

ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ РАБОТ ПО ДЕМОНТАЖУ, ТРАНСПОРТИРОВАНИЮ, РАЗМЕЩЕНИЮ НА ДОЛГОВРЕМЕННОЕ ХРАНЕНИЕ ЦЕНТРАЛЬНОЙ ЗОНЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ СМ-3

**А.Н. Юсупов, П.А. Михайлов, В.Д. Кизин, М.О. Громов,
А.В. Кусовников, В.В. Авдонин**

АО «ГНЦ НИИАР»

433510, Ульяновская обл., г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9



Представлено краткое описание технологии демонтажа, извлечения, транспортирования и размещения на долговременное хранение центральной зоны исследовательской ядерной установки СМ-3, основанной на опыте модернизации установки в 1991 г. В преддверье проведения работ было выполнено расчетно-аналитическое обоснование радиационной безопасности данных работ, в рамках которого были сделаны оценки активности продуктов активации в конструкционных материалах центральной зоны и радиационной обстановки на различных этапах обращения с ней. Согласно расчетным данным, активность основного дозообразующего радионуклида ^{60}Co достигает равновесия примерно за 12 лет облучения. На основании того, что время между двумя модернизациями превышало 12 лет, была выполнена нормировка расчетных оценок мощности эквивалентной дозы с учетом рассчитанной активности радионуклида ^{60}Co на результаты дозиметрического контроля во время предыдущей модернизации. Нормировка позволила подтвердить достоверность расчетных оценок активности продуктов активации. Исходя из полученных данных об активности продуктов активации и с учетом временных затрат во время модернизации исследовательской ядерной установки в 1991 г. была выполнена оценка радиационного воздействия на персонал. Полученные расчетные оценки ожидаемой эффективной дозы облучения задействованного в модернизации персонала продемонстрировали непревышение основных пределов доз облучения персонала, установленных в соответствии с НРБ-99/2009. Из результатов радиационного контроля, индивидуального дозиметрического контроля, а также показаний датчиков автоматической системы контроля радиационной обстановки следует, что

© А.Н. Юсупов, П.А. Михайлов, В.Д. Кизин, М.О. Громов, А.В. Кусовников, В.В. Авдонин, 2023

все работы были выполнены в соответствии с требованиями нормативных документов в области радиационной безопасности.

Ключевые слова: исследовательская ядерная установка СМ-3, центральная зона, мощность эквивалентной дозы, эффективная доза, наведенная активность.

Для цитирования: Юсупов А.Н., Михайлов П.А., Кизин В.Д., Громов М.О., Кусовников А.В., Авдонин В.В. Обеспечение радиационной безопасности при проведении работ по демонтажу, транспортированию, размещению на долговременное хранение центральной зоны исследовательской ядерной установки СМ-3. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 4. – С. 95-110.
DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.4.08>

ВВЕДЕНИЕ

В 2020 г. в АО «ГНЦ НИИАР» была успешно завершена реализация инвестиционного проекта Госкорпорации «Росатом» по модернизации центральной зоны высокопоточной исследовательской ядерной установки (ИЯУ) СМ-3. В рамках модернизации ИЯУ СМ-3 были выполнены демонтаж с последующим извлечением центральной зоны и ее транспортирование в хранилище твердых радиоактивных отходов (ТРО) для размещения на долговременное хранение.

В целях соблюдения требований нормативных документов [1, 2] были выполнены оценки радиационного воздействия на персонал. На основании полученных результатов были даны рекомендации о необходимости использования дополнительной биологической защиты водителя при транспортировке и крановщика при размещении центральной зоны в хранилище ТРО. Результаты оценки ожидаемой эффективной дозы облучения персонала свидетельствовали об отсутствии превышения основных пределов доз, установленных в НРБ-99/2009 [1].

Демонтаж, извлечение, транспортирование и размещение на долговременное хранение центральной зоны ИЯУ СМ-3 осуществлялись при индивидуальном дозиметрическом контроле персонала и непрерывном контроле радиационной обстановки системами радиационного контроля здания реакторной установки и автоматической системой контроля радиационной обстановки (АСКРО). Работы проводились по нарядам-допускам на проведение радиационно опасных работ и работ с повышенной опасностью. Обеспечение радиационной безопасности при проведении работ по демонтажу, транспортированию, размещению на долговременное хранение центральной зоны исследовательской ядерной установки СМ-3 являлось приоритетной задачей и заключалось в сведении к минимуму доз облучения персонала, а также недопущении загрязнения окружающей территории на всех этапах работ.

Целью работы является описание методического подхода к проведению расчетной оценки и интерпретации показаний систем радиационного контроля, АСКРО и индивидуального дозиметрического контроля (ИДК) во время работ.

ОПИСАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ УТИЛИЗАЦИИ ЦЕНТРАЛЬНОЙ ЗОНЫ

Центральная зона ИЯУ СМ-3, эскиз которой представлен на рис. 1, выполнена из стали и является несущей конструкцией, на которой собираются активная зона и отражатель. В ее состав входят корпус, опора и верхняя решетка с хранилищами для запасных и отработавших ТВС. Корпус выполнен в виде цилиндра. Нижняя часть корпуса имеет отверстия для прохода теплоносителя в напорную камеру под отражатель, представляющую собой полость между плитами опоры. Опора крепится снизу к кор-

