

УДК 621.039

Исследование теплогидравлики ВВЭР в аварийных и переходных режимах на стенде ПСБ-ВВЭР

В. Н. Блинков, О. И. Мелихов, В. И. Мелихов, И. В. Елкин, С. М. Никонов,
Ю. В. Парфенов

Сведения об авторах

Блинков Владимир Николаевич — доктор технических наук, профессор кафедры Атомных электрических станций МЭИ
Мелихов Олег Игорьевич — доктор физико-математических наук, зам. директора по научной работе АО «Электрогорский научно-исследовательский центр по безопасности атомных электростанций», профессор кафедры Атомных электрических станций МЭИ, e-mail: oleg.melikhov@erec.ru

Мелихов Владимир Игорьевич — доктор технических наук, профессор кафедры Атомных электрических станций МЭИ
Елкин Илья Владимирович — доктор технических наук, главный научный сотрудник АО «Электрогорский научно-исследовательский центр по безопасности атомных электростанций»

Никонов Сергей Михайлович — кандидат технических наук, доцент кафедры Атомных электрических станций МЭИ
Парфенов Юрий Вячеславович — доктор технических наук, зав. кафедрой Атомных электрических станций МЭИ

В 1998 г. был введен в строй интегральный стенд ПСБ-ВВЭР, моделирующий первый контур реакторной установки ВВЭР-1000 с объемно-мощностным масштабом 1:300. На сегодняшний день он является самой крупной установкой, способной работать при номинальных параметрах теплоносителя, в котором наиболее полно представлены все основные элементы первого контура, включая системы безопасности. Стенд ПСБ-ВВЭР предназначен для получения экспериментальных данных, необходимых для верификации расчетных теплогидравлических кодов, ориентированных на анализ теплогидравлических процессов в реакторных установках с водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР). Дополнительно стенд позволяет: анализировать методы и алгоритмы управления реакторной установкой при нарушении нормальных условий эксплуатации и в аварийных режимах; экспериментально подтверждать работоспособность элементов и систем энергоблоков в различных режимах эксплуатации и проверять инженерные решения, предлагаемые в новых проектах реакторных установок.

Приведено краткое описание интегрального стенда ПСБ-ВВЭР и представлен краткий обзор проведенных экспериментов. Описан пример использования экспериментальных данных, полученных на стенде для верификации расчетного кода RELAP5 на примере эксперимента «Течь 4,1% из холодного трубопровода», выполненного в рамках проекта под эгидой OECD. Использование экспериментального стенда для проверки инженерных решений, предлагаемых в новых проектах реакторных установок, и экспериментальных данных, полученных на стенде ПСБ-ВВЭР для анализа методов и алгоритмов управления реакторной установкой при нарушении нормальных условий эксплуатации и в аварийных режимах, рассмотрены на примерах обоснования новых пассивных систем безопасности, примененных в проектах АЭС-2006 и ВВЭР-ТОИ, и работ, выполненных в рамках проекта TACIS, посвященного проверке процедур по управлению авариями на АЭС с ВВЭР-1000. Подведены краткие итоги эксплуатации стенда и обозначены направления дальнейшего его использования.

Ключевые слова: теплогидравлика, интегральный стенд, безопасность АЭС, авария с потерей теплоносителя.

Investigating the thermal hydraulics of VVER-Type reactors in emergency and transient modes of their operation at the PSB VVER test facility

V. N. Blinkov, O. I. Melikhov, V. I. Melikhov, I. V. Elkin, S. M. Nikonov, Yu. V. Parfenov

Information about authors

Blinkov Vladimir N. — Dr.Sci. (Techn.), Professor of Nuclear Power Plants Dept., MPEI

Melikhov Oleg I. — Dr. Sci. (Phys.-Math.), Deputy Director of Scientific Work of «Electrogorsk Research Centre for the Safety of Nuclear Power Plants», Professor of Nuclear Power Plants Dept., MPEI, e-mail: oleg.melikhov@erec.ru

Melikhov Vladimir I. — Dr.Sci. (Techn.), Professor of Nuclear Power Plants Dept., MPEI

Elkin Ilya V. — Dr.Sci. (Techn.), Chief Researcher of «Electrogorsk Research Centre for the Safety of Nuclear Power Plants»

Nikonov Sergey M. — Ph.D. (Techn.), Assistant Professor of Nuclear Power Plants Dept., MPEI

Parfenov Yuriy V. — Dr.Sci. (Techn.), Head of Nuclear Power Plants Dept., MPEI

In 1998, the PSB-VVER integral test facility simulating the primary coolant circuit of the VVER-1000 reactor plant with a power capacity and volumetric scale of 1:300 was constructed and put in operation. At present, PSB-VVER is the largest test facility able to operate at the nominal coolant parameters, which contains, to the fullest extent, all main elements of the primary coolant circuit, including the safety systems. The PSB-VVER test facility is intended for obtaining experimental data necessary for verifying the thermal hydraulic codes aimed at analyzing the thermal hydraulic processes in VVER-based reactor plants. In addition, the PSB-VVER test facility allows the researchers to analyze methods and algorithms to control the reactor plant under the conditions of anticipated operational occurrences and in emergency modes of its operation. It also offers the possibility to experimentally confirm the operability of power unit elements and systems in various modes of their operation and to experimentally verify the engineering solutions proposed for the new designs of reactor plants.

