

ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

NUCLEAR, RADIATION AND ENVIRONMENTAL SAFETY

УДК 621.039.7: 621.311.25
DOI 10.26583/gns-2023-03-01
EDN BRASHK



Анализ по сценариям потери теплоотвода из бассейна выдержки на атомных электрических станциях

М.Т. Акобян^{1,2} , А.И. Ксенофонтов¹ , С.А. Саргсян²

¹ Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Россия

² Армянская атомная электростанция, г. Мецамор, Армения

✉ marine_h@mail.ru

Аннотация. Система хранения отработанного ядерного топлива предназначена для хранения и охлаждения отработанного топлива в течение нескольких лет с учётом плановых перегрузок и выгрузки всей активной зоны, накопленного после использования в ядерном реакторе. Она состоит из специальных бассейнов или контейнеров, где отработанное топливо помещается для временного хранения перед его окончательной обработкой или захоронением. Эти системы обеспечивают безопасное и эффективное хранение отработанного топлива, чтобы предотвратить утечку радиоактивных материалов в окружающую среду и минимизировать риски для здоровья людей и окружающей природы. События, произошедшие во время ядерной катастрофы в Фукусиме 11 марта 2011 года, подчеркнули важность безопасного хранения отработанного топлива в бассейне выдержки. Поэтому обеспечение безопасности хранения стало ключевым аспектом в данной области. Данная статья описывает расчеты потери теплоотвода для аналитического обоснования инструкций, по обслуживанию оборудования при аварийном реагировании в период останова реактора энергоблока №2 Армянской АЭС с помощью компьютерного кода RELAP5/Mod3.2. Рассмотрено исходное событие при потере теплоотвода от бассейна выдержки. Проведен анализ ядерной безопасности в ходе развития запроектной аварии с длительным обесточиванием АЭС применительно к бассейну выдержки энергоблока с реакторной установкой (РУ) ВВЭР-440 (проект В-270). Оценены радиационные последствия. В статье представлены расчеты следующих аварий для определения необходимых действий оператора: потеря теплоотвода от бассейна выдержки без действия оператора и потеря теплоотвода из бассейна выдержки с организацией последующей подпитки бассейна выдержки насосом борной очистки 2НБО-2. Выполнение расчетов основано на граничных и начальных условиях, соответствующих предположениям «улучшенной оценки».

Ключевые слова: АЭС, бассейн выдержки, тяжелая авария, атомная энергетика, радиационная безопасность.

Для цитирования: Акобян М.Т., Ксенофонтов А.И., Саргсян С.А. Анализ по сценариям потери теплоотвода из бассейна выдержки на атомных электрических станциях. *Глобальная ядерная безопасность*. 2023;13(3):5–16. <https://doi.org/10.26583/gns-2023-03-01>

Scenario analysis loss of heat removal from the spent fuel pool on nuclear power plant

Marine T. Hakobyan^{1,2} , Alexandre I. Ksenofontov¹ , Sos A. Sargsyan²

^{1,2} National Research Nuclear University «MEPhI», 31, Kashirskoye shosse, Moscow, Russia 15409

¹ HAEK CJSC, Metsamor, Armenia

✉ marine_h@mail.ru

Abstract. The spent nuclear fuel storage system is designed to store and cool spent fuel for several years taking into account scheduled reloads and unloading of the entire core accumulated after use in a nuclear reactor. It consists of special pools or containers where spent fuel is placed for temporary storage before final treatment or disposal. These systems provide safe and efficient storage of spent fuel to prevent radioactive material from leaking into the environment and minimize risks to human health and the natural environment. The events that occurred during the Fukushima nuclear disaster on March 11, 2011, underscored the importance of safe storage of spent fuel in the spent fuel storage pool. Storage safety has therefore become a key aspect in this area. This

article describes the heat sink loss calculations for the analytical substantiation of the emergency response instructions for the shutdown state of the Armenian NPP power unit No.2 using the RELAP5/Mod3.2 computer code. The initiating event in the event of loss of heat removal from the spent fuel pool is considered. The analysis of nuclear safety in the course of the development of a beyond design basis accident with a long NPP blackout was carried out in relation to the spent fuel pool of a power unit with a reactor plant WVER-440 (project V-270). The radiation consequences are estimated. The article provides calculations of the following accidents to determine the necessary actions of the operator: loss of heat removal from the spent fuel pool without operator action and loss of heat removal from the spent fuel pool from the organizations of subsequent make-up of the spent fuel pool with a boron cleaning pump (2NBO-2). The calculations are based on boundary and initial conditions corresponding to the assumptions of the «better estimate».

Keywords: nuclear power plant, spent fuel pool, severe accident, nuclear power industry, radiation safety.

For citation: Hakobyan M.T., Ksenofontov A.I., Sargsyan S.A. Scenario analysis loss of heat removal from the spent fuel pool on nuclear power plant. *Global nuclear safety*. 2023;13(3):5–16 (In Russ.) <https://doi.org/10.26583/gns-2023-03-01>

Введение

Обеспечение ядерной безопасности предусматривает системный подход к созданию и соблюдению мер и процедур, направленных на предотвращение аварийных ситуаций и минимизацию рисков, связанных с использованием ядерной энергии. Системный подход включает обучение персонала, разработку средств контроля и мониторинга радиационной обстановки, а также создание систем аварийной защиты и эвакуации в случае необходимости.

Согласно исследованиям, проведенным до 2011 г. комиссией по ядерному регулированию США, вероятность тяжелых аварий, происходящих в бассейне выдержки (БВ) с отработавшим ядерным топливом, была достаточно низкой¹.

Фактически, существовало мнение, что из-за систем безопасности и наличия у оператора достаточного времени для принятия соответствующих мер, последствия этих аварий не выходят за пределы допустимых, так как, в случае длительного обесточивания станции, охлаждение бассейна выдержки обеспечивается запуском резервных устройств электропитания.