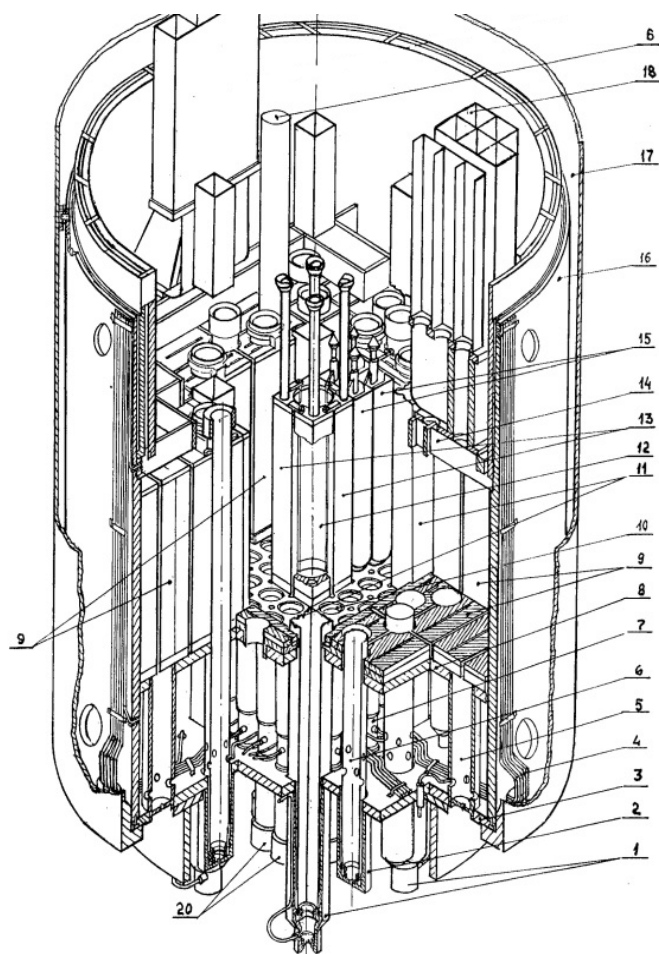


Рис. 1. Центральная зона ИЯУ СМ-3: 1 – гнезда труб компенсирующих органов; 2 – гнездо трубы автоматического регулятора; 3 – нижняя плита опорной решетки; 4 – труба для контроля герметичности оболочек; 5 – стойка опорной решетки; 6 – труба автоматического регулятора; 7 – гнезда ТВС; 8 – верхняя плита опорной решетки; 9 – бериллиевые блоки; 10 – гнездо под ТВС; 11 – трубы контроля герметичности оболочек; 12 – центральная ловушка; 13 – бериллиевые вкладыши центрального блока трансурановых мишеней; 14 – прижимная решетка отражателя; 15 – рабочая ТВС; 16 – корпус; 17 – экран корпуса реактора; 18 – хранилище ТВС № 1

пусу и выполнена в виде сварной конструкции из двух плит, жестко связанных между собой в центре гильзами для установки ТВС, трубками для хвостовиков бериллиевых вкладышей ловушки, центральной трубой для ЦБТМ и двумя стаканами для облучательных ячеек.

Программа работ по модернизации ИЯУ СМ-3 включала в себя демонтаж, извлечение, транспортирование и размещение на долговременное хранение центральной зоны. Работы проводились в выходной день для исключения облучения персонала на территории промплощадки института. Предварительно были выполнены подготовительные работы:

- сняты плиты перекрытия над транспортным въездом в здание реакторной установки СМ-3;
- защитный контейнер, закрепленный на трейлере с полуприцепом, установлен под транспортным проемом центрального зала здания реакторной установки;
- подготовлена автоматизированная система радиационного контроля и установлены дополнительные блоки детектирования с максимальным диапазоном измене-

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

ния мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения на пути перемещения центральной зоны;

- проведены дополнительные проверки работоспособности всего оборудования;
- проведены тренировки с имитатором центральной зоны ИЯУ СМ-3;
- проинформированы подразделения института, пожарная охрана, командир части Национальной Гвардии и руководство «Атомохраны» о предстоящих работах, нештатные аварийные формирования института переведены в состояние повышенной готовности.

Для выполнения транспортных операций были сформированы две бригады по пять человек в каждой и две резервные бригады по пять человек. Первая бригада выполняла операции по извлечению центральной зоны из реактора, загрузке ее в контейнер и отправке его со здания реакторной установки. Вторая бригада выполняла операции по снятию креплений контейнера, перемещению и установке контейнера на отсек и его разгрузке на здании хранилища ТРО.

В день проведения работ было оформлено два допуска на проведение радиационно опасных работ на зданиях реакторной установки и хранилища ТРО с обеспечением постоянного дозиметрического контроля (в том числе с использованием прямопоказывающих дозиметров со звуковой сигнализацией о превышении эффективной дозы облучения установленного порога) и наряд-допуск на проведение работ с повышенной опасностью.

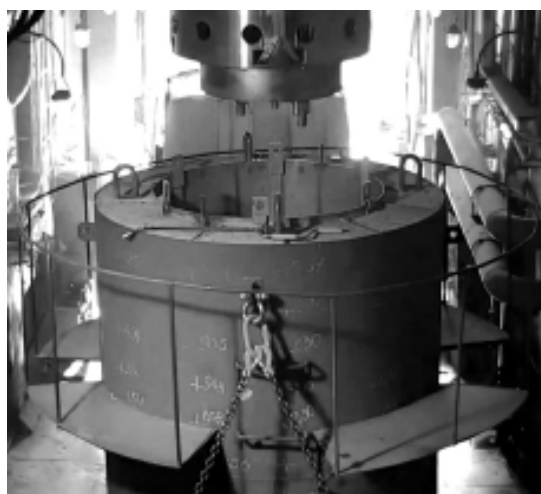
После демонтажа вспомогательных устройств центральная зона была поднята до выхода из плиты биологической защиты (рис. 2а). После выдержки для стока воды центральная зона была перемещена до проема над транспортным коридором и загружена в контейнер К-1 (рис. 2б), после чего он был закрыт защитной пробкой, поверх которой установили запорную балку. Извлечение центральной зоны, перемещение до проема в транспортном коридоре и опускание в контейнер выполнялось с помощью мостового крана дистанционно под контролем телевизионной системы.