The PSB VVER integral test facility is briefly described, and the experiments carried out on it are briefly reviewed. The use of the experimental data obtained at the facility for verifying the RELAP5 code is illustrated taking as an example the "4.1% leak from the cold leg" experiment carried out within the framework of the OECD-sponsored project. The use of the experimental facility for checking the engineering solutions proposed in the new designs of reactor plants and the use of experimental data obtained at the PSB-VVER test facility for analyzing the reactor plant control methods and algorithms under the conditions of anticipated operational occurrences and during accidents are considered on the examples of substantiating the new passive safety systems applied in the AES-2006 and VVER-TOI standard NPP designs (the latter abbreviation stands for a standard optimized design of an NPP based on the technology of VVER reactors with enhanced support by information technologies), as well as on the examples of studies carried out within the framework of the TACIS project devoted to checking the procedures for managing accidents at NPPs equipped with VVER-1000 reactors. The facility operation results are briefly summarized and the lines of its further use are outlined.

Key words: thermal hydraulics, integral test facility, NPP safety, loss of coolant accident.

Введение

Крупномасштабные интегральные стенды, моделирующие реакторные установки являются важными инструментами в работах по обоснованию безопасности атомных электростанций (АЭС). Несмотря на значительные затраты, связанные с их созданием, такие стенды есть во всех странах, активно развивающих атомную энергетику. К настоящему времени выработалось общее понимание места и роли интегральных стендов в процессе обоснования безопасности станций.

В конце 1990-х гг. в АО «ЭНИЦ» был построен крупномасштабный интегральный стенд ПСБ-ВВЭР, моделирующий первый контур реакторной установки ВВЭР-1000 с объемно-мощностным масштабом 1:300. Стенд такого масштаба и уровня систем управления и измерений стал первым в нашей стране и вошел в первую пятерку аналогичных крупнейших стендов в мире. Начиная с 2001 г. на нем было выполнено свыше 30 исследовательских экспериментов.

Краткое описание интегрального стенда ПСБ-ВВЭР

Интегральный стенд ПСБ-ВВЭР является четырехпетлевой моделью реакторных установок ВВЭР-1000/1200. Объемно-мощностной масштаб стенда — 1:300, высотный — 1:1. Это крупнейший стенд, моделирующий ВВЭР-1000/1200 и работающий при номинальных параметрах теплоносителей первого и второго контуров. Стенд позволяет воспроизводить большинство основных физических процессов и явлений, возникающих при авариях с потерей теплоносителя и в переходных режимах. На рис.1 представлен общий вид интегрального стенда ПСБ-ВВЭР, а в таблице приведены его основные характеристики.

Основные характеристики стенда ПСБ-ВВЭР

Название	Величина
Теплоноситель	вода
Число циркуляционных петель	4
Отношения объемов петель	1:1:1:1
Первый контур	
Давление, МПа	до 20
Температура теплоносителя, °С	до 350
Электрическая мощность модели активной зоны, МВт	до 10
Максимальная электрическая мощность имитатора твэл, кВт	60
Расход теплоносителя через модель активной зоны, м ³ /ч	до 280
Электрическая мощность байпасной секции, кВт	до 50
Мощность электронагревателя КД, кВт	до 80
Второй контур	
Давление, МПа	до 13
Температура пара, °С	до 320
Температура питательной воды, °С	до 270
Расход питательной воды на один ПГ, м ³ /ч	до 7
Тепловая мощность одного ПГ, МВт	до 2,5

Стенд состоит из четырех петель, замкнутых на модель реактора. Каждая петля содержит главный циркуляционный насос (ГЦН), парогенератор (ПГ), «холодный» и «горячий» трубопроводы. Одна из петель оснащена специальными патрубками для подсоединения к системе имитации течи из первого контура. В состав стенда также входят компенсатор давления (КД) и система аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ), которая на рис. 1 не показана.

