

УДК 621.311.25

DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.2.12>

Оригинальная статья / Original paper

Моделирование аварии при нарушении охлаждения и отказе систем вентиляции в бассейне выдержки многоцелевого быстрого исследовательского реактора

А.А. Казанцев, О.В. Супотницкая, Е.А. Иванова, Н.Э. Астахова

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»,

249033 Россия, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1

Реферат. Представлены результаты расчетного моделирования запроектной аварии в бассейне выдержки многоцелевого исследовательского быстрого реактора, связанной с нарушением охлаждения отработавшего ядерного топлива и отказом систем вентиляции. Расчетный анализ рассматриваемой аварии проведен с использованием программы КУПОЛ-МТ, предназначенной для моделирования теплогидравлических процессов в объеме помещений защитных оболочек и систем герметичных ограждений реакторных установок. При проведении расчетного анализа для программы КУПОЛ-МТ разработана расчетная схема помещений бассейна выдержки. При моделировании аварии использован вариант загрузки бассейна выдержки, включающий в себя плановую загрузку отработавших тепловыделяющих сборок и аварийную выгрузку всей активной зоны. Показано, что в течение трех суток после начала аварии температура воды бассейна выдержки остается ниже температуры кипения и нарушения целостности оболочек твэлов не происходит. При сохранении целостности оболочек твэлов радиационных последствий в рассматриваемом сценарии аварии не возникает. Полученное решение демонстрирует наличие незначительной стратификации водорода в помещении над бассейном выдержки. Показано, что концентрация водорода не превышает опасных концентрационных пределов в течение трех суток с начала запроектной аварии.

Ключевые слова: бассейн выдержки, отработавшая тепловыделяющая сборка, многоцелевой быстрый исследовательский реактор, программа для ЭВМ КУПОЛ-МТ, запроектная авария, твэл, водород.

Для цитирования: Казанцев А.А., Супотницкая О.В., Иванова Е.А., Астахова Н.Э. Моделирование аварии при нарушении охлаждения и отказе систем вентиляции в бассейне выдержки многоцелевого быстрого исследовательского реактора. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2025;2:142–152. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.2.12>

Введение

Исследовательские ядерные установки (ИЯУ) отличаются от ядерных энергетических установок (ЯЭУ) тем, что их предназначением является не выработка тепловой и электрической энергии, а проведение исследований. Многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР) предназначен для испытания материалов и оборудования реакторов четвертого поколения. Проектная тепловая мощность МБИР составляет 150 МВт [1]. Сооружение реактора МБИР на площадке АО «ГНЦ НИИАР» в г. Димитровграде Ульяновской области должно обеспечить преемственность экспериментальных и исследовательских программ выводимого из эксплуатации исследовательского реактора БОР-60.

Бассейн выдержки (БВ) отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) предназначен для безопасного длительного хранения и охлаждения отработавшего топлива. БВ играет важную роль в обеспечении безопасности реакторной установки на этапах нормальной эксплуатации (НЭ), при перегрузках топлива и при последующем его длительном хранении. Регламентирующими нормативными документами для БВ ИЯУ являются НП-061-05 [2] и НП-049-17 [3].

В работе исследуются последствия запроектной аварии (ЗПА), в которой в качестве исходного события рассматривается нарушение теплоотвода при хранении и транспортировании ЯТ (согласно приложению НП-061-05 [2]). В качестве отказа рассматривается неработоспособность системы вентиляции.

Конструкция ТВС и бассейна выдержки

БВ ИЯУ МБИР включает в себя три отсека хранения, представляющие собой бетонные боксы с облицовкой из нержавеющей стали. Два отсека хранения предназначены для планового хранения ТВС. Наличие двух отсеков обеспечивает резервирование в случае отказа одного из отсеков. Третий отсек предназначен для аварийной выгрузки всей активной зоны. Схема помещений БВ ИЯУ МБИР представлена на рис. 1.

