



УДК: 621.039

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПОКАЗАТЕЛЕЙ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В ТУК-153

Киркин А.М., Курьиндин А.В., к. т. н., Строганов А.А., к. ф-м. н.
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)

В работе приведены результаты расчетного исследования показателей ядерной и расчетно-экспериментального исследования показателей радиационной безопасности транспортирования отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000 в транспортном упаковочном комплекте нового поколения ТУК-153. Показано, что конструкция ТУК-153 обеспечивает выполнение критериев по ядерной безопасности с большим запасом, однако мощность дозы на регламентируемом НП-053-04 расстоянии в 2 метрах от поверхности транспортного средства может достигать 90 % от допустимого значения. Консервативность используемых авторами методов и подходов к созданию расчетных моделей подтверждена экспериментально.

► **Ключевые слова:** транспортный упаковочный комплект, отработавшее ядерное топливо, ВВЭР-1000, ядерная безопасность, радиационная безопасность, эксперимент, ТУК-153.

CALCULATIONAL AND EXPERIMENTAL RESEARCH OF NUCLEAR AND RADIATION SAFETY INDICATORS DURING SNF TRANSPORTATION IN CASK TUK-153

Kirkin A.M., Kuryndin A.V., Ph. D., Stroganov A.A., Ph. D.
(SEC NRS)

This paper presents the results of calculation research of nuclear safety indicators and calculation and experimental research of radiation safety indicators of transportation VVER-1000 spent nuclear fuel in cask TUK-153. The article also shows that design of TUK-153 provides nuclear safety criterion by wide margin, however, the dose rates on 2 meters from the vehicle surface can amount to 90 % by limit value. The conservatism of used methods and approaches to the computational models creation is confirmed experimentally.

► **Key words:** cask, spent nuclear fuel, VVER-1000, nuclear safety, radiation safety, experiment, TUK-153.

В Российской Федерации основные требования ядерной и радиационной безопасности при межобъектовом транспортировании отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) регламентируются Правилами безопасности при транспортировании радиоактивных материалов (НП-053-04) [1], которые полностью согласуются [2] с нормами МАГАТЭ SSR-6 [3]. В соответствии с требованиями [1], основным показателем ядерной безопасности транспортного упаковочного комплекта (ТУК), содержащего ядерные делящиеся материалы (ЯДМ) или изделия из них (далее – упаковка), является эффективный коэффициент размножения нейтронов ($K_{эфф}$), значение которого не должно превышать 0,95 в нормальных условиях транспортирования и при авариях. Основным показателем радиационной безопасности упаковки является максимальное значение мощности дозы за ее защитой. Требования [1] устанавливают следующие ограничения на максимальное значение мощности дозы за защитой упаковки:

- в нормальных условиях эксплуатации:

2 мЗв/ч на поверхности ТУК (10 мЗв/ч при транспортировании на правах исключительного использования);

2 мЗв/ч на поверхности транспортного средства;

0,1 мЗв/ч в двух метрах от поверхности транспортного средства;

- при авариях: 10 мЗв/ч в одном метре от поверхности транспортного средства.

Обоснование ядерной и радиационной безопасности упаковки осуществляется, как правило, с применением широкоиспользуемых и общепризнанных программных средств, большинство из которых, в частности MCU [4], MCNP [5], SCALE 6 [6], реализуют метод «Монте-Карло». При создании расчетных моделей упаковки для оценки значений нормируемых показателей как ядерной, так и радиационной безопасности, должен быть принят консервативный подход. Однако конкретные приближения и допущения, принимаемые в математических моделях упаковки для оценки показателей ядерной и радиационной безопасности, как правило, существенно различаются.

При создании расчетной модели упаковки для анализа ядерной безопасности особое внимание уделяется детальному описанию конструкции отработавшей тепловыделяющей сборки (ОТВС), ЯДМ и конструкционным элементам чехла для ОТВС, в то время как корпус ТУК допускается задавать существенно менее детально. Все упрощающие приближения и расчетные допущения этой рас-

четной модели при задании нуклидного состава, поглощающих нейтроны элементов, начального обогащения, массы топлива, длины и плотности топливного столба должны приводить к максимально возможному значению $K_{эфф}$, тем самым обеспечивая консервативный подход. При создании расчетной модели для оценки показателей радиационной безопасности консервативный подход, наоборот, заключается в максимально детальном описании реальной конструкции корпуса ТУК, особенно тех технологических элементов, которые являются возможными каналами «прострелов» гамма- и нейтронного излучения. При этом все упрощения реальной конструкции упаковки должны приводить к завышению уровней мощности дозы за защитой ТУК в точках (строго говоря, априори неизвестных), в которых достигаются и, согласно [1], нормируются максимальные значения мощности дозы.