Модель реактора состоит из четырех элементов: внешнего опускного участка (ОУ), рабочего участка (РУ) с моделью активной зоны, байпаса активной

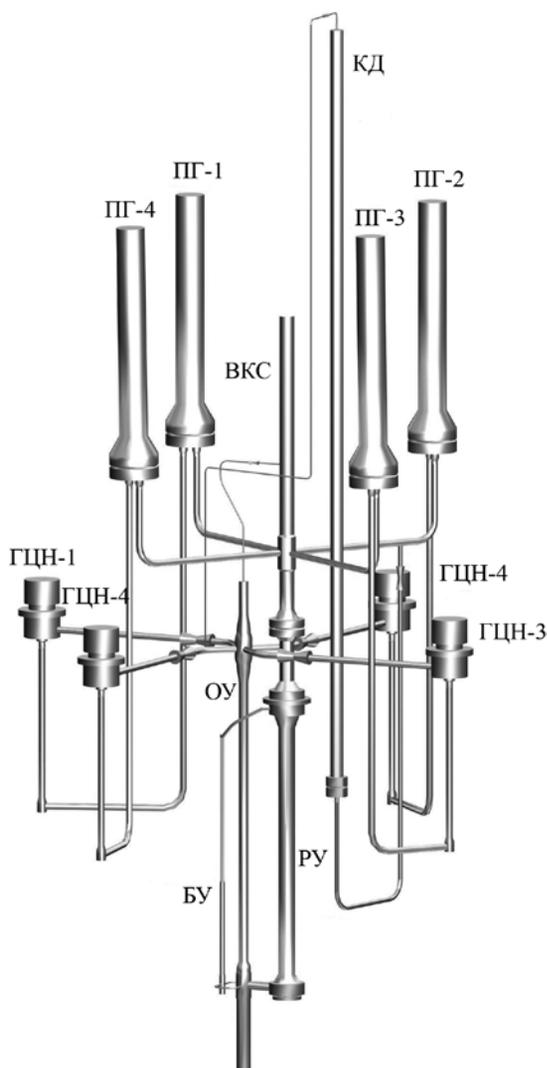


Рис. 1. Общий вид стенда ПСБ-ВВЭР

зоны (БУ), верхней камеры смешения (сборной камеры) (ВКС). Модель активной зоны представляет собой пучок электрообогреваемых имитаторов твэл (168 твэлов) с косвенным нагревом мощностью до 10 МВт.

Второй контур стенда спроектирован по разомкнутой схеме. Расход питательной воды, поступающей в парогенераторы, меняется регулируемыми вентилями. Температура питательной воды может варьироваться с помощью холодильника и электронагревателя. Пар из парогенераторов направляется в специальный технологический конденсатор.

Стенд ПСБ-ВВЭР оснащен системами, позволяющими максимально реалистично моделировать процессы, проходящие в реакторной установке ВВЭР при переходных и аварийных режимах. К ним относятся системы подпитки-продувки первого контура, газоудаления, впрыска в компенсатор давления, имитации непосадки клапана импульсного предохранительного устройства КД (ИПУ КД) и быстродействующей редукционной установки сброса пара в атмосферу (БРУ-А), имитации выбега и заклинивания ГЦН.

Стенд оснащен современными системами автоматизированного сбора научной информации (АСНИ), а также контроля и управления (СКУ). АСНИ включает более 1000 измерительных каналов с частотой опроса 20 Гц и 16 каналов с частотой опроса до 1 кГц.

Стенд предназначен для получения экспериментальных данных, необходимых для верификации расчетных теплогидравлических кодов, ориентированных на анализ теплогидравлических процессов в реакторных установках с реакторами ВВЭР.

На стенде может решаться и ряд следующих вспомогательных задач:

- 1) анализ методов и алгоритмов управления реакторной установкой при нарушении нормальных условий эксплуатации и в аварийных режимах;
- 2) экспериментальное подтверждение работоспособности элементов и систем энергоблоков в различных режимах эксплуатации;
- 3) проверка инженерных решений, предлагаемых в новых проектах реакторных установок.

Эксперименты для верификации теплогидравлических кодов

В результате исследовательских работ за рубежом в течение последних 40 лет был разработан ряд системных теплогидравлических кодов (ATHLET, RELAP5, TRAC, CATHARE и др.) для моделирования поведения водоохлаждаемых реакторов при аварийных и переходных режимах. Эти коды верифицировались на большом количестве экспериментальных данных, полученных для условий, реализующихся при аварийных и переходных режимах на зарубежных АЭС с водо-водяными реакторами.