В каждом отсеке размещаются секции, в которые устанавливаются ТВС. Надежную защиту персонала от ионизирующих излучений обеспечивает уровень воды над ТВС около 6,5 м. При этом уровень воды от дна отсека составляет 9,1 м.

ИЯУ МБИР предназначена для замены исследовательского реактора БОР-60, используются одинаковые конструкции твэлов с диаметром 6 мм и толщиной оболочки 0,3 мм [4]. В ИЯУ МБИР отработавшее топливо до загрузки в БВ выдерживается во внутриреакторном храни-

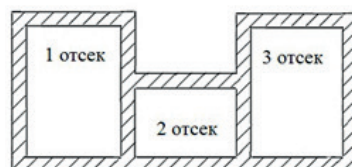
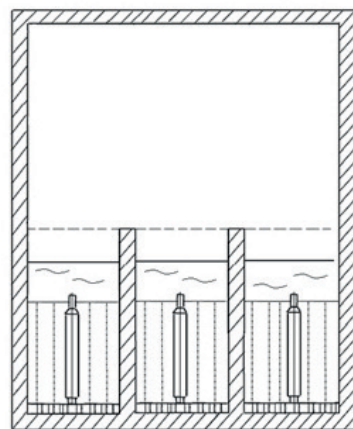


Рис. 1. Схема помещений БВ ИЯУ МБИР

лице (ВХР) (на периферии активной зоны) две кампании по 100 дней [1] и 30 дней перегрузки. Выдержка ОТВС в течение 230 суток в ВХР перед выгрузкой из активной зоны реактора обеспечивает существенное снижение дозовых нагрузок при перегрузке и хранении отработавшего топлива и снижение температуры воды в БВ.

Для отвода остаточных тепловыделений предусмотрена система охлаждения БВ, включающая в себя теплообменники, насосы, трубопроводы, клапаны.

Объем помещения над БВ – 1507 м³. Объемы двух отсеков хранения ОТВС составляют 384,5 м³, объем третьего отсека – 370 м³. В щелевом перекрытии отсеков БВ имеются люки, которые открываются перед транспортировкой ТВС из помещений над БВ. Облицовка бетонных стен и щелевые перекрытия выполнены из стали.

При нормальной эксплуатации (НЭ) система вентиляции удаляет воздух из надводного пространства БВ (под щелевым перекрытием) и из газового объема БВ (помещения над БВ). В режиме НЭ поддерживаются следующие параметры воздуха в помещении над БВ: давление 1 атм; температура +18...+30°C; относительная влажность воздуха до 75%.

Помещение над БВ связано с помещением наклонного подъемника (НП) бассейна выдержки. Наклонный подъемник используется для транспортировки ТВС. Параметры воздуха в режиме НЭ в помещении НП аналогичны параметрам воздуха в помещении над БВ.

В помещениях БВ предусмотрены основная и резервная системы вентиляции.

Авария с нарушением охлаждения БВ

Рассматривается запроектная авария, связанная с нарушением охлаждения ОЯТ в отсеках БВ ИЯУ МБИР, в которой из-за отказа в неработоспособном состоянии находятся

- система вентиляции – помещения отсеков БВ, помещения над БВ, помещения НП;
- резервные системы вентиляции отсеков БВ, помещения над БВ и помещения НП.

При отказах системы вентиляции воздухопроводы вентиляции не перекрываются.

Для оценки максимально опасных последствий аварии принимается допущение, что оперативный персонал не принимает мер по управлению аварией на протяжении 72 ч (трех суток) согласно НП-001-15 [5] и НП-033-11 [6].

При данной аварийной ситуации, а именно, при отказе основной системы охлаждения БВ, отвод остаточного тепловыделения осуществляется с поверхности БВ. Вода в отсеках БВ начинает нагреваться, происходит снижение уровня воды в отсеках БВ за счет испарения. С течением времени температуры воды в отсеках БВ и газового объема над поверхностью БВ выравниваются.