Для транспортировки центральной зоны использовали контейнер К-1, который хорошо показал себя при предыдущей модернизации ИЯУ СМ-2. Для проверки работоспособности контейнера были

- проведены анализ и проверка соответствия конструкции проектной документации;



а)



б)

Рис. 2. Извлечение центральной зоны ИЯУ СМ-3 а) – из шахты реактора; б) – загрузка в контейнер К-1

- выполнен анализ условий и режимов эксплуатации;
- проведен визуальный контроль целостности;
- выполнена капиллярная дефектоскопия строповочных узлов и сварных соединений;
- проведены статические и динамические испытания.

Контейнер К-1, разработанный и изготовленный силами специалистов АО «ГНЦ НИИАР» в 1990 г., представляет собой железобетонную емкость цилиндрической формы без дна. Наружный диаметр контейнера – 2250 мм, внутренний – 1450 мм, высота – 3250 мм. Контейнер облицован с наружной стороны углеродистой сталью и нержавеющей сталью – с внутренней. Между внутренней и наружной обечайками расположено чугунное кольцо толщиной 100 мм и высотой 1000 мм на расстоянии 450 мм от нижнего торца контейнера. Весь остальной объем залит бетоном марки М200. Во внутренней полости контейнера расположена корзина из углеродистой стали толщиной 4 мм (толщина днища – 10 мм) и наружным диаметром 1445 мм.

Транспортировку контейнера К-1 с загруженной центральной зоной из здания реакторной установки до здания хранилища ТРО выполняли с помощью трейлера с полуприцепом ЧМЗАП-99064 (рис. 3). Для безопасного движения тягача был проработан маршрут и выполнены необходимые мероприятия по укреплению дорожного полотна.



Рис. 3. Транспортировка контейнера К-1 с загруженной центральной зоной



Рис. 4. Установка контейнера К-1 над отсеком хранилища

По прибытии на здание хранилища с контейнера К-1 были сняты крепления. С площадки обслуживания контейнера была произведена строповка и с помощью мостового крана контейнер был перемещен к отсеку хранилища (рис. 4).

После установки контейнера над отсеком с площадки обслуживания были сняты стропы контейнера, запорная балка и защитная пробка. С помощью мостового крана корзина с центральной зоной была опущена в отсек хранилища на долговременное хранение.

РАСЧЕТНО-АНАЛИТИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ РАБОТ

В целях соблюдения принципов обеспечения радиационной безопасности (нормирование, обоснование, оптимизация) были проведены расчеты ожидаемого радиационного воздействия на персонал для всех этапов модернизации: от извлечения центральной зоны, строповки транспортного контейнера, подъема и перемещения его на прицеп транспортного тягача до транспортировки к пункту хранения твердых радиоактивных отходов и помещения центральной зоны в отсек для хранения. Ожидаемые эффективные дозы облучения персонала были рассчитаны с учетом анализа времени выполнения аналогичных технологических операций в 1991 г.

Радиационную обстановку при обращении с центральной зоной определяет наведенная активность радионуклидов, обусловленная процессом активации конструкционных материалов. Основными продуктами активации в стали центральной зоны являются радионуклиды ^{60}Co , ^{55}Fe , ^{59}Fe и ^{54}Mn [3]. Гамма-излучение ^{55}Fe и ^{54}Mn – более «мягкое» по сравнению с гамма-излучением ^{59}Fe и ^{60}Co , и при значительном экранировании не будет вносить существенный вклад в радиационную обстановку. Спектр гамма-излучения ^{60}Co имеет сопоставимые энергетические линии со спектром гамма-излучения ^{59}Fe , но интенсивность излучения ^{60}Co примерно в два раза выше. ^{60}Co образуется в результате (n, γ)-реакции на ядре ^{59}Co . Согласно ГОСТ 5632-2014 [4], содержание ^{59}Co в стали не должно превышать 0,5%_{масс.} Однако из литературных источников, например [3], известно, что содержание примеси кобальта в сталях, используемых в реакторостроении, не превышает 0,05%_{масс.} Таким образом, стартовое содержание примеси кобальта в реакторных сталях варьируется в широких пределах, что вызывает существенную неопределенность в оценке активности этого радионуклида.

Для расчета активности радионуклидов в результате активации конструкционных материалов центральной зоны ИЯУ СМ применяли программное средство ChainSolver [5], разработанное, верифицированное и валидированное специалистами АО «ГНЦ НИИАР» для расчета трансмутации цепочек ядер при нейтронном облучении на ИЯУ СМ-3. При проведении расчетов центральная зона была условно разделена на семь частей: верхние концевые детали бериллиевых блоков, бериллиевые блоки и корпус, нижние концевые детали бериллиевых блоков, верхняя опорная плита, детали центральной части, нижняя опорная плита, дно корзины. Консервативно было предположено, что массовая доля примеси кобальта в стали составляет 0,1%_{масс.} Результаты расчета показали, что радиационную обстановку при работах по демонтажу, извлечению, транспортированию и размещению на долговременное хранение определяет гамма-излучение радионуклида ^{60}Co (активность ^{60}Co во всех моделируемых частях примерно в десять раз выше активности ^{59}Fe). Суммарная активность ^{60}Co в конструктивных элементах центральной зоны равна $(1,0 \pm 0,2) \cdot 10^{15}$ Бк.

Для проверки полученных результатов расчета наведенной активности ^{60}Co были использованы данные радиационного контроля при модернизации центральной зоны ИЯУ СМ-2 в 1991 г. Для учета влияния срока эксплуатации центральной зоны (центральная зона ИЯУ СМ-2 эксплуатировалась в течение 13-ти лет, а центральная зона ИЯУ СМ-3 – в течение 29-ти лет) на величину наведенной активности с помощью программного средства ChainSolver была определена зависимость удельной активности ^{60}Co от времени облучения. Полученные результаты представлены на рис. 5.

