

УДК: 621.039.58

DOI: 10.26277/SECNRS.2021.99.1.002

© 2021. Все права защищены.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ В ФБУ «НТЦ ЯРБ» СИМУЛЯТОРА ВВЭР ДЛЯ ПОДДЕРЖКИ ЭКСПЕРТИЗЫ РАСЧЕТНОГО ОБОСНОВАНИЯ ПРОЦЕДУР ПО УПРАВЛЕНИЮ ЗАПРОЕКТНЫМИ АВАРИЯМИ

Бузыкина Д. Ю.* (buzikina@secnrs.ru),
Козлова Н. А.*, к. т. н. (kozlova@secnrs.ru),
Фукс Р. А.*, к. т. н. (fuchs@secnrs.ru)

Статья поступила в редакцию 14 января 2021 г.

Аннотация

Описываются структура и возможности симулятора ВВЭР, разрабатываемого для использования при выполнении независимых экспертных расчетов в рамках экспертизы расчетного обоснования процедур РУЗА и РУЗА(Т).

Представленный симулятор ВВЭР предназначен для моделирования в ускоренном режиме, а также в режиме реального времени запроектных аварий, в том числе переходящих в тяжелую стадию, как без учета, так и с учетом действий оперативного персонала по управлению аварией. Симулятор позволяет проводить сквозной расчет запроектных аварий от исходного состояния до тяжелого повреждения топлива и корпуса реактора, включая внутрикорпусную и внекорпусную стадии тяжелой аварии. Данный симулятор может быть адаптирован под любой энергоблок АС с реактором ВВЭР-1000, ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ.

Математическая модель симулятора ВВЭР включает модели реакторной установки (на основе сертифицированного кода SMS), модель внутрикорпусной и внекорпусной стадий тяжелой аварии. Такой набор расчетных моделей соответствует объему моделирования, реализованному при выполнении анализа аварий в отчете по обоснованию безопасности.

Использование симулятора ВВЭР для поддержки экспертных заключений актуально, так как выполнение независимых расчетных анализов позволяет либо подтвердить выводы Заявителя, либо обосновать замечания экспертов, что повышает качество экспертизы. Кроме того, симулятор может быть использован для учебного процесса, а также в кризисном центре Ростехнадзора, как средство для выполнения быстрых оценочных и прогнозных расчетов. По мере его дальнейшего развития объем верификации его вычислительных моделей будет увеличиваться.

► **Ключевые слова:** симулятор, независимые экспертные расчеты, расчетное обоснование процедур РУЗА и РУЗА(Т).

* Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия.

USE OF THE VVER SIMULATOR IN «SEC NRS» FOR THE SUPPORT OF EXPERT REVIEW OF BEYOND-DESIGN-BASIS ACCIDENT MANAGEMENT PROCEDURES

Buzykina D. Yu.*,
Kozlova N. A.*, Ph. D.,
Fuks R. L.*, Ph. D.

Article is received on January 14, 2021

Abstract

Structure and capabilities of the VVER simulator developed for use in performing independent expert calculations in the framework of the expert reviews of design-basis justifications for BDBA and SAMG procedures are described.

The VVER simulator is intended for simulation of beyond-design-basis accidents, including severe accidents, in accelerated mode, as well as in real time, both without taking into account, and taking into account the operations personnel actions on accident management. The simulator allows performing a through calculation of beyond design basis accidents from the initial state to fuel severe damage, including the in-vessel and out-of-vessel stages of accident. This simulator can be adapted for each of NPP units with VVER-1000, VVER-1200 and VVER-TOI.

The VVER simulator mathematical model includes models of a reactor facility (based on certified CMS code), and a model of the in-vessel and out-of-vessel stages of a severe accident. Such set of computational models corresponds to the scope of modeling implemented in the accident analysis in the safety analysis report.

Use of VVER simulator in supporting expert reports is relevant, since the performance of independent calculation analysis allows either confirming the Applicant's conclusions or substantiating the Experts' comments, which increases the expert review quality. In addition, the simulator can be used for the educational process, as well as in Rostekhnadzor the crisis center, as a tool for performing quick estimates and predictive calculations. As it is further developed, the scope of verification of its computational models will accumulate.

► **Keywords:** *simulator; independent expert calculations, design-basis justifications for BDBA and SAMG procedures.*

* Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Moscow, Russia.

Введение

В соответствии с требованиями п. 1.2.16 федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15) [1] в рамках обоснования безопасности атомных станций (АС) должен быть выполнен реалистичный анализ запроектных аварий (ЗПА), на основе которого разрабатываются руководства по управлению такими авариями. Специальным направлением выполнения анализа ЗПА является расчетное обоснование эффективности действий по управлению ЗПА, предусмотренных в процедурах и инструкциях руководств по управлению запроектными авариями (РУЗА), которое в Российской Федерации является предметом экспертизы в рамках процедуры лицензирования.

Согласно положениям GSR-4 [2] важным аспектом такой экспертизы является выполнение независимых экспертных расчетов, целью которых является либо подтверждение результатов анализа, представленных на экспертизу Заявителем, либо подтверждение замечаний (комментариев), сделанных в процессе экспертизы. Для повышения объективности экспертных оценок независимые расчеты выполняются с применением программ для ЭВМ, альтернативных программам, используемым проектными и конструкторскими организациями, для обоснования безопасности АС.

В ФБУ «НТЦ ЯРБ» для этой цели может быть использован специально разработанный симулятор ВВЭР. При этом расчетные модели реакторной установки (РУ) и защитной оболочки созданы на основе теплогидравлического программного комплекса «СМС». Этот комплекс, разработанный в АО «ИГЦ «ДЖЭТ» для использования на полномасштабных тренажерах АС, прошел процедуру проведения экспертизы программ для ЭВМ [3] и передан в ФБУ «НТЦ ЯРБ» в 2019 г. в рамках лицензионного соглашения для выполнения экспертных расчетов. Этот программный комплекс используется на большинстве полномасштабных тренажеров АС России, а также в Белоруссии, Китае, Индии и Бангладеш.

Возможности симулятора расширены за счет включения в него модели тяжелых аварий, позволяющей выполнять моделирование внутрикорпусной и внекорпусной стадий запроектной аварии с плавлением топлива и разрушением корпуса реактора. Симулятор позволяет проводить сквозной расчет аварийного режима от заданного исходного состояния РУ до внекорпусной стадии тяже-

лой запроектной аварии в ускоренном режиме (в 5–7 раз быстрее реального времени). Поскольку аварийные режимы с плавлением топлива продолжаются длительное время, возможности выполнения расчета в ускоренном режиме особенно актуальны. Кроме того, ускоренный режим позволяет использовать симулятор для выполнения экспресс-прогноза развития аварийной ситуации и ее последствий. Первые разработки модели для экспресс-прогноза были предприняты в 2011 г. [4].

Объем моделирования

При разработке математической модели симулятора использовались тренажерные технологии [5]. Математическая модель симулятора ВВЭР включает модели РУ, герметичного ограждения (контейнента), систем безопасности, защиты, контроля и автоматики, а также модели физических процессов и явлений, сопровождающих внутрикорпусную и внекорпусную стадии тяжелой аварии. Такой объем моделирования соответствует объему, реализованному при расчетном обосновании безопасности энергоблока в рамках отчета по обеспечению безопасности, процедур и инструкций РУЗА. При этом учтена возможность наложения множественных отказов оборудования энергоблока, в том числе в процессе развития аварии, и различных вариантов действий операторов, в частности связанных с подключением мобильной техники.

Применение симулятора позволяет выполнять варианты расчетов, на основе которых можно выбирать оптимальную стратегию управления аварией и подтверждать ее эффективность.

Комплексы симуляторов ВВЭР могут быть использованы для расчетов на одном компьютере. При этом организуется обмен данными между этими симуляторами, что дает возможность выполнения комплексного расчета аварии, затрагивающей несколько энергоблоков на многоблочной АС.

Конфигурация симулятора ВВЭР

Модель РУ включает в себя реактор, четыре петли с парогенераторами и системы безопасности. Активная зона смоделирована тринадцатью параллельными каналами – четыре (по числу петель) группы каналов с тремя подгруппами тепловыделяющих сборок (ТВС) с максимальным, средним и минимальным энерговыделением и отдельный канал (одиночный тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ)) с максимальным по активной зоне

энерговыделением. При этом учитываются энерговыделения в каждой из 163 ТВС.