В рамках настоящей работы выполнено расчетное исследование показателей ядерной и расчетно-экспериментальное исследование показателей радиационной безопасности транспортирования ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 в ТУК-153 при нормальных условиях транспортирования и при авариях.

Расчетные исследования выполнены с использованием ПК SCALE 6 [6] (от англ. – Standardized Computer Analyses Licensing Evaluation), разработанного Окриджской национальной лабораторией для нужд Комиссии по ядерному регулированию США. ПК SCALE 6 [6] представляет собой модульный программный комплекс, в состав которого входит целый набор различных программ, подразделяющихся в соответствии со своим назначением на функциональные модули, контрольные модули и служебные программы.

Экспериментальная часть исследований выполнена на базе расположенной на территории ЗАО «Энерготекс» установки гамма-контроля, предназначенной для дефектоскопии металлобетонных контейнеров. Следует отметить, что упомянутая установка не предназначена для задач, поставленных перед выполненным в рамках настоящей работы экспериментом. Для решения данной проблемы была разработана модифицированная методика проведения измерений и разработана отдельная программа выполнения измерений на данной установке, позволяющая определить мощность дозы гамма-излучения за биологической защитой чугунного корпуса ТУК-153.

Исследуемый в рамках данной работы ТУК-153 предназначен для транспортирования ОТВС

реакторов типа ВВЭР-1000 с повышенной глубиной выгорания (до 60 МВт·сут/кг U) и повышенным обогащением по ^{235}U (до 4,925 %) энергоблоков № 1 и № 2 Тяньваньской АЭС на Ядерный Топливный Комплекс Ланьчжоу (LNFC) для переработки ОЯТ, а также для хранения (до 1 года) ОТВС в ТУК на специально оборудованных площадках – контейнерных хранилищах. При этом важно отметить, что ТУК-153 по своей конфигурации и защитным свойствам почти полностью эквивалентен планируемому к эксплуатации в Российской Федерации ТУК-140 и ТУК-141 для транспортирования и хранения ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, соответственно.

С целью оценки значений $K_{эфф}$ авторами разработана расчетная модель ТУК-153, загруженного 18 ОТВС типа ТВС-2М. Расчетная модель подготовлена с использованием функционального модуля KENO [7], входящего в состав ПС SCALE 6 [6], реализующего метод «Монте-Карло» и позволяющего моделировать любые по сложности системы. Расчеты показателей ядерной безопасности проводились с использованием библиотеки непрерывных

приводят к завышению расчетного значения $K_{эфф}$.

С использованием созданной расчетной модели выполнены оценки значения $K_{эфф}$ в нормальных условиях транспортирования ОЯТ и при авариях, связанных с заполнением полости ТУК-153 пароводяной смесью различной плотности.

Согласно полученным результатам расчета, при нормальных условиях эксплуатации значение $K_{эфф}$ составляет 0,365 для отдельной упаковки и 0,371 для группы из любого количества упаковок. Зависимости значения $K_{эфф}$ единичной упаковки и группы упаковок от плотности пароводяной смеси в полости контейнера приведены на рис. 1.

Обеспечение ядерной безопасности при транспортировании ОТВС типа ТВС-2М с повышенным обогащением по ^{235}U в ТУК-153 как при нормальных условиях транспортирования, так и при авариях подтверждается даже результатами расчетов, выполненных в очень консервативном приближении «свежего топлива» (в связи с чем использование менее консервативных подходов «Burn-up-credit» [9], требующих выполнения более сложных расчетов, не потребовалось). Это позво-

