

**ДИАГНОСТИКА И БЕЗОПАСНОСТЬ ТЕХНИЧЕСКИХ И ПРИРОДНЫХ СИСТЕМ
К 55-летию Объединенного института энергетических и ядерных исследований – Сосны
Национальной академии наук Беларуси**

DIAGNOSTICS AND SAFETY OF TECHNICAL AND ENVIRONMENT SYSTEMS
*On the 55th Anniversary of the Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny
of the National Academy of Sciences of Belarus*

УДК 536.24.001.57:621.039.517.55

<https://doi.org/10.29235/1561-8358-2020-65-2-224-234>

Поступила в редакцию 23.07.2019

Received 23.07.2019

Д. Л. Третинников, А. В. Дойникова, П. К. Нагула

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук
Беларуси, Минск, Республика Беларусь*

**МОДЕЛИРОВАНИЕ АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ, ПРОТЕКАЮЩИХ В ЗАЩИТНОЙ
ОБОЛОЧКЕ АЭС С ВОДО-ВОДЯНЫМ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИМ РЕАКТОРОМ**

Аннотация. Представлены результаты расчетного моделирования развития аварии в защитной оболочке АЭС с реакторной установкой ВВЭР-1000 с помощью программного средства COCOSYS. В качестве объекта исследования рассматривалась защитная оболочка Балаковской АЭС с реакторной установкой ВВЭР-1000/В-320. Приведены результаты расчета параметров среды в защитной оболочке в условиях запроектной аварии с «большой» течью из первого контура при следующих исходных событиях: разрыв главного циркуляционного трубопровода Ду850 полным сечением на входе в реактор с одновременным отказом всех источников переменного тока, включая дизель-генераторы на длительный период, без вмешательства оперативного персонала. Выполнено сравнение полученных результатов с аналогичными расчетами, проведенными с помощью аттестованного Ростехнадзором программного средства АНГАР, которое используется российскими специалистами. Результаты расчетов по обоим программным средствам хорошо согласуются: аварийный режим развивается по подобным сценариям, максимальное отклонение абсолютных величин давления составляет менее 10 %. Сделан вывод, что программное средство COCOSYS позволяет проводить расчетную оценку процессов, протекающих в защитной оболочке реактора при аварийных режимах на АЭС, и может быть использовано для независимой оценки обоснования безопасности АЭС, требуемой нормами МАГАТЭ.

Ключевые слова: компьютерное моделирование, атомная электростанция, защитная оболочка, реакторная установка, водо-водяной энергетический реактор

Для цитирования: Третинников, Д. Л. Моделирование аварийных процессов, протекающих в защитной оболочке АЭС с водо-водяным энергетическим реактором / Д. Л. Третинников, А. В. Дойникова, П. К. Нагула // Вес. Нац. акад. наук Беларуси. Сер. физ.-техн. наук. – 2020. – Т. 65, № 2. – С. 224–234. <https://doi.org/10.29235/1561-8358-2020-65-2-224-234>

Denis L. Tretinnikov, Anastasiya V. Doinikova, Petr K. Nagula

Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Science of Belarus, Minsk, Republic of Belarus

**MODELING THE EMERGENCY PROCESSES PROCEEDING IN THE CONTAINMENT OF NPP WITH
WATER-WATER ENERGY REACTOR**

Abstract. The article presents the results of computational modeling of the development of accidents in the containment of NPP with water-water energy reactor (WVER) using the COCOSYS software. The containment of the Balakovo NPP with WVER-1000/V-320 was selected as the object of study. The results of the calculation of environmental parameters in the containment during a beyond design basis accident with a “large” leak from the primary circuit at the following initial events:

break of the main circulation pipeline DN850 with a full cross section at the reactor inlet, with simultaneous failure of all AC sources including diesel generators for a long period, without operating personnel intervention. A comparison of the results of calculations with the results obtained using the ANGAR software certified by Rostekhnadzor is performed. The calculation results are in good agreement: emergency scenarios are similar; the maximum deviation from absolute pressure values is less than 10 %. Thus, it was concluded that the analysis of processes occurring in the NPP containment during an accident can be performed using the COCOSYS code. This software can be used to independent safety assessment of NPP required by the IAEA standards.

Keywords: computer simulation, nuclear power plant, containment, reactor unit, water-water energetic reactor

For citation: Tretinnikov D. L., Doinikova A. V., Nagula P. K. Modeling the emergency processes proceeding in the containment of NPP with water-water energy reactor. *Vestsi Natsyyanal'nai akademii navuk Belarusi. Seryya fizika-technichnykh navuk = Proceedings of the National Academy of Sciences of Belarus. Physical-technical series*, 2020, vol. 65, no. 2, pp. 224–234 (in Russian). <https://doi.org/10.29235/1561-8358-2020-65-2-224-234>

Введение. Безопасность атомной электростанции (АЭС) обеспечивается за счет последовательной реализации глубоководной защиты, основанной на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду. Последним барьером безопасности энергоблока АЭС на пути распространения радиоактивных продуктов является защитная оболочка (ЗО). Она представляет собой массивное сооружение особой конструкции, в котором располагается основное оборудование реакторной установки АЭС. Назначение ЗО – не допустить выхода радиоактивности во внешнюю среду в случае максимальной проектной аварии, ограничить выбросы в случае запроектных аварий (ЗПА), а также оградить оборудование и внутренние конструкции здания реактора от возможных внешних воздействий.