При нормальных условиях эксплуатации БВ происходит постоянное образование водорода в воде отсеков БВ вследствие радиолиза воды за счет поглощения фотонов из ОТВС, сборок СУЗ и сборок бокового экрана, находящихся на хранении в воде бассейна выдержки. Радиолитический водород выходит в газовый объем над поверхностью БВ. При аварии в связи с постоянным выходом водорода и отсутствием принудительной вентиляции начинает увеличиваться концентрация водорода в газовом объеме БВ.

Расчетное моделирование аварии

Совокупность процессов, происходящих в БВ ИЯУ МБИР в рассматриваемой аварии с нарушением охлаждения БВ, описывается набором моделей, реализованных в контейнентной программе для ЭВМ КУПОЛ-МТ, версия 1.0 (далее КУПОЛ-МТ) [7]. Программа для ЭВМ КУПОЛ-МТ предназначена для расчета параметров среды в объеме защитных оболочек и систем герметичных ограждений водо-водяных реакторных установок. В программе рассчитываются следующие величины [7]:

- изменение во времени давления парогазовой среды (ПГС) в каждом помещении и перепадов давления между помещениями;
- изменение во времени температуры ПГС во всех помещениях;
- нестационарное распределение температуры в строительных конструкциях и оборудовании, находящихся в каждом помещении;
- изменение во времени концентраций компонентов парогазовой среды в каждом помещении;
- изменение во времени уровня воды в помещениях.

При проведении расчета учитываются эффекты нестационарного тепломассопереноса газокапельной смеси в помещениях защитных оболочек с учетом влияния естественной конвекции, объемной и поверхностной конденсации пара в присутствии неконденсирующихся газов, тепло- и массообмена атмосферы помещения с водой в приемках.

В программе для ЭВМ КУПОЛ-МТ реализована модель в сосредоточенных параметрах.

В качестве исходных данных для построения расчетной модели помещений БВ ИЯУ МБИР для программы КУПОЛ-МТ использованы проектные данные отсеков БВ, помещения над БВ и помещения наклонного подъемника, связанного с объемом помещения над БВ по вентиляционной системе.

Расчетная схема, используемая при проведении моделирования ЗПА в БВ с использованием программы КУПОЛ-МТ, представлена на рис. 2. Расчетная схема включает в себя десять внутренних расчетных объемов, соединенных двадцатью двумя связями. Расчетный объем № 1 моделирует помещение наклонного подъемника. Расчетные объемы №№ 2, 3, 4 моделируют помещения отсеков хранения БВ 1, 2, 3. Помещение над БВ разбито на два уровня по высоте и включает в себя расчетные объемы от № 5 до № 10.

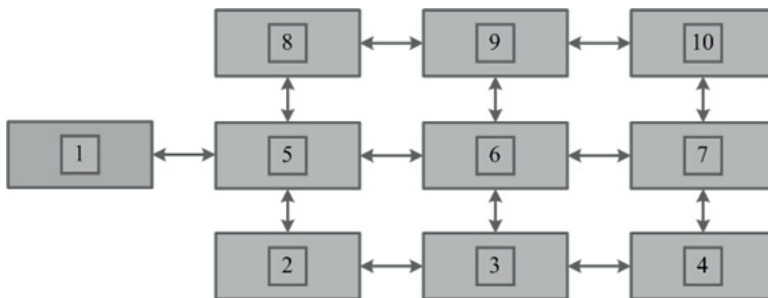


Рис. 2. Расчетная схема помещений БВ для программы КУПОЛ-МТ

Тепловыделяющие сборки в отсеках БВ моделируются цилиндрическими многослойными тепловыми структурами (стенами). Пол и стены отсеков БВ также моделируются плоскими тепловыми структурами. Мощности остаточного тепловыделения ТВС приняты одинаковыми в первом и втором отсеках и составляют 20,7 кВт исходя из плановой выгрузки ОТВС в БВ после десятилетнего режима перегрузок топлива. Мощность тепловыделения в третьем отсеке принята равной 155 кВт и соответствует 30-суточной выдержке ОТВС.