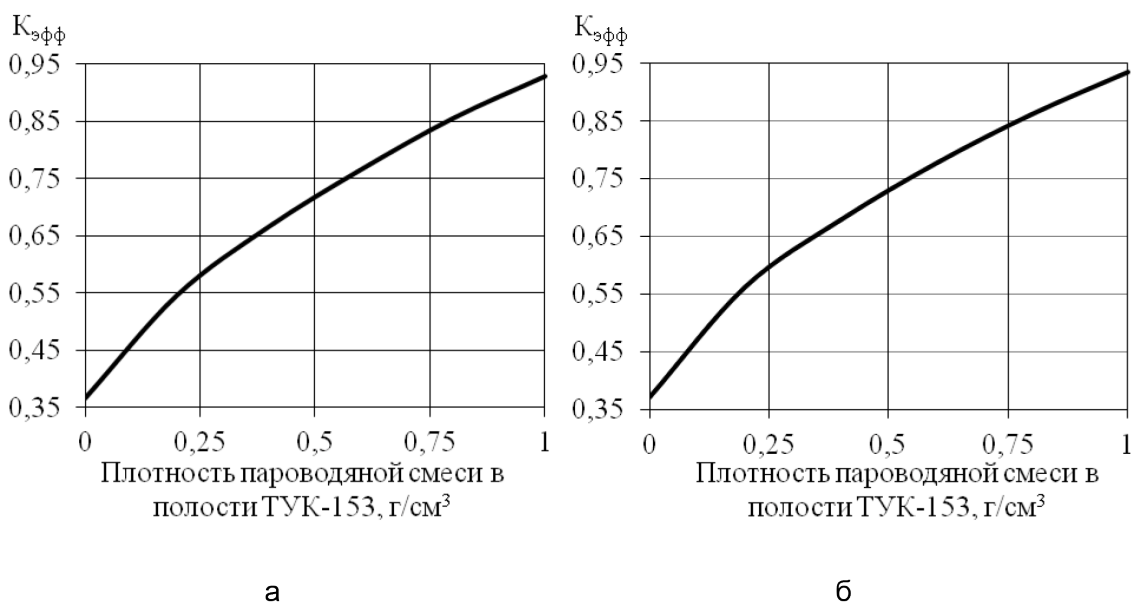


Рис. 1. Зависимости $K_{эфф}$ от плотности пароводяной смеси в ТУК-153: а – для единичной упаковки; б – для неограниченной группы упаковок

зависимостей сечений взаимодействия нейтронов от энергии, основанной на файлах оцененных ядерных данных ENDF/B-VII [8]. Все принятые при разработке расчетной модели упрощения реальной конструкции упаковочного комплекта, такие, как отсутствие дистанционирующих решеток, использование топлива с максимальным начальным обогащением и т.д., являются консервативными и

позволяют сделать вывод, что конструкция ТУК-153 обеспечивает выполнение установленного критерия ядерной безопасности с большим запасом.

Для оценки показателей радиационной безопасности подготовлены расчетные модели с использованием функционального модуля MAVRIC [10], входящего в состав ПС SCALE 6 [6]. Расчеты проводились с использованием библиотеки

групповых сечений взаимодействия нейтронов и фотонов от энергии, основанной на файлах оцененных ядерных данных ENDF/B-VII [8]. Оценка источника ионизирующего излучения выполнена с помощью входящих в состав ПК SCALE 6 [6] управляющих модулей TRITON [11] и ORIGEN-ARP [12], предназначенных для моделирования процесса выгорания ядерного топлива в реакторе и определения нуклидного состава ОЯТ.

На рис. 2 представлена расчетная модель ТУК-153, загруженного 18 ОТВС типа ТВС-2М, учитывающая все конструктивные и материальные особенности биологической защиты ТУК и ТВС

поверхность транспортного средства совпадает с поверхностью ТУК, что является консервативным приближением. Также стоит отметить, что для расчетов все 18 ОТВС были приняты одинаковыми и совпадающими с ОТВС, характеризующейся источником излучения максимальной интенсивности.

Все принятые при разработке расчетной модели упрощения реальной конструкции упаковочного комплекта, такие как конструкционные допуски, а также отсутствие некоторых конструктивных элементов и грузовых цапф, являются консервативными и приводят к завышению мощности дозы за защитой ТУК.

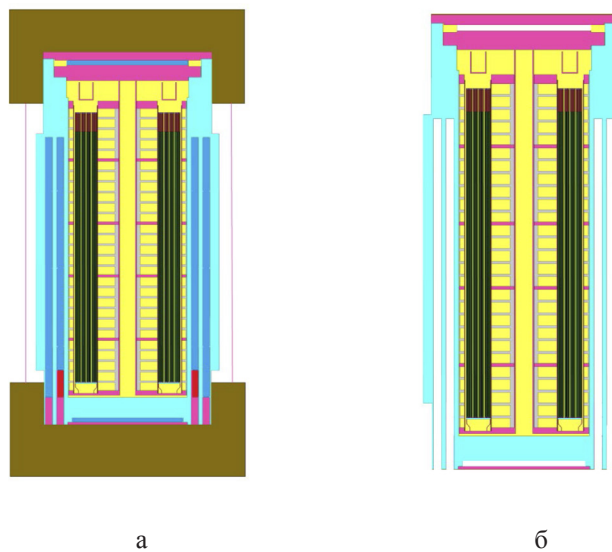


Рис. 2. Расчетные модели ТУК–153 с ОЯТ для оценки показателей радиационной безопасности: а – при нормальных условиях; б – при авариях

