205.
4. *Kikuchi Y., Haga K.* Sodium boiling experiments in a 19-pin bundle under loss-of-flow conditions // *Nuclear Engineering and Design.* – 1981. – Vol. 66. – PP. 357-366.
5. *Haga K.* Loss-of-flow experiment in a 37-pin bundle LMFBR fuel assembly // *Nuclear Engineering and Design.* – 1984. – Vol. 82. – PP. 305-318.
6. *Yamaguchi K.* Flow pattern and dryout under sodium boiling conditions at decay power levels // *Nuclear Engineering and Design.* – 1987. – Vol. 99. – PP. 247-263.
7. *Huber F., Kaiser A., Mattes K. and Peppler W.* Steady state and transient sodium boiling experiments in a 37-pin bundle // *Nuclear Engineering and Design.* – 1987. – Vol. 100. – PP. 377-386.
8. *Huber F., Peppler W.* Boiling and dryout behind local blockages in sodium cooled rod bundles // *Nuclear engineering and design.* – 1984. – Vol. 82. – PP. 341-363.
9. *Kaiser A., Peppler W.* Flow rundown experiments in a seven pin bundle // *Nuclear Engineering and Design.* – 1977. – Vol. 43. – PP. 273-283.
10. *Kaiser A., Huber F.* Sodium boiling experiments at low power under natural convection conditions // *Nuclear Engineering and Design.* – 1987. – Vol. 100. – PP. 367-376.
11. *Gnadt P.A., Carbajo J.J., Dearing J.F.* Sodium boiling experiments in the THORS facility // *Nuclear Engineering and Design.* – 1984. – Vol. 82. – PP. 241-280.
12. *Seiler J.M.* Studies on sodium boiling phenomena in out-of-pile rod bundles for various

accidental situations in LMFBR: experiments and interpretations // Nuclear Engineering and Design. – 1984. – Vol. 82. – PP. 227-239.

13. *Gnadt P.A., Carbajo J.J., Dearing J.F.* Sodium boiling experiments in the THORS facility // Nuclear Engineering and Design. – 1984. – Vol. 82. – PP. 241-280.

14. *Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф. и др.* Исследования теплообмена и устойчивости кипения жидкометаллического теплоносителя в контуре естественной циркуляции. // Теплоэнергетика. – 2003. – №3. – С. 20-26.

15. *Sorokin G.A., Ninokata H., Sorokin A.P., Endo H., Ivanov Eu.F.* Numerical Study of Liquid Metal Boiling in the System of Parallel Bundles under Natural Circulation // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2006. – Vol. 43. – N 6. – PP. 623-634.

16. *Ефанов А.Д., Сорокин А.П., Иванов Е.Ф. и др.* Теплообмен при кипении жидкого металла в системе каналов в режиме естественной циркуляции. // Теплоэнергетика. – 2007. – №3. – С. 43-51.

17. *Волков А.В., Кузнецов И.А.* Усовершенствованная модель кипения натрия для анализа аварий в быстром реакторе. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – №2. – С. 101-111.

18. *Поплавский В.М., Матвеев В.И., Кузнецов И.А. и др.* Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на технико-экономические характеристики и безопасность перспективного быстрого реактора. // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 230-236.

19. *Хафизов Р.Р., Иванов Е.Ф., Привезенцев В.В., Сорокин А.П.* Вопросы экспериментального моделирования процесса кипения натрия в модели ТВС быстрого реактора в аварийных режимах. // Тезисы докладов и сообщений XIV Минского международного форума по тепломассообмену. – Минск: 2012. – Т. 2. – Ч. 1. – С. 374-375.

20. *Seiler J.M., Juhel D., Dufour Ph.* Sodium boiling stabilization in a fast breeder subassembly during an unprotected loss of flow accident. // Nuclear Engineering and Design. – 2010. – Vol. 240. – pp. 3329-3335.

Поступила в редакцию 14.10.2013

Авторы

Хафизов Руслан Рашитович, инженер-исследователь 2-ой категории, Институт ядерных реакторов и теплофизики (ИЯРиТ), ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ». E-mail: rhafizov@ippe.ru

Ашурко Юрий Михайлович, начальник лаборатории, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук. E-mail: ashurko@ippe.ru

Волков Андрей Викентьевич, ведущий научный сотрудник, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

Иванов Евгений Федорович, ведущий научный сотрудник, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук.

