Қуандық Мейрамгалиевич Омаров – магистр, Әскери бөлім 18292; e-mail: omar_kyandyk84@mail.ru.

Сведения об авторах

Тугара Тусеев – д.ф.-м.н., профессор, Казахский национальный университет им. аль-Фараби, физико-технический факультет, кафедра теплофизики и технической физики; e-mail:turgaratus@mail.ru.

Айжан Амангалиевна Куйкабаева* – PhD, доцент Казахский национальный университет им. аль-Фараби, физико-технический факультет, кафедра теплофизики и технической физики; e-mail: a.kuikabaeva@gmail.com.

Актолкын Кентаевна Данлыбаева – к.ф.-м.н., старший преподаватель, Казахский национальный университет им. аль-Фараби, физико-технический факультет, кафедра теплофизики и технической физики; e-mail: ospan.doszhanov56@mail.ru.

Эльмира Мукановна Зульбухарова – старший преподаватель, Казахский национальный университет им. аль-Фараби, физико-технический факультет, кафедра теплофизики и технической физики; e-mail: Zulbuharova@mail.ru.

Куандык Мейрамгалиевич Омаров – магистр, Воинская часть 18292; e-mail: omar_kyandyk84@mail.ru.

Information about the authors

Turgara Tusseyev – Doctor of Physical and Mathematical Sciences, Docent, Al-Farabi Kazakh National University, Faculty of Physics and Technology, Departament of Thermophysics and Technical Physics; e-mail: turgaratus@mail.ru.

Aizhan Amangalievna Kuykabayeva* – PhD, Senior teacher, Al-Farabi Kazakh National University, Faculty of Physics and Technology, Departament of Thermophysics and Technical Physics; e-mail: a.kuikabaeva@gmail.com.

Aktolkyn Kentaevna Danlybayeva – Candidat of Physical and Mathematical Sciences, Senior teacher, Al-Farabi Kazakh National University, Faculty of Physics and Technology, Departament of Thermophysics and Technical Physics; e-mail: daniybaeva@gmail.com.

Elmira Zulbukharova – Senior teacher, Al-Farabi Kazakh National University, Faculty of Physics and Technology, Departament of Thermophysics and Technical Physics; e-mail: Zulbuharova@mail.ru.

Kuandyk Meiramgalievich Omarov – Master's degree, Military Unit 18292; e-mail: omar_kyandyk84@mail.ru.

Редакцияға енуі 30.03.2026
Өңдеуден кейін түсуі 11.06.2026
Жариялауға қабылданды 12.06.2026

https://doi.org/10.53360/2788-7995-2026-3(23)-67

МРНТИ: 29.15.3, 58.35.09

CC BY 4.0
Check for updates

А.К. Мухамедиев*, И.В. Прозорова, А.А. Прозоров, А.С. Акаев
Национальный ядерный центр Республики Казахстан,
Республика Казахстан, г. Курчатов, ул. Бейбіт атом, 10
*e-mail: mukhamediev@nnc.kz

МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ОЯТ БН-350 ПРИ РАЗРУШЕНИИ ВНУТРЕННИХ КОНСТРУКЦИЙ КОНТЕЙНЕРА ХРАНЕНИЯ

Аннотация: *Актуальность исследования обусловлена необходимостью обеспечения радиационной безопасности при длительном хранении отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реактора БН-350, отличающегося сложным изотопным составом и высоким уровнем остаточной активности. Цель работы – оценка радиационной обстановки при повреждении защитных и внутренних конструктивных элементов контейнера хранения ОЯТ в различных аварийных сценариях.*

В работе использованы методы трёхмерного моделирования с помощью метода Монте-Карло, а также сценарный анализ разрушений контейнера, включая локальное разрушение стенок и внутренних элементов, перераспределение топлива и осыпание топливных таблеток. Расчёты

©А.К. Мухамедиев, И.В. Прозорова, А.А. Прозоров, А.С. Акаев, 2026

мощности дозы и плотности потоков γ-излучения проводились с учётом всех процессов рассеяния и поглощения излучения.

Результаты моделирования показали, что разрушение внутренних конструкций контейнера приводит к многократному увеличению дозового поля как по высоте контейнера, так и на определённом расстоянии от него, формированию выраженной анизотропии γ-излучения и локальных пиков мощности дозы. Это подчёркивает критическую роль целостности внутренних элементов для поддержания радиационной безопасности.