Скорости генерации радиолитического водорода в каждом отсеке БВ рассчитаны на основании радиационно-химического выхода водорода в зависимости от суммарной тепловой мощности ТВС в отсеке. Суммарная скорость генерации водорода составляет $1,87 \cdot 10^{-5}$ кг/с. Температура поступающего водорода из воды БВ принята равной температуре воды в каждом отсеке БВ. Начальная температура воды составляет 40°C.

Из надводного пространства БВ через неплотности щелевого перекрытия над гнездами ОТВС газовая смесь выходит в объем помещения над БВ. Степень негерметичности щелевого перекрытия, определенная как отношение площади проходного сечения щелевого перекрытия к общей площади щелевого перекрытия над отсеками БВ, оценена величиной 10%.

Результаты расчетного моделирования с использованием кода КУПОЛ-МТ

Наличие потенциального риска выхода радиоактивности из бассейна выдержки приводит к необходимости поддержания параметров среды в БВ. При аварии с нарушением охлаждения ОЯТ в воде БВ и отказе вентиляции помещений БВ параметрами для контроля при проведении расчетного моделирования являются

- температура оболочки твэла в отсеках БВ;
- температура воды в отсеках БВ;
- уровень воды в отсеках БВ;
- концентрация водорода в надводном пространстве помещений отсеков БВ

и помещении БВ.

На рисунках 3–7 представлены результаты расчетного моделирования ЗПА, выполненного с использованием кода КУПОЛ-МТ [7]. Время проведения расчета составляет 300000 с (~3 сут).

Изменение температуры воды в отсеках БВ представлено на рис. 3. Температура воды в отсеках № 1 и № 2 БВ достигает величин 49 и 51°C соответственно. В отсеке № 3 с аварийной выгрузкой температура воды достигает 80,6°C. Кипения воды в отсеках БВ не наблюдается.

Изменение температуры оболочек твэлов в отсеках №№ 1, 2 и 3 БВ представлено на рис. 4. Температура оболочек твэлов в отсеке № 3 БВ максимальная и достигает 85°C, при этом температуры оболочек твэлов достигают 52°C (отсек № 1) и 49,4°C (отсек № 2) (рис. 4) соответственно.

На рисунке 5 представлено изменение температуры газовой среды в помещениях трех отсеков БВ. Температура парогазовой среды в отсеке № 3 достигает 77°C (см. рис. 5). Температура парогазовой среды в отсеках № 1 и № 2 (боксы №№ 2 и 3) приближается к 82 и к 72°C соответственно.

Моделирование аварии при нарушении охлаждения и отказе систем вентиляции в бассейне выдержки многоцелевого быстрого исследовательского реактора