Привезенцев Виталий Владимирович, начальник лаборатории, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», кандидат техн. наук E-mail: privezentsev@ippe.ru

Сорокин Александр Павлович, заместитель директора ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», доктор техн. наук, E-mail: sorokin@ippe.ru

Кумской Виталий Васильевич, старший научный сотрудник, ИЯРиТ, ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ».

УДК 621.039.526.034+621.039.546.8:536.26

AR-1 EXPERIMENTAL MODEL AND FACILITY PREPARATION FOR THE PURPOSE OF EXPERIMENTAL INVESTIGATION OF SODIUM BOILING IN FUEL SUBASSEMBLY MOCKUP FOR NEW GENERATION FAST REACTOR SAFETY JUSTIFICATION

Khafizov R.R., Ashurko J.M., Volkov A.V., Ivanov E.F., Privezentsev V.V., Sorokin A.P., Kumskoy V.V.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leypunsky, Obninsk, Kaluga reg., Russia

ABSTRACT

Sodium coolant boiling in fast reactor core fuel subassemblies is an accidental operating mode of a nuclear power plant (NPP). In case of surge of sodium boiling the reactor core and all NPP technical characteristics must provide stable heat removal from fuel pins surface by means of boiling coolant. Therefore, the design solutions accepted for the reactor core must eliminate any possibilities of cladding melting or core structure damaging and, furthermore, a time reserve should be provided for stabilizing the operational mode.

One of the most vulnerable situations that may lead to coolant boiling in the Liquid metal fast reactor (LMFR) core resulting in a severe accident is an ULOF (Unprotected Loss of Flow) accident implying simultaneous main pumps electric supply failure and emergency shutdown system breakdown.

As part of the program for safety analysis and justification of perspective LMFR, checking some design solutions and obtaining experimental data for computer code verification work is currently underway to prepare sodium boiling experiments at the IPPE. The experiments will be focused on heat exchange analysis inside the fuel subassembly mockup in different sodium boiling regimes. This experimental work is part of the unified calculation-experimental complex developing program which will make possible to accurately determine operation modes for both operating and projected NPP.

The article presents a brief review of the sodium cooled fast reactor accidental operating mode due to coolant boiling in a fuel subassembly channel by the example of ULOF. Also the authors touch upon the issue of experimental investigations required for verification of two-phase liquid metal coolant models included in the COREMELT code. In addition, the article includes some information on preparation of the experimental facility for sodium boiling in fuel a subassembly mockup is provided as well as a description of the experimental data acquisition system.

Key words: fast reactor, reactor core, sodium, sodium hollow effect of reactivity, accident, boiling, experimental researches, model of fuel subassembly, program of researches.

REFERENCES

1. Adamov E.O., Dzhilovyan A.V., Lopatkin A.V. e.a. Konceptual'nye polozheniya strategii razvitiya yadernoj energetiki Rossii v perspektive do 2100 goda [Conceptual Development Strategy of Russian nuclear power in the run up to 2100]. *Atomnaya energiya*. 2012, vol. 112, no. 6, pp. 319–330.
2. Rachkov V.I. Atomnaya energetika kak vazhnejshij faktor ustojchivogo razvitiya Rossii v XXI v. [Nuclear energy as an important factor for sustainable development of Russia in XXI century]. *Energoberezhenie i vodopodgotovka*. 2006, no. 6, pp. 2–4.
3. Rachkov V.I., Poplavskij V.M., Tsibulya A.M. e.a. Konceptiya perspektivnogo energobloka