Выводы исследования могут быть использованы для оценки радиационного риска, разработки регламентов контроля состояния контейнеров и планирования мер защиты персонала при долговременном хранении ОЯТ БН-350.

Ключевые слова: *Монте-Карло, MCNP, радиационная безопасность, МЭД, БН-350, γ-излучение, ОЯТ.*

Введение

Отработавшее ядерное топливо реакторов на быстрых нейтронах является интенсивным источником γ-излучения, что требует повышенных мер радиационной безопасности при его транспортировании и долговременном хранении. Особое место в этой области занимает ОЯТ реактора БН-350, отличающееся сложным изотопным составом и высоким уровнем остаточного энерговыделения на протяжении длительного времени после выгрузки из активной зоны.

Безопасность хранения ОЯТ БН-350 определяется эффективностью защитных свойств контейнеров хранения, включающих внутренние конструкции: корзины для тепловыделяющих сборок, дистанционирующие и фиксирующие элементы, а также материалы для радиационной и нейтронной защиты. В проектных условиях эти элементы обеспечивают заданную геометрию размещения топлива, ограничивают нейтронное размножение и снижают уровни мощности дозы за пределами контейнера до нормативных значений.

В процессе длительной эксплуатации и хранения возможна деградация внутренних конструктивных элементов контейнера под воздействием механических, термических, коррозионных и аварийных факторов. Потенциальное разрушение или смещение отдельных элементов приводит к изменению пространственного распределения источников излучения и ухудшению защитных свойств контейнера, что может вызвать локальное или общее повышение γ-излучения.

Несмотря на наличие многочисленных исследований, посвящённых оценке радиационных характеристик контейнеров хранения ОЯТ[1-3], влияние различных вариантов разрушения внутренних конструкций на формирование радиационной обстановки для ОЯТ БН-350 остаётся недостаточно изученным, что обосновывает необходимость проведения моделирования и анализа возможных нештатных конфигураций.

Условия и методы

Настоящая работа направлена на исследование радиационных характеристик ОЯТ реактора БН-350 с учётом возможного разрушения внутренних конструкций контейнера хранения. В расчётах применяется детализированное трёхмерное моделирование, учитывающее реальные размеры контейнера и чехлов, распределение топлива, а также состав и толщину защитных слоёв, поскольку такая детализация существенно влияет на распределение мощности γ-излучения и оценку дозовых полей при повреждённых состояниях контейнера [4, 5].

Рассматриваются изменения целостности внутренних элементов, включая частичное и полное разрушение стенок ТВС и перераспределение топлива [6], что приводит к локальным пикам дозовых полей и изменению спектрального состава излучения. Анализ таких сценариев позволяет выявить закономерности изменения мощности дозы, оценить влияние характера и степени разрушений на защитные свойства контейнера и определить наиболее радиационно-опасные конфигурации.

Полученные данные создают основу для количественной оценки радиационного риска для персонала и окружающей среды и могут быть использованы для практических рекомендаций по обеспечению долговременной радиационной безопасности хранения ОЯТ БН-350.

Радиационные расчеты были проведены с помощью многоцелевой программы MCNP с использованием библиотек констант ENDF/B5 и ENDF/B6 [7, 8]. Плотность потока излучения рассчитывалась при условии учета всех процессов, связанных с рассеянием и поглощением γ-излучения. Перевод флюенса фотонного излучений в эффективную дозу осуществлялся с помощью коэффициентов, описанных в [9].

Упаковочный комплект хранения (УКХ). Контейнер разработан специально для долговременного хранения ТВС реактора БН-350 и представляет собой массивный металлический цилиндр, толщиной стенки 450 мм (внутренним диаметр – 1500 мм, внешний – 2400 мм). Контейнер обеспечивает механическую стойкость, защиту от коррозии и радиационное экранирование. Для повышения радиационной защиты боковая металлическая оболочка дополнена композитной многослойной системой, состоящей из чередующихся слоев из стали и высокопрочного бетона. Детальные параметры указаны в таблице 1.