Однако, события 11 марта 2011 г. на АЭС Фукусима-Дайити в Японии, землетрясение и последовавшее за ним цунами привело к полному обесточиванию станции и отказу систем аварийного охлаждения, что напомнило мировому сообществу о необходимости повышения внимания к ряду вопросов по безопасности атомной энергетики, в частности, случаи аварии в бассейнах выдержках [1].

Этот инцидент показал, что хотя вероятность таких аварий невелика и аварийный процесс протекает медленно, однако из-за хранения огромного количества тепловыделяющих сборок и наличия только одного барьера на пути выброса радиоактивных материалов риск такой аварии в активной зоне реактора может быть даже больше, чем аварии активной зоны реактора.

Оценка аварии на АЭС Фукусима подчеркнула важность строгих соблюдения норм и правил безопасности и потребность постоянного обучения персонала². Угроза потери охлаждения бассейна выдержки становится очень опасной при событиях, связанных с длительным полным обесточиванием, поэтому необходимо провести анализ даже маловероятных сценариев развития проектной аварии на атомных

¹ Collins T.E., Hubbard G. Technical Study of Spent Fuel Pool Accident Risk at Decommissioning Nuclear Power Plants. Division of Systems Safety and Analysis. Report number NUREG-1738. *Office of Nuclear Reactor Regulation. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Washington, DC 20555-0001. February 2001:3201,3202.* <https://www.nrc.gov/docs/ML0104/ML010430066.pdf> (дата обращения: 02.05.2023)

² International Fact Finding Expert Mission of the Fukushima Dai-ichi NPP Accident Following the Great East Japan Earthquake and Tsunami. IAEA Mission Report. 24 May – 2 June 2011. URL: file:///C:/Users/User/Downloads/Full_Report.pdf (дата обращения: 02.05.2023)

станциях. Бездействие оператора может привести даже к полному осушению бассейна выдержки, и тепловыделяющие сборки начнут расплавляться из-за недостатка охлаждения, что приведет к серьезным радиационным последствиям³. В целом, обеспечение ядерной безопасности реакторной установки – это комплексный и многогранный процесс, который требует постоянного совершенствования и соблюдения высоких стандартов⁴.

В данной статье анализируются результаты расчета представленных сценариев, начальные события которых ведут к потере теплоотвода из бассейна выдержки. Главной целью анализа является исследование вопроса о возможности нарушения важных критериев безопасности в результате сложившихся аварийных ситуаций. Расчеты выполнялись для оценки возможности охлаждения бассейна выдержки ВВЭР-440/270 (Армянская АЭС, энергоблок №2) и эффективности действий оператора по применению насоса низкого давления в ходе аварии в условиях потери теплоотвода из бассейна выдержки [2].

Описание бассейна выдержки

Бассейн выдержки – это специальный резервуар или бак, предназначенный для временного хранения отработавших тепловыделяющих сборок (ТВС) из реактора ядерной энергетической установки. Он используется для охлаждения и временного размещения выгруженных из реактора ТВС перед их дальнейшей обработкой или транспортировкой на специализированные объекты для долгосрочного хранения или переработки.

Бассейн выдержки обычно имеет большой объем и специальную конструкцию, предназначенную для эффективного охлаждения и обеспечения безопасного хранения выгруженных ТВС. Он оборудован системами охлаждения, включающими циркуляцию воды или другого охлаждающего вещества, а также системами контроля и мониторинга, которые обеспечивают постоянное наблюдение за состоянием ТВС и условиями в бассейне⁵.

Бассейн выдержки является важным элементом ядерной энергетической установки, который обеспечивает безопасное временное хранение отработавших тепловыделяющих сборок до их дальнейшей обработки или транспортировки на другие объекты. Он предназначен для минимизации рисков радиационных выбросов и обеспечения безопасности персонала и окружающей среды в процессе обработки и утилизации выгруженных ТВС.

Стеллажи БВ позволяют разместить и хранить отработавшие ТВС в два яруса с неуплотненным размещением топливных кассет в ячейках или в герметичных пеналах. В нижнем стеллаже БВ размещены 312 ячеек для кассет и 60 ячеек для герметичных пеналов. В верхнем (съёмном) стеллаже размещено 291 ячейки для кассет и 60 ячеек для герметичных пеналов. Всего в БВ может быть размещено 723 отработавших ТВС. Кассеты и гермопеналы расположены в стеллажах по вершинам равностороннего

³ Будаев М.А., Васильев А.Д., Звонарев Ю.А., Конобеев А.В., Меркулов В.В. Генерация водорода при осушении бассейна выдержки во время аварии с полным обесточиванием на АЭС. Материалы Международной VIII научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», г. 23-25 мая 2012 г., г. Подольск, Россия, МНТК. Подольск: ОКБ «Гидропресс», 2012. С. 78.

⁴ НП-058-14. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения. URL:<https://docs.cntd.ru/document/420215595> (дата обращения: 24.04.2023)

⁵ Безбородов А.Н. Меркулов В.В. Теплофизический анализ и анализ ядерной безопасности бассейна выдержки при аварии с полным длительным обесточиванием АЭС. Материалы Международной VIII научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», г. 23-25 мая 2012 г., г. Подольск, Россия, МНТК. Подольск: ОКБ «Гидропресс», 2012. С. 16.

треугольника со стороной 225 мм. В нижнем ярусе размещены 13 герметичных пеналов, три гермопенала, у которых демонтированы трубы охлаждения, в результате чего они стали негерметичными, а остальные ячейки переделаны для хранения кассет. В верхнем (съемном) стеллаже все ячейки для гермопеналов переделаны для хранения кассет.

Сценарии и критерии аварии

Критерии, главным образом, сфокусированы на предотвращении разрушения многочисленных барьеров, обеспечивающих защиту от разрушения топлива БВ и неконтролируемого выхода радиоактивных веществ.