В соответствии с требованиями НП-001-15 (Общие положения обеспечения безопасности атомных станций) и НП-082-07 (Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций) в проекте АЭС должен быть представлен анализ безопасности при проектных авариях (ПА) и ЗПА, включая тяжелые аварии с расплавлением активной зоны. В частности, требуется указать перечень таких аварий, сформулировать приемочные критерии, характеризующие уровень безопасности реакторной установки по отношению к каждой такой аварии, и обосновать выполнение этих критериев. Основные требования для ЗО АЭС при ПА и ЗПА сформулированы в НП-010-16 (Правила устройства и эксплуатации локализирующих систем безопасности атомных станций):

в проекте АС (атомной станции) должно быть обосновано, что максимальное значение избыточного давления (разрежения) среды в пространстве, ограниченном ГО (герметичным ограждением), при проектных авариях не превысит проектного давления (разрежения). Должно быть также обосновано не превышение значения проектной температуры при проектных авариях;

проектом АС должны быть предусмотрены и обоснованы технические и организационные меры по ограничению значения утечки из защитной оболочки при запроектных авариях. Указанные меры должны быть направлены на ограничение давления и температуры среды в объеме зоны локализации аварии, на предотвращение детонации взрывоопасных смесей, на защиту ГО от динамических струй, летящих предметов, а также на ограничение выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. Контролируемый выброс радиоактивных веществ за пределы ГО реакторной установки допускается при тяжелых авариях только в целях предотвращения разрушения ГО при условии принятия мер по обеспечению радиационной безопасности населения (посредством осуществления фильтрации выброса радиоактивных веществ, укрытия, эвакуации или иных мер).

В документе МАГАТЭ NS-G-1.2 (Оценка безопасности и независимая проверка для атомных электростанций. Руководство по безопасности) определено, что при анализе безопасности АЭС следует использовать соответствующие компьютерные коды по теплогидравлике. Для расчета параметров внутри защитных оболочек при ПА и ЗПА российскими специалистами – проектировщиками АЭС с водо-водяным энергетическим реактором (ВВЭР) используются следующие компьютерные программные средства (ПС) [1]: ПС «КУПОЛ-М» (разработчик – Государственный научный центр РФ «Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского»); ПС «АНГАР» (разработчик – АО «Атомэнергопроект»).

Данные программные средства аттестованы Ростехнадзором (программа КУПОЛ-М, аттестационный паспорт программного средства № 397 от 14.06.2016; программа АНГАР, аттестационный паспорт программного средства № 296 от 29.09.2011) для проведения расчетов изменения во времени температуры, давления, концентраций компонентов парогазовой среды в каждом помещении ЗО с учетом работы спринклерной системы, системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ), систем аварийного удаления водорода, систем вентиляции и предохранительных клапанов.

При экспертизе документов в обоснование безопасности АЭС в соответствии с требованиями норм МАГАТЭ SSG-2 (Детерминистический анализ безопасности атомных электростанций), NS-R-1 (Безопасность атомных электростанций: проектирование) должна выполняться независимая оценка обоснования безопасности АЭС отдельными экспертами или группами специалистов, не связанными с проектировщиками. Расчетное обоснование безопасности следует проводить программными средствами, отличными от применяемых проектировщиками АЭС.

В настоящее время в Республике Беларусь строится атомная электрическая станция проекта АЭС-2006 с реакторной установкой (РУ) типа ВВЭР-1200 модели В-491. Организацией, выполняющей научное сопровождение работ по строительству Белорусской АЭС, является научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны», коллективом которого ведутся работы по обоснованию безопасности АЭС. С этой целью используются различные программные средства, в том числе COCOSYS.

Целью работы являлось выполнение расчетного моделирования развития аварии в защитной оболочке АЭС с РУ ВВЭР с помощью программного средства COCOSYS и сравнение результатов расчетов параметров среды в ЗО с результатами, полученными с использованием кода, применяемого российскими специалистами. Эта работа была проведена, чтобы продемонстрировать возможность использования ПС COCOSYS для независимой оценки обоснования безопасности АЭС, требуемой нормами МАГАТЭ. В качестве объекта исследования рассматривалась защитная оболочка Балаковской АЭС с РУ ВВЭР-1000/В-320. Был выполнен расчет параметров среды в ЗО при запроектной аварии с «большой» течью из первого контура при следующих исходных событиях: разрыв главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) Ду850 полным сечением на входе в реактор с одновременным отказом всех источников переменного тока, включая дизель-генераторы на длительный период. Проведено сравнение результатов расчетов с аналогичными результатами, полученными с использованием кода АНГАР [2].

Описание кода программного средства COCOSYS. Программный код COCOSYS (Containment Code System) разрабатывается Обществом по безопасности ядерных реакторов и установок (Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS), Кельн, Германия). В 2010 г. разработана версия COCOSYS v2.4 (COCOSYS V2.4. User's Manual, Revision 1).

ПС COCOSYS [3] является теплогидравлическим реалистическим кодом, который основан на современных детерминистических моделях и дает возможность моделировать все физические процессы, протекающие в защитной оболочке легководного ядерного реактора в ходе аварийных процессов. Реализованные в компьютерном коде математические модели позволяют учитывать взаимное влияние моделируемых процессов.

Программный код COCOSYS v2.4 состоит из нескольких компьютерных программ – программных модулей (ПМ), каждый из которых обеспечивает моделирование некоторой части всей совокупности рассматриваемых процессов.

Основные модули, образующие ПС COCOSYS:

ТНУ (Thermal Hydraulic) – головной теплогидравлический модуль, который моделирует термодинамические процессы в ЗО, распространение газовой фазы, распределение давлений в помещениях, горение водорода, поведение систем безопасности и т. д.;

AFP (Aerosol-Fission Product) – модуль, моделирующий поведение аэрозолей и продуктов деления;

CCI (Core Concrete Interaction) – модуль, моделирующий взаимодействие остатков активной зоны с бетоном.

Связь между модулями осуществляется через параллельную виртуальную машину PVM 94 (Parallel Virtual Machine), которая обеспечивает функционирование всей модульной системы.

Версия ПС СОСОСЫС v2.4 официально передана в распоряжение специалистов Объединенного института энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси немецкими разработчиками (GRS) в рамках международной программы VE/RA/07 «Развитие технического сотрудничества в области ядерной безопасности».