Таблица 1 – Состав и материалы элементов конструкции

№	Элемент	Толщина, мм	Материал
1	Боковая стенка	16	Сталь 12Х18Н10Т
		53	Бетон ОПБСТ В90 Д3400
		25	Сталь 09Г2СА-А
		340	Бетон ОПБСТ В110 Д4100
		16	Сталь 09Г2СА-А
2	Крышка	190	Сталь 09Г2СА-А
		180	Сталь 09Г2СА-А
		25	Сталь 12Х18Н10Т
3	Дно	20	Сталь 12Х18Н10Т
		70	Бетон ОПБСТ В90 Д3400
		25	Сталь 09Г2СА-А
		330	Бетон ОПБСТ В110 Д4100
		25	Сталь 09Г2СА-А
	Используемые материалы		
4	сталь 12Х18Н10Т	высоко-коррозионностойкая нержавеющая сталь, обеспечивает долговечность конструкции	
5	сталь 09Г2СА-А	конструкционная сталь, компенсирует растягивающие напряжения в массиве бетонных элементов, повышает прочность и долговечность контейнера	
6	бетон В90 Д3400	тяжелый бетон высокой плотности, эффективно ослабляет поток γ-излучения	
7	бетон В110 Д4100	особо тяжелый бетон, обеспечивает дополнительное экранирование и структурную жесткость защитной оболочки.	

Расчетная конфигурация восьмиместного УКХ приведена на рисунке 1.

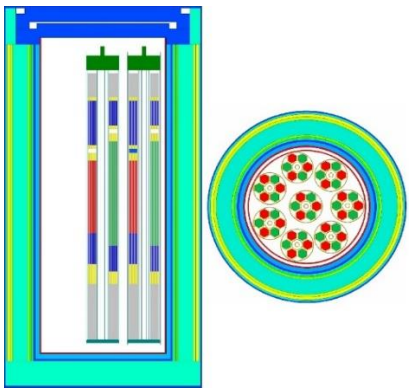


Рисунок 1 – Расчетная конфигурация УКХ

Расчеты проведены на дату 01.01.2025 г. Суммарная интенсивность на эту дату гамма-излучения продуктов деления, γ-излучения и излучения ^{60}Co от одного УКХ с восьмиместным чехлом составила $8 \cdot 1{,}76 \cdot 10^{11} = 1{,}41 \cdot 10^{12}$ квант/с.

МЭД определялась на расстоянии 1 м от корпуса УКХ.

Расчетная модель чехла для программы MCNP воспроизводит реальные конструктивные элементы и материалы корпуса чехла, а также характеристики топлива. В качестве расчетного выбран наиболее «горячий» шестиместный чехол. Корпус представляет собой цилиндр диаметром 406,4 мм и длиной 3854 мм (с захватной головкой – 3989 мм); толщина обечайки – 4 мм, днища – 25 мм, крышки с приваренной защитной пробкой – 200 мм. В каждом чехле размещены 3 ОТВС активной зоны РУ БН-350 третьего типа и 3 экранные ОТВС второго типа, ТВС расположены симметрично вокруг центральной опорной трубы, чередуясь по окружности с равным шагом, что обеспечивает сбалансированное распределение топлива и снижает коэффициент размножения нейтронов (рис. 2).

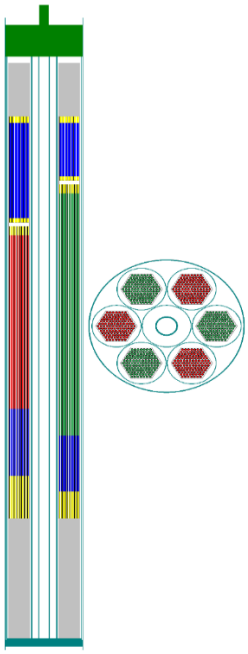


Рисунок 2 – Расчетная конфигурация шестиместного чехла

Был разработан сценарный анализ разрушений (локальное разрушение стенок и внутренних элементов контейнера) – для исследования радиационной обстановки в различных нештатных конфигурациях создано 8 (модели № 2-9) полноценных расчётных моделей чехлов, учитывающих частичное и полное разрушение стенок, а также осыпание топливных таблеток (табл. 2). Эти модели позволяют системно анализировать перераспределение источников γ-излучения внутри чехла и формируют локальные пики мощности дозы, демонстрируя влияние характера и степени разрушений на радиационную обстановку.

