

КОМАРОВ С.В., ДЕРГАНОВ Д.В., ГАЯЗОВ А.З., ПОЛОВНИКОВ О.Е.

ООО НПФ «Сосны», г. Дмитровград

ОРИЩЕНКО А.В., ТКАЧЕНКО Р.С.

Дмитровградский инженерно-технологический институт – филиал НИЯУ МИФИ

ОЦЕНКА ДОЗ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ РАБОТ ПО ВЫГРУЗКЕ ЖИДКОГО ОЯТ ИЗ АКТИВНЫХ ЗОН ЖИДКОСОЛЕВЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Аннотация: в настоящей статье приводится описание методики оценки доз внешнего облучения персонала при производстве работ по выгрузке жидкого ОЯТ из активных зон жидкосолевых исследовательских реакторов, а также результаты расчетов доз внешнего облучения персонала, задействованного при реализации выгрузки.

Ключевые слова: внешнее облучение, безопасность персонала, выгрузка ОЯТ.

Введение

Особым классом объектов, рассматриваемых в рамках проблемы нераспространения делящихся материалов, являются жидкосолевые исследовательские реакторы, эксплуатируемые на территории Российской Федерации и бывших республик СССР, и использующие в качестве топлива растворы солей урана, обладающего высоким обогащением. Радикальным способом минимизации угрозы несанкционированного использования делящихся материалов является вывод из эксплуатации указанных установок.

Обеспечение безопасности технологии обращения с растворами солей урана, отработавших в активной зоне, является безусловным требованием при работах по выводу из эксплуатации установок с жидкосолевыми ядерными реакторами.

1. Методы обеспечения безопасности персонала

Для защиты персонала от ионизирующего излучения, обусловленного продуктами деления, локализованными в жидком ОЯТ, в состав оборудования системы выгрузки и временного хранения входит биологическая защита.

Для выбора толщин элементов, выполняющих функции биологической защиты, была выполнена оценка параметров дозиметрической обстановки на рабочих местах персонала при выгрузке ОЯТ из корпуса реактора одной из действующих установок.

Результаты расчетов удельной активности продуктов деления в растворе солей урана, выполненные на основе данных о режимах работы установки и ожидаемого времени выдержки, представлены в табл. 1.

Конструктивно биологическая защита представляет собой набор тонких свинцовых пластин суммарной толщиной 80 мм, которые устанавливаются на раму стеллажа системы выгрузки и окружают ёмкости временного хранения и дозатор.

Таблица 1 – Активность основных дозообразующих радионуклидов в ОЯТ жидкосолевого реактора [1]

Радионуклид	Активность, Ки
^{106}Ru	$2,24 \cdot 10^{-4}$
^{125}Sb	$2,83 \cdot 10^{-3}$
$^{125\text{m}}\text{Te}$	$6,9 \cdot 10^{-4}$
^{137}Cs	1,73
$^{137\text{m}}\text{Ba}$	1,73
^{144}Ce	$7,57 \cdot 10^{-3}$
$^{144\text{m}}\text{Pr}$	$1,1 \cdot 10^{-4}$
^{151}Sm	$5,5 \cdot 10^{-2}$
^{155}Eu	$5,4 \cdot 10^{-4}$

2. Оценка дозовой нагрузки на персонал

Для оценки дозовой нагрузки на персонал были проведены расчёты мощности эквивалентной дозы гамма-излучения, обусловленного раствором ОЯТ, находящимся в ёмкостях временного хранения. При проведении расчётов точка детектирования D1 находилась на расстоянии 100 см над поверхностью биологической защиты, а точка D2 располагалась на расстоянии 100 см от боковой поверхности биологической защиты (см. рис. 1).

Расчетная модель рассматриваемой задачи содержала шесть цилиндрических источников излучения, располагаемых в раме стеллажа с шагом 433 мм.

Геометрические размеры каждого источника соответствовали размеру ёмкости временного хранения. Боковая и торцевая стенки биологической защиты моделировались в виде свинцовых пластин толщиной 80 мм расположенных на удалении 3,3 см от боковой и торцевой поверхности источников излучения. Активность продуктов деления, локализованных в ёмкостях временного хранения и дозаторе, определялась на основе данных табл. 1.

Плотность источников излучения принималась равной $1,27 \text{ г/см}^3$.

Расчёты, выполненные на основе представленной модели с помощью программы Microshield 8.02, показали, что мощность дозы в точке D1 не превышает $0,28 \text{ мкЗв/ч}$, а в точке D2 – $0,17 \text{ мкЗв/ч}$.

Кроме ёмкостей временного хранения свой вклад в дозиметрическую обстановку на рабочих местах персонала вносят трубки топливных линий системы выгрузки. Трубки системы выгрузки имеет диаметр 6 мм и толщину стенки 1,5 мм.

При этом технология производства работ построена таким образом, что в процессе выгрузки раствор ОЯТ одновременно может находиться только в одной из топливных трубок системы. Максимальная длина трубки топливной линии не превышает 500 см.