Защитная оболочка Балаковской АЭС с РУ ВВЭР-1000. Защитная герметичная оболочка представляет собой цилиндрическую конструкцию внутренним диаметром 45 м, соединенную с плоским днищем и перекрытую куполообразным верхом (рис. 1). Верхняя отметка купола – 66,65 м [4–6].

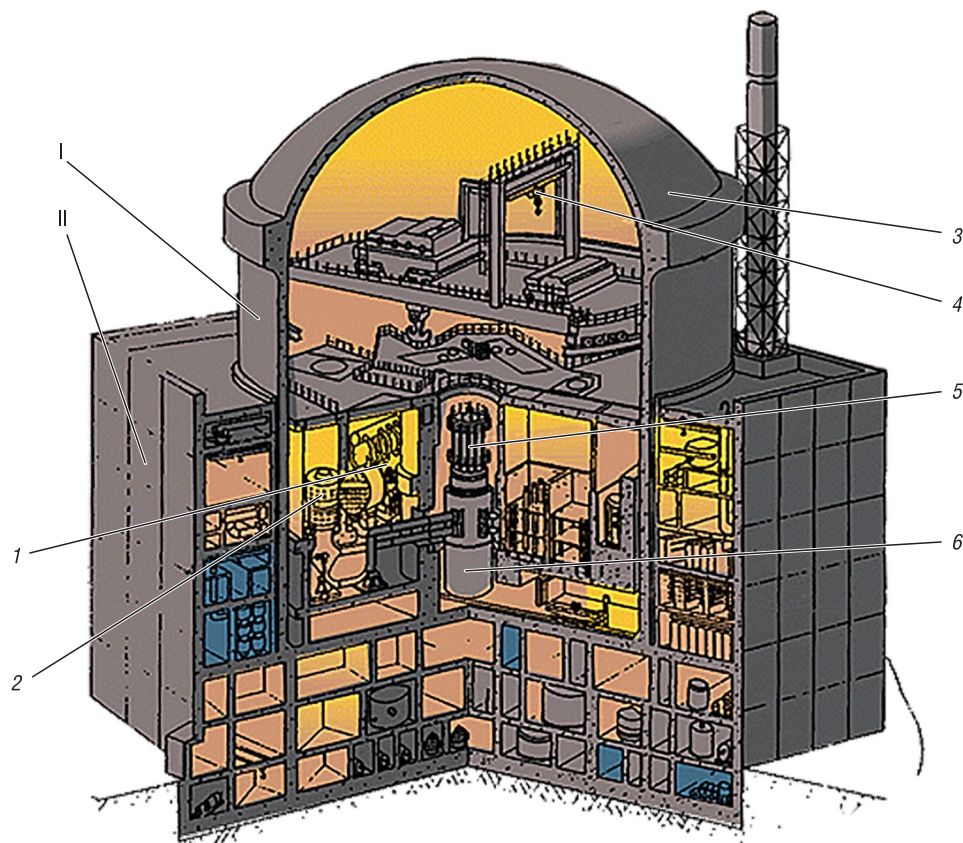


Рис. 1. Здание реактора Балаковской АЭС с РУ ВВЭР-1000: I – защитная оболочка, II – обстройка реакторного отделения; 1 – парогенератор, 2 – главный циркуляционный насос (ГЦН), 3 – купол защитной оболочки, 4 – полярный кран, 5 – система управления и защиты (СУЗ) реактора, 6 – реактор

Fig. 1. Reactor building of the Balakovo NPP with reactor facility WWER-1000: I – containment, II – adjoining buildings of the reactor facility; 1 – steam generator, 2 – main circulation pump (MCP), 3 – containment dome, 4 – polar crane, 5 – reactor control and protection system (CPS), 6 – reactor

Толщина стен цилиндрической части равна 1,2 м, толщина стен полусферического купола – 1,1 м, стены выполнены из предварительно напряженного железобетона. Для обеспечения герметичности внутренняя поверхность оболочки облицована углеродистой сталью СтЗсп5 толщиной 8 мм. Основные характеристики защитной оболочки АЭС с РУ ВВЭР-1000 представлены в табл. 1.

Фундаментная часть ЗО на отметке 13,2 м перекрыта сплошной железобетонной герметичной плитой толщиной 2,4 м и размером 66 × 66 м в плане. Плита является опорной частью дна ЗО и вышестоящей части обстройки реакторного отделения.

Параллельно герметичной плите основания расположены три железобетонных перекрытия. Первое и второе служат для размещения оборудования и трубопроводов. Третье, основное, перекрытие ЗО на отметке 36,9 м служит основанием (полом) реакторного зала.

Т а б л и ц а 1. Характеристики защитной оболочки АЭС с РУ ВВЭР-1000 [7]

T a b l e 1. Characteristics of the WWER-1000 type NPP Containment [7]

Параметр	Значение
Свободный объем, м ³	63 226,8
Свободный объем за вычетом объема жидкости в баке аварийного запаса бора и бассейна выдержки (БВ), м ³	62 167,8
Давление в защитной оболочке при нормальной эксплуатации, МПа	0,08–0,103
Температура в защитной оболочке при нормальной эксплуатации, К (°С)	288–333 (10–60)
Влажность в защитной оболочке при нормальной эксплуатации, %	До 90
Проектное давление, МПа	0,49
Проектная температура, К (°С)	423 (150)
Проектное разрежение, МПа	0,02
Величина утечки из защитной оболочки при проектном давлении, % свободного объема в день	0,1075

В центре защитной оболочки от герметичной плиты до основного перекрытия находится железобетонный ствол шахты реактора внутренним диаметром 6 м и толщиной 3 м. По разные стороны от шахты реактора расположены два парогенераторных бокса, бассейн выдержки отработанного ядерного топлива находится относительно реактора диаметрально противоположно бассейну с двумя шахтами ревизии внутри-корпусных устройств.