Вышеуказанные события рассматриваются как крайне маловероятные, применяемые для этого процесса критерии определены в нормах МАГАТЭ по безопасности⁶ для запроектных аварий. Принято, что максимальная температура оболочки горячей кассеты ($T_{\text{обол}}$) не должна превышать 1200°C , а полное локальное окисление оболочки (ПЛО) кассеты не должно превышать 17% исходной толщины до окисления, т.е. можно записать уравнение (1):

$$\Delta t = t \cdot k \cdot a = 630 \cdot 0,17 \cdot 20 = 87 \text{ мкм} \quad (1)$$

где Δt – ПЛО;

t – минимальная толщина оболочки ТВЭЛа;

k – допустимая толщина окисления – 17%;

a – окисление до начала аварии.

Общее количество водорода (H_2), образовавшегося при химической реакции оболочки кассеты с водой или паром, не должно превышать 1% гипотетического количества (5,1 кг), которое образуется, если оболочки всех кассет, выгруженных из активной зоны при полной выгрузке, участвуют в реакции. Поскольку кассеты, которые были выгружены в прошлые годы, находятся в нижнем ярусе и имеют низкую степень энерговыделения, образование водорода при химической реакции оболочки этих кассет незначительно.

Допустимое количество H_2 рассчитывается по формуле (2):

$$\begin{aligned} \pi \cdot (2 \cdot d - 2 \cdot t) \cdot t \cdot \rho \cdot n \cdot (m \cdot l + k \cdot l_1) \cdot x \cdot \frac{N}{M} \cdot \frac{\alpha}{N} = \pi \cdot \\ (2 \cdot 9,05 \cdot 10^{-3} - 2 \cdot 6,3 \cdot 10^{-4}) \cdot 2 \cdot 6,3 \cdot 10^{-4} \cdot 6550 \cdot 126 \cdot \\ (312 \cdot 2,46 + 37 \cdot 2,36) \cdot 0,9 \cdot \frac{4}{91,22} \cdot \frac{0,01}{4} = 5,10 \text{ (кг)} \end{aligned} \quad (2)$$

где d – минимальный внешний диаметр оболочки ТВЭЛа;

t – минимальная толщина оболочки ТВЭЛа;

ρ – плотность циркония;

n – количество ТВЭЛов в одной кассете;

m – количество регулирующих кассет (РК);

l – длина топливной части в рабочих кассетах при рабочей температуре;

k – количество аварийно регулирующих кассет (АРК);

⁶ Детерминистический анализ безопасности атомных электростанций. Специальное руководство по безопасности №SSG-2. Нормы МАГАТЭ по безопасности. Международное агентство по атомной энергии. Вена, 2014. ISBN 978–92–0–401814–1. ISSN 1020–5845. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1428r_web.pdf (дата обращения: 24.04.2023)

l_1 – длина топливной части в АРК при рабочей температуре;

X – доля содержания циркония в сплаве оболочки;

N – количество атомов водорода, образующихся при пароциркониевой реакции;

M – молярная масса циркония;

A – допустимая доля образования водорода при пароциркониевой реакции – 1%.

Время до повреждения топлива БВ определяется временем до нарушения любого критерия. Например, время до нарушения критерия по максимальной температуре оболочки равно времени достижения температуры оболочки 1200°C, а время до нарушения критерия по максимальной температуре топлива определяется временем достижения температуры облученного топлива 2570°C или свежего 2840°C.

Для рассмотренной аварии вероятны нарушения именно этих критериев, но для полноты анализа рассматриваются еще и другие критерии. Так, для предотвращения плавления топлива даже в локальном масштабе локальная энтальпия горячего стержня средней топливной кассеты должна быть меньше 840 Дж/г для облученного топлива и меньше 963 Дж/г для свежего топлива⁷.

В данной статье не анализируются последствия радиологических выбросов, так как после достижения критерия повреждения активной зоны оператор от аварийной инструкции переходит к руководству по управлению тяжелых аварий, и оценка радиологических выбросов выполняется на этой фазе развития аварии. В этой статье рассматривается временной интервал, определяемый только моментом повреждения топлива БВ.

Методология

Был использован компьютерный код RELAP5/Mod3.2 [3] для моделирования динамики процессов в ядерных энергетических установках. Код предназначен для моделирования различных условий и сценариев, таких, как нормальная эксплуатация, аварийные ситуации, а также локальные и глобальные потери охлаждения в реактор⁸. Он основан на математических моделях, описывающих теплогидравлические процессы, включая теплообмен, гидродинамику и многофазные потоки, что позволяет моделировать поведение реактора в различных режимах работы и в аварийных ситуациях [4].

Анализ исходного события потери охлаждения БВ

Для выполнения анализа исходных данных данной группы была разработана модель БВ с двухъярусным расположением отработавших ТВС в БВ энергоблока №2 ААЭС. Нодализация диаграмма двухъярусной модели БВ представлена на рисунке 1. Двухъярусная модель БВ моделирует расположение ТВС от плановых перегрузок со временем выдержки от одного до четырех лет в нижнем стеллаже БВ. Верхний стеллаж БВ полностью занят ТВС аварийно-выгруженной активной зоны. Уровень воды в БВ принят минимальным 10,2 м.