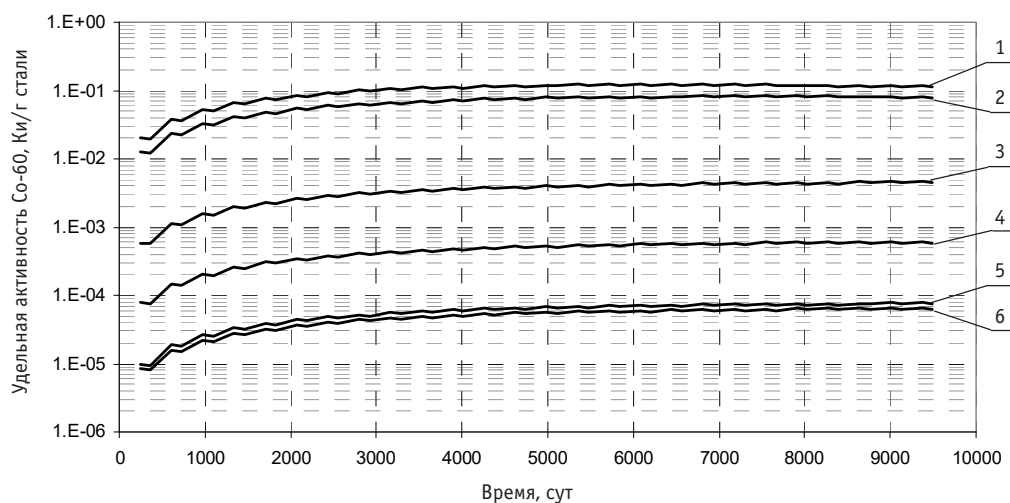


Рис. 5. Зависимость наведенной активности ^{60}Co в элементах конструкции центральной зоны от времени облучения: 1 – нижние концевые детали бериллиевых блоков; 2 – верхняя опорная плита; 3 – корпус на высоте от -200 до 200 по высоте от среднего положения активной зоны; 4 – корпус вне пределов от -200 до 200 по высоте от среднего положения активной зоны; 5 – нижние концевые детали бериллиевых блоков; 6 – обечайка днища

Из данных, представленных на рис. 5, следует, что наведенная активность ^{60}Co в конструкционных элементах центральной зоны достигает равновесия за время эксплуатации примерно за 12 лет. Дальнейшая эксплуатация центральной зоны не приводит к существенному увеличению наведенной активности ^{60}Co .

Согласно данным радиационного контроля 1991 г., на боковой поверхности контейнера К-1 с загруженной в него центральной зоной регистрировалась МЭД ≈ 44 мЗв/ч. С помощью программного средства MicroShield, реализующего общепризнанный инженерный метод оценки дозовых характеристик полей гамма-излучения, была смоделирована извлеченная центральная зона ИЯУ СМ-2 в контейнере К-1 в виде гомогенного цилиндра с равномерно распределенной активностью. Расчеты показали, что МЭД порядка 44 мЗв/ч достигается при суммарной активности ^{60}Co , равной $(1,1 \pm 0,3) \cdot 10^{15}$ Бк, что в пределах погрешности совпадает с результатом, полученным с помощью программного средства ChainSolver. При дальнейших расчетах было принято, что суммарная активность ^{60}Co в конструкционных материалах центральной зоны равна $1,1 \cdot 10^{15}$ Бк.

Расчет МЭД от контейнера К-1 с загруженной в него центральной зоной ИЯУ СМ-3 проводился с помощью программного средства MicroShield. Для учета влияния чугунного кольца на ослабление излучения центральная зона моделировалась в виде набора семи гомогенных дисков, моделирующих соответствующие части. Модельные материал и плотность каждого диска определялись исходя из анализа массогабаритных характеристик и морфологического состава моделируемой части.

Расчет МЭД проводился в точках на высоте 1,5 м от пола, что соответствует расположению туловища среднестатистического человека. При проведении расчетов МЭД моделировались две ситуации: контейнер расположен на поверхности пола и контейнер расположен на высоте 0,3 м над полом. Выбор этих двух ситуаций объясняется тем, что конструкция контейнера такова, что при расположении контейнера на поверхности пола излучение от верхних концевых деталей бериллиевых блоков не будет ослабляться излучением чугунного кольца в отличие от ситуации, когда контейнер поднят над полом. В таблице 1 представлены результаты расчета МЭД в зависимости от расстояния между контейнером и местом возможного нахождения персонала.

Таблица 1

Результаты расчета МЭД в зависимости от расстояния¹

Расположение контейнера	Моделируемая ситуация	МЭД (мЗв/ч) в зависимости от расстояния (м)					
		0	1	4	6	7	8
Контейнер расположен на полу помещения	Загрузка центральной зоны в отсек хранилища ТРО	39,4	9,9	9,3	4,7	3,5	2,8
Контейнер поднят на высоту 0,3 м над полом	Перемещение контейнера в транспортном коридоре, транспортировка контейнера	–	–	3,6	1,9	1,5	1,1

С учетом дистанционного характера выполнения технологических операций с контейнером К-1 на здании реакторной установки необходимость в установке дополнительной биологической защиты отсутствовала. Однако при выполнении технологических операций на здании хранилища ТРО требовалось использование биологической защиты рабочего места крановщика. Были рассмотрены различные варианты ее исполнения. Наиболее оптимальным (как с точки зрения ослабления излучения, так и со стороны простоты исполнения) оказался вариант с установкой стенки из свинцовых кирпичей с соединением типа «ласточкин хвост» в высоту человеческого роста. Результаты расчета МЭД при использовании биологической защиты из свинцовых кирпичей представлены в табл. 2.

Таблица 2

Результаты расчета МЭД в зависимости от расстояния при использовании дополнительной биологической защиты

Расположение контейнера	Моделируемая ситуация	МЭД (мкЗв/ч) в зависимости от расстояния (м)			
		4	6	7	8
Контейнер расположен на полу помещения	Загрузка центральной зоны в отсек хранилища ТРО	140	70	49	35
Контейнер поднят на высоту 0,3 м над полом	Перемещение контейнера в транспортном коридоре, транспортировка контейнера	70	40	30	20

Исходя из полученных результатов, представленных в табл. 2, анализа технологического процесса и возможных мест установки свинцовых кирпичей было принято решение установить дополнительную биологическую защиту на расстоянии около 4–5 м от мест возможного нахождения контейнера К-1.