Интегральная модель реактора работает в интерфейсе с моделью тяжелых аварий. Модель тяжелых аварий предназначена для моделирования тяжелой стадии аварии с плавлением активной зоны и разрушением корпуса реактора [6] и включает в себя:

- моделирование разогрева, расплавления активной зоны реактора ВВЭР с моделированием каждой кассеты;
- моделирование образования локальных и полных блокад проходного сечения с образованием локальных бассейнов расплава;
- моделирование взаимодействия расплавленных материалов активной зоны с теплоносителем, внутрикорпусными устройствами и корпусом реактора;
- моделирование парциркуляционной реакции в ТВЭЛ и расплаве с выделением водорода и тепла;
- учет разгерметизации ТВЭЛ с выделением накопленных радиоактивных продуктов;
- моделирование температурных полей в бассейне расплава в нижней камере реактора и корпусе реактора;
- разрушение корпуса реактора ВВЭР;
- моделирование поведения расплавленных материалов активной зоны после выхода из корпуса реактора – взаимодействие расплава с бетоном с выделением газов и образованием каверны для энергоблоков ВВЭР, не оборудованных устройством локализации расплава (УЛР); взаимодействие расплава с наполнителем (жертвенным материалом) и элементами конструкции УЛР (для энергоблоков, оборудованных УЛР);
- моделирование мероприятий по управлению тяжелой аварией, включая использование передвижных источников электроснабжения и средств подачи воды в первый контур и в шахту реактора для обеспечения расхолаживания активной зоны реактора.

В модели контайнмента осуществляется:

- расчет параметров во всех контрольных объемах модели контайнмента с учетом выброса пара и воды из РУ в авариях с разрывами первого контура;
- расчет изменения концентраций пара, кислорода и водорода в помещениях защитной оболочки с учетом работы системы дожигания водорода;
- учет остаточного тепловыделения от вынесенных в контайнмент радиоактивных продуктов;
- учет тепловыделения от разогретых корпусов элементов РУ и от расплава материалов активной зоны при разрушении корпуса реактора;

- учет влияния работы спринклерной системы и пассивных систем отвода тепла.

Для каждого моделируемого энергоблока разрабатывается отдельный модуль систем безопасности и автоматики с учетом актуальных для данного энергоблока защит и блокировок, введенных дополнительных отказов и действий оператора. Новые системы безопасности, такие как система пассивного отвода тепла, система аварийного расхолаживания, гидроемкости второй ступени и другие, которые являются особенностью АС с ВВЭР нового поколения, тоже включены в модуль систем безопасности и автоматики.

При разработке замыкающих соотношений и определении физических свойств компонентов расплава использовались данные [7–9].

Температурные поля в расплаве и корпусе реактора

В симуляторе ВВЭР для моделирования теплового состояния расплава на днище реактора используется двумерная осесимметричная модель теплопроводности для расплава и корпуса реактора. Учитывается стратификация расплава на тяжелую и легкую фракции. При моделировании теплопередачи между расчетными ячейками учитывается фазовое состояние материалов.

Учитывается теплообмен между слоями расплава, корпусом реактора, структурами верхней камеры реактора и атмосферой внутри контайнмента, а также теплоотвод от реактора к внутренней поверхности контайнмента и от наружной поверхности контайнмента в окружающую атмосферу.

Расчетная схема двумерной осесимметричной модели теплопроводности в нижней камере реактора приведена на рис. 1.

При разбегании расплава на слои выделяется узкая трехслойная зона, прилегающая к корпусу и днищу реактора. Кроме того, такая же зона выделяется в верхней части нижнего более тяжелого слоя расплава (UO_2) на границе с верхней более легкой частью расплава (металлы и легкие окислы). Это делается для учета возможности образования тонких корок на верхней поверхности расплава и поверхностях, прилегающих к корпусу и днищу реактора.

Разрушение днища корпуса реактора моделируется на основе анализа распределения температур в корпусе реактора и нагрузок на днище. Принимается, что отказ днища происходит по достижению максимальной температуры на поверхности корпуса реактора заданного значения.

Проплавление стенки корпуса реактора наблюдается в зоне легкой составляющей слоя кориума (металлы) недалеко от границы этой зоны с зоной тяжелой составляющей слоя кориума (двуокись урана). Геометрически это близко к зоне сварного шва днища корпуса.

Поведение расплава в устройстве локализации расплава

После проплавления корпуса реактора начинается внекорпусная стадия аварии. Для энергоблоков, оборудованных УЛР, расплав попадает в УЛР.

В симуляторе ВВЭР моделируется подача воды в теплообменники УЛР, ее последующий нагрев и кипение в режиме отвода тепла от расплава, поступившего в корпус УЛР, а также подача воды на поверхность расплава.

Моделируется постепенное заполнение корпуса УЛР расплавом, его взаимодействие с наполнителем,

процессы выделения водяного пара и водорода при взаимодействии расплава с бетоном, входящим в состав наполнителя, и с поданной на расплав водой, а также моделируется теплообмен между компонентами УЛР.

В модели рассматривается растворение наполнителя в расплаве в результате только теплового взаимодействия. Таким образом, после выравнивания температур в расплаве и наполнителе предполагается, что происходит переход от эвтектики расплава к эвтектике расплава и наполнителя.

Основной задачей такого моделирования является определение временных характеристик процессов, протекающих в устройстве локализации, определение температур расплава, конструкционных материалов корпуса УЛР и воды, подаваемой в УЛР, а также отработка мероприятий по управлению тяжелой аварией (подача воды на расплав и других). Расчетная схема УЛР представлена на рис. 2.