⁷ International Organization for Standardization. Nuclear Energy. Light Water Reactors. Calculation of Decay Power in Nuclear Fuels. ISO, 2021. URL: <https://www.iso.org/standard/76532.html> (дата обращения: 24.04.2023)

⁸ RELAP5/MOD3 CODE MANUAL.// Code structure, System Models, and Solution Models Laboratories, Idaho National Engineering Laboratory Lockheed-Martin Idaho Technologies Company, 1995, NUREG/CR-5535, INEL-95/0174 vol. 1 URL: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/27/008/27008531.pdf (дата обращения: 24.04.2023)

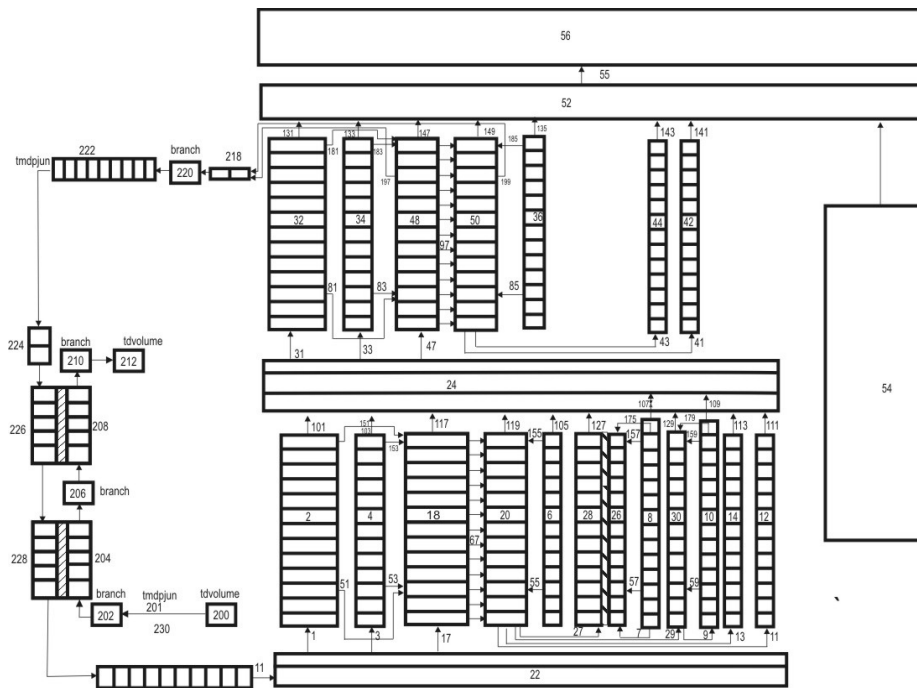


Рисунок 1. Нодализация схема двухъярусной модели БВ ОЯТ
 Figure 1. Nodalization scheme of a two-tier model of a spent nuclear fuel pool

Расчеты были выполнены для случая полной выгрузки ядерного топлива из активной зоны. При проведении расчетов были приняты следующие допущения: время проведения полной выгрузки 10 суток, начальный уровень воды в БВ 10,2 м, кроме кассет, выгруженных из активной зоны при полной выгрузке, в БВ находятся еще 372 кассеты, выгруженные в течение предыдущих четырех лет.

Остаточное энерговыделение рассчитывалось при полной выгрузке. Мощность остаточного энерговыделения кассет, выгруженных из активной зоны, составляет 3,54 МВт. Мощность остаточного энерговыделения кассет, выгруженных в течение предыдущих четырех лет, составляет 260 кВт. Кроме того, в данной работе не рассмотрен сценарий с потерей внешнего электропитания.

Принцип единичного (независимого) отказа не применяется при анализе действия оператора. Кроме начального события, могут быть еще несколько независимых отказов. Действия оперативного персонала смоделированы также, как действия оператора по включению 2НБО-2 для подпитки бассейна выдержки [5].

Описание и оценка результатов

Расчеты проводились до момента повреждения топлива в БВ. До начала моделирования аварии, с целью достижения начального состояния с распределением температуры воды в БВ 6000 с проводился расчет с работой насоса расхолаживания бассейна и теплообменника бассейна выдержки.

Сделана оценка выполняемости приемочных критериев. Максимальные значения переменных определяются путем анализа графиков, отображающих их изменения в течение процесса.

Для переменных полного локального окисления и общего количество водорода, выделяемого в результате химической реакции оболочки и воды/пара используются данные, содержащиеся в файле выходных данных, относящихся к конечному моменту расчета.

Для определения толщины локального окисления выбирается максимальное значение соответствующей переменной.

Анализ результата расчета потери теплоотвода из БВ без вмешательства оператора

Графические результаты расчета потери теплоотвода из БВ без вмешательства оператора представлены на рисунках 2а-2г. После потери теплоотвода из БВ начинается подъем температуры воды бассейна выдержки и на 9520 секунде начинается кипение (рис. 2б). Уровень воды в начале из-за теплового расширения немного возрастает, но, начиная с 12900 секунды влияние испарения начинает преобладать над эффектом теплового расширения и уровень БВ начинает снижаться (рис. 2е). На 124000 секунде уровень БВ снижается до головки кассет (рис. 2е) и, начиная примерно с 130000 секунды температура на выходе из верхнего яруса (рис. 2г), оболочки и топлива начинают возрастать.

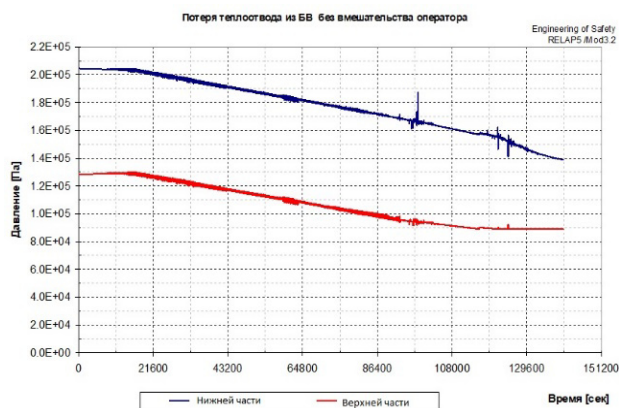


Рисунок 2а. Давление в бассейне выдержки
Figure 2a. Pressure in the spent fuel pool