Под эгидой OECD/CSNI (Organization for Economic Cooperation and Development — Организация Экономической Взаимопомощи и Развития и Committee of the Safety of Nuclear Installations — Комитет по безопасности ядерных установок) проводилась большая работа по созданию теоретических основ независимой оценки расчетных кодов и с целью достижения единообразного понимания таких категорий, как соответствующие теплогидравлические явления; наличие, пригодность и необходимость баз опытных данных; возможности расчетных кодов моделировать те или иные теплогидравлические явления. Таким образом, были созданы описания переходных и аварийных режимов, идентифицированы теплогидравлические явления, реализующиеся в этих режимах, определены необходимые требования к расчетным кодам по моделированию явлений, установлена потребность в экспериментальных данных и т.д., на основании чего были разработаны матрицы валидации, устанавливающие взаимосвязи между этими категориями [1].

Для анализа безопасности АЭС с ВВЭР были разработаны специальные матрицы валидации, учитывающие специфические особенности данного типа

реакторных установок [2]. Основным результатом этой деятельности — определение так называемых «белых пятен» в матрицах валидации для ВВЭР, что означает отсутствие экспериментальных данных для идентифицированных явлений. Большая часть этих «белых пятен» была обусловлена отсутствием до 2000 г. крупномасштабных интегральных установок, моделирующих ВВЭР.

Эксперименты, выполненные на ПСБ-ВВЭР в 2001—2014 гг., закрыли большую часть вышеупомянутых «белых пятен». Приведем неполный перечень этих экспериментов.

1. Течь 1,4% из первого контура во второй.
2. Течи из «холодного» трубопровода: 0,35; 0,58; 2,4; 4,1; 6,2; 11; 16%.
3. Течи из верхней камеры смешения: 2,4; 11; 16%.
4. Течь 26% из паропровода ПГ.
5. Гильотинные разрывы циркуляционного трубопровода: на входе и выходе из модели реактора.
6. Отключение ГЦН: одного, четырех.
7. Потеря питательной воды ПГ.
8. Полное обесточивание станции.
9. Непосадка клапана ИПУ КД.
10. Исследование естественной циркуляции при пошаговом уменьшении массы теплоносителя в первом контуре.

Размер течи в вышеперечисленных экспериментах указан в процентах относительно сечения главного циркуляционного трубопровода реакторной установки ВВЭР-1000 с учетом масштаба экспериментального стенда.

В результате выполнения экспериментов были получены опытные данные, необходимые для валидации теплогидравлических кодов. На основе системной платформы STRESA, разработанной Объединенным исследовательским центром Европейского Союза, и полученных экспериментальных данных была создана электронная база опытных данных, удобная для выполнения валидации кодов [3].

Рисунки 2, 3 демонстрируют результаты валидации, выполненной на основе экспериментов на ПСБ-ВВЭР. На них представлено нестационарное поведение давления в первом контуре и температуры оболочки имитатора твэл, полученные в эксперименте «Течь 4,1% из холодного трубопровода». Этот эксперимент был выполнен в рамках международного проекта под эгидой OECD. В проекте участвовали организации из России, США, Чехии, Финляндии, Франции, Италии и Германии. Эксперимент проходил по сценарию, аналогичному сценарию сопоставительных экспериментов, ранее проведенных на зарубежных интегральных экспериментальных установках LOBI, SPES, BETHSY и LSTF [4].

На полученных экспериментальных данных был валидирован код RELAP5/MOD3.2. Исследовались возможности кода моделировать следующие явления: двухфазную естественную циркуляцию в первом кон-

туре, асимметричное поведение петель, очистку гидрозатвора, образование бассейна в верхней камере смешения, теплопередачи в заполненной и частично осушенной зонах, теплогидравлику компенсатора давления и дыхательного трубопровода. Было получено хорошее соответствие между результатами расчетов и экспериментальными данными (см. рис. 2, 3). Расхождения расчетных и экспериментальных кривых в основном лежат в коридоре ошибок измерений.

Экспериментальная проверка инженерных решений, предлагаемых в новых проектах РУ

Для предотвращения перехода широкого спектра запроектных аварий с потерей теплоносителя и отказом активной части САОЗ в тяжелую стадию в новых проектах АЭС с ВВЭР, таких как АЭС-2006 (типовой проект российской атомной станции нового поколения «3+» с улучшенными технико-экономическими показателями) и ВВЭР-ТОИ (типовой, оптимизированный и информатизированный проект двухблочной АЭС с реактором ВВЭР-1300), используются новые пассивные системы безопасности: гидроемкости второй (ГЕ-2) и третьей ступеней (ГЕ-3) и система пассивного отвода тепла от парогенераторов (СПОТ).

Система ГЕ-2 предназначена для предотвращения осушения активной зоны и отвода остаточного тепла от активной зоны при течах из первого контура реакторной установки в условиях полной потери источников переменного тока, включая дизель генераторы, в течение 24 ч (при совместной работе со СПОТ).