При выполнении технологических операций на площадке обслуживания контейнера К-1 облучение различных частей тела персонала будет неравномерным. В качестве точек детектирования были выбраны три, которые моделировали расположение стоп, туловища и головы работника. Согласно полученным результатам, ожидаемая МЭД в районе расположения стоп работника составила 120 мЗв/ч, в районе туловища – 0,5 мЗв/ч, головы – 0,02 мЗв/ч.

Расчет ожидаемой эффективной дозы облучения персонала, задействованного в технологических операциях на зданиях, проводился на основании данных о вре-

¹ Прочерк в табл. 1 означает, что при перемещении контейнера в транспортном коридоре и его транспортировке персонал будет расположен на расстоянии не менее четырех метров.

мени выполнения аналогичных работ при модернизации ИЯУ СМ-2 в 1991 г. Исходя из этого было определено, что ожидаемая эффективная доза облучения крановщика на здании хранилища ТРО за все время выполнения работ составит ≈ 36 мкЗв. Ожидаемая эффективная доза облучения персонала за время выполнения одной операции на площадке обслуживания контейнера К-1 (снятие (установка) строп (траверсы), установка запорной балки на крышку контейнера и др.) составила примерно 80 мкЗв. С учетом количества операций и исходя из предположения, что все операции будут выполняться одним человеком, суммарная ожидаемая эффективная доза облучения за все время выполнения работ составит $\approx 0,5$ мЗв.

Расчет ожидаемой эффективной дозы облучения водителя во время транспортировки контейнера К-1 со здания реакторной установки на здание хранилища ТРО был выполнен с учетом анализа маршрута движения. Во время транспортировки будет совершено два правых поворота и один левый. Расстояние от контейнера до водительского места при движении по прямой составляет $\approx 11,0$ м, при повороте налево расстояние будет изменяться от 8,0 до 9,5 м, а при повороте направо – от 9,2 до 10,0 м. При поворотах возникает прямой прострел через окно тягача. Ожидаемая МЭД в кабине водителя при движении прямо составит 1,8 мЗв/ч, при повороте налево – 4,1 мЗв/ч, а при повороте направо – 2,7 мЗв/ч. Исходя из временных затрат во время транспортировки центральной зоны ИЯУ СМ-2 в 1991 г. была сделана оценка ожидаемой эффективной дозы облучения водителя, равная примерно 0,7 мЗв.

Для снижения облучения водителя была дана рекомендация об установлении дополнительной биологической защиты. Для этого в кабину тягача были установлены радиационно-защитные маты из свинца толщиной 1,1 см. Размеры и места установки радиационно-защитных матов выбирались таким образом, чтобы исключить прямой прострел через окно водителя. Установка дополнительной биологической защиты позволила снизить ожидаемую МЭД в кабине водителя до величины 0,5 мЗв/ч при движении прямо, при повороте налево – до 0,8 мЗв/ч, при повороте направо – до 0,6 мЗв/ч. Установка дополнительной биологической защиты на кабину водителя позволит снизить ожидаемую эффективную дозу облучения водителя до 0,2 мЗв.

Исходя из вышесказанного было сделано заключение, что при выполнении технологических операций по демонтажу, извлечению, транспортировке и расположению центральной зоны ИЯУ СМ-3 в отсек на долговременное хранение облучение персонала сверх 20 мЗв – основного предела дозы для персонала группы А, согласно НРБ-99/2009 [1], не ожидается.

РЕЗУЛЬТАТЫ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

Контроль радиационных параметров при проведении работ проводился непрерывно системами радиационного контроля здания реакторной установки и АСКРО промплощадки. На рисунке 6 показано расположение точек радиационного контроля на здании реакторной установки, а на рис. 7 – расположение точек АСКРО.

В таблице 3 приведены максимальные зафиксированные значения МЭД гамма-излучения в основных точках контроля на здании реакторной установки, в табл. 4 – максимальные показания АСКРО промплощадки. Показания АСКРО санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения не превышали фоновых значений на протяжении всего технологического процесса.

Измерение МЭД гамма-излучения в кабине водителя трейлера вплотную и на расстоянии 1 м от контейнера с загруженной в него центральной зоной проводилось с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКГ-04. Результаты измерений при расположении контейнера К-1 с центральной зоной внутри на трейлере представлены в табл. 5.

Максимальные показания точек контроля радиационной обстановки

№	Положение центральной зоны	Время	МЭД, мЗв/ч								
			ДК-5	ДК-6	ДК-9	ДК-7	ДК-8	ДК-4	ДК-2	ДК-1	ДК-3
1	В шахте	8:30	0,35	4,0	0,0012	0,075	0,055	0,20	0,04	0,001	0,0001
2	На уровне биоплиты	10:33	9000	100	0,0015	74	50	200	0,04	0,001	0,0016
	Расстояние от центральной зоны до блока детектирования точки контроля (БДМГ-08Р-05), м		1,5	-	-	19,5	32,5	12,5	-	-	-
3	Напротив «горячей» камеры (ГК)	10:50	110	4,8	0,0014	330	93	400	0,08	0,001	0,0013
4	Над проемом коридора № 25	11:00	20	4,3	0,0013	88	300	80	48	0,001	0,0012
5	В контейнере К-1 (коридор № 25)	11:10	0,8	4,3	0,0012	0,5	0,75	0,35	2,8	0,001	0,0001
6	В контейнере К-1 с закрытой пробкой (коридор № 25)	12:30	0,35	3,3	0,0012	0,1	0,14	0,22	2,0	0,001	0,0001
7	За воротами № 5 зд. 106	12:49	0,33	3,6	0,0012	0,08	0,058	0,20	0,04	0,001	0,0001