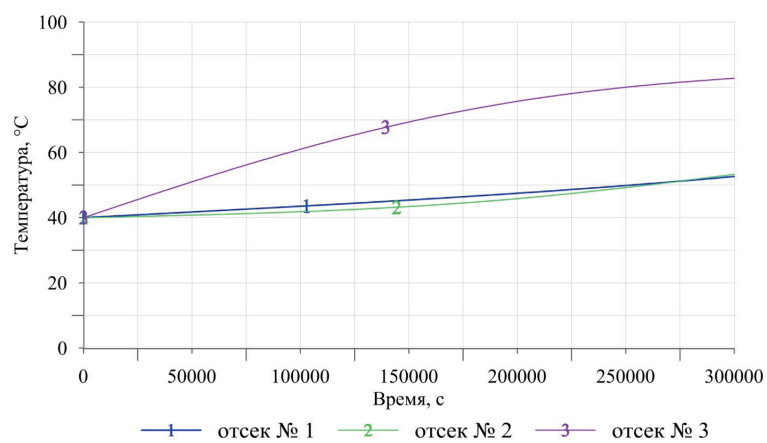


Рис. 3. Изменение температуры воды в трех отсеках БВ

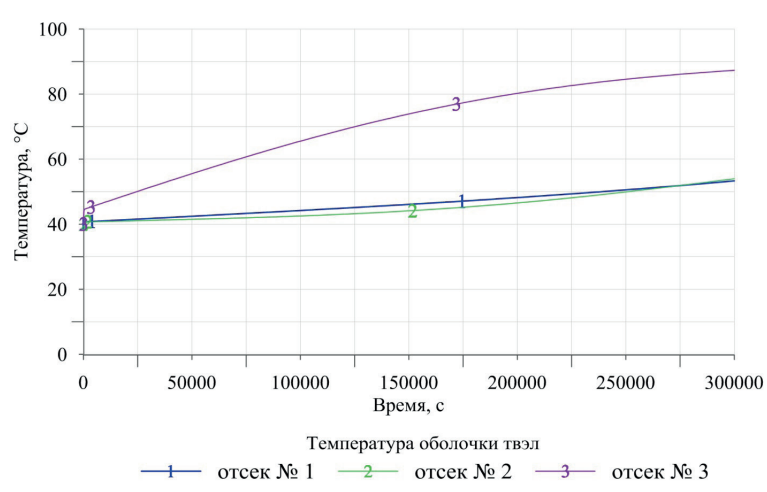


Рис. 4. Изменение температуры оболочек ТВЭЛ в отсеках БВ

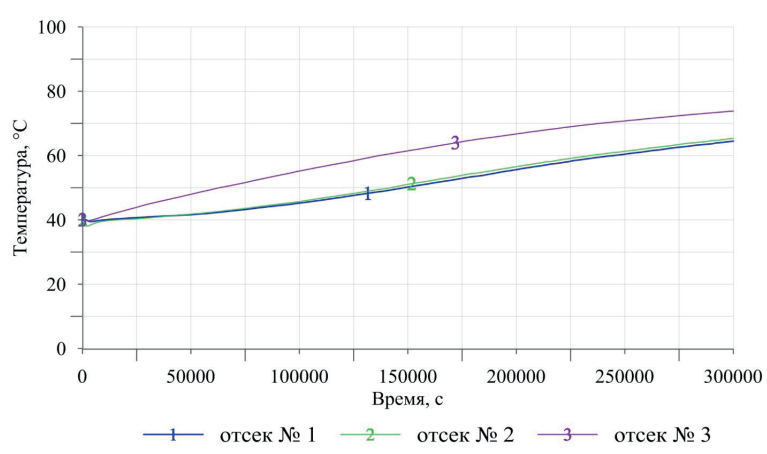


Рис. 5. Изменение температуры среды в газовом объеме помещений отсеков БВ

Изменение концентрации водорода в газовом объеме помещений отсеков БВ приведено на рис. 6. Расчеты показывают, что изменение концентрации водорода в отсеках БВ не превышают 2 об.%. Максимальные концентрации водорода в помещении отсеков БВ достигают 1,22 об.% в отсеке № 1; 1,18 об.% в отсеке № 2 и 1,03 об.% в отсеке № 3 см. (рис. 6). После достижения максимальных значений концентрация водорода падает вследствие разбавления насыщенным паром, парциальное давление которого на линии насыщения быстро увеличивается при росте температуры.