и предназначенная для оценки уровней мощности дозы за защитой ТУК при нормальных условиях транспортирования и при наихудшей, с точки зрения радиационных последствий, проектной аварии – нахождение в течении 0,5 часа в зоне пожара с температурой $t = 800 \text{ }^\circ\text{C}$, приводящей к потере нейтронной защиты ТУК-153. В расчетах принято, что

В таблице 1 приведены максимальные значения мощности дозы за защитой ТУК-153 при нормальных условиях и при авариях, а также указано ограничение по НП-053-04 [1] для соответствующих точек детектирования. Результаты расчетов мощности дозы за защитой ТУК-153 представлены на рис. 3 – 5.

Таблица 1

Максимальные значения мощности дозы за защитой ТУК-153 при нормальных условиях эксплуатации и при авариях

Область детектирования	Условия эксплуатации	Мощность дозы, мЗв/ч	
		Расчетные значения	Ограничения по НП-053-04
Поверхность ТУК	Нормальные	0,625	2
2 метра от поверхности транспортного средства		0,091	0,1
1 метр от поверхности транспортного средства	Аварийные	5,4	10

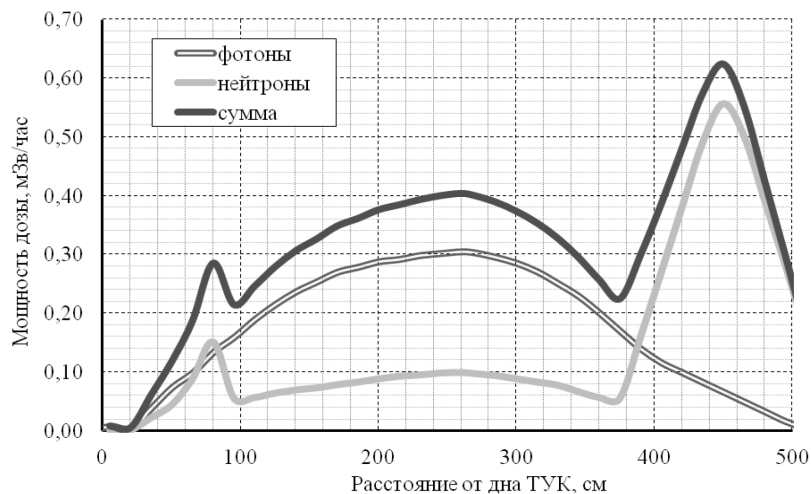


Рис. 3. Распределение мощности дозы на боковой поверхности ТУК-153 при нормальных условиях эксплуатации

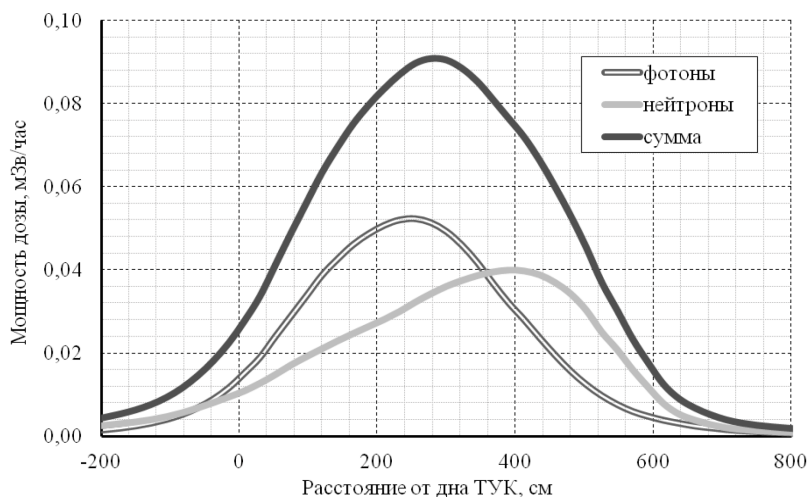


Рис. 4. Распределение мощности дозы в 2 м от боковой поверхности транспортного средства при нормальных условиях эксплуатации