Система ГЕ-3 служит для предотвращения осушения активной зоны и отвода остаточного тепла от активной зоны при запроектных авариях после исчерпания запаса воды в системе ГЕ-2 в интервале времени от 24 до 72 ч с момента возникновения исходного события.

СПОТ отводит тепло от парогенераторов при помощи воздушных теплообменников. Движение в пароконденсатных контурах СПОТ осуществляется за счет естественной циркуляции.

В 2008—2010 гг. на полномасштабном стенде безопасности ПСБ-ВВЭР было выполнено два эксперимента по обоснованию эффективности новых пассивных систем безопасности ГЕ-2 и СПОТ применительно к условиям проекта АЭС-2006:

- малая течь 0,35% из «холодного» трубопровода;
- гильотинный разрыв главного циркуляционного трубопровода на входе в реактор.

В экспериментах моделировалась полная потеря источников переменного тока и работа новых пассивных систем ГЕ-2 и СПОТ. Они проходили по одному сценарию с одинаковыми граничными условиями. Продолжительность составляла 24 ч.

В 2012 г. на стенде ПСБ-ВВЭР было выполнено девять экспериментов трех различных типов по обоснованию эффективности новых пассивных систем безо-

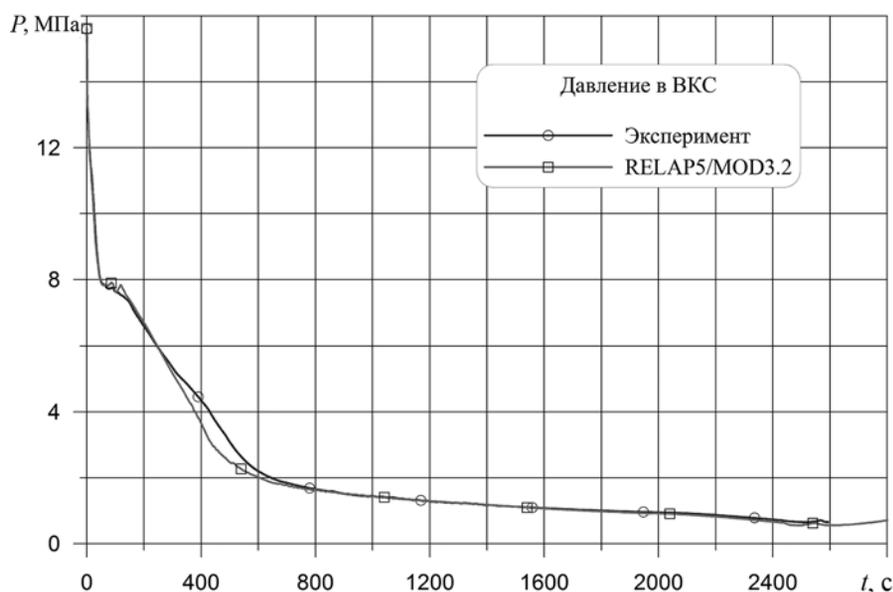


Рис. 2. Изменение во времени давления в первом контуре (экспериментальные данные и результаты расчета кодом RELAP5)

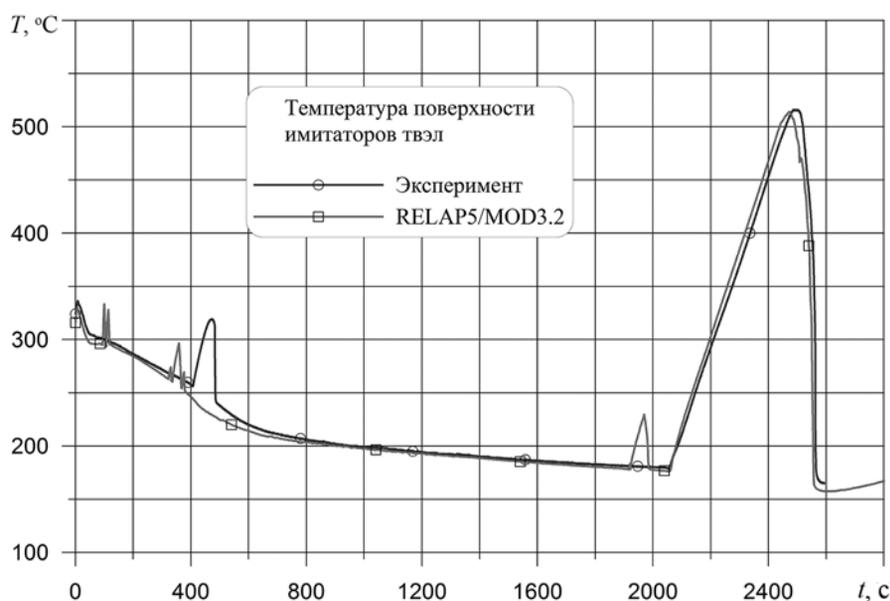


Рис. 3. Изменение во времени температуры оболочки имитаторов ТВЭЛ (экспериментальные данные и результаты расчета кодом RELAP5)