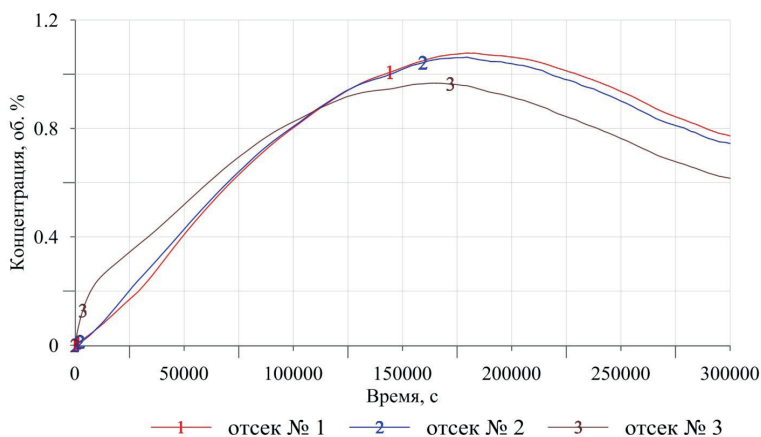


Рис. 6. Изменение концентрации водорода в отсеках БВ

Максимальные величины концентраций водорода меньше 4,1 об.% – минимальной концентрации, необходимой для его воспламенения в смеси с воздухом [8, 9].

Изменение концентраций водорода в объеме помещения над БВ показано на рис. 7. Расположение расчетных объемов показано на рис. 2. Видно, что отсутствует заметная стратификация водорода в помещении над БВ. Максимальная концентрация водорода во всех расчетных объемах помещения над БВ не превышает 1,0 об.% (см. рис. 7). Затем концентрация водорода начинает падать вследствие разбавления паром

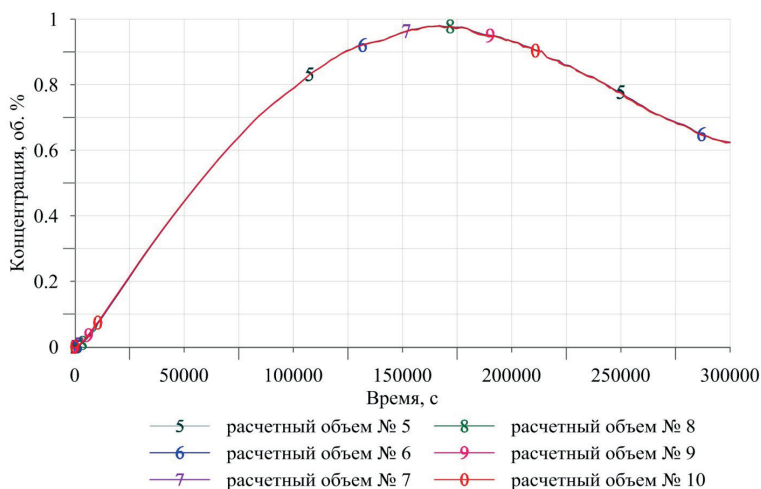


Рис. 7. Изменение концентрации водорода в помещении над БВ

при росте парциального давления пара с ростом температуры в помещении над БВ и снижается до 0,6 об.%. Концентрация водорода в помещении отсеков БВ выше, чем в помещении над БВ примерно на 0,2 об.%. .

Заключение

Представлены результаты расчетного моделирования с использованием программы КУПОЛ-МТ аварии, связанной с нарушением охлаждения облученного топлива в бассейне выдержки ИЯУ МБИР и наложением дополнительного отказа. В качестве дополнительного отказа приняты отказы основной и резервной систем вентиляции помещений отсеков БВ, вентиляции помещения над БВ и помещения наклонного подъемника БВ. При моделировании аварии использован вариант загрузки отсеков БВ, включающий в себя плановую загрузку ОТВС в первом и втором отсеках и аварийную выгрузку всей активной зоны в третий отсек.

Результаты расчетного моделирования аварии показали, что в течение трех суток (расчетное время моделирования) температура воды во всех отсеках БВ остается ниже температуры кипения, температура оболочек твэлов не превышает 85°C, следовательно, нарушения целостности оболочек твэлов не происходит. При сохранении целостности оболочек твэлов радиационных последствий в рассматриваемом сценарии запроектной аварии не возникает.