Для оценки вклада продуктов деления, локализованных в рассматриваемой топливной трубке, в дозиметрическую обстановку на рабочих местах персонала был выполнен расчёт мощности эквивалентной дозы гамма-излучения на расстоянии 100 см от источника излучения (см. рис. 1, В).

При проведении расчёта источник излучения моделировался в виде прямого кругового цилиндра с диаметром основания 3 мм (соответствует внутреннему сечению топливной трубки) и высоту 500 см (соответствует длине топливной трубки). Стенка трубки моделировалась стальной цилиндрической оболочкой толщиной 1,5 мм.

Активность продуктов деления в источнике излучения определялась на основе данных табл. 1. Плотность источников излучения принималась равной $1,27 \text{ г/см}^3$.

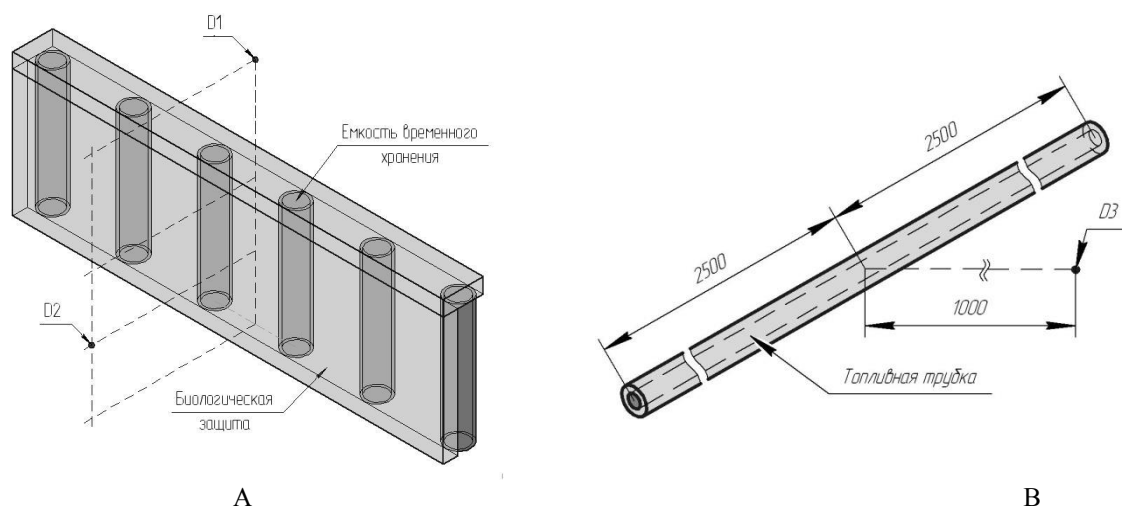


Рисунок 1. Расположение точек детектирования МЭД от ёмкостей временного хранения и дозатора, А и топливных трубок, В

Расчёт, выполненный на основе представленной модели с помощью программы Microshield 8.02, показал, что мощность дозы на расстоянии 100 см от топливной трубки, заполненной жидким ОЯТ, не превышает 3,3 мкЗв/ч.

На основании проведённых расчётов можно сделать вывод о том, что мощность эквивалентной дозы гамма-излучения, формируемая всеми рассматриваемыми источниками излучения, не приводит к превышению критериев радиационной безопасности персонала, установленных действующей нормативной документацией [2, 3].

Все работы по выгрузке раствора солей урана из корпуса реактора проводятся коллективом, состоящим из двух человек: оператора и старшего оператора. Оператор находится в специально выделенных зонах временного размещения (ЗВР) и выполняет необходимые переключения технологической схемы. Старший оператор контролирует действия оператора и находится на расстоянии не менее 1 метра от боковой поверхности биологической защиты (т. D2 см. рис. 1, А).

Для оценки дозовых нагрузок на персонал, были выполнены расчёты мощностей доз гамма-излучения в точках детектирования D4...D7 (рис. 2).

Расположение точек детектирования выбиралось, исходя из максимального ожидаемого значения мощности дозы в зонах размещения персонала.

Точки детектирования D4 и D5 располагались на удалении 180 и 320 мм от торцевой поверхности биологической защиты стеллажа и соответствовали расположению кистей рук и тела оператора соответственно, при его нахождении в зоне временного размещения № 1.

Расчёт МЭД гамма-излучения в точках детектирования D4 и D5 выполнялся при условии отсутствия раствора солей урана в трубке топливной линии 1 (за счет выравнивания давления в данной магистрали по окончании заполнения дозатора происходит слив раствора в корпус реактора).