пасности GE-2, GE-3 и СПОТ применительно к проекту ВВЭР-ТОИ:

- гильотинный разрыв главного циркуляционного трубопровода на входе в реактор;
- обрыв дыхательного трубопровода компенсатора давления;
- малая течь 0,58% из «холодного» трубопровода.

В экспериментах моделировалась полная потеря источников переменного тока и работа новых пассивных систем GE-2, GE-3 и СПОТ. Они осуществлялись по одному сценарию с одинаковыми граничными условиями. Продолжительность экспериментов — от 24 до 72 часов.

Экспериментальные результаты 2008 — 2012 гг. подтвердили эффективность пассивных систем безо-

пасности, предусмотренных в новых проектах ВВЭР, с точки зрения выполнения проектных функций охлаждения активной зоны.

На основании полученных данных была сделана верификация российских расчетных кодов ТРАП-КС, КОРСАР/ГП и СОКРАТ. На рис. 4 в графическом виде представлено сравнение экспериментальных и расчетных данных, полученных при помощи тяжелоаварийного кода СОКРАТ для режима «Малая течь 0,58% из «холодного» трубопровода».

Результаты расчета показали, что тяжелоаварийный код СОКРАТ удовлетворительно описывает основные теплогидравлические процессы, имеющие место в первом и втором контурах стенда ПСБ-ВВЭР, на протяжении рассмотренного (72 ч) аварийного процесса.

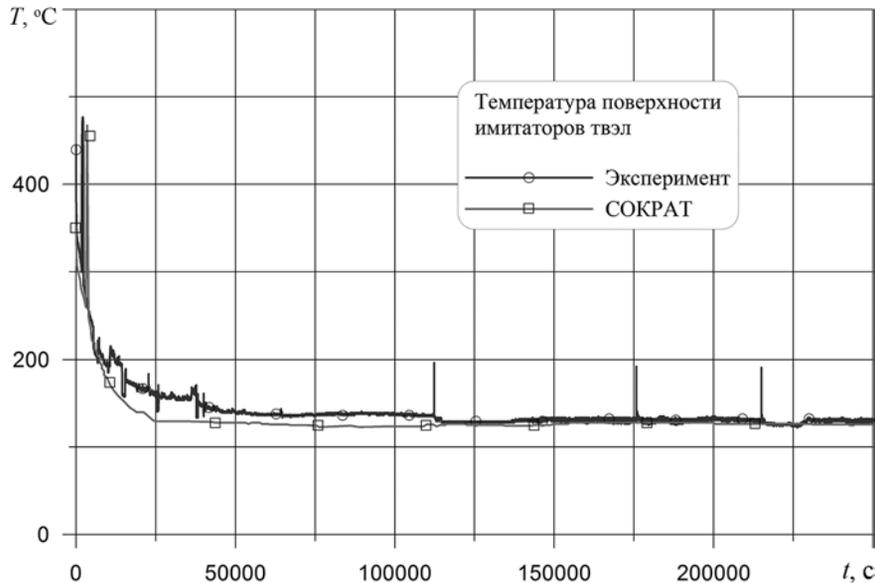


Рис. 4. Изменение во времени температуры оболочки имитатора ТВЭЛ (экспериментальные данные и результаты расчета кодом СОКРАТ)

Экспериментальные исследования в обоснование процедур управления авариями для АЭС с ВВЭР-1000

В рамках Европейского проекта TACIS (Technical Assistance for the Commonwealth of the Independent States — Техническая помощь странам СНГ) на крупномасштабном интегральном стенде ПСБ-ВВЭР в 2004 — 2005 гг. прошли 15 экспериментов по проверке процедур по управлению авариями на АЭС с ВВЭР-1000. Со стороны Европейского Союза в проекте участвовал Университет г. Пизы (Италия), а с российской стороны — АО «ЭНИЦ», РНЦ «Курчатовский институт», ОКБ «Гидропресс» и Балаковская АЭС. В качестве базового рассматривался третий блок Балаковской АЭС.

Основными целями проекта являлись критическая оценка современного состояния процедур по управлению авариями для АЭС с ВВЭР-1000 и выполнение исследований, направленных на расширение числа потенциальных процедур или стратегий управления авариями для АЭС с ВВЭР-1000.