Финансирование

Статья подготовлена в рамках государственного контракта от 13.04.2023 № Н.4м.241.09.23.1056 «НИОКР в обоснование безопасности режимов эксплуатации ИЯУ МБИР. Этап 2023–2024 годов». НИОКР входит в объем разработок, предусмотренных комплексной программой «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2024 года».

Литература

1. Технические характеристики МБИР. URL: <https://mbir-rosatom.ru/reactor/> (дата обращения 07.11.2024).
2. НП-061-05. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. Москва, 2005, 12 с. URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293850/4293850800.htm> (дата обращения 07.11.2024).
3. НП-049-17. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. Москва, 2017, 63 с. URL: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293739/4293739676.pdf> (дата обращения 09.12.2024).
4. Жемков И.Ю. Научно-методическое сопровождение эксплуатации исследовательского реактора на быстрых нейтронах. Автореф. дисс. д.т.н. 05.14.03. Димитровград, 2014, 41 с. URL: <http://nrcki.ru/files/pdf/1455530301.pdf> (дата обращения 09.12.2024).
5. НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. Москва, 2016. URL: https://docs.secnrs.ru/documents/nps/%D0%9D%D0%9F-001-15/%D0%9D%D0%9F-001-15_OCR.pdf (дата обращения: 09.12.2024).

6. НП-033-11. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293842/4293842085.htm> (дата обращения 09.12.2024).

7. Казанцев А.А., Попова Т.В., Супотницкая О.В., Сергеев В.В., Булынин В.Д., Семашко С.Е., Крылов Ю.В. Моделирование работы струйно-вихревого конденсатора системы локализации аварий реакторной установки ВВЭР-440. *Теплоэнергетика*, 2019;6:68–74. DOI: <https://doi.org/10.1134/S0040363619060043>

8. Гамбург Д.Ю., Семенов В.П., Дубовкин Н.Ф., Смирнова Л.Н. Водород. Свойства, получение, хранение, транспортирование, применение. Справочник. М.: Химия, 1989, 672 с. ISBN: 5-7245-0034-5.

9. Гельфанд Б.Е., Попов О.Е., Чайванов Б.Б. Водород: параметры горения и взрыва. М.: ФИЗМАТЛИТ, 2008, 288 с. ISBN: 988-5-9221-0898-0.

Поступила в редакцию 27.02.2025

После доработки 18.04.2025

Принята к опубликованию 30.05.2025

Авторы

Казанцев Анатолий Александрович, ведущий научный сотрудник, к.т.н., доцент,
E-mail: akazantsev@ipre.ru

Супотницкая Ольга Владимировна, начальник лаборатории,
E-mail: sov@ipre.ru

Иванова Евгения Александровна, инженер-исследователь 1 категории,
E-mail: eivanova@ipre.ru

Астахова Наталья Эдуардовна, инженер-теплофизик 1 категории,
E-mail: astakhova@ipre.ru

UDC 621.039.534

Simulation of an Accident in Conditions of Cooling System Malfunction and Ventilation System Failure in the Spent Fuel Storage Pool of the Multipurpose Fast Research Reactor

Kazantsev A.A., Supotnitskaya O.V., Ivanova E.A., Astakhova N.E.

IPPE JSC,

1 Bondarenko Sq., 249033 Obninsk, Kaluga reg., Russia

Abstract

The paper presents the results of the computational analysis of an accident scenario in the spent fuel storage pool of the multipurpose fast research reactor. The simultaneous failure of the spent fuel cooling system and the ventilation systems is being considered as beyond the design basis accident (BDBA) conditions. The computational analysis of the BDBA scenario was performed with the computer program KUPOL-MT designed to simulate thermohydraulic processes in the room atmosphere of reactor facility containment systems. During the computational analysis with KUPOL-MT, a nodalization scheme for the spent fuel storage pool rooms was developed. The scheduled loading of spent fuel assemblies in the storage pool was considered in the accident simulation, together with the emergency unloading of the entire reactor core. It was shown that the water temperature in the spent fuel storage pool remained below the boiling point

and there was no violation of the integrity of the fuel rod shells for three days after the start of the accident. As the fuel rod shells did not collapse, there were no radiation consequences in the considered accident scenario. The calculation results demonstrated insignificant hydrogen stratification in the room above the spent fuel storage pool. It was shown that hydrogen content did not exceed the maximum concentration limit for three days after the start of the BDBA.