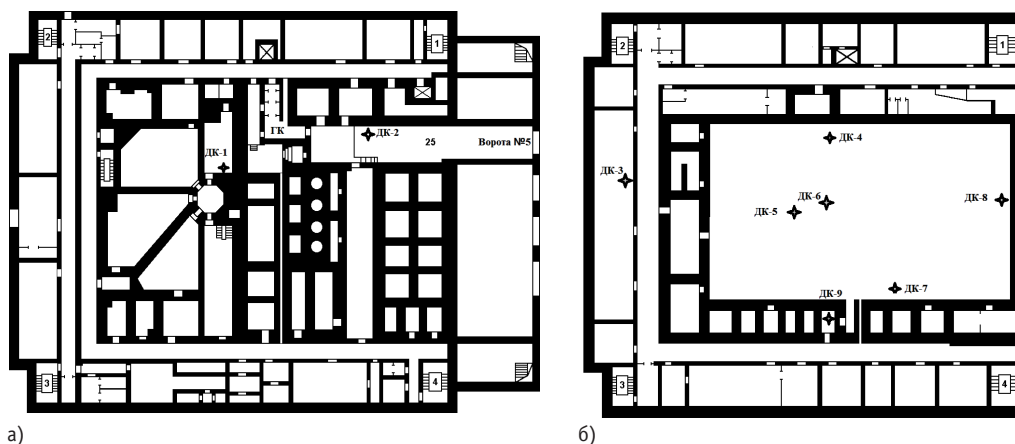


Рис. 6. Расположение точек радиационного контроля на здании реакторной установки: а) – на отметке +0,0 м; б) – на отметках +8,4 и 13,2 м

В таблице 6 приведены результаты эффективных доз облучения задействованного персонала, полученные на основании анализа индивидуальных дозиметров после проведения работ.

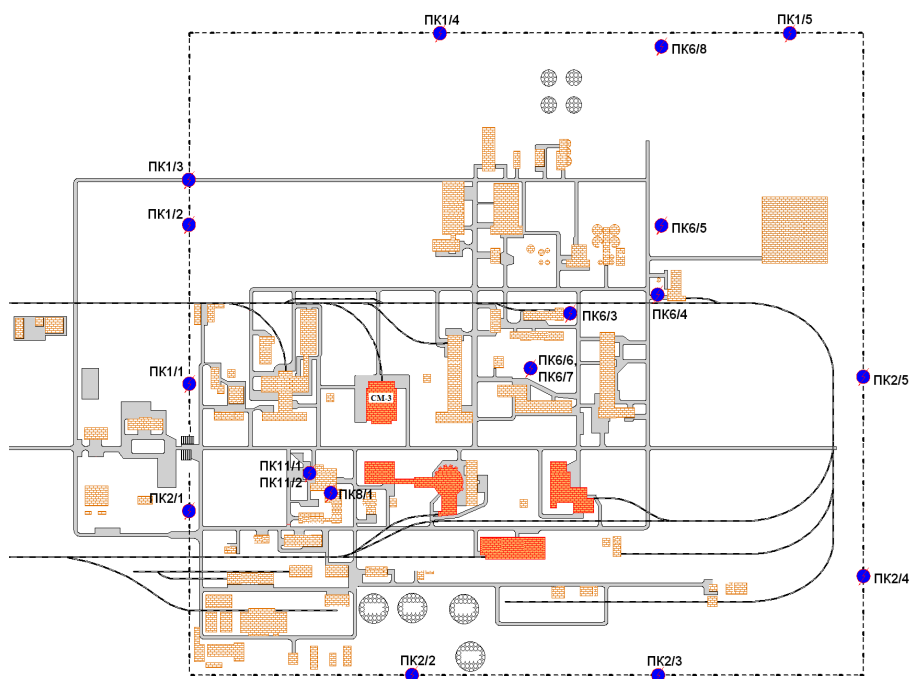


Рис. 7. Расположение постов АСКРО промплощадки

Таблица 4

Максимальные показания точек контроля АСКРО промплощадки

Пост контроля	Макс. значение, мкЗв/ч	Момент наблюдения макс. значения
ПК 1/1	0,34	12.10.2019 10:46:16
ПК 1/2	0,15	12.10.2019 10:50:35
ПК 1/3	0,11	12.10.2019 10:44:06
ПК 1/4	0,10	12.10.2019 10:48:26
ПК 1/5	0,07	12.10.2019 11:01:23
ПК 2/1	0,18	12.10.2019 10:35:29
ПК 2/2	0,18	12.10.2019 10:52:45
ПК 2/3	0,08	12.10.2019 10:54:55
ПК 2/4	0,06	12.10.2019 11:55:23
ПК 2/5	0,07	12.10.2019 11:51:04
ПК 8/1	10,63	12.10.2019 10:39:48
ПК 6/3	0,34	12.10.2019 10:35:29
ПК 6/4	0,26	12.10.2019 10:52:45
ПК 6/5	0,09	12.10.2019 11:33:47
ПК 11/1	0,24	12.10.2019 10:44:06
ПК 6/8	0,06	12.10.2019 11:51:04

Таблица 5

Результаты дозиметрического контроля контейнера во время транспортирования

Точка детектирования	МЭД, мЗв/ч			
	Контейнер с защитной крышкой		Контейнер без защитной крышки	
Кабина водителя	0,4		0,7	
Под контейнером (вплотную)	2000		2000	
Под контейнером (на уровне дороги)	360		360	
Контейнер	Вплотную	На метре	Вплотную	На метре
+0,0 м от уровня дна	20	12	20	12
+0,8 м от уровня дна	140	45	148	50
+1,6 м от уровня дна	90	35	114	68
+2,4 м от уровня дна	4,9	10	63	46
+3,2 м от уровня дна	8	5	240	65

Таблица 6

Эффективные дозы облучения задействованного персонала

Подразделение	Кол-во человек	Эффективная доза	
		Средняя, мЗв	Коллективная, 10 ⁻³ чел.-Зв
Руководство	3	1,61	3,22
Управление эксплуатации реактора	2	0,83	1,66
Группа транспортных технологий	16	0,29	4,56
Управление радиационной безопасности	3	0,86	2,57
Водитель	1	0,05	0,05

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Из результатов расчета следует, что при эксплуатации центральной зоны ИЯУ СМ более 12-ти лет величина наведенной активности ⁶⁰Со в конструкционных материалах находится в равновесном состоянии. Такой вывод позволил подтвердить (в пределах погрешности) результаты расчета наведенной активности ⁶⁰Со в элементах центральной зоны, полученные при решении задачи нуклидной кинетики с помощью программного средства ChainSolver, путем моделирования центральной зоны и нормировки расчетного значения МЭД, создаваемой единичной активностью, на результаты дозиметрического контроля при модернизации ИЯУ СМ-2 в 1991 г.