Т а б л и ц а 2. Свойства конструкционных материалов ЗО АЭС с РУ ВВЭР-1000

T a b l e 2. Thermal properties of the WWER-1000 type NPP containment structural materials

Материал	Плотность, кг/м ³	Теплопроводность, Вт/(м·К)	Удельная теплоемкость, Дж/(кг·К)
Углеродистая сталь	7800	58	480
Нержавеющая сталь	7900	15	500
Полимерная краска	900	0,15	1550
Железобетон	2480	3,0	807
Предварительно напряженный бетон	2240	2,16	820

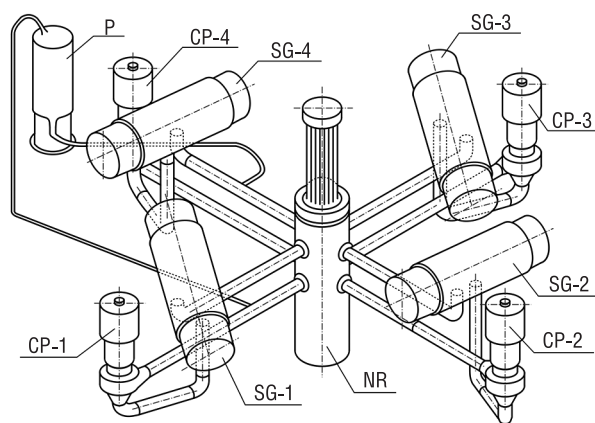


Рис. 2. Основное оборудование, расположенное под ЗО АЭС с РУ ВВЭР-1000 [7]: CP-1,2,3,4 – циркуляционные насосы; SG-1,2,3,4 – парогенераторы; NR – ядерный реактор; P – компенсатор давления

Fig. 2. Main equipment located inside the containment of the NPP with reactor facility WWER-1000 [7]: CP-1,2,3,4 – circulation pumps; SG-1,2,3,4 – steam generators; NR – nuclear reactor; P – pressurizer

Свойства основных конструкционных материалов защитной оболочки приведены в табл. 2. Общий вид основного оборудования, расположенного внутри ЗО, показан на рис. 2.

Модель защитной оболочки. Для моделирования защитной оболочки в ПС COCOSYS весь внутренний объем ЗО представляется произвольным количеством взаимосвязанных боксов (контрольных объемов), каждый из которых имеет несколько связей с другими боксами или с окружающей средой. Предполагается, что газокапельная среда в боксе идеально перемешана, то есть определяются средние параметры среды в каждом контрольном объеме.

Для дискретизации расчетной области (пространства ЗО) была выбрана схема нодализации с 34 расчетными объемами, представленная на рис. 3. Она содержит информацию об атмосферных и дренажных соединениях между контрольными объемами.

Реальные помещения внутри защитной оболочки моделируются 33 внутренними контрольными объемами, а пространство с наружной стороны защитной оболочки (окружающая среда ENV, см. рис. 3) – только одним контрольным объемом. Каждое помещение ЗО (см. табл. 2) представлено отдельным контрольным объемом. Подкупольное пространство разделено на восемь объемов (22–29 на рис. 3) для исследования возможного расслоения парогазовой среды. Общий объем ЗО задается равным 63 342 м³. При нормальной эксплуатации объемы 1 (бак аварийного запаса

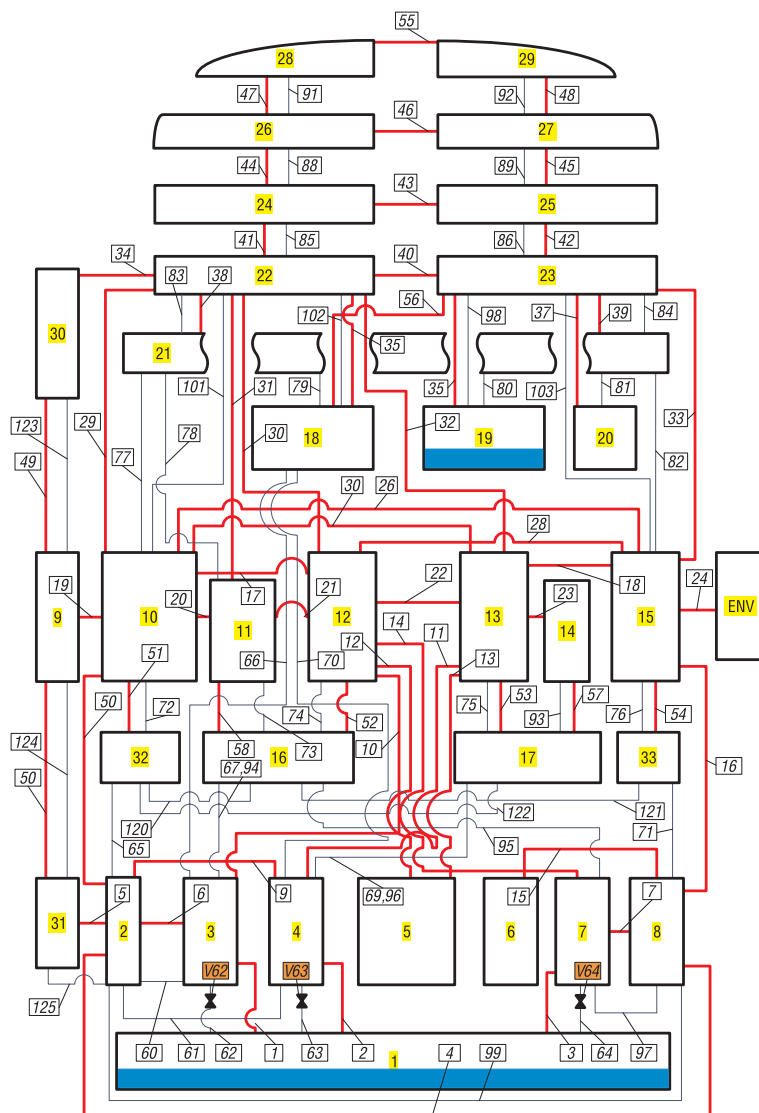


Рис. 3. Нодализационная схема защитной оболочки АЭС с РУ ВВЭР-1000
 Fig. 3. Nodalization scheme of the WWER-1000 type NPP containment