Keywords: Spent fuel storage pool, spent fuel assembly, Multipurpose Fast Research Reactor (MBIR), computer program KUPOL-MT, beyond the design basis accident (BDBA), fuel element, hydrogen.

For citation: Kazantsev A.A., Supotnitskaya O.V., Ivanova E.A., Astakhova N.E. Simulation of an Accident in Conditions of Cooling System Malfunction and Ventilation System Failure in the Spent Fuel Storage Pool of the Multipurpose Fast Research Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2025;2:142–152. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.2.12> (in Russian).

References

1. Technical characteristics of MBIR. URL: <https://mbir-rosatom.ru/reactor/> (accessed Nov. 07, 2024) (in Russian).
2. NP-061-05. Safety rules for storage and transportation of nuclear fuel at nuclear facilities. Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service. Moscow, 2005, 12 p. URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293850/4293850800.htm> (accessed Nov. 07, 2024) (in Russian).
3. NP-049-17. Requirements for the content of a report on the safety analysis of nuclear research facilities. Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service. Moscow, 2017, 63 p. URL: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293739/4293739676.pdf> (accessed Dec. 09, 2024) (in Russian).
4. Zhemkov I.Yu. Scientific and methodological support for the operation of a fast neutron research reactor. Authoreferat diss. Dr. Sci. (Engineering) 05.14.03. Dimitrovgrad, 2014, 41 p. URL: <http://nrcki.ru/files/pdf/1455530301.pdf> (accessed Dec. 09, 2024) (in Russian).
5. NP-001-15. General Provisions for Nuclear Power Plant Safety Assurance. Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service. Moscow, 2016. URL: https://docs.secnrs.ru/documents/nps/%D0%9D%D0%9F-001-15/%D0%9D%D0%9F-001-15_OCR.pdf (accessed Dec. 09, 2024) (in Russian).
6. NP-033-11. General Safety Provisions of Nuclear Research Installations. Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service. URL: <https://meganorm.ru/Index2/1/4293842/4293842085.htm> (accessed Dec. 09, 2024) (in Russian).
7. Kazantsev A.A., Popova T.V., Supotnitskaya O.V., Sergeev V.V., Bulynin V.D., Semashko S.E., Krylov Yu.V. Simulating the Operation of the Jet-Vortex Condenser Used in the VVER-440 Reactor Plant's Confinement System. *Thermal Engineering*. 2019;66(6):433–439. DOI: <https://doi.org/10.1134/S0040601519060041>
8. Hamburg D.Yu., Semenov V.P., Dubovkin N.F., Smirnova L.N. Hydrogen. Properties, production, storage, transportation, application. Handbook. Moscow, Chemistry Publ., 1989, 672 p. ISBN: 5-7245-0034-5 (in Russian).
9. Gelfand B.E., Popov O.E., Chaivanov B.B. Hydrogen: parameters of combustion and explosion. Moscow, FIZMATLIT Publ., 2008, 288 p. ISBN: 988-5-9221-0898-0 (in Russian).

Authors

Anatoly A. Kazantsev, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering), associate professor,

E-mail: akazancev@ippe.ru

Olga V. Supotnitskaya, Head of laboratory,

E-mail: sov@ippe.ru

Evgeniya A. Ivanova, Research Engineer 1 category,

E-mail: eivanova@ippe.ru

Nataliya E. Astakhova, Thermophysics Engineer 1 category,

E-mail: astakhova@ippe.ru