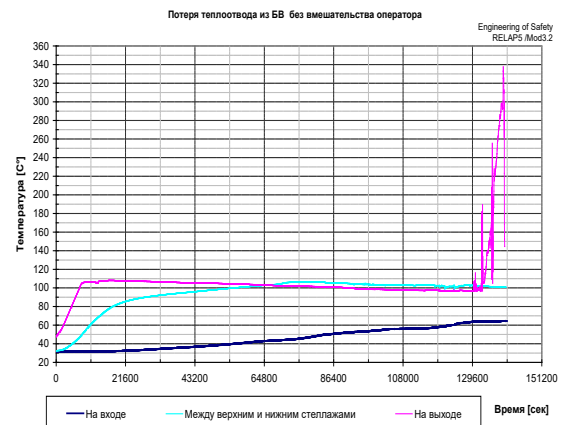


Рисунок 2б. Температура на входе, между стеллажами и на выходе из БВ
Figure 2b. Temperature at the inlet, between the racks and at the outlet of the coolant pool

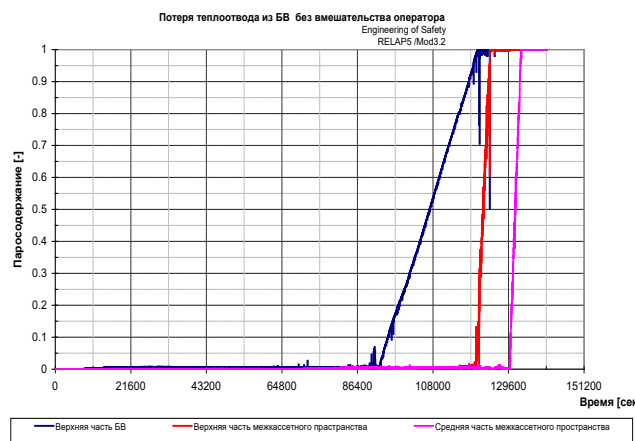


Рисунок 2в. Паросодержание в теплоносителе БВ
Figure 2в. Steam content in the spent fuel pool coolant

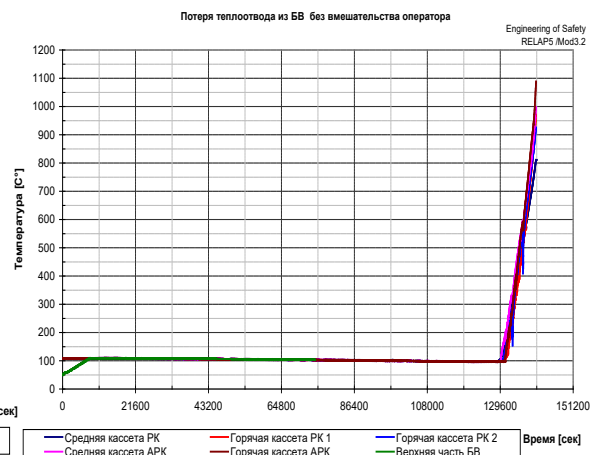


Рисунок 2г. Температура теплоносителя на выходе из БВ
Figure 2г. Coolant temperature at the outlet of the coolant pool

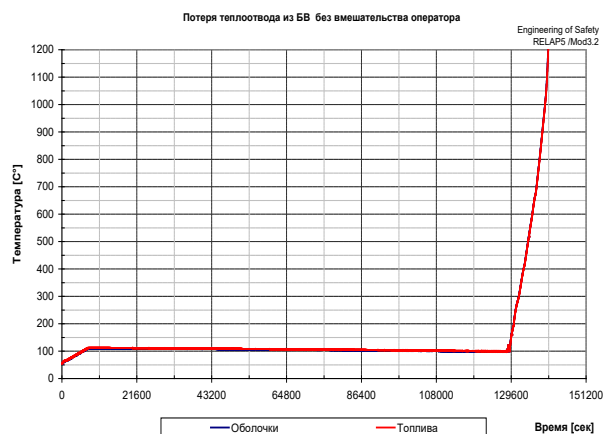


Рисунок 2д. Температура топлива и оболочки твэл
Figure 2d. Fuel and cladding temperature

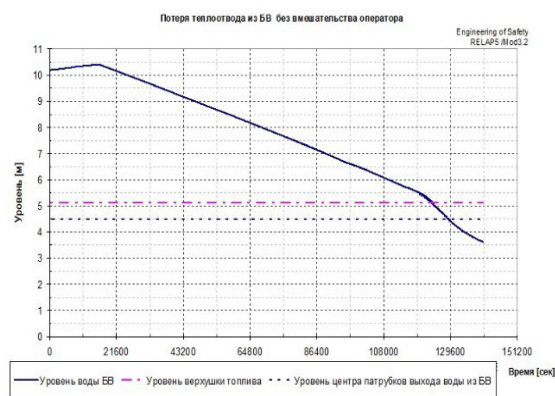


Рисунок 2е. Уровень воды в БВ
Figure 2e. Water level in the pool

Дополнительное увеличение температуры оболочки происходит из-за парциркуляционной реакции. Расчет проводился до достижения температуры оболочки 1200°C (на 140202,2 секунде), когда происходит повреждение топлива. Расписание событий при потере теплоотвода из БВ без вмешательства оператора приведено в таблице 1. Оценка соответствия рассчитанного режима приемочным критериям – МТО, ПЛО и H_2 – приведена в таблице 2.