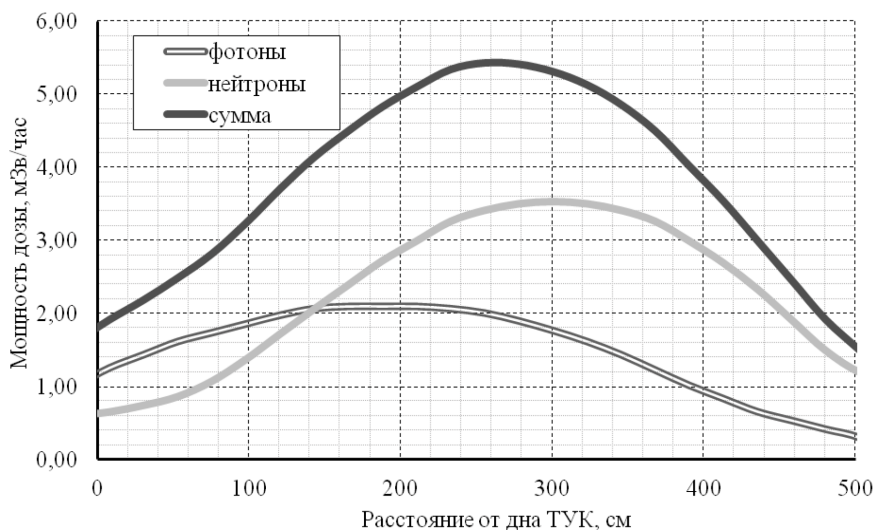


Рис. 5. Распределение мощности дозы в 1 м от боковой поверхности ТУК-153 при авариях

Полученные значения удовлетворяют ограничениям [1] с большим запасом. Однако полученное значение мощности дозы в 2 м от поверхности транспортного средства составило 0,091 мЗв/час, что всего на 10 % меньше предельно допустимого значения в 0,1 мЗв/час [1], при этом вклад в суммарную мощность дозы от гамма-излучения составил 57 %.

В связи с тем, что представленные выше результаты приведены без учета погрешности расчета переноса излучения, с целью подтверждения консервативности созданной расчетной модели было выполнено экспериментальное исследование защитных свойств биологической защиты ТУК-153.

В основе экспериментальной установки, предназначенной для определения защитных свойств биологической защиты корпуса ТУК-153 по гамма-излучению, лежит корпус контейнера ТУК-153, который отливается вместе с днищем из высокопрочного чугуна с шаровидным графитом. Общий вид корпуса ТУК-153 представлен на рис. 6 [13].



Рис. 6. Корпус контейнера ТУК-153

Кроме того, в состав экспериментальной установки входят стенд гамма-контроля, сцинтилляционный блок детектирования на основе сцинтиллятора CsI (Тl) и закрытый радионуклидный источник гамма-излучения ^{60}Co .

Стенд гамма-контроля, предназначенный для дефектоскопии металлобетонных контейнеров, представляет собой конструкцию из двух параллельных колонн, кинематического устройства и электродвигателей, монтируемую непосредственно на корпусе ТУК-153. Данный стенд позволяет расположить пару источник-детектор в любой точке

зоны контроля. Гамма-источник ^{60}Co установлен в коллиматор на колонне, находящейся внутри ТУК-153, а детектор зафиксирован в защитном свинцовом контейнере, расположенном на внешней колонне стенда. Сам экспериментальный стенд смонтирован на корпус ТУК-153, предварительно помещенный в шахту гамма-контроля (см. рис. 7).

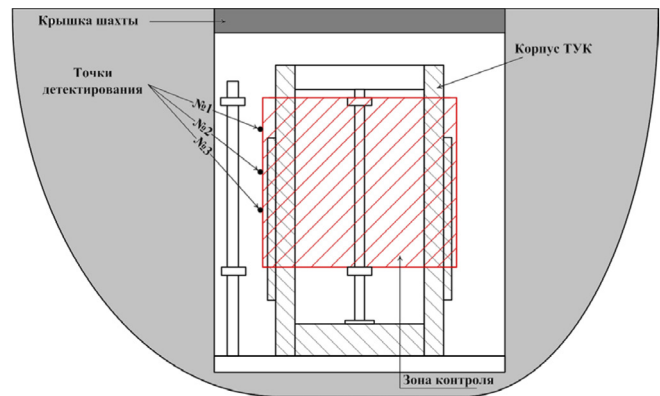


Рис. 7. Расположение детекторов и общая схема размещения ТУК-153 и экспериментального стенда в шахте гамма-контроля

Указанная на рис. 7 зона контроля включает все «проблемные места» корпуса ТУК, с точки зрения радиационной безопасности. К таким местам относятся зоны корпуса ТУК с наименьшим значением толщины биологической защиты.