Таблица 2 – Расчетные модели чехлов с ТВС

№ модели	% разрушения чехла ТВС	% осыпания топливных таблеток	Примечания
1	-	-	исходное состояние
2	25%	-	лёгкие повреждения чехла ТВС
3		25%	лёгкие повреждения чехла ТВС с осыпанием верхней части топлива
4	50%	-	средние повреждения чехла ТВС
5		25%	средние повреждения чехла ТВС с осыпанием верхней части топлива
6		50%	средние повреждения чехла ТВС, половина топлива осыпана
7	100%	-	полное разрушение стенок чехла
8		25%	полное разрушение стенок чехла с осыпанием верхней части топлива
9		50%	полное разрушение стенок чехла, половина топлива осыпана

Результаты

В результате расчетов были полу чены данные о дозовых полях γ-излучения, создаваемого одиночным контейнером с отработавшим ядерным топливом, с различными вариантами разрушения стенок ТВС и осыпанием топлива. На рисунках 3-7 представлены распределения МЭД для всех вариантов расчетных моделей.

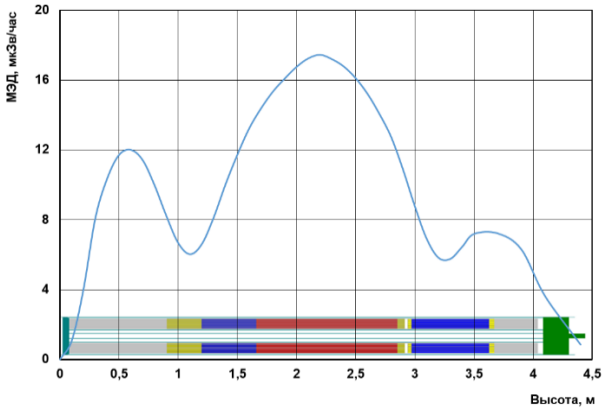


Рисунок 3 – Распределение МЭД по высоте (модель № 1- исходное состояние) на расстоянии 1 м от боковой стенки УКХ

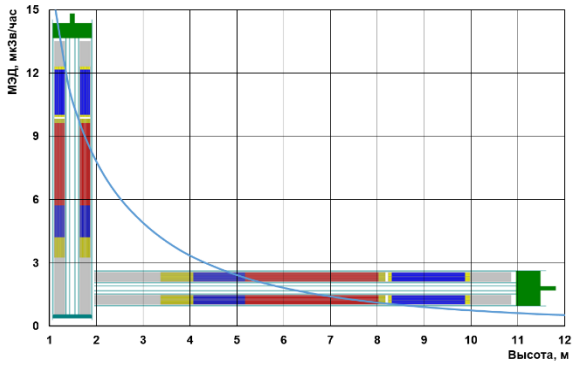


Рисунок 4 – Распределение МЭД (модель № 1 исходное состояние) на расстоянии 1-12 м от боковой стенки УКХ

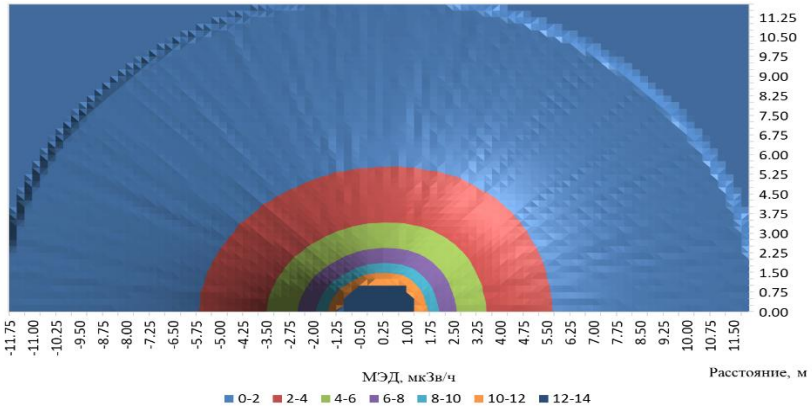


Рисунок 5 – Картограмма дозовых полей ионизирующего излучения (модель № 1 исходное состояние) от центра УКХ

Среднее значение МЭД по высоте УКХ от 0 до 2 м на расстоянии 1 м от стенки УКХ составляют:

1) Для модели № 1(исходная) – 9,96 мкЗв/ч;
2) Для моделей № 2, 4 и 7 – 12,8, 13,22 и 13,94 мкЗв/ч;
3) Для моделей № 3, 5 и 8 – 18,1; 18,38 и 19,1 мкЗв/ч;
4) Для моделей № 6 и 9 – 25,06 и 25,58 мкЗв/ч.