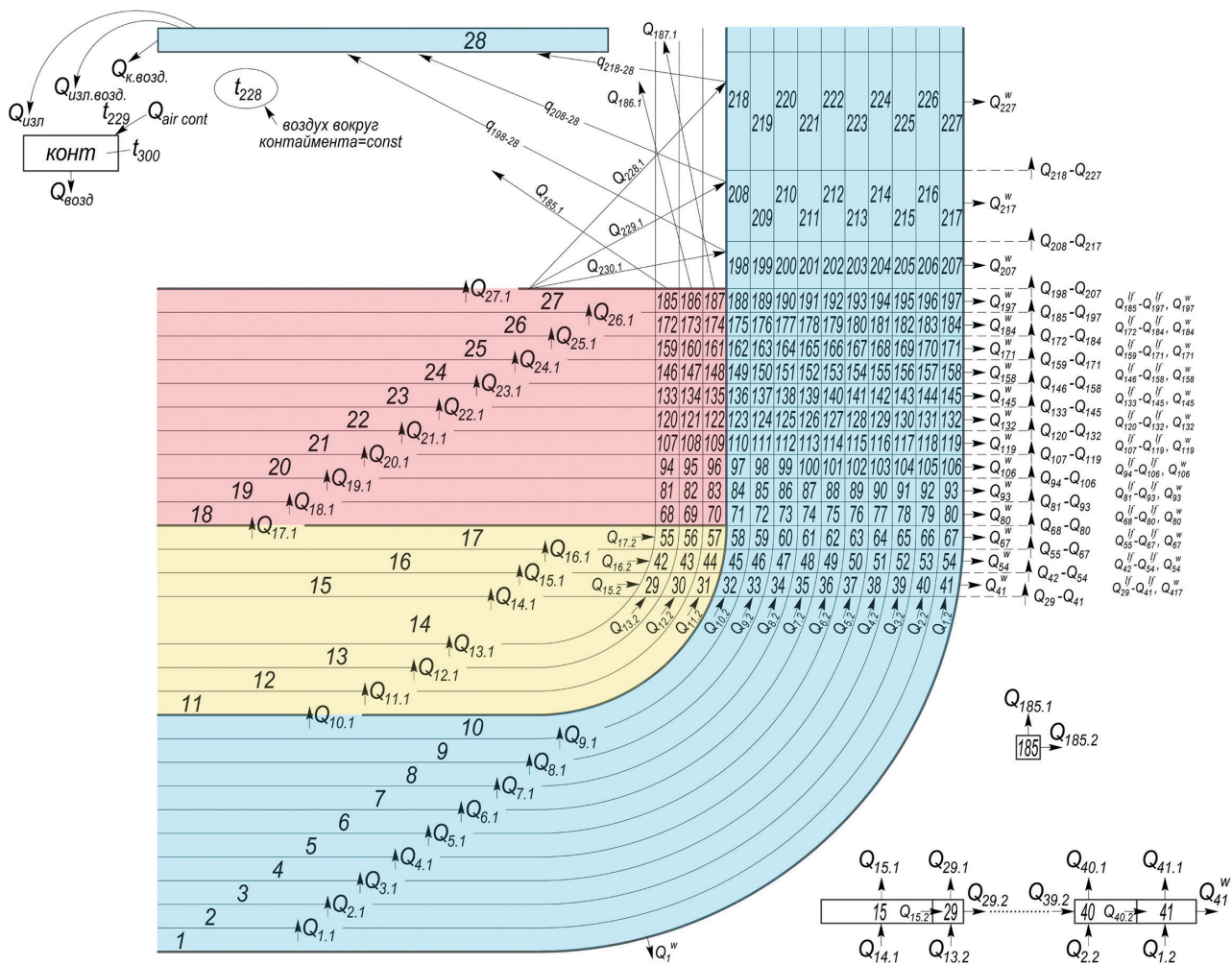


Рис. 1. Расчетная схема двумерной модели теплопроводности [Fig. 1. Design scheme of two-dimensional thermal conductivity model]

Расчетная схема УЛР

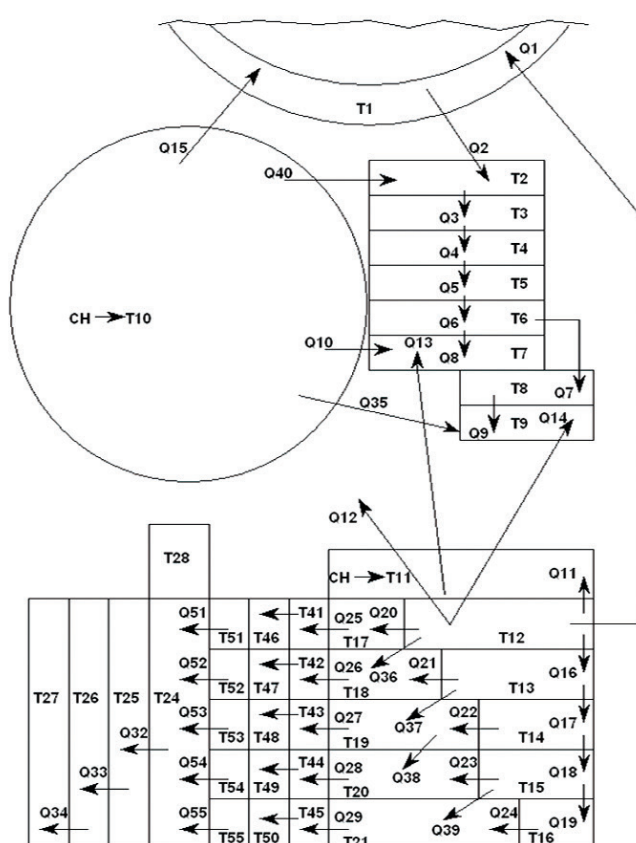


Рис. 2. Расчетная схема устройства локализации расплава [Fig. 2. Design scheme of core catcher]

В расчетную схему УЛР (рис. 2) включены расчетные объемы с соответствующими температурами (T_i) и тепловыми потоками между ними (Q_i):

- днище корпуса реактора (T_1);
- плита нижняя со слоистой структурой (теплоизоляция, подложка, бетон, сталь) (T_2 – T_5);
- бетонная консоль с тепловой изоляцией (T_7 – T_9);
- пять слоев по высоте, заполненных первоначально воздухом, а затем по мере натекания – расплавом, вытекшим в УЛР (T_{12} – T_{16}), нумерация слоев здесь и далее идет сверху вниз – первый слой вверх, пятый слой вниз;
- пять уровней блоков четырехкомпонентного наполнителя, расположенного в корпусе УЛР (T_{17} – T_{21}), нижний уровень дополнительно включает пятый компонент – бетон;
- пять аксиальных расчетных ячеек двойного стального корпуса УЛР с теплоизоляцией между внутренним и наружным корпусом (внутренний корпус T_{41} – T_{45} , теплоизоляция T_{46} – T_{50} , наружный корпус T_{51} – T_{55});

- находящиеся вокруг корпуса УЛР теплообменники с водой, поступающей из бака-приямка (в процессе нормальной эксплуатации вода в теплообменнике отсутствует) (T_{24});
- бетонные стены (T_{25} – T_{27});
- слой воды на поверхности расплава (T_{11}), который может появиться в результате подачи воды в рамках управления аварией;
- воздушные объемы (T_6 , T_{10}).

Теплогидравлические параметры в воздушном объеме T_{10} и слое воды T_{11} рассчитываются в рамках модели герметичных помещений и через интерфейс передаются в модель УЛР.

Взаимодействие расплава с бетоном

В случае если энергоблок не оборудован УЛР, кориум попадает на основание цилиндрической бетонной шахты, в которой расположен реактор. Расчетная схема этой модели приведена на рис. 3.

Вытекание расплава из корпуса реактора происходит в течение некоторого времени. На этой стадии (рис. 3а) выделяются три расчетных слоя (2, 7, 8):

- слой 7 – это первая порция расплава, попавшая на бетонное основание в момент разгерметизации корпуса (толщина этого слоя остается постоянной);
- слой 2 – это накапливающийся расплав, вытекающий из корпуса (масса компонентов в этом слое и его толщина постоянно возрастают);
- слой 8 – верхний тонкий слой бетона.

После полного вытекания расплава постулируется его стратификация на два слоя (рис. 3б). Внизу располагается слой тяжелых окислов (UO_2) (5–7), вверху располагается слой металлов и легких окислов (2–4).

Кроме того, в расчетной схеме выделяются слой бетона в зоне абляции (8) и слой воды, подаваемой на поверхность расплава (1) (рис. 3в).

В симуляторе ВВЭР на этой стадии тяжелой аварии определяются температуры в слоях расплава, моделируется образование и рост каверны в бетоне (продвижение фронта абляции) (слои 8а, 8б) (рис. 3в) за счет постепенного разрушения слоев бетона, соприкасающихся с поверхностью расплава, определяются расходы газов (H_2 , H_2O , CO , CO_2), выделяющихся в результате химических реакций в объеме контейнента, и рассчитываются тепловые потоки с поверхности расплава к среде подреакторного объема и к корпусу реактора.

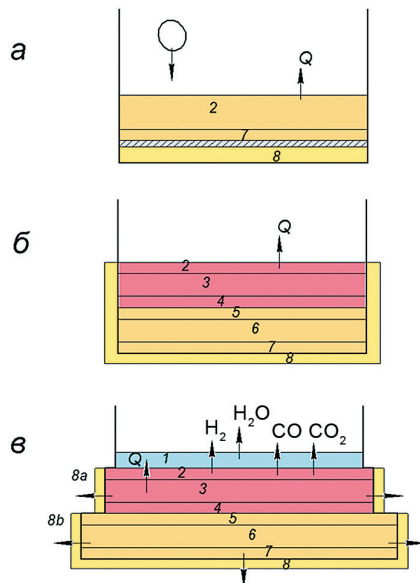


Рис. 3. Расчетная схема модели взаимодействия расплава с бетоном:

- а) вытекание расплава на бетонное основание с металлической облицовкой;
- б) стратификация расплава на бетонном основании и начало взаимодействия расплава с бетоном;
- в) образование и расширение каверны в бетоне, подача воды на поверхность расплава

[Fig. 3. Design scheme of the model of the melt with concrete interaction:

- a) outflow of the melt onto a concrete base with a metal cladding;
- b) stratification of the melt on the concrete base and the beginning of the melt with concrete interaction;
- c) formation and expansion of cavities in concrete, water supply to the melt surface]

Возможности симулятора ВВЭР

Симулятор ВВЭР позволяет выполнять:

- проверку эффективности работы систем безопасности, защиты и управления в аварийных режимах;
- проверку корректности обоснования выполнения проектных критериев;
- расчетную поддержку экспертизы обоснования эффективности стратегий управления ЗПА;
- ускоренный прогноз развития аварийной ситуации для определения резерва времени до перехода аварии в тяжелую стадию;
- анализ эффективности мероприятий по управлению тяжелой аварией, включая использование специальных технических средств, предназначенных для управления ЗПА;
- комплексный расчет аварии, затрагивающей несколько энергоблоков, на многоблочной АС;
- визуализацию процессов на всех стадиях аварии и отображение состояния критических функций безопасности.