бора GA201) и 19 (бассейн выдержки GA401) заполнены водой на 632 м^3 (621 т) и 548 м^3 (539 т) соответственно. Следовательно, начальный свободный объем воздуха в 3О составляет $62\,162 \text{ м}^3$. При расчете свободных объемов каждого контрольного объема учитывалось затеснение помещений 3О от крупного оборудования, расположенного под 3О.

Контрольные объемы соединены 108 связями, через которые осуществляется перенос среды. 58 связей моделирует перенос газокapельной среды (атмосферные соединения). На рис. 3 атмосферные соединения показаны сплошными жирными линиями. Соединение 24 моделирует утечку из 3О в окружающую среду. Его площадь поперечного сечения задана такой, чтобы величина утечки составляла 0,1 % от свободного объема в сутки при проектном давлении. 50 связей моделируют перенос жидкой среды (дренажные соединения). На рис. 3 дренажные соединения показаны сплошными тонкими линиями. Соединения 62–64 оснащены запорными клапанами V62–V64 для того, чтобы избежать полного затопления объема 1 (в ПС COCOSYS полное затопление какого-либо объема приводит к сбою расчетов). Такое допущение в модели 3О является физически обоснованным, поскольку, когда бак аварийного запаса бора полон, конденсирующаяся жидкость из 3О в него больше не поступает и остается на полу отсеков 3, 4, 7 на высоте 13,7 м. Соединения 120–122 предназначены для моделирования потока жидкости между помещениями, расположенными на высотной отметке парогенераторных боксов (19,4 м), Соединения 60, 61 и 97 связывают помещения на отметке 13,7 м. Для этих соединений была реализована модель водосливного

баланса, которая определяет массовый расход жидкости через соединения и направление движения в зависимости от разницы между уровнями жидкости в соединенных помещениях.

Наружные и внутренние стены, перекрытия и металлоконструкции защитной оболочки, а также оборудование, расположенное внутри помещений, представлены 74 тепловыми структурами (теплообменными поверхностями), которые задаются как эквивалентные прямоугольные пластины, для моделирования накопления тепла оборудованием и внутренними стенами ЗО и теплопередачи через наружные стены окружающей среде.

Описанная модель защитной оболочки для расчетов аварийных режимов работы АЭС с РУ ВВЭР-1000/В-320 разработана совместно с немецкими специалистами (разработчиками ПС COCOSYS, GRS) в рамках международной программы BE/RA/07 «Развитие технического сотрудничества в области ядерной безопасности».

Описание выбранного сценария протекания аварии. Для проведения тестовых расчетов по описанной модели ЗО и сравнения результатов, полученных с помощью ПС COCOSYS, с результатами расчетов, выполненных с использованием ПС АНГАР, применяемого российскими проектировщиками АЭС с РУ ВВЭР, рассматривался сценарий тяжелой запроектной аварии, приведенный в [2, 7]. В указанных работах специалисты НИЦ «Курчатовский институт» и Института проблем безопасного развития атомной энергетики РАН проводили расчеты параметров парогазовой среды в ЗО Балаковской АЭС при аварии с разрывом ГЦТ Ду850 полным сечением на входе в реактор (см. рис. 2) с одновременным отказом всех источников переменного тока, включая дизель-генераторы на длительный период, без вмешательства оперативного персонала. Сценарий выбирался исходя из цели получения максимальных значений давления и температуры парогазовой среды в атмосфере ЗО, а также максимальной скорости образования и общего количества выделившегося водорода, в том числе с учетом внекорпусной стадии аварии и аварийных процессов в бассейне выдержки отработавшего топлива [2].

При рассмотрении аварии учитывалось влияние следующих процессов: истечение теплоносителя и выход водорода через гильотинный разрыв первого контура; выход газов при взаимодействии расплава активной зоны с бетоном подреакторной шахты; нагрев парогазовой среды в ЗО за счет энерговыделения продуктов деления (ПД).

Моделирование процессов в РУ при рассматриваемой аварии с целью определения выхода массы и энергии через гильотинный разрыв первого контура и при проплавлении днища корпуса реактора проводилось с использованием кода СОКРАТ В.1 [7]. Выход массы и энергии при взаимодействии расплава с бетоном подреакторной шахты получен с помощью модуля ГЕФЕСТ кода СОКРАТ В.1.

Рассчитанные с использованием кода СОКРАТ В.1 временные промежутки основных событий аварийного процесса от момента начала аварии до прекращения поступления расплава в подреакторную шахту представлены в табл. 3.