На первой стадии проекта TACIS была разработана программа из 12 наиболее представительных экспериментов применительно к анализу аварийных режимов АЭС с ВВЭР-1000 с учетом действий процедур по управлению авариями. В экспериментах моделировались следующие аварийные ситуации: течи из первого контура и из первого во второй контур, разрыв паропровода, неподача ИПУ КД, потеря питательной воды и обесточивание АЭС.

Специалистами Университета г. Пизы были выполнены расчеты аварийных режимов для блока № 3 Балаковской АЭС и претестовые расчеты экспериментов для стенда ПСБ-ВВЭР. Результаты анализировались

экспертами ОКБ «Гидропресс», РНЦ «Курчатовский институт» и АО «ЭНИЦ».

После выполнения основной программы эксперимента были дополнительно проведены три эксперимента, которые были аналогами трех из двенадцати ранее выполненных. Отличие новых экспериментов от своих аналогов заключалось в изменении одного какого-либо граничного условия для более детального выявления его влияния на развитие аварийного процесса и эффективности процедуры управления аварией.

В ходе выполнения экспериментов на стенде ПСБ-ВВЭР была воспроизведена феноменология аварийных процессов, включая имитируемые процедуры по управлению аварией, и получены экспериментальные данные для верификации расчетных кодов применительно к этим условиям.

На рис. 5, 6 показано поведение основных параметров в эксперименте «Полная потеря питательной воды с отказом системы аварийного охлаждения активной зоны высокого давления (САОЗ ВД) и действиями оператора по разгерметизации второго контура».

В данном эксперименте была реализована процедура «подпитки-продувки» по второму контуру с подачей воды в парогенераторы от внешнего источника (данная процедура может быть реализована подачей воды в парогенераторы от насосов пожарных машин, либо за счет пассивной подачи питательной воды из питательного тракта и деаэраторов). Для этого оператор снижал давление в двух парогенераторах (№ 1 и 4) до 1 МПа путем полного открытия БРУ-А и обеспечивал суммарную подачу воды в эти парогенераторы с расходом соответствующим расходу 20 кг/с для ВВЭР-1000. Как следует из рис. 5, 6, данная процедура позволила обеспечить устойчивое расхолаживание модели реакторной установки.

Экспериментальные исследования, выполненные в рамках проекта TACIS, показали эффективность предполагаемых процедур по управлению авариями [5].

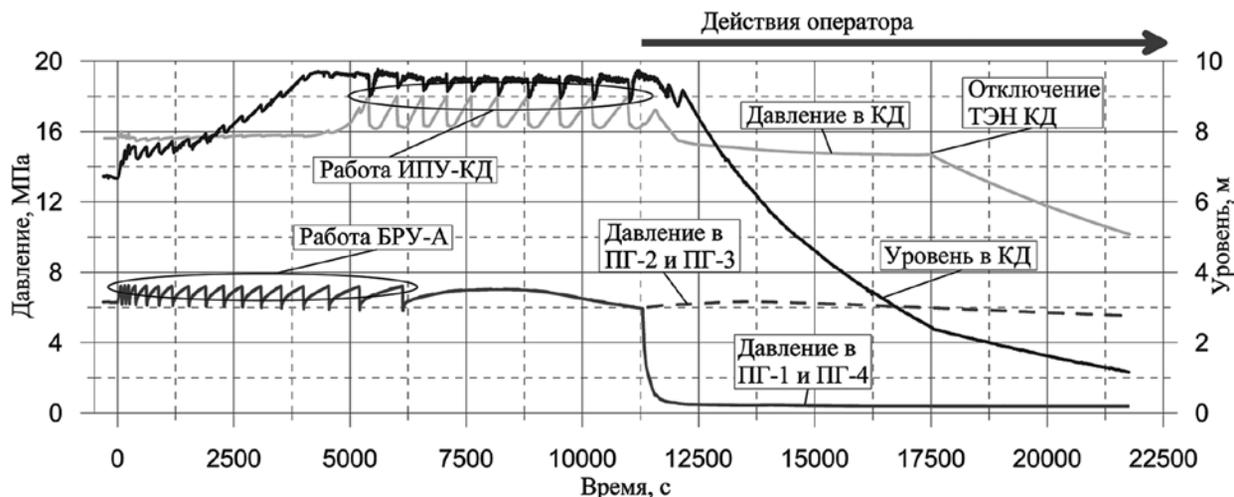


Рис. 5. Зависимость от времени давления первого и второго контура и уровня в компенсаторе давления