Визуализация процессов тяжелой аварии

Для быстрой подготовки расчетного сценария, визуализации процессов тяжелой аварии и построения графиков была разработана система видеоклипов. Видеоклип, представленный на рис. 4, отображает состояние РУ. В зависимости от паросодержания меняется цветовая гамма в реакторе и трубопроводах. Показаны динамически меняющиеся уровни в гидроемкости, парогенераторе и в конденсаторе давления, а также отображаются основные теплогидравлические параметры (температура, давление, расход) в РУ и в контайнменте.

На рис. 5 отображен видеоклип, который дает более детальное представление о процессах, происходящих в реакторе и в УЛР. Визуализация температурных полей осуществляется с использованием цветовой шкалы. Представлено изменение полного проходного сечения активной зоны вследствие стекания расплавленных материалов активной зоны и образования блокад при затвердевании расплавленных масс.

Осуществлена визуализация процесса перемещения расплавленных материалов на перфорированное днище шахты реактора и днище корпуса реактора, а также момента разрушения корпуса реактора и перемещения расплава из реактора в УЛР с постепенным ее заполнением.

Отображаются процессы подачи воды и заполнения водой теплообменников УЛР и объема между УЛР и днищем корпуса реактора.

Этот видеоклип позволяет отследить:

- начало и интегральный выход из реактора водорода;
- начало разгерметизации ТВЭЛ в ТВС, число разгерметизированных ТВС и связанный с этим интегральный выход продуктов деления;
- максимальную температуру топлива;
- температуру внутри реактора на отметке нижней опорной решетки активной зоны;
- температуру внутри реактора на отметке перфорированного днища шахты реактора;
- температуру внутри реактора между днищем шахты и днищем корпуса реактора;
- максимальную температуру на поверхности корпуса реактора.

С помощью видеоклипов, представленных на рис. 6, 7, можно задавать различные отказы и команды дистанционного управления, необходимые для расчетного сценария, а также наблюдать за индикацией сигналов.

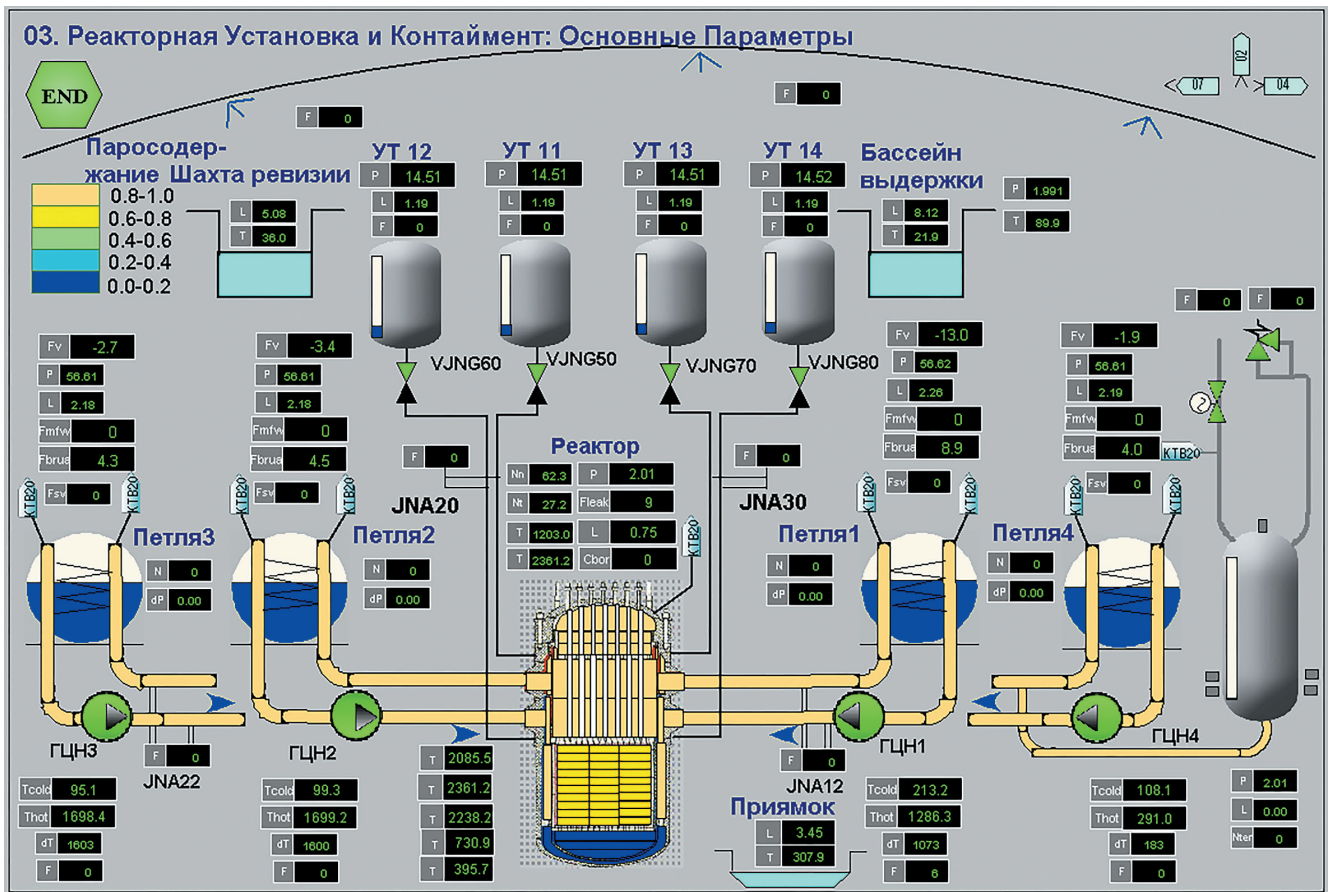


Рис. 4. Реакторная установка и контеймент: основные параметры
 [Fig. 4. Reactor plant and containment: basic parameters]