Т а б л и ц а 3. Временные интервалы основных событий аварийного процесса [4, 10]

Table 3. Times of the main events of the accident scenario [4, 10]

Событие	Время, с
Начало аварии. Образование течи первого контура в «холодной» нитке ГЦТ, начало выбега ГЦН	0,0
Работа гидроемкости (ГЕ) САОЗ	5,5–54
Начало разогрева активной зоны	730
Разрыв оболочек твэл	1075–1310
Начало интенсивной генерации водорода в активной зоне	1185
Начало плавления оболочек твэл	1280
Начало перемещения расплавленных масс	1360
Полное осушение активной зоны	2420
Начало поступления материалов активной зоны в нижнюю камеру смешения (НКС)	3310
Выход кориума за пределы внутрикорпусной шахты	4150
Отказ корпуса реактора, начало поступления расплава в бетонную шахту	5830
Прекращение поступления расплава в бетонную шахту	9800

Масса воды и пара, вытекающих из контура в разрыв трубопровода, представлены на рис. 4 (кривая 1 – вода, кривая 2 – пар). За первые 10 с аварии в течь выбрасывается ~200 т воды. За период времени от начала истечения до отказа корпуса реактора в течь выходит 326 т воды и 81 т пара. Расчетная масса выделившегося водорода составляет 483 кг. Водород начинает присутствовать в паре, выходящем в течь, на 20-й минуте моделируемой аварии. Выход основной массы водорода происходит в течение 40 мин со средним по этому периоду темпом выхода 0,2 кг/с. В отдельные же интервалы времени, по протяженности не превышающие нескольких секунд, имеет место увеличение темпа выхода водорода до 2 кг/с. Масса водорода, вышедшего в течь, представлена на рис. 5.

После того как расплав поступает в подреакторную шахту, начинается его взаимодействие с бетоном, в результате чего в ЗО поступает пар, водород и окись углерода. Динамика поступления пара, водорода и окиси углерода при взаимодействии расплава с бетоном представлены на рис. 6 (кривые 1–3 соответственно) [2].

Начальные и граничные условия для расчета. Начальные условия для всех помещений защитной оболочки следующие:

начальное давление во всех контрольных объемах – 0,1 МПа;

начальная температура во всех контрольных объемах – 333 К (60 °С);

начальная относительная влажность – 90 %;

начальный объем жидкости в объеме R1 (бак аварийного запаса бора) 621 м³ и в объеме R19 (БВ) 548 м³;

температура окружающей среды ЗО – 293 К (20 °С);

влажность окружающей среды ЗО – 70 %.

Граничные условия для рассматриваемой аварии:

истечение теплоносителя через разрыв первого контура происходит в бокс парогенераторов, которому соответствует контрольный объем 12 (см. рис. 3);

поступление водорода из реактора через разрыв первого контура в контрольный объем 12;

поступление водорода, оксида углерода и водяного пара в шахту реактора при взаимодействии расплава с бетоном задается в контрольный объем 5;

поступление водорода, образующегося при радиоллизе в приемке, задается в контрольный объем 1;

поступление водорода, образующегося при радиоллизе в БВ и за счет пароциркониевой реакции после начала оголения тепловыделяющей сборки в БВ, задается в контрольный объем 19.

Результаты расчетов. Изменение давления парогазовой среды в ЗО при рассматриваемой аварии представлено на рис. 7.

Основное влияние на ход кривой давления оказывают следующие события, происходящие в процессе протекания аварии:

первый пик давления и температуры среды в ЗО появляется вследствие образования течи первого контура и выброса большого количества парогазовой смеси через разрыв;

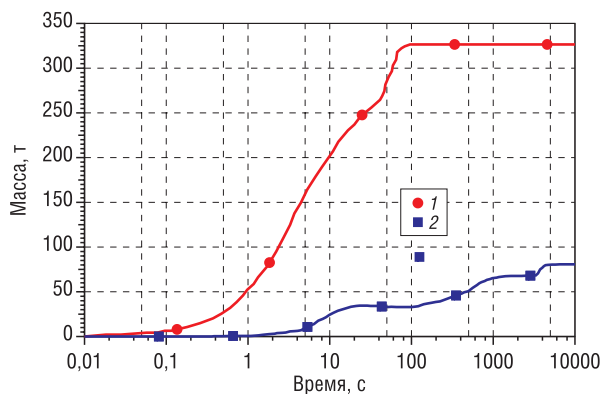


Рис. 4. Масса воды (кривая 1) и пара (кривая 2), выделившаяся через разрыв трубопровода полностью за определенный промежуток времени

Fig. 4. Integral mass of water (curve 1) and steam (curve 2) released from the break of the main circulation pipeline during the certain period of time

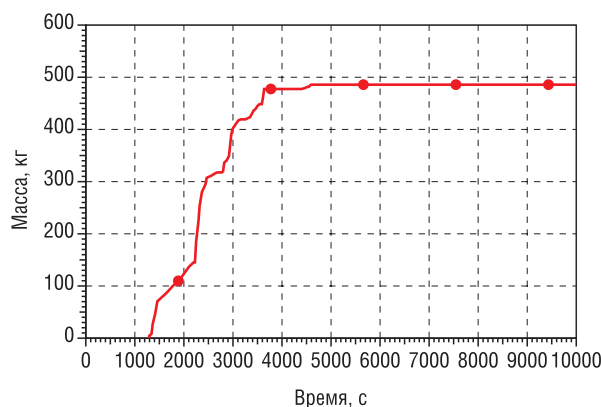


Рис. 5. Масса водорода, выделившаяся через разрыв за определенный промежуток времени

Fig. 5. Integral mass of hydrogen released from the break of the main circulation pipeline during the certain period of time

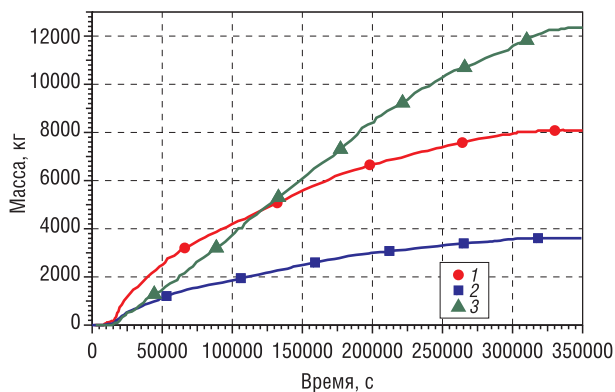


Рис. 6. Масса пара (кривая 1), образовавшегося за определенный промежуток времени в бетонной шахте в результате взаимодействия кориума с бетоном; масса водорода (кривая 2), выделившегося за определенный промежуток времени в бетонной шахте в результате окислительных реакций; масса окиси углерода (кривая 3), образовавшейся за определенный промежуток времени в бетонной шахте в результате взаимодействия кориума с бетоном