При выборе точек детектирования учитывались неоднородности в биологической защите ТУК-153, обусловленные взаимным расположением каналов для нейтронной защиты, скосов для грузовых цапф и скосов под установку контейнера на вагон-транспортёр. С учетом этих конструктивных особенностей ТУК-153 выбрано три характерные зоны, в которых располагались точки детектирования:

- детектор № 1 расположен в районе скоса около грузовых цапф;
- детектор № 2 расположен напротив скоса под установку контейнера на вагон-транспортёр;
- детектор № 3 расположен в районе теплоотводящих ребер.

Для установки экспериментального стенда в необходимое положение в районе каждой точки детектирования выполнена предварительная оценка мощности дозы с использованием возможности стенда осуществлять измерения в непрерывном режиме. Работающий в таком режиме стенд равномерно вращается вокруг корпуса ТУК-153 и непрерывно фиксирует значения мощности дозы. Такая предварительная оценка мощности дозы позволяет однозначно определить положение детектора.

В ходе проведения эксперимента выбрано такое время измерения мощности дозы в точке детектирования, при котором статистическая погрешность измерения становится несущественной. Также при измерениях учтено ее фоновое значение в закрытой шахте гамма-контроля. Результаты измерений мощности дозы и их сравнение с расчетными значениями приведены в таблице 2.

Математические модели корпуса ТУК-153, экспериментального стенда, источника, детектора и шахты гамма-контроля созданы с использованием модуля MAVRIC [10] и максимально приближены по своим геометрическим и материальным параметрам к экспериментальным условиям. Общий вид расчетной модели экспериментальной установки, расположенной в шахте гамма-контроля, приведен на рис. 8. Расчетные модели детекторов № 1 – 3 приведены на рис. 9 – 11 соответственно.

реализованным в ПС SCALE 6 [6] групповым приближением зависимости сечения взаимодействия гамма-квантов от энергии. Тем не менее, проведенный эксперимент подтверждает консервативность расчетной модели, созданной для оценок мощности дозы гамма-излучения за защитой ТУК-153.

Проведенный эксперимент по определению защитных свойств биологической защиты ТУК-153 по гамма-излучению подтвердил консервативность созданной в ПС SCALE 6 [6] модели контейнера для расчета мощности дозы гамма-излучения за защитой ТУК-153. Выполненные в рамках настоящей работы расчетно-экспериментальные исследования показали, что погрешность расчетов переноса гамма-излучения в корпусе ТУК-153 может достигать 10 – 18 % в сторону завышения результата над экспериментально измеренными значениями.

Таблица 2

Результаты измерения и расчетные значения мощности дозы

Детектор	№ 1	№ 2	№ 3
Среднее значение мощности дозы, мкГр/ч	6,05	23,32	12,44
Расчетное значение мощности дозы, мкГр/ч	6,71	27,45	13,91
Отклонение, %	+10,9	+17,7	+11,8

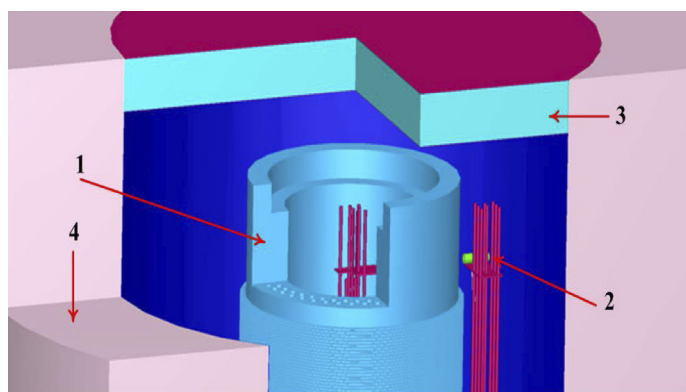


Рис. 8. Общий вид расчетной модели шахты гамма-контроля и экспериментальной установки:

- 1 – корпус ТУК; 2 – экспериментальный стенд;
- 3 – крышка шахты; 4 – шахта гамма-контроля

Как видно из таблицы 2, расчетное значение мощности дозы превышает экспериментальное значение на 10 – 18 % в зависимости от точки детектирования. Данное обстоятельство, во-первых, может быть обусловлено тем, что в расчетных моделях значения всех материальных и геометрических характеристик корпуса ТУК-153 принимались консервативно, а во-вторых, может быть обусловлено

Расчеты мощности дозы в регламентируемых НП-053-04 [1] точках за защитой ТУК-153, полностью загруженного ОТВС с максимально «напряженными» радиационными характеристиками, показали, что «критическими» являются точки на расстоянии 2 м от поверхности транспортного средства, в которых расчетное значение полной мощности дозы достигает 90 % от максимально допустимого.