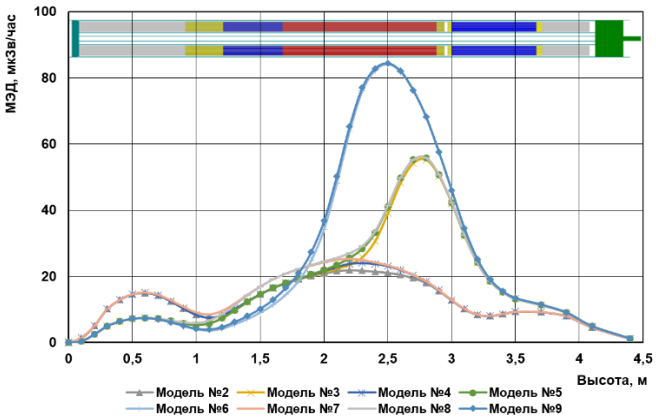


Рисунок 6 – Распределение МЭД по высоте (модели № 2-9) на расстоянии 1 м от боковой стенки УКХ

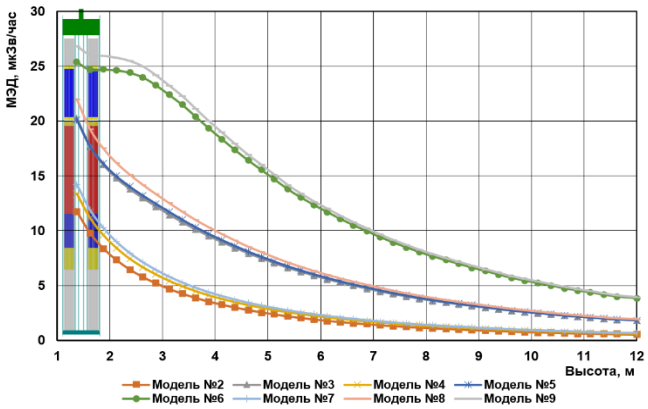


Рисунок 7 – Распределение МЭД по высоте (модели № 2-9) на расстоянии 1-12 м от боковой стенки УКХ

Обсуждение результатов

Результаты расчетов демонстрируют, что нештатные разрушения внутренних конструкций контейнера УКХ с ОЯТ БН-350 существенно изменяют радиационную обстановку рядом с контейнером. Нарушение проектной геометрии размещения топлива приводит к перераспределению γ-излучения, формированию выраженной анизотропии полей дозы и локальным пикам МЭД. Эти эффекты согласуются с другими исследованиями, где точное трёхмерное моделирование структуры контейнера и источников излучения является ключевым для корректной оценки дозовых характеристик с помощью метода Монте Карло [10, 11].

Наиболее критические сценарии сочетают разрушение стенок ТВС и одновременного перераспределения топлива, что создаёт локальные зоны 2–3-кратной дозовой нагрузки по высоте, разрушение ТВС и осыпание топлива значительно повышает МЭД от исходного.

Таким образом, трехмерное детализированное моделирование радиационной обстановки в MCNP с точным воспроизведением геометрии контейнера, чехлов и распределения топлива позволяет достоверно выявлять критические конфигурации и оценивать относительные изменения дозовых полей. Ограничения модели связаны с допущением стационарности источников излучения, неизменностью физико-химических свойств материалов и использованием табличных коэффициентов перевода флюенса в дозу. Несмотря на это, моделирование предоставляет надежную основу для выявления наиболее опасных сценариев разрушений и количественной оценки радиационного риска для персонала при обращении с ОЯТ.

Выводы

1. Основные результаты исследования

Разработано девять полноценных расчетных моделей контейнера УКХ с ОЯТ БН-350, включая исходное состояние и восемь нештатных сценариев разрушений. Анализ

показывает, что разрушение стенок ТВС и осыпание топлива приводит к многократному увеличению МЭД и формированию анизотропных дозовых полей. Наиболее критические сценарии сочетают значительное разрушение конструкций и перераспределение топливной массы.