Таблица 1. Расписание событий при потере теплоотвода из БВ без вмешательства оператора
Table 1. Schedule of events in case of loss of heat removal from the coolant pool without operator intervention

Время, сек	События
0,0	Потери теплоотвода из БВ
124000	Начало оголения топливной части кассеты
130000	Начало увеличения температуры топлива
140202,2	Минимальный уровень воды в БВ: 3,70 м
140202,2	Максимальная температура оболочки (МТО): $T_{обол.} = 1200,0^{\circ}C$
140202,2	Максимальная температура топлива (МТТ): $T_{топ.} = 1200,0^{\circ}C$
140202,2	Конец вычислений

Таблица 2. Хронология сценария потери теплоотвода из БВ без вмешательства оператора
Table 2. Chronology of the scenario of loss of heat removal from the coolant pool without operator intervention

Информация по сценарию	Результаты
Сценарий аварии	Разрыв линии расхолаживания БВ
Оцениваемые приемочные критерии безопасности (ПКБ)	МТО (максимальная температура оболочки) $< 1200^{\circ}C$. ПЛО (полное локальное окисление) $< 17\%$ от начальной толщины оболочки. H_2 (общее количество водорода) $< 1\%$ от гипотетического количества
Ключевые начальные условия	Физика бассейна выдержки: подкритичное состояние, максимально допустимые коэффициенты неравномерности энерговыделения, уровень в БВ 10,2 м, давление атмосферное, средняя температура бассейна выдержки определяется работой одного НРБ и ТОБВ с температурой охлаждающей воды $25^{\circ}C$
Вычислительные инструменты	RELAP5/MOD 3.2, двухъярусная модель с имитацией теплогидравлики бассейна выдержки и теплового поведения горячего топливного стержня
Время расчета	140202,2 сек
Результаты расчета параметров ПКБ	МТО $1200,0^{\circ}C$; ПЛО – 66,7794 мкм; H_2 – 2,4690 кг МТТ $1200,0^{\circ}C$
Состояние результатов расчета аварии по отношению к ПКБ	Оцененные значения ПЛО, H_2 и МТТ для этой аварии, кроме МТО, не превысили допустимых значений. $T_{пов.} = T_{МТО} = 140202,2 \text{ с} \approx 38,94 \text{ ч}$ до превышения температуры оболочки допустимого значения - $1200^{\circ}C$
Оценка конструктивных характеристик станции	Надежность охлаждения бассейна выдержки

Анализ результата расчета потери теплоотвода из БВ с организацией последующей подпитки БВ насосом борной очистки

Результаты расчета потери теплоотвода из БВ с организацией последующей подпитки БВ насосом НБО представлены на рисунках 3а-3ж. До 137007,7 секунды авария развивается идентично первой аварии. На 137007,7 секунды при снижении уровня БВ до 3,8м оператор включает 2НБО-2 (рис. 3ж). После чего начинается подъем уровня БВ (рис. 3е) а, начиная с 137100.0 секунды начинается снижение температуры воды бассейна выдержки (рис. 3г) и топлива (рис. 3д). По мере возрастания уровня БВ расход 2НБО-2 (рис. 3ж) немного уменьшается, для расхолаживания БВ и в конце расчетного периода температура воды бассейна выдержки наверху стабилизируется на уровне 90°C, при этом температура топлива стабилизируется на уровне 96°C, а уровень воды БВ (рис. 3е) на уровне 10,9м.

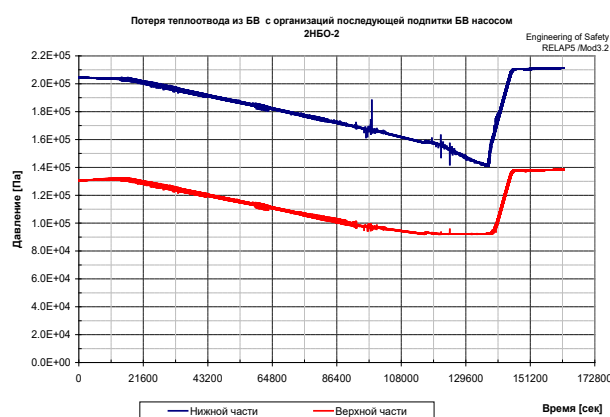


Рисунок 3а. Давление в бассейне выдержки
Figure 3a. Pressure in the spent fuel pool

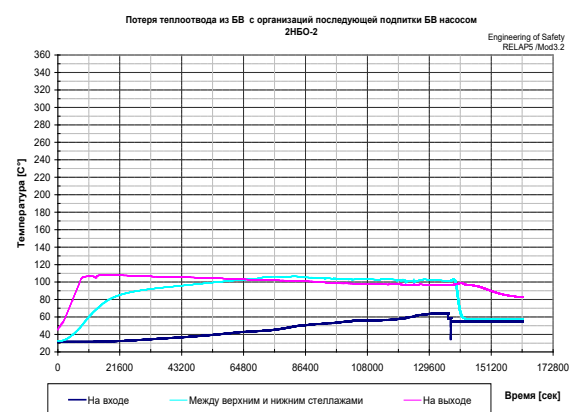


Рисунок 3б. Температура на входе, между стеллажами и выходе из БВ
Figure 3b. Temperature at the inlet, between the racks and the outlet from the coolant pool

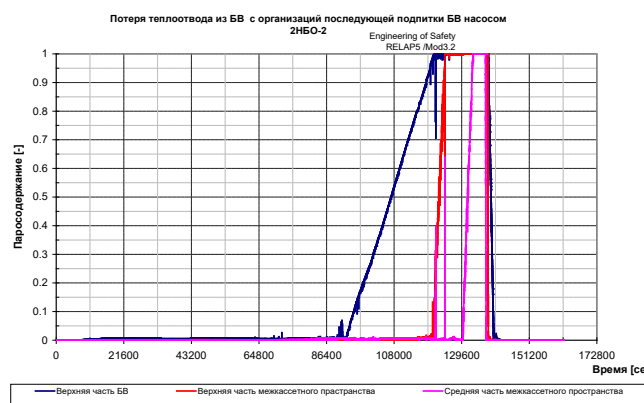


Рисунок 3в. Паросодержание в теплоносителе БВ
Figure 3в. Steam content in the cooling pool coolant