Выполненные расчетные оценки МЭД с помощью программного средства MicroShield от контейнера К-1 с загруженной в него центральной зоной ИЯУ СМ-3 оказались существенно (примерно в 3,5 раза) занижены по сравнению с результатами дозиметрического контроля. Согласно результатам расчетов, ожидаемая МЭД вплотную к контейнеру на высоте 1,5 м от дна составляет ≈40 мЗв/ч, а по результатам дозиметрического контроля – 140 мЗв/ч. Однако, согласно результатам расчета, ожидаемая МЭД в кабине водителя составила 0,5 мЗв/ч, что согласуется с результатами дозиметрического контроля – 0,35 мЗв/ч. Анализ результатов расчетов и дозиметрического контроля демонстрирует, что наиболее вероятной причиной расхожде-

ния расчетных оценок и результатов дозиметрического контроля на поверхности контейнера К-1 является занижение оценки отраженного от пола излучения. Действительно, в непосредственной близости к контейнеру, т.е. в условиях, когда отраженное излучение вносит существенный вклад в радиационную обстановку, результаты дозиметрического контроля превышают результаты расчета, а в кабине водителя, когда отраженное излучение перестает вносить существенный вклад в радиационную обстановку, результаты дозиметрического контроля совпадают (в пределах $\approx 40\%$) с результатами расчета.

Из сравнения ожидаемой эффективной дозы облучения водителя и результатов индивидуального дозиметрического контроля водителя следует, что расчетные оценки оказались существенно (примерно в четыре раза) выше. Причинами такого расхождения являются два фактора: во-первых, расчетная оценка МЭД в кабине водителя выше по сравнению с наблюдаемой, во-вторых, на транспортировку контейнера К-1 со здания реакторной установки на здание хранилища ТРО было затрачено в два раза меньше времени по сравнению с ожидаемым и консервативно принятым при проведении расчетов.

Максимальная ожидаемая эффективная доза облучения специалистов транспортных технологий составила 0,2 мЗв при условии выполнения всех технологических операций одним человеком. По результатам индивидуального дозиметрического контроля средняя эффективная доза облучения специалистов транспортных технологий составила 0,3 мЗв, что превышает расчетную величину. Данное расхождение также вызвано занижением оценки вклада отраженного излучения.

Исходя из результатов индивидуального дозиметрического контроля следует, что облучение персонала, задействованного в работах по демонтажу, извлечению, транспортировке и размещению центральной зоны ИЯУ СМ-3 на долговременное хранение, сверх основных пределов доз не наблюдалось. При проведении работ индивидуальные эффективные дозы облучения сверх 1 мЗв наблюдались только у троих сотрудников из категории руководящего персонала – 1,9 мЗв у одного сотрудника и 1,5 мЗв у двоих сотрудников. При проведении аналогичных работ в 1991 г. облучение сверх 1 мЗв наблюдалось у троих сотрудников – индивидуальная эффективная доза облучения каждого из них составила 2,5 мЗв. Анализ хода выполнения работ в 1991 г. и выполненные тренировки с имитатором центральной зоны ИЯУ СМ-3 позволили сократить время выполнения наиболее радиационно опасных работ, что в совокупности с использованием дополнительной биологической защиты привело к снижению облучения персонала по сравнению с работами по модернизации реакторной установки в 1991 г.

Отдельно следует выделить тот факт, что облучение персонала из руководящего состава значительно превысило облучение непосредственно выполнявших технологические операции. Это объясняется тем, что руководители контролировали процесс, находились на относительно безопасном расстоянии от центральной зоны, но на протяжении всего процесса. В то же время инженерно-технический персонал по окончании выполнения своих функций выводился из зоны радиационного воздействия.

Из анализа показаний датчиков АСКРО следует, что радиационная обстановка на территории промплощадки института находилась в норме. Превышение показаний над фоновым уровнем зафиксировано только на poste контроля ПК 8/1, при этом значение МЭД составило 49% от аварийной уставки, установленной в размере 22 мкЗв/ч. Данный пост контроля расположен в прямой видимости со стороны транспортного въезда здания реакторной установки. Время наблюдения максимальной МЭД на данном poste контроля соответствует времени выезда трейлера с контейнером К-1 с загруженной в него центральной зоной из транспортного въезда. Анализ показаний

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

датчиков АСКРО в процессе транспортирования также говорит о выборе оптимального маршрута для минимизации облучения сменного персонала института. Превышений показаний датчиков АСКРО над фоновым значением в пределах санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения также не было зафиксировано. Во время операции по утилизации центральной зоны мощность дозы на всей территории промплощадки не превысила установленного контрольного уровня для нестандартных условий 100 мкЗв/ч.

По окончании работ была произведена радиационная разведка пути транспортирования, в результате которой радиоактивного загрязнения территории промплощадки обнаружено не было.

ВЫВОДЫ

Работы по демонтажу, транспортированию, размещению на долговременное хранение центральной зоны исследовательской ядерной установки СМ-3 выполнены в соответствии с подготовленным порядком организации и проведения работ. В ходе выполнения работ отсутствовало облучение персонала сверх установленных в нормативных и регламентирующих документах пределов, не зафиксировано радиоактивного загрязнения территории по пути транспортирования контейнера К-1 с центральной зоной ИЯУ СМ-3.