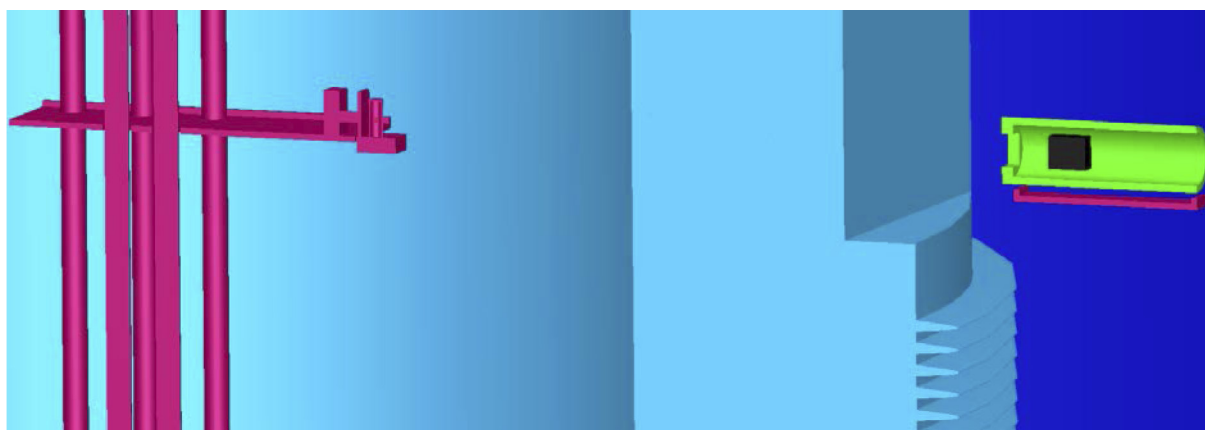


Рис. 9. Расположение детектора № 1 в расчетной модели

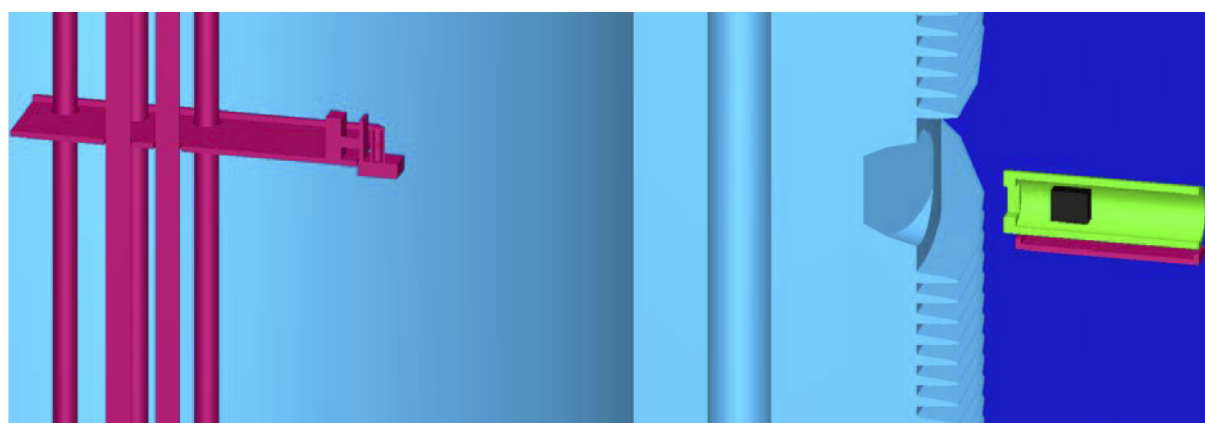


Рис. 10. Расположение детектора № 2 в расчетной модели

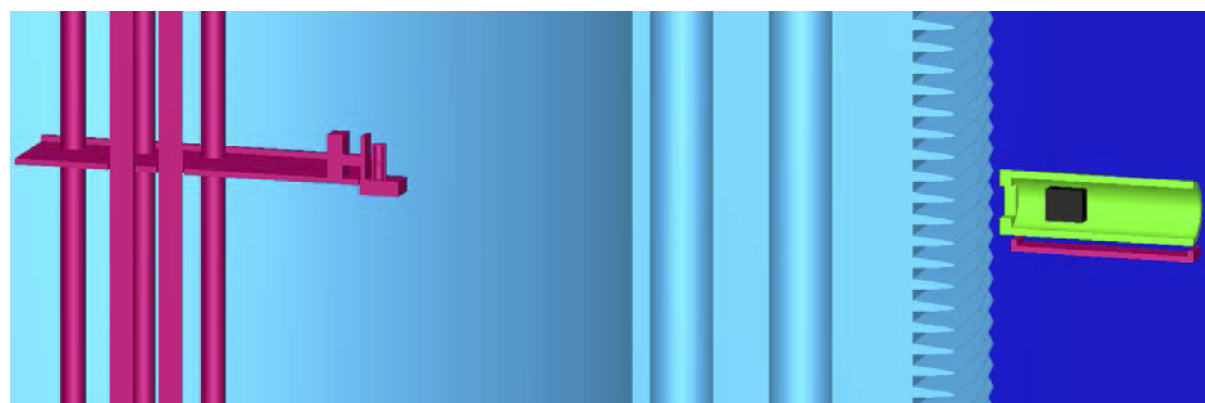


Рис. 11. Расположение детектора № 3 в расчетной модели

С учетом того, что эксперимент подтвердил консервативное превышение результатов расчетов над экспериментальными данными и вклад гамма-излучения в суммарную мощность дозы за защитой ТУК-153, загруженного ОЯТ, составил 57 %, есть определенные основания полагать, что даже в максимально напряженных условиях транспортирования ТУК-153 его конструкция обеспечивает выполнение требований радиационной безопасности установленных в НП-053-04 [1].

В связи с этим представляется крайне важным

полученный в рамках настоящей работы результат расчетно-экспериментального исследования погрешности расчетов уровней гамма-излучения за защитой ТУК-153.

Однако для окончательного обоснования непревышения расчетными значениями полной мощности дозы регламентируемых НП-053-04 [1] значений критериев радиационной безопасности могут потребоваться дополнительные исследования погрешности расчета уровней нейтронного излучения.

Список литературы

1. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. НП-053-04. Утверждены постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 04.10.2004 № 5. М., Ростехнадзор, 2004.
2. Строганов А.А., Курындин А.В., Аникин А.Ю. Анализ соответствия российской и международной нормативной базы по регулированию безопасности при транспортировании радиоактивных материалов и отработавшего ядерного топлива. Ядерная и радиационная безопасность, № 3(61), 2011.
3. Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов, МАГАТЭ, № SSR-6, Вена, 2012.