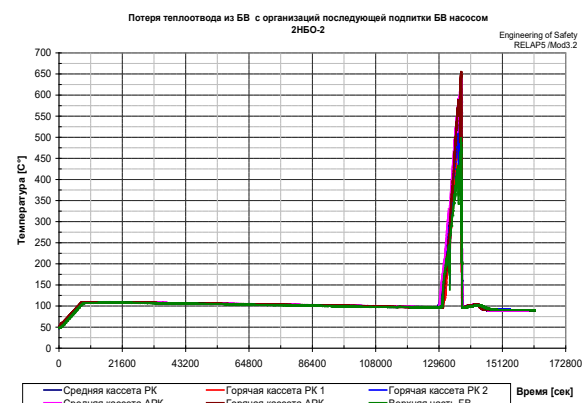


Рисунок 3г. Температура теплоносителя на выходе из БВ
Figure 3г. Coolant temperature at the outlet of the spent fuel pool

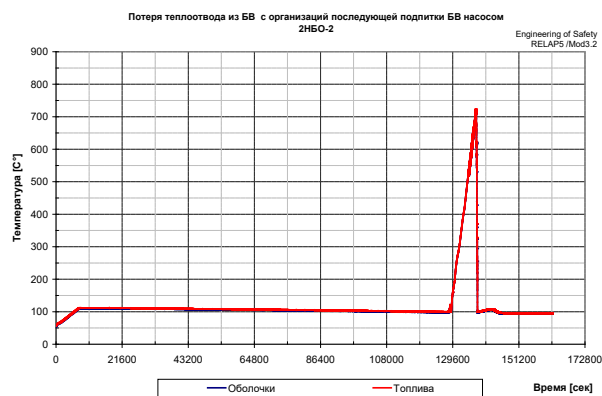


Рисунок 3д. Температура топлива и оболочки твэл
Figure 3д. Fuel and cladding temperature

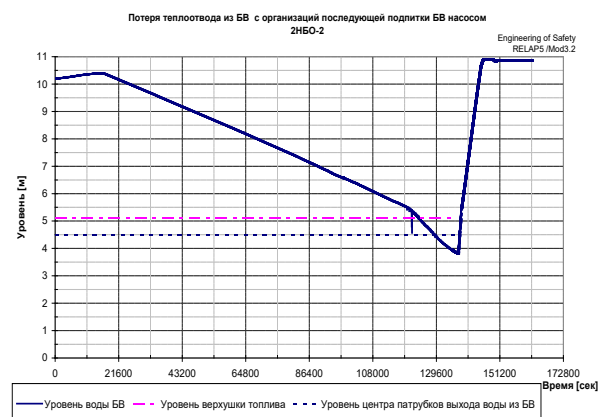


Рисунок 3е. Уровень воды в БВ
Figure 3е. Water level in the pool

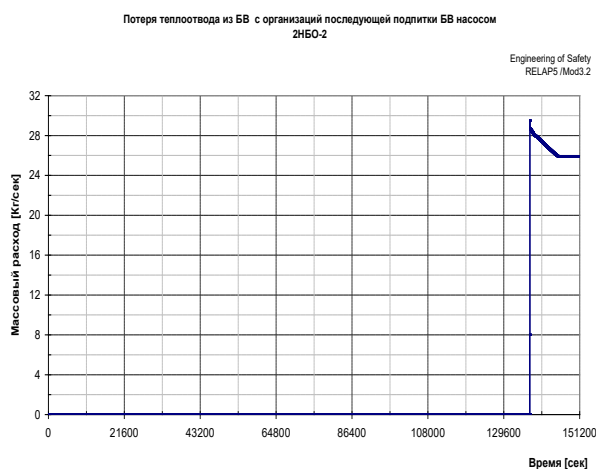


Рисунок 3ж. Расход 2НБО-2
Figure 3ж. Consumption of 2NBO-2

Документирование протекающих событий приведено в таблице 3.

Таблица 3. Расписание событий при потере теплоотвода из БВ с организацией последующей подпитки БВ насосом 2НБО-2

Table 3. Schedule of events in case of loss of heat removal from the spent fuel pool from the organizations of the subsequent make-up of the spent fuel pool by the pump 2NBO-2

Время, сек	События
0,0	Потеря теплоотвода из БВ
124000	Начало оголения топливной части кассеты
130000	Начало увеличения температуры топлива
137007,7	Включение 2НБО-2 оператором
137012,0	Минимальный уровень воды в БВ: 3,799 м
137100,0	Максимальная температура оболочки (МТО): $T_{\text{обол.}} = 720,6^{\circ}\text{C}$
137104,4	Максимальная температура топлива (МТТ): $T_{\text{топ.}} = 722,6^{\circ}\text{C}$
162000,0	Конец вычислений

Оценка соответствия рассчитанного режима приемочным критериям – МТО, ПЛО и H_2 – приведена в таблице 4.

Таблица 4. Хронология сценария потери теплоотвода из БВ с организацией последующей подпитки БВ насосом 2НБО-2

Table 4. Chronology of the scenario of loss of heat removal from the spent fuel pool from the organizations of the subsequent make-up of the spent fuel pool by the pump 2NBO-2

Информация по сценарию:	Результаты:
Сценарий аварии	Разрыв линии расхолаживания БВ
Оцениваемые приемочные критерии безопасности (ПКБ)	МТО (максимальная температура оболочки) < 1200°C. ПЛО (полное локальное окисление) <17% от начальной толщины оболочки. H ₂ (общее количество водорода) <1% от гипотетического количества
Ключевые начальные условия	Физика бассейна выдержки: подкритичное состояние, максимально допустимые коэффициенты неравномерности энерговыделения, уровень в БВ 10,2м, давление атмосферное, средняя температура бассейна выдержки определяется работой одного НРБ и ТОБВ с температурой охлаждающей воды 25°C.
Вычислительные инструменты	RELAP5/MOD 3.2, двухъярусная модель с имитацией теплогидравлики бассейна выдержки и теплового поведения горячего топливного стержня
Время расчета	162000,0 с
Результаты расчета параметров ПКБ	МТО 720,6°C; ПЛО – 4,57586 мкм; H ₂ – 0,22377 кг МТТ 722,6°C.
Состояние результатов расчета аварии по отношению к ПКБ	Оцененные значения ПЛО, H ₂ и МТТ для этой аварии не превысили допустимых значений.
Оценка конструктивных характеристик станции	Надежность охлаждения бассейна выдержки

Заключение

Расчеты выполнены при помощи разработанной реалистической модели бассейна выдержки ОЯТ реактора ВВЭР-440/B270 второго энергоблока Армянской АЭС с помощью компьютерного кода RELAP5/Mod3.2.