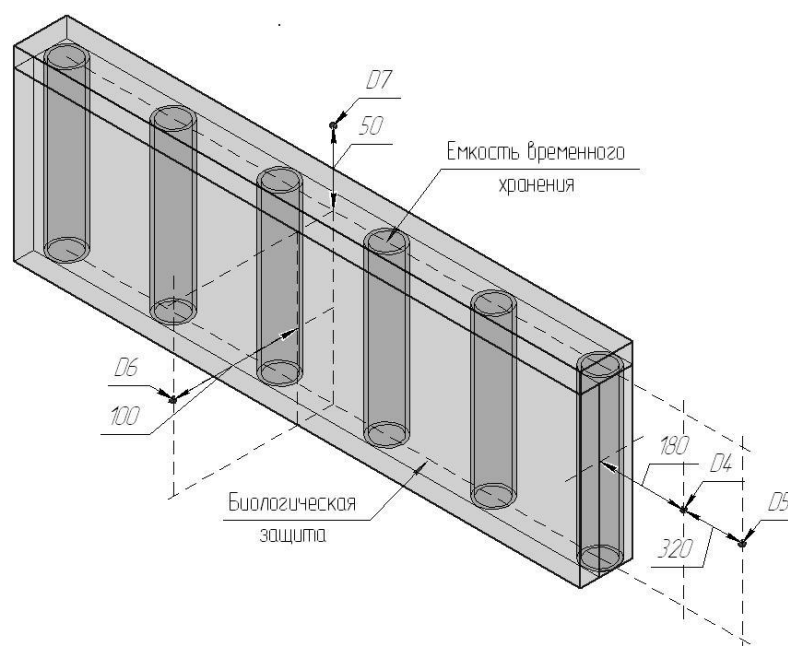


Рисунок 2. Схема расположения точек детектирования МЭД

Расположению тела оператора в зоне временного размещения № 2 соответствовала точка детектирования D6, расположенная на расстоянии 100 мм от боковой поверхности биологической защиты. При этом точка D7 (50 мм над биологической защитой стеллажа) соответствовала положению кистей рук оператора.

Расчёт мощностей доз в указанных точках (D6, D7) проводился при условии заполнения всех шести ёмкостей временного хранения и при отсутствии ОЯТ в топливной линии 4.

Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения в зоне пребывания старшего оператора не превышает 0,17 мкЗв/ч (т. D2, рис. 1, А).

Результаты расчёта мощностей доз в точках детектирования D4-D7 (рис. 2), соответствующих зонам временного размещения персонала приведены в табл. 2.

Таблица 2 – Мощность дозы гамма-излучения в зонах временного размещения персонала

Точка детектирования	Расположение точки детектирования	МЭД гамма- излучения, мкЗв/ч
D4	180 мм от торцевой поверхности биологической защиты стеллажа (зона нахождения кистей рук оператора в ЗВР № 1)	1,76
D5	320 мм от торцевой поверхности биологической защиты стеллажа (зона нахождения тела оператора в ЗВР № 1)	1,18
D6	100 мм от боковой поверхности биологической защиты стеллажа (зона нахождения тела оператора в ЗВР № 2)	2,31
D7	50 мм над поверхностью биологической защиты стеллажа (зона нахождения кистей рук оператора в ЗВР № 2)	4,82

С учётом результатов расчёта мощностей доз гамма-излучения в зонах временного размещения, а также времени выполнения технологических операций выгрузки всего объема ОЯТ из корпуса реактора, были получены значения ожидаемых доз облучения персонала (табл. 3).

Из результатов выполненных расчётов следует, что максимальная доза гамма-излучения будет получена кистями рук оператора и составит 49,5 мкЗв, что намного ниже

предела эквивалентной годовой дозы, установленной нормативными документами [2, 3] (500 мЗв/год).

Максимальная индивидуальная доза облучения не превысит 44 мкЗв. Исходя из индивидуальных доз облучения и численности персонала, задействованного в работах по выгрузке ОЯТ жидкосолевого реактора, коллективная доза облучения составит 84,9 чел.-мкЗв.

Таблица 3 – Ожидаемые дозы облучения персонала при реализации технологии

Должность	Доза на кисти рук при заполнении одной ёмкости, мкЗв	Доза на всё тело при заполнении одной ёмкости, мкЗв	Время на заполнение одной ёмкости, ч	Доза на кисти рук при заполнении шести ёмкостей, мкЗв	Доза на всё тело при заполнении шести ёмкостей, мкЗв	Полное время, ч
Старший оператор	6,90	6,90	1,7	41,38	41,39	10,2
Оператор	8,25	7,26	1,7	49,5	43,5	10,2

Заключение

Вновь разработанная технология является одним из этапов минимизации угрозы распространения ядерных материалов высокого обогащения.

Расчеты, выполненные в рамках настоящей работы, показывают, что вновь разработанные технология и оборудование выгрузки и временного хранения растворов солей урана позволяют обеспечить поддержание доз внешнего облучения персонала на минимально-значимом уровне.

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК:

1. Блинкин, В.Л. Жидкосолевые ядерные реакторы [Текст] / В.Л. Блинкин, В.М. Новиков. – М. : Атомиздат, 1978.
2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010). Санитарные правила и нормативы : СП 2.6.1.2612-10. – Взамен ОСПОРБ 99 : утв. Министерством здравоохранения и социального развития РФ 26.04.2010. введ. 01.07.2010. – М., 2010. – 82 с.
3. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). Санитарные правила и нормативы : СанПин 2.6.1.2523-09. – Взамен НРБ-99: утв. Министерством здравоохранения и социального развития РФ 07.07.2009: введ. 01.09.2009. – М., 2009. – 61 с.