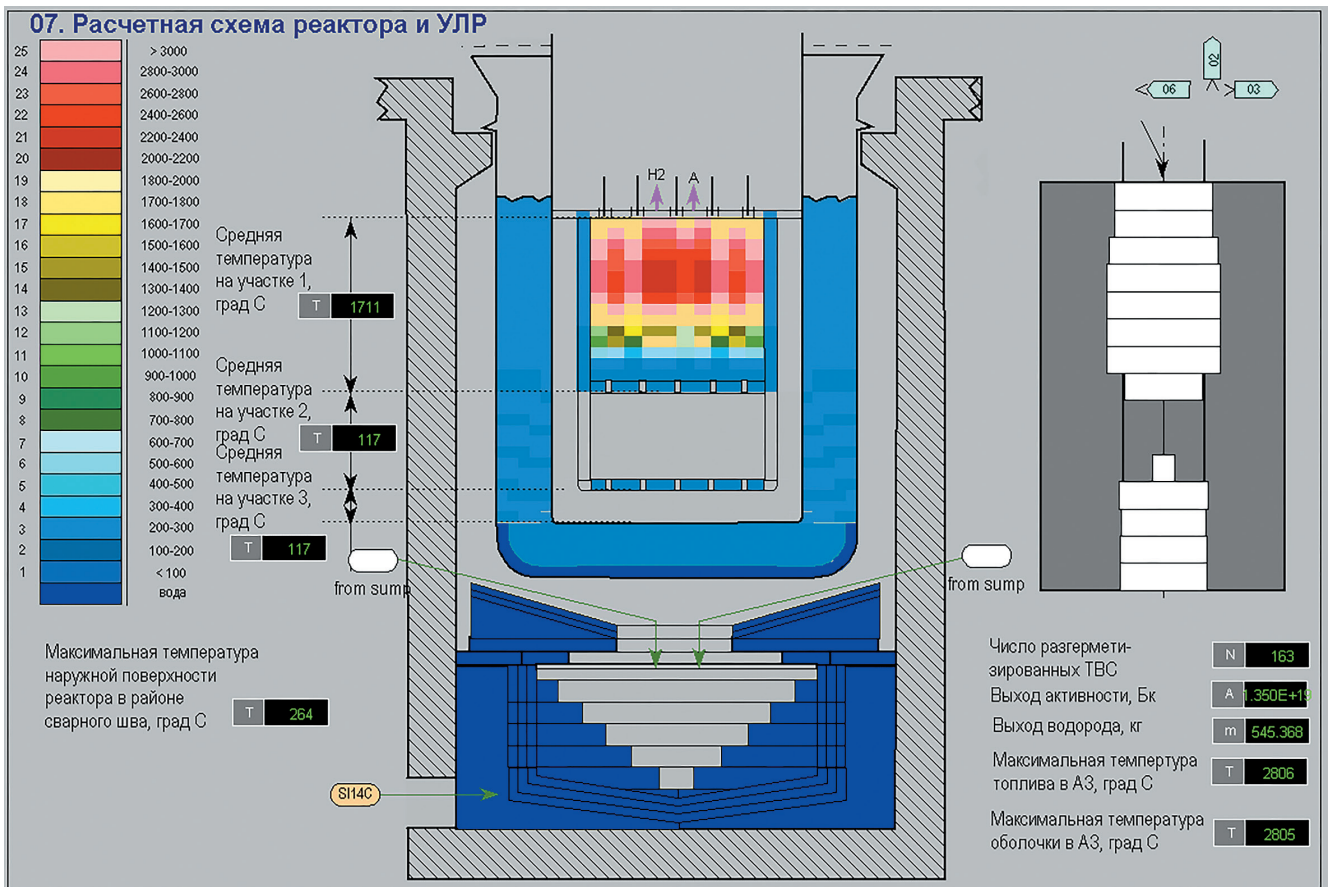


Рис. 5. Расчетная схема реактора и устройства локализации расплава
 [Fig. 5. Reactor and catcher design scheme]

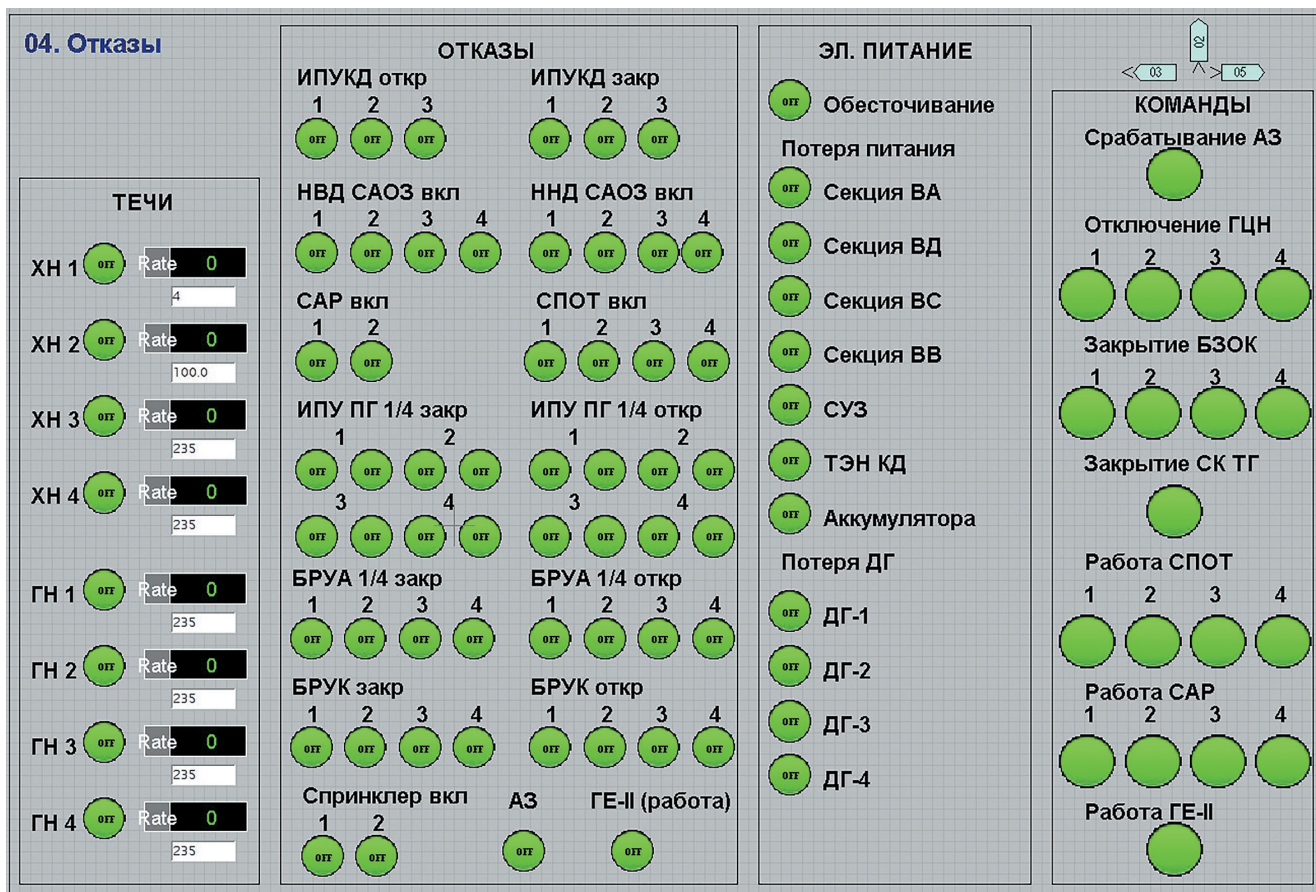


Рис. 6. Отказы
[Fig. 6. Failures]