2. Влияние разрушения внутренних конструкций

Нарушение проектной геометрии размещения топлива снижает эффективность самозащиты и повышает МЭД дозового поля. Локальное увеличение γ-излучения особенно заметно при утрате элементов, выполняющих функцию ограничения нейтронного размножения ~10%, однако разрушение непосредственно топливных элементов способствует повышению значения МЭД на 156%, а при наихудшем сценарии – на 287%.

3. Практическая значимость

Полученные результаты позволяют:

– обосновывать меры радиационной безопасности при длительном хранении ОЯТ;

– разрабатывать регламенты контроля состояния контейнеров;

– оценивать риски при потенциальной деградации внутренних элементов конструкций.

4. Направления дальнейших исследований

– создание более детализированных моделей деградации конструкций с учетом времени хранения, активности продуктов деления.

– экспериментальная верификация расчетов на основе дозиметрических измерений.

– расширение анализа на контейнеры других конструкций и различные сроки выдержки ОЯТ.

Заключение

Выполненное моделирование подтвердило, что разрушения внутренних конструкций контейнера УКХ с ОЯТ реактора БН-350 существенно меняют распределение и интенсивность полей γ- и вокруг УКХ. Перераспределение топлива вследствие разрушения стенок ТВС приводит к локальному увеличению МЭД и к выраженной анизотропии дозовых полей, причём вклад той или иной геометрии возрастает при разрушении ТВС или осыпания топливных таблеток значительным образом.

Анализ моделей № 2-9 показал, что локальное разрушение стенок ТВС и осыпание топлива могут увеличивать МЭД на расстоянии 1 м от боковой стенки УКХ до 85 мкЗв/ч, что значительно выше значения для исходного, неразрушенного состояния.

Локальные пики дозовых полей формируются вблизи зон скопления топлива, а анизотропия распределения гамма-излучения достигает 2-3-кратного различия по высоте. Эти численные данные позволяют прогнозировать изменения дозовых характеристик при различных сценариях разрушений, определять критические зоны для персонала и планировать меры радиационной защиты, включая дистанционное наблюдение и усиленное экранирование в областях с максимальными МЭД.

Полученные закономерности позволяют прогнозировать изменение дозовых характеристик при деградации конструкций и могут служить основой для разработки практических мер контроля, оценки рисков и совершенствования требований к конструкции и эксплуатации УКХ в условиях длительного хранения отработавшего топлива.

Список литературы

1. Problems of Temporary Storage of SNF of Research Reactors in At-Reactor Storages. / V.P. Evstigneev et al // D. Radioactive Waste. – 2018. – № 3(4). – P. 87-94.

2. Radiation shielding analysis of the HI-STORM FW storage cask / D. Grgic et al // Nuclear Engineering and Design/ – 2022. – Vol. 396. https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2022.111878.

3. SHIELDING ANALYSIS OF DUAL PURPOSE CASKS FOR SPENT NUCLEAR FUEL UNDER NORMAL STORAGE CONDITIONS / KO J. et al // Nuclear Engineering and Technology. – 2014. – Vol. 46, Issue 4. – P. 547-556, ISSN 1738-5733. https://doi.org/10.5516/NET.08.2013.039.

4. Lee K. Evaluation of dose rate and uncertainty of fuel debris in a canister for safe handling and management of damaged nuclear fuels / K. Lee, M. Fratoni // Annals of Nuclear Energy. – 2023. – № 181. – P. 109515. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109515.

5. Sobolev A.V. Problemy raschetnogo analiza radiatsionnoi bezopasnosti konteinerov OYAT / A.V. Sobolev, P.A. Danilov // Izvestiya vuzov. Yadernaya ehnergetika. – 2019. – № 4. – S. 39-48. https://doi.org/10.26583/npe.2019.4.03. (in Russian).