Подготовительные работы, тренировки, внесенные изменения и дополнения в проекты позволили сократить время выполнения работ и провести утилизацию без отклонений от нормальных условий.

Литература

1. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 100 с.
2. ОСПОРБ-99/2010. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. Санитарные правила и нормативы. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2010. – 83 с.
3. Гусев Н.Г., Ковалев Е.Е., Машкович В.П., Суворов А.П. Защита от ионизирующих излучений: В 2 т. Т. 2. Защита от излучения ядерно-технических установок: Учеб. для вузов / Под. ред. Н.Г. Гусева. – 3-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 352 с.: ил.
4. ГОСТ 5632-2014. Легированные нержавеющие стали и сплавы коррозионно-стойкие, жаростойкие и жаропрочные. Марки. – М.: Стандартинформ, 2015. – 52 с. – Электронный ресурс : <https://docs.cntd.ru/document/1200113778> (дата доступа 17.08.2022).
5. Романов Е.Г. Компьютерное моделирование цепочек трансмутации ядер при облучении нейтронами // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2018. – Вып. 1. – С. 3-13. Электронный ресурс: <http://niiar.ru/publishing/collected-works/archive/5043> (дата доступа: 17.08.2022).

Поступила в редакцию 23.08.2023

Авторы

Юсупов Антон Наильевич, начальник лаборатории,

E-mail: ANYusupov@niiar.ru

Михайлов Павел Александрович, научный сотрудник,

E-mail: nsorb@niiar.ru

Кизин Виктор Дмитриевич, ведущий научный сотрудник, к.т.н.,

E-mail: Kizin.vic@yandex.ru

Громов Михаил Олегович, начальник управления,

Кусовников Алексей Викторович, заместитель начальника управления,

Авдонин Василий Вячеславович, начальник управления,
E-mail: Vvavdonin@niar.ru

UDC 621.039.58

Ensuring Radiation Safety During Dismantling, Transportation and Long-Term Storage of the SM-3 Research Reactor Core

Yusupov A.N., Mikhailov P.A., Kizin V.D., Gromov M.O., Kusovnikov A.V., Avdonin V.V.
RIAR JSC

9 Zapadnoye sh., 433510 Dimitrovgrad, Ulyanovsk region

ABSTRACT

Described shortly here is a procedure of demounting, removal, transport and long-term storage of the SM-3 core, based on the previous experience of reactor refurbishment undertaken in 1991. Prior to performing refurbishment, computations and calculated data analysis were performed to prove radiation safety of this work, which included estimation of the activity level for activation products in the structural materials of the nuclear research reactor core and the radiation conditions at different stages of its handling. As evidenced by the calculated data, the activity of the main dose-forming radionuclide ^{60}Co attains equilibrium in about 12 years of radiation exposure. Taking into account the fact that the time period between two refurbishments was longer than 12 years, the calculated values of the equivalent dose rate were normalized to the radiation monitoring data obtained during the previous refurbishment, taking into account the calculated activity of ^{60}Co radionuclide. The normalization made it possible to confirm reliability of estimates. The obtained activity data of activation products and taking into account the time spent during the SM-3 refurbishment in 1991, the radiation impact on personnel was estimated. Calculated values of the anticipated effective radiation exposure doses to the personnel engaged in the refurbishment revealed that the main limits of the personnel radiation exposure established in accordance with NRB-99/2009 were not exceeded.

Comparison of the results of calculating the equivalent dose rate with the results of radiation monitoring at various points allowed us to establish that during the calculation and analytical justification of the radiation safety of work, the assessment of reflected radiation was significantly underestimated. But the radiation monitoring data, personal radiation monitoring, as well as recorded data of automatic radiation monitoring system show that all work was performed in compliance with the requirements of regulatory documents in the field of radiation safety.

Key words: SM-3 research reactor, reactor core, equivalent dose rate, effective dose rate, induced activity.

For citation: Yusupov A.N., Mikhailov P.A., Kizin V.D., Gromov M.O., Kusovnikov A.V., Avdonin V.V. Ensuring Radiation Safety During Dismantling, Transportation and Long-Term Storage of the SM-3 Research Reactor Core. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2023, no. 4, pp. 95-110; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.4.08> (in Russian)

REFERENCES

1. NRB-99/2009 Radiation safety standards. Moscow. Federalnyy tsentr gigiyeny i epidemiologii Rospotrebnadzora, 2009. 100 p.

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Available at: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293828/4293828132.htm> (accessed August 23, 2023) (In Russian).

2. OSPORB-99/2010. Basic sanitary rules for ensuring radiation safety. Moscow. Federalnyy tsentr gigiyeny i epidemiologii Rospotrebnadzora, 2010. 83 p. 100 p.

Available at: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293816/4293816468.htm> (accessed August 23, 2023) (In Russian).

3. Gusev N.G., Kovalev E.E., Mashkovich V.P., Suvorov A.P. Radiation protection of nuclear engineering installations. Ed. 3. Moscow. Energoatomizdat, 1990, 352 p. ISBN 5-283-03059-8 (In Russian).

4. GOST 5632-2014. Stainless steels and corrosion resisting, heat-resisting and creep resisting alloys. Grades. Moscow. Standartinform, 2015. 52 p. Available at: <https://meganorm.ru/Data2/1/4293768/4293768317.htm> (accessed August 23, 2023) (In Russian).

5. Romanov E.G. Computer-aided simulation of nuclei transmutation chains under neutron irradiation. *Collected papers JSC «SSC RIAR»*. 2018, Iss. 1, pp. 3-13.

Authors

Anton N. Yusupov, head of laboratory,

E-mail: ANYusupov@niiar.ru

Pavel A. Mikhailov, Researcher,

E-mail: nsorb@niiar.ru

Viktor D. Kizin, leading researcher, PhD.,

E-mail: Kizin.vic@yandex.ru

Mikhail O. Gromov, head of department,

Aleksei V. Kusovnikov, deputy head of department,

Vasilii V. Avdonin, head of department,

E-mail: Vvavdonin@niiar.ru