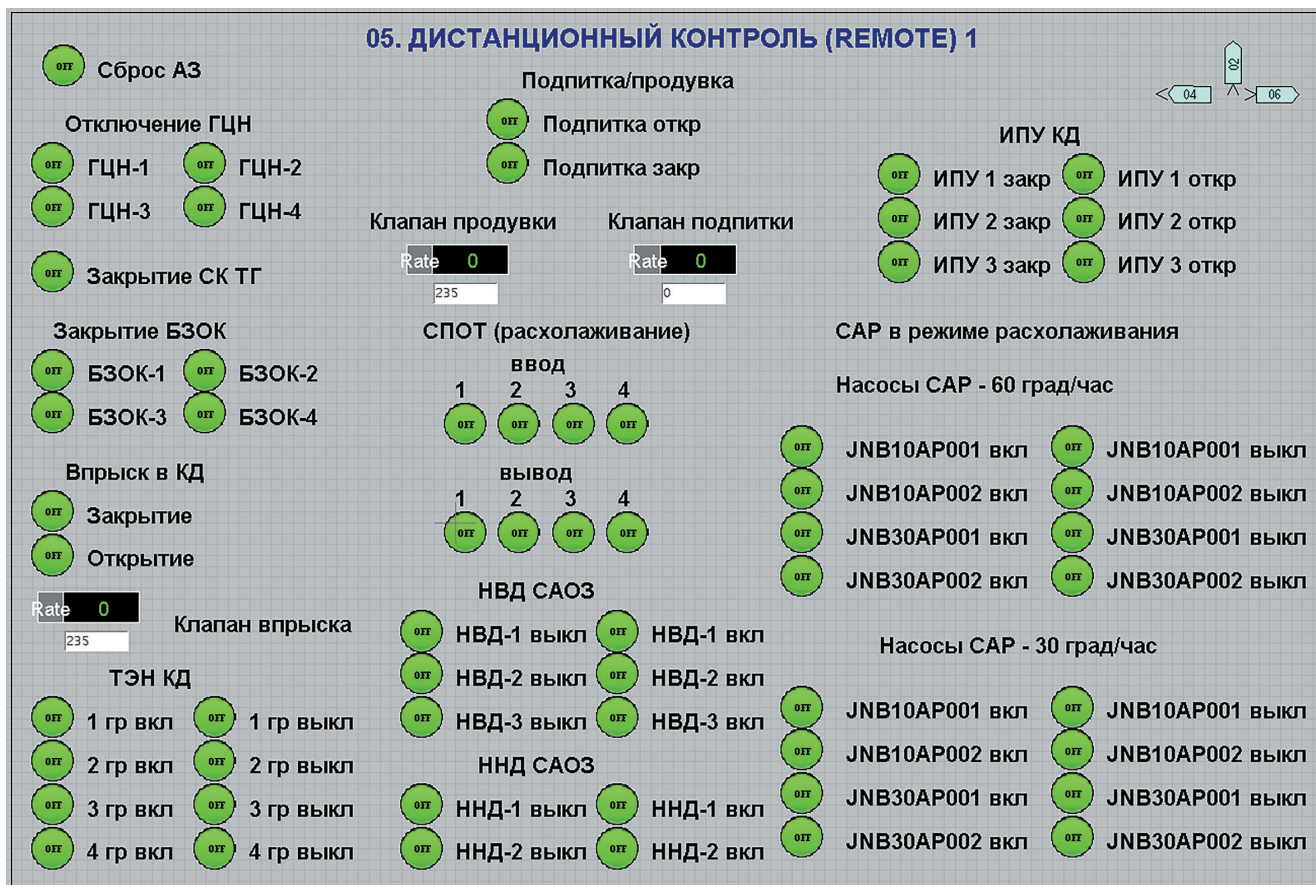


Рис. 7. Дистанционный контроль
[Fig. 7. Remote control]

Использование симулятора ВВЭР для поддержки экспертизы

Модель симулятора ВВЭР может быть адаптирована под любой энергоблок АС с реактором ВВЭР. В 2020 г. этот симулятор был использован в ФБУ «НТЦ ЯРБ» при проведении экспертизы расчетных обоснований процедур руководств по управлению ЗПА (включая тяжелые аварии) РУЗА(Т) Ленинградской АЭС-2 (ЛАЭС-2) и Белорусской АЭС для выполнения независимых расчетов некоторых режимов ЗПА, переходящих в тяжелую стадию, без учета действий оператора и с учетом действий персонала по управлению аварией в соответствии с ИТА-3.1 «Подача воды в первый контур».

Были выполнены расчеты для обоснования действий оператора по РУЗА(Т) для следующих сценариев аварий:

а) «Малая течь (Ду-25) с отказом системы аварийного охлаждения активной зоны высокого давления и полной потерей питательной воды» при работе на мощности (с учетом и без учета действий оператора);

б) «Разрыв четырех паропроводов в неотсекаемой части с отказом системы аварийного охлаждения активной зоны высокого давления» при работе на мощности (с учетом и без учета действий оператора).

На рис. 8–13 приведены графики наиболее показательных параметров (давление над активной зоной, максимальная температура оболочек ТВЭЛ и масса водорода, выброшенного из первого контура) для сценария с малой течью без учета и с учетом действий оператора для расчетов, выполненных на симуляторе ВВЭР, и в расчетном обосновании процедур РУЗА(Т) по программе «СОКРАТ/В1» для проекта ЛАЭС-2.

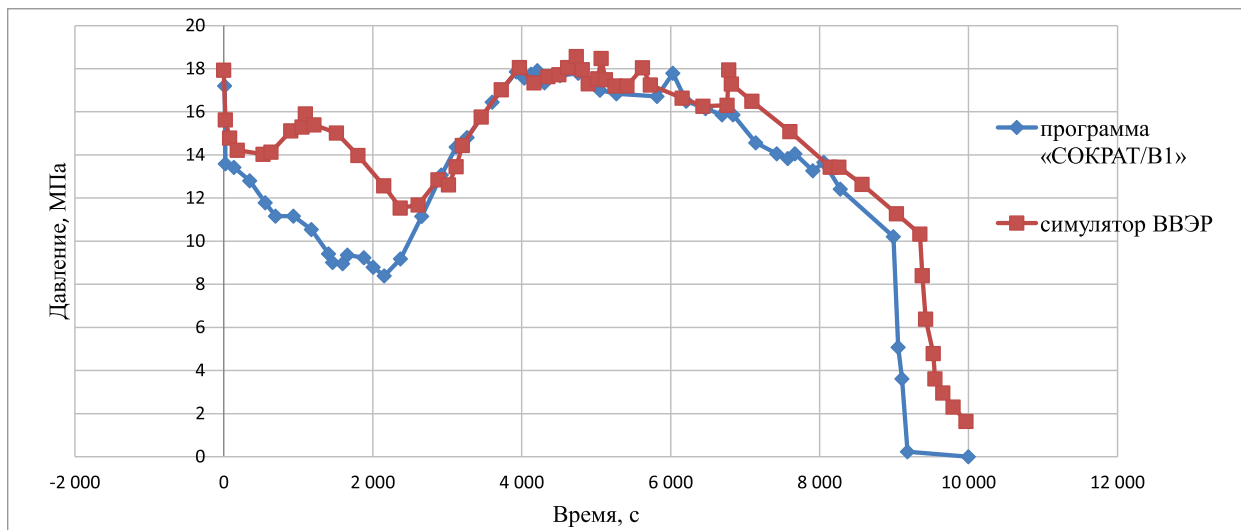


Рис. 8. Давление над активной зоной (без учета действий оператора)
[Fig. 8. Pressure above the core (excluding operator actions)]

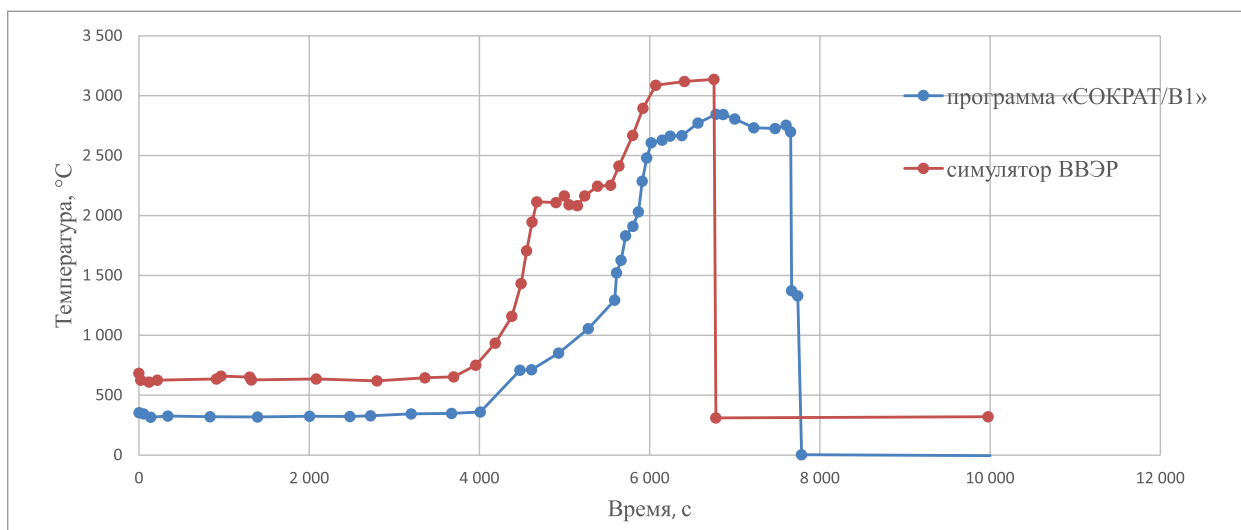


Рис. 9. Максимальная температура оболочек ТВЭЛ (без учета действий оператора)
[Fig. 9. Maximum temperature of fuel element cladding (excluding operator actions)]