Fig. 6. Integral mass of steam (curve 1) formed during the certain period of time in the reactor cavity as a result of the interaction of corium with concrete; integral mass of hydrogen (curve 2) released during the certain period of time in the reactor cavity as a result of oxidative reactions; integral mass of carbon monoxide (curve 3) formed during the certain period of time in a reactor cavity as a result of the interaction of corium with concrete

второй пик давления образуется вследствие подачи охлаждающей жидкости в первый контур из ГЕ САОЗ;

через ~ 1 ч 40 м (6000 с) с момента начала аварии происходит проплавление днища корпуса реактора и начинается выход расплава в бетонную шахту. Взаимодействие расплава с бетоном сопровождается поступлением пара и неконденсируемых газов в ЗО;

через ~ 23 ч (82 800 с) с момента начала аварии начинается поступление в ЗО пара, образующегося при кипении воды в БВ, что приводит к повышению давления среды в ЗО.

На рис. 7 (а, б) представлены две кривые изменения давления в ЗО: черная штрихпунктирная линия – давление в ЗО, рассчитанное авторами [4] с помощью программного средства АНГАР; красная сплошная линия – давление в ЗО, рассчитанное с использованием ПС СОСОСЫС. Из рис. 7 видно, что результаты расчетов по обоим программным средствам хорошо согласуются: аварийный режим развивается по подобным сценариям, максимальное отклонение абсолютных величин давления составляет менее 10 %.

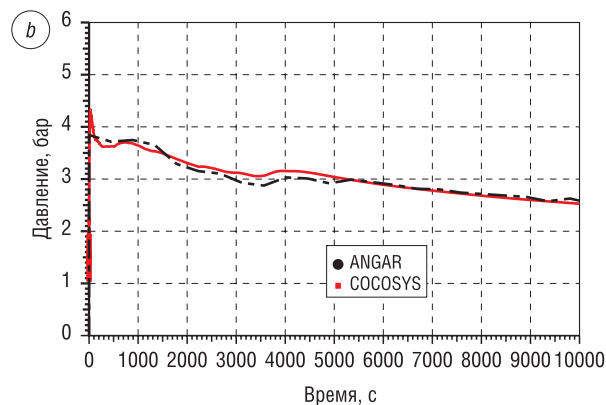
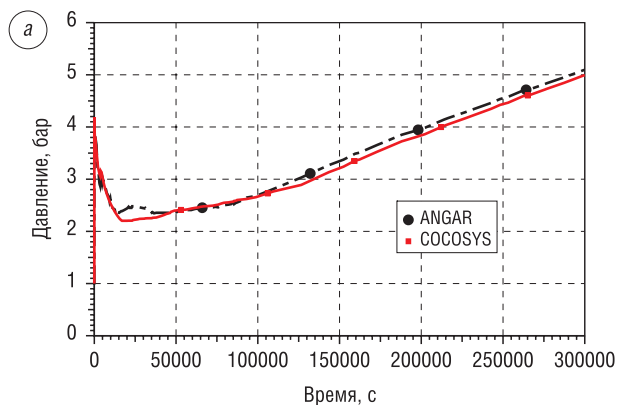


Рис. 7. Изменение во времени давления парогазовой среды в ЗО при аварии (а – 300 000 с, б – 10 000 с): красной сплошной линией обозначен расчет с помощью ПС СОСОСЫС, черной штрихпунктирной – ПС АНГАР

Fig. 7. Change in time of the pressure of the vapor-gas medium in the containment during an accident (a – 300 000 seconds, b – 10 000 seconds): the red solid line – calculated using the COCOSYS code, the black dash-dot line – calculated using the ANGAR code

Заключение. Разработана расчетная модель защитной оболочки АЭС с реакторной установкой ВВЭР-1000/В-320 для программного средства СОСОСЫС. Проведены расчеты параметров среды в защитной оболочке при запроектной аварии с разрывом главного циркуляционного трубопровода Ду850 полным сечением с одновременным отказом всех источников переменного тока, включая дизель-генераторы на длительный период. Представлены и проанализированы результаты расчетов.

Показано сравнение полученных результатов с аналогичными расчетами, проведенными с помощью аттестованного Ростехнадзором программного средства АНГАР, которое используется проектировщиками (российскими специалистами) АЭС с РУ ВВЭР. Результаты расчетов по

обоим программным средствам хорошо согласуются. Таким образом, ПС СОСОСЫС позволяет проводить расчетную оценку процессов, протекающих в ЗО при аварийных режимах на АЭС, и может быть использовано для независимой оценки обоснования безопасности АЭС, требуемой нормами МАГАТЭ.