4. Программа MCU-RFFI/A. Паспорт аттестации ПС № 61 от 17.10.1996.
5. MCNP4C: Monte Carlo N-particle Transport Code System. - RSICC Computer Code Collection, 2000.
6. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, Vols. I, II, and III. — Radiation Safety Information Computational Center at ORNL, 2000. — ORNL/NUREG/CSD-2R6.
7. Goluoglu S., Hollenbach D.F., Petrie L.M. CSAS6: Control module for enhanced criticality safety analysis with KENO VI / Goluoglu S.- ORNL/TM 2005/39. - vol. I.- 2009.
8. McLane V. ENDF-201 ENDF/B-VI Summary Documentation Supplement I — Upton: National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory, 1996.
9. Аникин А.Ю., Курындин А.В., Курындина Л.А., Строганов А.А. Мировой опыт использования подходов, учитывающих выгорание ядерного топлива при обосновании ядерной безопасности обращения с ОЯТ. Ядерная и радиационная безопасность, № 3(53), 2009.
10. Peplow D.E. MAVRIC: MONACO with automatic variance reduction using importance calculations/ D.E. Peplow.- ORNL/TM-2005/39.- vol. I.- 2009.
11. DeHart M.D. TRITON: A two-dimensional transport and depletion module for characterization of spent nuclear fuel: ORNL/TM-2005/39, version 6, Vol.I, Sect T1. - Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2009.
12. Gauld I.C., Bowman S.M., Horwedel J.E. ORIGEN-ARP: Automatic Rapid Processing For Spent Fuel Depletion, Decay and Source Term Analysis: ORNL/TM-2005/39, version 6, Vol. I, Sect D1. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2009.
13. Киркин А.М., Курындин А.В., Ляшко И.А., Строганов А.А. Экспериментальное определение защитных свойств биологической защиты ТУК-153 по гамма-излучению. Научно-техническая конференция молодых специалистов «Инновации в атомной энергетике». М., 2014.