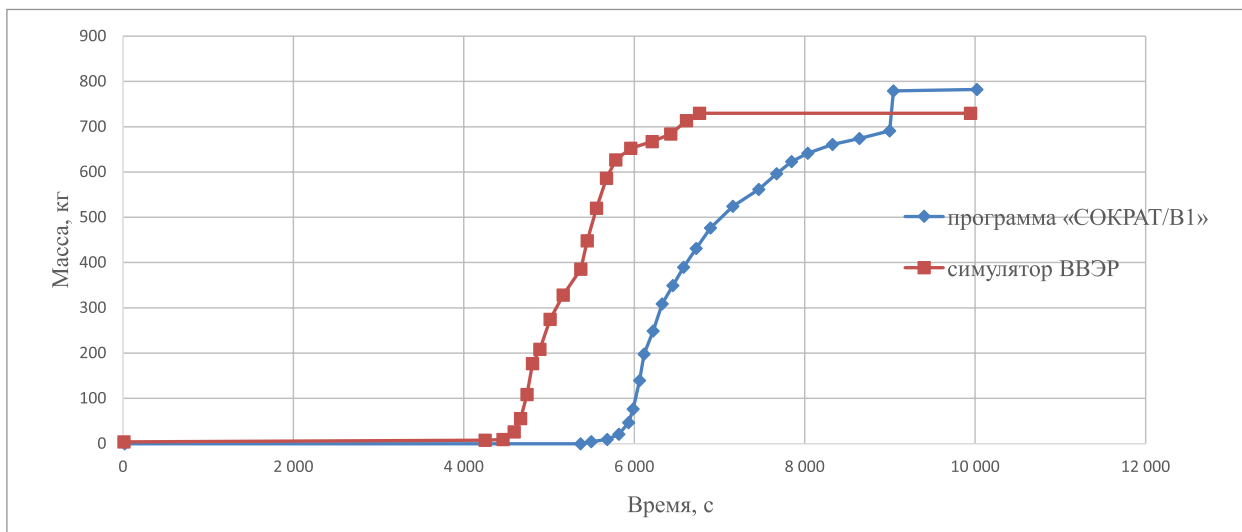


Рис. 10. Масса водорода, выброшенного из первого контура (без учета действий оператора)
 [Fig. 10. The mass of hydrogen ejected from the primary circuit (excluding operator actions)]

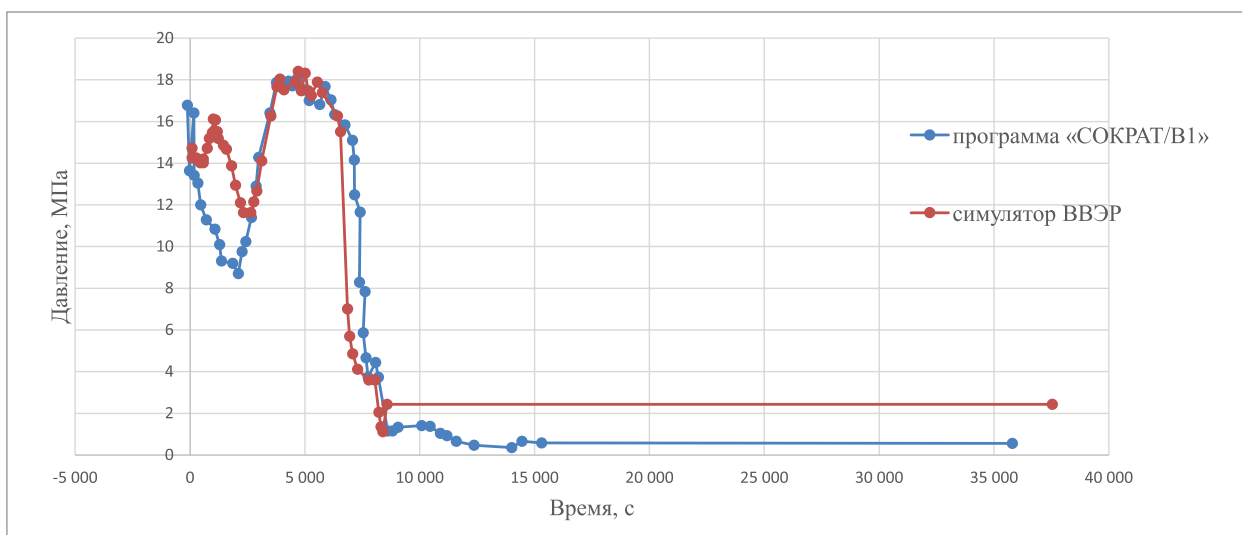


Рис. 11. Давление над активной зоной (с учетом действий оператора)
 [Fig. 11. Pressure above the core (taking into account the operator's actions)]

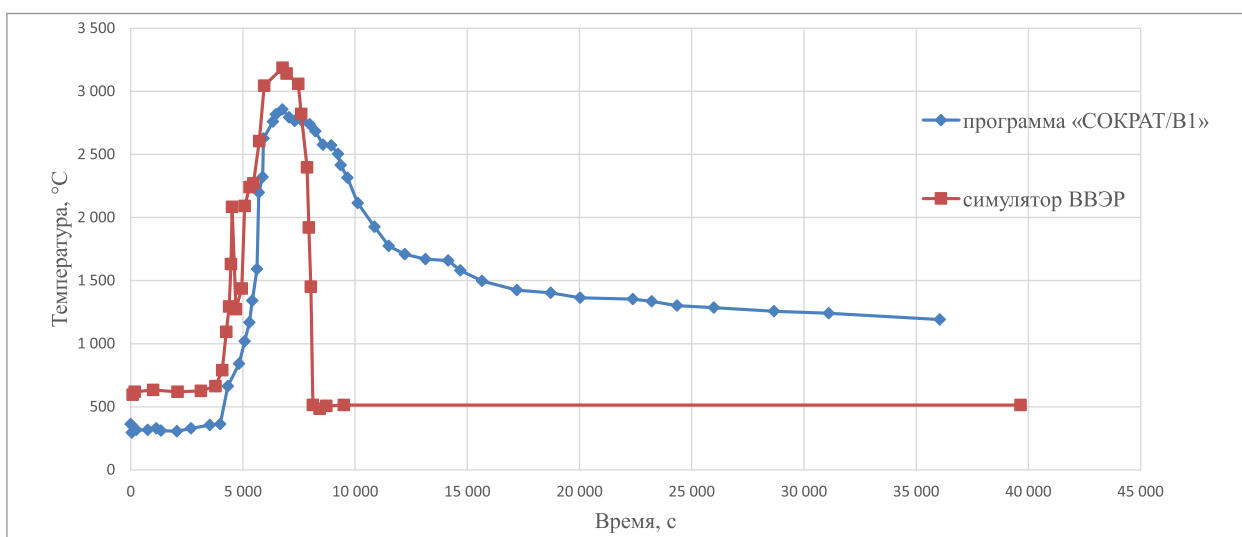


Рис. 12. Максимальная температура оболочек ТВЭЛ (с учетом действий оператора)
 [Fig. 12. Maximum temperature of fuel element cladding (taking into account operator's actions)]

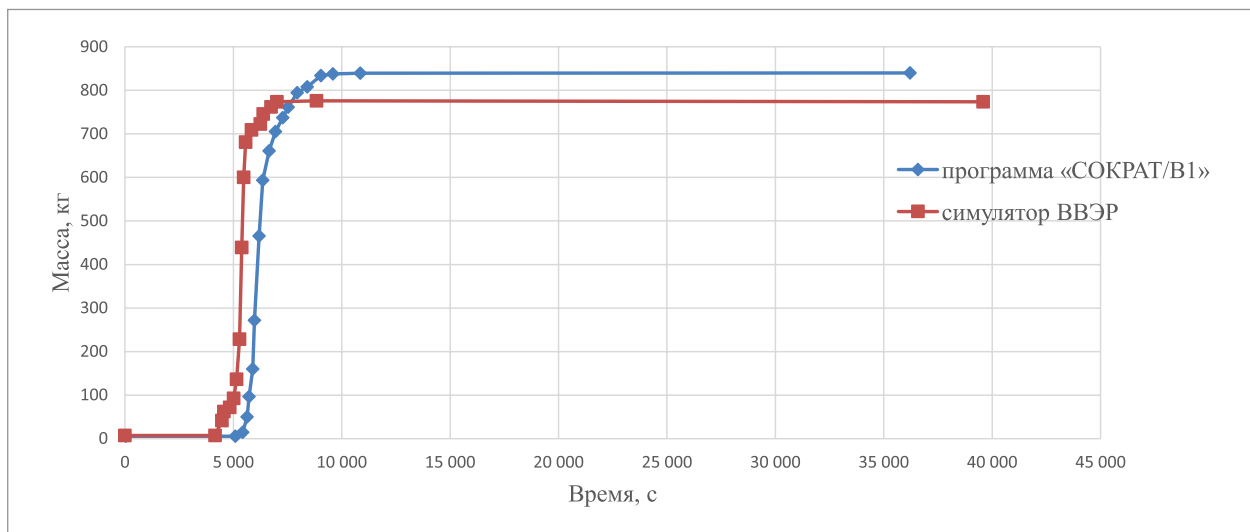


Рис. 13. Масса водорода, выброшенного из первого контура (с учетом действий оператора)
 [Fig. 13. The mass of hydrogen ejected from the primary circuit (taking into account the operator's actions)]

Как видно из рис. 8–13, было получено хорошее совпадение результатов расчета. Полученные данные были использованы при подготовке экспертных заключений.