Список использованных источников

1. Кавун, О. Ю. Расчеты теплопередачи и гидродинамики, связанные нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты, моделирование нестационарных и аварийных процессов / О. Ю. Кавун, С. Л. Соловьев, Р. А. Шевченко // Совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре 25 лет на службе безопасности: сб. публикаций. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2016. – 122 с.
2. Расчет параметров парогазовой среды в защитной оболочке ВВЭР-1000/В-320 при тяжелой запроектной аварии с учетом работы системы аварийного фильтруемого сброса газов [Электронный ресурс] / Ю. А. Звонарев [и др.] // Сборник трудов 9-й Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 19–22 мая 2015 г. – Подольск: ОКБ «Гидропресс», 2015. – Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2015/autorun/article91-ru.htm> – Дата доступа: 25.04.2019.
3. Семенович, О. В. Контейментные коды: аналит. обзор / О. В. Семенович, А. Н. Тишкович, А. В. Дойникова. – Минск: НАН Беларуси, Объед. ин-т энергет. и ядер. исслед. – Сосны, 2017. – 35 с. – (Препринт ОИЭЯИ-72).
4. Основное оборудование реакторного отделения [Электронный ресурс] / М-во Рос. Федерации по атомной энергии, Концерн «Энергоатом», Балаковская атомная электростанция, Служба подготовки персонала. – Режим доступа: <http://bib.convdocs.org/v10948/?cc=1&view=pdf> – Дата доступа: 25.04.2019.
5. Технологические системы реакторного отделения. Ч. 1: Системы безопасности [Электронный ресурс] / М-во Рос. Федерации по атомной энергии, Концерн «Энергоатом», Балаковская атомная электростанция, Служба подготовки персонала. – Режим доступа: <http://bib.convdocs.org/v10948/?cc=2&view=pdf> – Дата доступа: 25.04.2019.
6. Технологические системы реакторного отделения. Ч. 2: Вспомогательные системы [Электронный ресурс] / М-во Рос. Федерации по атомной энергии, Концерн «Энергоатом», Балаковская атомная электростанция, Служба подготовки персонала. – Режим доступа: <http://bib.convdocs.org/v10948/?cc=3&view=pdf> – Дата доступа: 25.04.2019.
7. Моделирование поведения продуктов деления в защитной оболочке с помощью расчетного комплекса СОКРАТ [Электронный ресурс] / В. М. Алипченков [и др.] // Сборник трудов 7-й Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 17–20 мая 2011 г. – Подольск: ОКБ «Гидропресс», 2011. – Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2011/autorun/article42-ru.htm> – Дата доступа: 25.04.2019.

References

1. Kavun O. Yu., Soloviev S. L., Shevchenko R. A. Calculations of heat transfer and hydrodynamics, coupled neutron-physical and thermal-hydraulic calculations, simulation of non-stationary and emergency processes. *Sovet po attestatsii programnykh sredstv pri Rostekhnadzore 25 let na sluzhbe bezopasnosti: sbornik publikatsii* [Software Certification Council under Rostekhnadzor 25 years in the security service: collection of publications]. Moscow, SEC NRS, 2016. 122 p. (in Russian).
2. Zvonarev Yu. A., Budaev M. A., Kobzar V. L., Konobev A. V., Shmelkov Yu. B. Calculation of parameters of the vapor-gas medium in the containment of the WWER-1000/V-320 in a severe beyond design basis accident taking into account the operation of the system of emergency filtered gas discharge. *Sbornik trudov 9-y Mezhdunarodnoi nauchno-tekhnikeskoi konferentsii "Obespecheniye bezopasnosti AES s VVER"* [Proc. of 9th Int. Scientific and Technical Conference "Safety of NPP with WWER"]. Podolsk, OKB "Gidropress", 2015. Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2015/autorun/article91-ru.htm> (accessed 25 April 2019) (in Russian).
3. Semenovich O. V., Tishkovich A. N., Doinikova A. V. *Containment Codes: Analytical Review*. Preprint OIEYAI-72. Minsk, National Academy of Sciences of Belarus, JIPNR – Sosny, 2017. 35 p. (in Russian).
4. *The main equipment of the reactor department*. Available at: <http://www.bib.convdocs.org/v10948/?cc=1&view=pdf> (accessed 25 April 2019) (in Russian).
5. *Technological systems of the reactor compartment. Part 1. Security systems*. Available at: <http://www.bib.convdocs.org/v10948/?cc=2&view=pdf> (accessed 25 April 2019) (in Russian).
6. *Technological systems of the reactor compartment. Part 2. Auxiliary systems*. Available at: <http://www.bib.convdocs.org/v10948/?cc=3&view=pdf> (accessed 25 April 2019) (in Russian).
7. Alipchenkov V. M., Kiselev A. E., Tsaun S. V., Strizhov V. F., Tkachenko A. V., Konstantinov S. A., Maltsev M. B., Peresadko V. G., Kozlov D. I. Modeling the behavior of fission products in the containment using the SOKRAT computational complex. *Sbornik trudov 7-i Mezhdunarodnoi nauchno-tekhnikeskoi konferentsii "Obespecheniye bezopasnosti AES s VVER"* [Proc. of the 7th Int. Scientific and Technical Conference "Safety of NPP with WWER"]. Podolsk, OKB "Gidropress", 2011. Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2011/autorun/article42-ru.htm> (accessed 25 April 2019) (in Russian).

Информация об авторах

Третинников Денис Леонидович – научный сотрудник, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (р-н д. Прилесье, Луговослободской с/с, 47/22, 223063, Минский р-н, Минская обл., Республика Беларусь). E-mail: trdl@list.ru

Дойникова Анастасия Вячеславовна – младший научный сотрудник, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (р-н д. Прилесье, Луговослободской с/с, 47/22, 223063, Минский р-н, Минская обл., Республика Беларусь). E-mail: sirius1991dav_asa@mail.ru

Нагула Петр Константинович – кандидат технических наук, заведующий лабораторией, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (р-н д. Прилесье, Луговослободской с/с, 47/22, 223063, Минский р-н, Минская обл., Республика Беларусь). E-mail: nagulapk@mail.ru

Information about the authors

Denis L. Tretinnikov – Researcher, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Science of Belarus (47/22 Prilesye district, Lugovaya Sloboda village council, Minsk district, 223063, Minsk region, Belarus). E-mail: trdl@list.ru

Anastasiya V. Doinikova – Junior Researcher, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Science of Belarus (47/22 Prilesye district, Lugovaya Sloboda village council, Minsk district, 223063, Minsk region, Belarus). E-mail: sirius1991dav_asa@mail.ru

Petr K. Nagula – Ph. D. (Engineering), Head of the Laboratory, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny (47/22 Prilesye district, Lugovaya Sloboda village council, Minsk district, 223063, Minsk region, Belarus). E-mail: nagulapk@mail.ru