6. Radiation effect assessment on spent fuel transport CASK by aircraft sabotage attack / H. Park et al // Annals of Nuclear Energy. – 2024. – № 198. – P. 110325. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.110325.
7. MCNP – a general Monte-Carlo Code for neutron and photon Transport /J.F. Briesmeister et al. Los Alamos, 1997. – LA-7396M.
8. ENDF/B-VI Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data / M.B. Chadwick et al // Nuclear Data Sheets. – 2006. – Vol. 107, Issues 12. – P. 2931-3060.
9. Gigienicheskie normativy. Sanitarno-ehpidemiologicheskie trebovaniya k obespecheniyu radiatsionnoi bezopasnosti, utverzhdennye prikazom Ministra natsional'noi ehkonomiki Respubliki Kazakhstan № 155 ot 27.02.2015. (in Russian).
10. Ueki K. Radiation shielding analysis of a spent fuel transport cask with an actual configuration model using the Monte Carlo method – comparison with the discrete ordinates Sn method / K. Ueki, K. Sasaki // Proceedings of the 14th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 2004), Berlin, Germany, September 20-24, 2004. Available at: https://resources.inmm.org/patram-proceedings/radiation-shielding-analysis-spent-fuel-transport-cask-actual-configuration.
11. Propagation of radiation source uncertainties in spent fuel cask shielding calculations / B. Ebiwonjumi et al // Nuclear Engineering and Technology. – 2022. – № 54(8). – P. 3073-3084. https://doi.org/10.1016/j.net.2022.03.001.

Статья подготовлена при финансовой поддержке Комитета науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан (Проект программно-целевого финансирования BR24993104 «Проведение исследований в обоснование выбора эффективных и оптимальных способов и технологий обращения с ОЯТ реакторной установки БН-350»).

А.К. Мухамедиев*, И.В. Прозорова, А.А. Прозоров, А.С. Акаев
Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы,
Қазақстан Республикасы, Курчатов қ., Бейбіт атом к-сі, 10
*e-mail: mukhamediev@nnc.kz

САҚТАУ КОНТЕЙНЕРІНІҢ ІШКІ КОНСТРУКЦИЯЛАРЫ БҰЗЫЛҒАН КЕЗДЕ БН-350 ПЯО-НЫҢ РАДИАЦИЯЛЫҚ ЖАҒДАЙЫН МОДЕЛЬДЕУ

Зерттеудің өзектілігі күрделі изотоптық құрамымен және қалдық белсенділігінің жоғары деңгейімен ерекшеленетін БН-350 реакторының пайдаланылған ядролық отынын (ПЯО) ұзақ уақыт сақтау кезінде радиациялық қауіпсіздікті қамтамасыз ету қажеттілігіне негізделген. Жұмыстың мақсаты – әртүрлі авария сценарийлерінде ПЯО-ны сақтау контейнерінің қорғаныш және ішкі конструктивтік элементтері зақымдалған кезде радиациялық ахуалды бағалау.

Жұмыста Монте-Карло әдісімен үш өлшемді модельдеу әдістері, сондай-ақ қабырғалары мен ішкі элементтерінің жергілікті бұзылуын, отынды қайта бөлуді және отын таблеткаларының төгілуін қоса алғанда, контейнердің бұзылуын сценарийлік талдау қолданылады. Дозаның қуатын және γ-сәулелену ағындарының тығыздығын есептеу сәулеленудің барлық шашырау және сіңіру процестерін ескере отырып жүргізілді.

Модельдеу нәтижесі контейнердің ішкі конструкциясының бұзылуы контейнердің биіктігі бойынша да, одан белгілі бір қашықтықта да доза өрісінің бірнеше есе ұлғаюына, γ-сәулеленудің айқын анизотропиясының және доза қуатының жергілікті шыңының қалыптасуына әкелетінін көрсетті. Бұл радиациялық қауіпсіздікті сақтау үшін ішкі элемент тұтастығының маңызды рөлін көрсетеді.

Зерттеу қорытындылары радиациялық тәуекелді бағалау, контейнерлердің жай-күйін бақылау регламенттерін әзірлеу және БН-350 ПЯО-ны ұзақ уақыт сақтау кезінде персоналды қорғау шараларын жоспарлау үшін пайдаланылуы мүмкін.

Түйін сөздер: *Монте-Карло, MCNP, радиациялық қауіпсіздік,ЭДҚ, БН-350, γ-сәулелену, ПЯО.*

A.K. Mukhamediyev*, I.V. Prozorova, A.A. Prozorov, A.S. Akayev
National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan,
Republic of Kazakhstan, Kurchatov city, Beibit Atom street, 10
*e-mail: mukhamediev@nnc.kz

MODELING THE RADIATION ENVIRONMENT OF BN-350 SPENT NUCLEAR FUEL UNDER STORAGE CONTAINER INTERNAL STRUCTURE FAILURE SCENARIOS

The study addresses radiation safety in the long-term storage of spent nuclear fuel (SNF) from the BN-350 reactor. The fuel is characterized by a complex isotopic composition and a high level of residual activity. The aim of this work is to evaluate the radiation environment under various accident scenarios involving damage to protective and internal structural elements of a spent nuclear fuel (SNF) storage container.