В модели двухъярусного БВ учитывается расположение топливных элементов в нижнем стеллаже, где они выдерживаются в течение от одного до четырех лет, с учетом плановых перегрузок. А Верхний стеллаж БВ полностью занят ТВС аварийно-выгруженной активной зоны.

Разработанная модель применялась для исследования сценариев аварий в бассейне выдержки при потере теплоносителя и исходных событиях потери охлаждения.

Сравнение расчетных параметров с приемочными критериями для рассмотренной аварии приведено в таблице 5.

Таблица 5. Сравнение вариантов расчетных параметров с приемочными критериями

Table 5. Comparison of variants of design parameters with acceptance criteria

ПАРАМЕТР	МТО	T _{пов.}	ПЛО	H ₂	МТТ
Единица измерения	°C	с	мкм	кг	°C
Приемочные критерии	<1200	-	<87	<5,1	<2570 (ЕОС); <2840 (ВОС)
Начальное событие	Результаты расчета				
Потеря теплоотвода из БВ без вмешательства оператора	1200,0	140202,2	66.78	2,469	1200,0
Потеря теплоотвода из БВ с последующей организацией подпитки от насоса 2 НБО-2	720,6	-	4,58	0,224	722,6

Из анализа таблицы видно, что приемочные критерии по температуре оболочки нарушаются при исходном событии без вмешательства оператора. При организации подпитки уровень БВ увеличивается и быстро перекрывает топливную часть кассет, тем самым предотвращая повреждение топлива. При проведении расчета выбран насос 2НБО-2 имеющий меньший расход, чем 2НЗБ или 2НБО-1, следовательно, нет необходимости проведения расчета сценариев с включением 2НЗБ и 2НБО-1.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Carlos S., Sanchez-Saez F., Martorell S. Use of TRACE best estimate code to analyze spent fuel storage pools safety. *Progress in Nuclear Energy*. 2014;77:224–238. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2014.07.008>
2. Акобян М.Т., Ксенофонтов А.И. Пути энергообеспечения в Республике Армении. *Глобальная ядерная безопасность*. 2022;(2):5–14. <https://doi.org/10.26583/gns-2022-02-01>
3. Fullmer W.D., Kumar V., Brooks C.S. Validation of RELAP5/MOD3.3 for subcooled boiling, flashing and condensation in a vertical annulus. *Progress in Nuclear Energy*. 2016;93:205–217. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2016.08.013>
4. Omidifard P., Pirouzmand A., Hadad K., Sahin S. Analysis of loss of cooling and loss of coolant severe accident scenarios in VVER-1000/V446 spent fuel pool. *Annals of Nuclear Energy*. 2020;138:107205. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.107205>
5. Mousavian S.K., Shirani A.S., D'Auria F. Analysis of loss of cooling accident in VVER-1000/V446 spent fuel pool using RELAP5 and MELCOR codes. *Nuclear Engineering and Technology*. 2023;(55)8:3102–3113. <https://doi.org/10.1016/j.net.2022.12.031>

ВКЛАД АВТОРОВ:

Акобян М.Т. – выявление и исследование факторов, требующих дополнительных исследований и принятия компенсирующих мер для решения проблем, написание текста статьи;

Ксенофонтов А.И. – концепция и качественная разработка исследования;

Саргсян С.А. – изучение тематического материала, систематизация информации.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без внешних источников финансирования.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликт интересов отсутствует.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Марине Тадевосовна Акобян, аспирант, кафедра радиационной физики и безопасности атомных технологий, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация; ведущий инженер, Армянская АЭС, г. Мецамор, Республика Армения.

ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-8710-5734>

e-mail: marine_h@mail.ru

Александр Иванович Ксенофонтов, канд. физ.-мат. наук, старший научный сотрудник (доцент) кафедры радиационной физики и безопасности атомных технологий, «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва, Российская Федерация.

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-6864-9805>

e-mail: aiksenofontov@mephi.ru

Сос Аршакович Саргсян, начальник отдела ядерной безопасности и надежности, Армянская АЭС, г. Мецамор, Республика Армения.

ORCID: <https://orcid.org/0009-0004-7998-124X>

e-mail: sossarghsyan@yahoo.com

Поступила в редакцию 27.06.2023

После доработки 21.08.2023

Принята к публикации 29.08.2023

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Hakobyan M.H. – identification and researching factors requiring further research and the implementation of compensatory measures to address issues writing the text of the article;

Ksenofontov A.I. – conceptualization and qualitative research design;

Sargsyan S.A. – study of thematic material, systematization of information, results analysis.

FUNDING:

The study had no external funding.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Marine T. Hakobyan, postgraduate student, Department of Radiation Physics and Nuclear Technology Safety, National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russian Federation; leading engineer, Armenian NPP, Metsamor, Republic of Armenia.

ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-8710-5734>

e-mail: marine_h@mail.ru

Alexandre I. Ksenofontov, Cand. Sci. (Phys. and Math), Senior Research Assistant (Associate Professor), Department of Radiation Physics and Nuclear Technology Safety, National Research Nuclear University «MEPhI», Russian Federation.

ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-6864-9805>

e-mail: aiksenofontov@mephi.ru

Sos A. Sargsyan, Chief of Nuclear Safety and Reliability Department, Armenian NPP, Metsamor, Republic of Armenia.

ORCID: <https://orcid.org/0009-0004-7998-124X>

e-mail: sossarghsyan@yahoo.com

Received 27.06.2023

Revision 21.08.2023

Accepted 29.08.2023