- s bystrym natrievym reaktorom BN-1200 [Concept of prospective of power unit with fast neutron reactor BN-1200]. *Atomnaya energiya*. 2010, vol. 108, no. 4, pp. 201–205.
4. Kikuchi Y., Haga K. Sodium boiling experiments in a 19-pin bundle under loss-of-flow conditions. *Nuclear Engineering and Design*. 1981, vol. 66, pp. 357–366.
 5. Haga K. Loss-of-flow experiment in a 37-pin bundle LMFBR fuel assembly. *Nuclear Engineering and Design*. 1984, vol. 82, pp. 305–318.
 6. Yamaguchi K. Flow pattern and dryout under sodium boiling conditions at decay power levels. *Nuclear Engineering and Design*. 1987, vol. 99, pp. 247–263.
 7. Huber F., Kaiser A., Mattes K., Pepler W. Steady state and transient sodium boiling experiments in a 37-pin bundle. *Nuclear Engineering and Design*. 1987, vol. 100, pp. 377–386.
 8. Huber F., Pepler W. Boiling and dryout behind local blockages in sodium cooled rod bundles. *Nuclear engineering and design*. 1984, vol. 82, pp. 341–363.
 9. Kaiser A., Pepler W. Flow rundown experiments in a seven pin bundle. *Nuclear Engineering and Design*. 1977, vol. 43, pp. 273–283.
 10. Kaiser A., Huber F. Sodium boiling experiments at low power under natural convection conditions. *Nuclear Engineering and Design*. 1987, vol. 100, pp. 367–376.
 11. Gnadt P.A., Carbajo J.J., Dearing J.F. Sodium boiling experiments in the THORS facility. *Nuclear Engineering and Design*. 1984, vol. 82, pp. 241–280.
 12. Seiler J.M. Studies on sodium boiling phenomena in out-of-pile rod bundles for various accidental situations in LMFBR: experiments and interpretations. *Nuclear Engineering and Design*. 1984, vol. 82, pp. 227–239.
 13. Gnadt P.A., Carbajo J.J., Dearing J.F. Sodium boiling experiments in the THORS facility. *Nuclear Engineering and Design*. 1984, vol. 82, pp. 241–280.
 14. Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F. e.a. Issledovaniya teploobmena i ustojchivosti kipeniya zhidkometallicheskogo teplonositelya v konture estestvennoj cirkulyacii [Investigation of heat transfer and stability of boiling liquid metal coolant in the circuit of natural circulation]. *Teploenergetika*. 2003, no. 3, pp. 20–26.
 15. Sorokin G.A., Ninokata H., Sorokin A.P., Endo H., Ivanov E.F. Numerical Study of Liquid Metal Boiling in the System of Parallel Bundles under Natural Circulation. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2006, vol. 43, no. 6, pp. 623–634.
 16. Efanov A.D., Sorokin A.P., Ivanov E.F. e.a. Teploobmen pri kipenii zhidkogo metalla v sisteme kanalov v rezhime estestvennoj cirkulyacii [Heat exchange at boiling of liquid metal in the channels system under natural circulation]. *Teploenergetika*. 2007, no. 3, pp. 43–51.
 17. Volkov A.V., Kuznecov I.A. Uovershenstvovannaya model' kipeniya natriya dlya analiza avarij v bystrom reaktore [Improved model of boiling sodium for analysis of accidents in fast reactor]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2006, no. 2, pp. 101–111.
 18. Poplavskij V.M., Matveev V.I., Kuznecov I.A. e.a. Issledovanie vliyaniya natrievogo pustotnogo efekta reaktivnosti na tehniko-ekonomicheskie harakteristiki i bezopasnost' perspektivnogo bystrogo reaktora [Investigation of the influence of the sodium void reactivity effect on the technical and economic characteristics and safety of perspective fast reactor]. *Atomnaya energiya*. 2010, vol. 108, no. 4, pp. 230–236.
 19. Hafizov R.R., Ivanov E.F., Privezencev V.V., Sorokin A.P. Voprosy eksperimental'nogo modelirovaniya processa kipeniya natriya v modeli TVS bystrogo reaktora v avarijnyh rezhimah. Tezisy dokladov i soobschenij XIV Minskogo mezhdunarodnogo foruma po teplomassoobmenu. [Issues of experimental simulation of process boiling of sodium in model fuel assembly of fast reactor at emergency modes. Abstracts and messages XIV Minsk International Forum on Heat and Mass Transfer]. Minsk. 2012, vol. 2, ch. 1, pp. 374–375.
 20. Seiler J.M., Juhel D., Dufour Ph. Sodium boiling stabilization in a fast breeder subassembly during an unprotected loss of flow accident. *Nuclear Engineering and Design*. 2010, vol. 240, pp. 3329–3335.

Authors

Khafizov Ruslan Rashitovich, Research Engineer (2-nd category), Institute for Nuclear Reactors and Thermal Physics (INR&T), FSUE «SSC RF-IPPE».

E-mail: rkhafizov@ippe.ru

Ashurko Yuriy Mikhaylovich, Head of Laboratory, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE»,
Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: ashurko@ippe.ru

Volkov Andrey Vikent'evich, Leading Researcher, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE»,
Cand. Sci. (Engineering).

Ivanov Evgeny Fyodorovich, Leading Researcher, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE»,
Cand. Sci. (Engineering).

Privezentsev Vitalij Vladimirovich, Head of Laboratory, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE»,
Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: privezentsev@ippe.ru

Sorokin Alexandr Pavlovich, Deputy Director, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE»,
Dr. Sci. (Engineering).

E-mail: sorokin@ippe.ru

Kumskoy Vitaliy Vaslievich, Senior Researcher, INR&T, FSUE «SSC RF-IPPE».