The study employs three-dimensional Monte Carlo modeling methods. In addition, a scenario-based analysis of container failure is performed, including local damage to the walls and internal components, fuel redistribution, and fuel pellet fragmentation. Dose rate and gamma-ray flux density calculations were carried out with consideration of all scattering and absorption processes.

The simulation results show that damage to the internal structures of the container leads to a multiple increase in the dose field along the container height and at a certain distance from it, as well as pronounced gamma-ray anisotropy and local dose rate peaks. This emphasizes the importance of maintaining the integrity of internal components for radiation safety.

The findings of this study can be applied to radiation risk assessment, development of container condition monitoring regulations, and planning of personnel protection measures during long-term storage of BN-350 spent nuclear fuel (SNF).

Key words: *Monte Carlo, MCNP, radiation safety, dose rate, BN-350, gamma radiation, spent nuclear fuel.*

Сведения об авторах

Асхат Кспекович Мухамедиев* – инженер лаборатории, Филиал Институт атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан города Курчатов, Республика Казахстан; e-mail: mukhamediev@nnc.kz. ORCID: https://orcid.org/0009-0001-6717-1598.

Ирина Валентиновна Прозорова – начальник лаборатории, Филиал Институт атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан города Курчатов, Республика Казахстан; e-mail: prozorova@nnc.kz. ORCID: https://orcid.org/0000-0001-8701-9756.

Андрей Александрович Прозоров – начальник группы лаборатории, Филиал Институт атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан города Курчатов, Республика Казахстан; e-mail: paa@nnc.kz. ORCID: https://orcid.org/0009-0004-5055-9272.

Асан Сабырович Акаев – начальник отдела, Филиал Институт атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан города Курчатов, Республика Казахстан; e-mail: akaev@nnc.kz. ORCID: https://orcid.org/0000-0003-4792-6161.

Авторлар туралы мәлімет

Асхат Кспекович Мухамедиев* – Қазақстан Республикасы, Курчатов қ., Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығының Атом энергиясы институты филиалының зертхана инженері; e-mail: mukhamediev@nnc.kz. ORCID: https://orcid.org/0009-0001-6717-1598.

Ирина Валентиновна Прозорова – Қазақстан Республикасы, Курчатов қ. Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығының Атом энергиясы институты филиалының зертхана бастығы; e-mail: prozorova@nnc.kz. ORCID: https://orcid.org/0000-0001-8701-9756.

Андрей Александрович Прозоров – Қазақстан Республикасы, Курчатов қ. Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығының Атом энергиясы институты филиалы зертханасының топ бастығы; e-mail: paa@nnc.kz. ORCID: https://orcid.org/0009-0004-5055-9272.

Асан Сабырович Акаев – Қазақстан Республикасы, Курчатов қ. Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығының Атом энергиясы институты филиалының бөлім бастығы; e-mail: akaev@nnc.kz. ORCID: https://orcid.org/0000-0003-4792-6161.

Information about the authors

Askhat Kspekovich Mukhamediev* – Laboratory Engineer, Institute of Atomic Energy Branch, National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Republic of Kazakhstan; e-mail: mukhamediev@nnc.kz. ORCID: https://orcid.org/0009-0001-6717-1598.

Irina Valentinovna Prozorova – Head of Laboratory, Institute of Atomic Energy Branch, National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Republic of Kazakhstan; e-mail: prozorova@nnc.kz. ORCID: https://orcid.org/0000-0001-8701-9756.

Andrey Alexandrovich Prozorov – Head of Laboratory Group, Institute of Atomic Energy Branch, National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Republic of Kazakhstan; e-mail: paa@nnc.kz. ORCID: https://orcid.org/0009-0004-5055-9272.

Asan Sabyrvich Akaev – Head of Department, Institute of Atomic Energy Branch, National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Republic of Kazakhstan; e-mail: akaev@nnc.kz. ORCID: https://orcid.org/0000-0003-4792-6161.

Поступила в редакцию 20.04.2026
Поступила после доработки 25.06.2026
Принята к публикации 26.06.2026