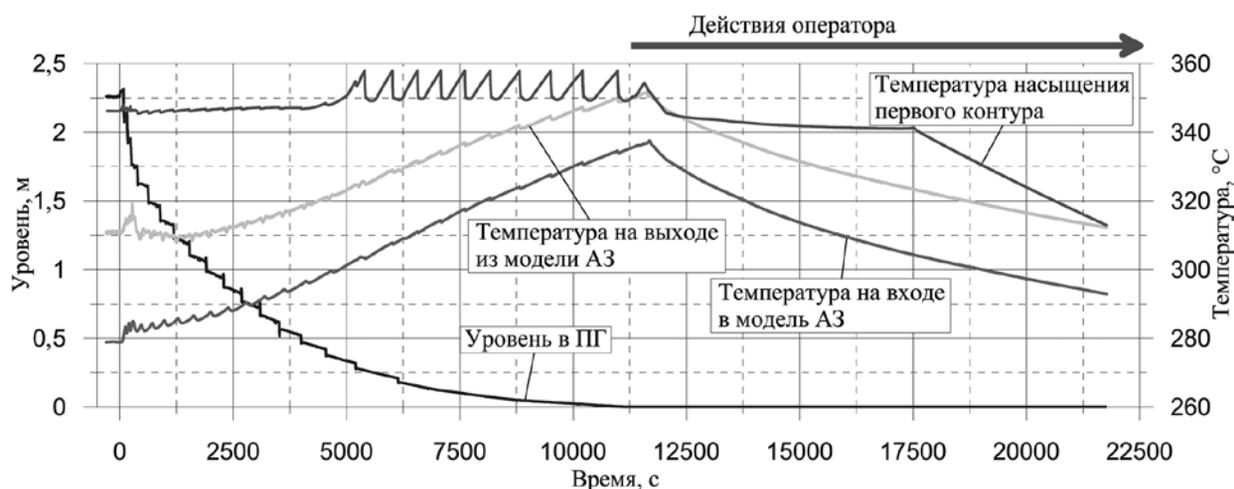


Рис. 6. Зависимость от времени уровня в парогенераторах, температуры на входе и выходе из модели активной зоны и температуры насыщения при давлении первого контура

Полученные на стенде ПСБ-ВВЭР данные были использованы при разработке и модификации методологии для создания процедур управления авариями и при ревизии имеющихся процедур управления авариями.

Заключение

Главным итогом выполнения экспериментальных исследований на стенде ПСБ-ВВЭР явилось создание базы опытных данных по аварийным и переходным режимам АЭС с ВВЭР, в том числе с учетом процедур управления авариями и работой новых пассивных систем безопасности.

Следствием выполненных экспериментов стала аттестация основных расчетных кодов, используемых для анализов безопасности АЭС с ВВЭР (ТРАП, КОРСАР, БАГИРА, RELAP5, CATNARE). Во всех верификационных отчетах, представленных в Совет по аттестации программных средств, есть специальный раздел, посвященный верификации на экспериментах на ПСБ-ВВЭР. Именно она позволила сформулировать

конкретные выводы о точности расчетов кодами, приведенными в аттестационных паспортах.

Описанные экспериментальные исследования, выполненные на стенде ПСБ-ВВЭР, далеко не исчерпывают весь его потенциал. Основными направлениями, по которым планируется проведение дальнейших экспериментальных исследований на ПСБ-ВВЭР, являются стояночные режимы и режимы с неконденсирующимися газами.

После завершения исследований на ПСБ-ВВЭР этот стенд можно использовать (совместно с ведущими вузами) в качестве учебного при подготовке специалистов по безопасности АЭС.

Литература

1. Annunziato A. e. a. CSNI Integral Test Facility Validation Matrix for the Assessment of Thermal-Hydraulic Codes for LWR LOCA and Transients // Rep. № 132, OECD/CSNI. Paris, 1996.

2. **Validation** Matrix for the Assessment of Thermal-Hydraulic Codes for VVER LOCA and Transients // Rep. OECD Supp. Group on the VVER Thermal-Hydraulic Code Validation Matrix. NEA/CSNI/R, 2001.

3. **А.с. № 2007620218.** Электронная база опытных данных по теплофизическим проблемам безопасности АЭС с водоохлаждаемыми реакторными установками «EREC-STRESA» / В.Н. Блинков и др. М.: ФГУП «ЭНИЦ», 2007.

4. **Annunziato A. e. a.** Towards the Next Generation of Nuclear Power Reactors // Proc. 5th Intern. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-5). Salt Lake City (USA), 1992. V. 6. P. 1570 — 1576.

5. **Блинков В.Н. и др.** Верификация процедур по управлению авариями АЭС с ВВЭР-1000 на стенде ПСБ-ВВЭР // Новое в российской электроэнергетике. 2010. № 11. С. 21 — 33.

Статья поступила в редакцию 10.06.2016