Для этой модификации симулятора ВВЭР выполнена серия интегральных испытаний в области анализа ЗПА и тяжелых аварий.

Разработанную модель симулятора в дальнейшем планируется модифицировать для всех энергоблоков с реакторами типа ВВЭР и использовать при проведении экспертизы расчетных обоснований процедур РУЗА и РУЗА(Т).

Заключение

Разработанный симулятор ВВЭР может быть использован для моделирования проектных аварий и ЗПА, в том числе тяжелых аварий, на энергоблоках

с реакторами ВВЭР в режиме реального времени, а также в ускоренном режиме.

Выполненные на симуляторе ВВЭР расчеты подтверждают результаты расчетного обоснования процедур РУЗА(Т) для проектов ЛАЭС-2 и Белорусской АЭС, что говорит о возможности использования симулятора ВВЭР для расчетной поддержки экспертизы. Выполнение независимых экспертных расчетов позволяет либо подтвердить выводы Заявителя, либо обосновать замечания экспертов, что повышает качество экспертизы.

Кроме того, симулятор может использоваться при проведении противоаварийных тренировок для прогнозирования развития аварийных ситуаций и определения запасов времени, имеющегося у оператора для действий по предотвращению перехода аварии в тяжелую стадию.

Литература

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. НП-001-15: утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. № 522.
2. Оценка безопасности установок и деятельности. Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR Part 4. – МАГАТЭ, Вена, 2009.
3. Аттестационный паспорт программного средства CMS (Compressible Media Solver). Регистрационный номер 398 от 14 июля 2016 г. Экспертный совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре.
4. Жукавин А. П., Фёдоров И. В., Фукс Р. Л., Славинский К. А., Капацкая И. А., Федоровский А. Ю. Программный комплекс КАРАВАН для диагностики, мониторинга и прогноза развития аварийной ситуации на АЭС с ВВЭР // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2011. Вып. 2.
5. Абагян А. А., Крошилин А. Е., Крошилин В. Е., Майданик В. Н., Селезнёв Е. Ф., Фукс Р. Л. Динамические математические модели АЭС // Атомная энергия. 2000. Том 88. № 6.

6. Осадчая Д. Ю., Фукс Р. Л. Программный комплекс SAM для моделирования тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР на полномасштабных и аналитических тренажерах // Теплоэнергетика. 2014. № 4. С. 57–62.
7. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Расчетные соотношения и методики расчета гидродинамических характеристик элементов и оборудования водоохлаждаемых ядерных энергетических установок. РБ-040-09: утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 20 июля 2009 г. № 641.
8. Кириллов П. Л., Юрьев Ю. С., Бобков В. П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). М.: Энергоиздат, 1990.
9. Кириллов П. Л. и др. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. М.: ИздАТ, 2007.

References

1. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoj energii "Obshchie polozheniya obespecheniya bezopasnosti atomnyh stancij" [Federal Nuclear Safety Regulations "General Safety Provisions for Nuclear Power Plants"]. 2015.
2. Safety Assessment for Facilities and Activities. IAEA Safety Standards Series no. GSR Part 4. IAEA, Vienna, 2009.
3. Attestacionnyj pasport programmogo sredstva CMS (Compressible Media Solver) [The CMS (Compressible Media Solver) Software Certificate]. 2016.
4. Zhukavin A. P., Fedorov I. V., Fuks R. L., Slavinsky K. A., Kapatskaya I. A., Fedorovsky A. Yu. Programmnyj kompleks KARAVAN dlya diagnostiki, monitoringa i prognoza razvitiya avarijnoj situacii na AES s VVER [The KARAVAN Software Tool Designed to Diagnose, Monitor and Predict Emergency Progression at VVER Plants]. Voprosy atomnoj nauki i tekhniki. Ser. Fizika yadernyh reaktorov – Issues of Nuclear Science and Technology. Ser. Physics of Nuclear Reactors, 2011, issue 2.
5. Abagyan A. A., Kroshilin A. E., Kroshilin V. E., Maidanik V. N., Seleznev E. F., Fuks R. L. Dinamicheskie matematicheskie modeli AES [Dynamic Mathematical Models of Nuclear Power Plants]. Atomnaya energiya – Atomic Energy, 2000, vol. 88, no. 6.
6. Osadchaya D. Yu., Fuks R. L. Programmnyj kompleks SAM dlya modelirovaniya tyazhelyh avarij na AES s VVER na polnomasshtabnyh i analiticheskix trenazherah [The SAM Software Tool Designed to Simulate Severe Accidents at VVER NPPs at Full-Scope and Analytical Simulators]. Teploenergetika – Teploenergetika, 2014, no. 4, pp. 57–62.
7. Rukovodstvo po bezopasnosti pri ispol'zovanii atomnoj energii "Raschetnye sootnosheniya i metodiki rascheta gidrodinamicheskix harakteristik elementov i oborudovaniya vodoohlazhdaemyh yadernyh energeticheskix ustanovok" [Nuclear Safety Guide "Calculation Techniques and Correlations to Analyse the Fluid Dynamic Performance of Components and Equipment at Water-Cooled Nuclear Power Facilities"]. 2009.
8. Kirillov P. L., Yuryev Yu. S., Bobkov V. P. (1990). Spravochnik po teplogidravlicheskim raschetam (yadernye reaktory, teploobmenniki, parogeneratory) [Handbook of Thermal Hydraulic Calculations (Nuclear Reactors, Heat Exchangers, Steam Generators)]. Moscow: Energoizdat [in Russian].
9. Kirillov P. L. et al. (2007). Teplofizicheskie svojstva materialov yadernoj tekhniki [Thermal Physics Properties of Nuclear-Grade Materials]. Moscow: IzdAT [in Russian].

Сведения об авторах

Бузыкина Дарья Юрьевна, научный сотрудник отдела безопасности АС, федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5).

Козлова Надежда Александровна, начальник лаборатории аварийных режимов АС, федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5).

Фукс Роман Львович, ведущий научный сотрудник лаборатории аварийных режимов АС, федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5).

Author credentials

Buzykina Darya Yuryevna, Scientific Officer of NPP Safety Department, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (2/8, building 5, Malaya Krasnoselskaya str., Moscow, 107140), e-mail: buzikina@secnrs.ru.

Kozlova Nadezhda Aleksandrovna, Laboratory Head of NPP Accidents, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (2/8, building 5, Malaya Krasnoselskaya str., Moscow, 107140), e-mail: kozlova@secnrs.ru.

Fuks Roman Lvovich, Laboratory Leading Scientific Officer of NPP Accidents, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (2/8, building 5, Malaya Krasnoselskaya str., Moscow, 107140), e-mail: fuks@secnrs.ru.

Для цитирования

Бузыкина Д. Ю., Козлова Н. А., Фукс Р. Л. Разработка расчетной модели и использование симулятора ВВЭР для поддержки экспертизы расчетного обоснования процедур по управлению запроектными авариями // Ядерная и радиационная безопасность. 2021. № 1 (99). С. 14–27. DOI: 10.26277/SECNRS.2021.99.1.002.

For citation

Buzykina D. Yu., Kozlova N. A., Fuks R. L. Development of a Design Model and Use of the VVER Simulator for the Support of Expert Review of Beyond-Design-Basis Accident Management Procedures. Nuclear and Radiation Safety, 2021, no. 1 (99), pp. 14–27. DOI: 10.26277/SECNRS.2021.99.1.002 [in Russian].

