

На правах рукописи

Росновский Сергей Викторович

**РАЗРАБОТКА И АПРОБАЦИЯ МЕТОДИКИ ВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ
ОТВЕРЖДЕННЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АТОМНЫХ
СТАНЦИЙ**

**05.14.03 – Ядерные энергетические установки, включая проектирование,
эксплуатацию и вывод из эксплуатации**

АВТОРЕФЕРАТ

**диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук**

Автор:



Воронеж 2022

Работа выполнена в Федеральном государственном бюджетном образовательном учреждении высшего образования «Воронежский государственный технический университет» (ВГТУ)

Научный руководитель: Владимир Петрович Поваров, доктор технических наук, директор филиала АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская АЭС»

Официальные оппоненты: Владимир Николаевич Ключков, Доктор технических наук, Главный научный сотрудник ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России

Андрей Петрович Варлаков, Доктор технических наук, Директор технологического отделения по обращению, учету и контролю РВ и РАО, АО «ВНИИНМ им. академика А.А. Бочвара»

Антон Владимирович Курындин, Кандидат технических наук, Руководитель отделения общих проблем ядерной и радиационной безопасности ФБУ «НТЦ ЯРБ»

Ведущая организация: АО «Всероссийский научно-исследовательский институт атомных электростанций» (АО «ВНИИАЭС»)

Защита состоится 12.10.2022 года в _____ часов на заседании диссертационного совета МИФИ.01.03 при НИЯУ МИФИ по адресу: 115409, Москва, Каширское шоссе, 31, тел. +7(495)323-91-67.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЯУ МИФИ.
Автореферат разослан «___» _____ 2022 г.

Просим принять участие в работе совета или прислать отзыв в одном экземпляре, заверенный печатью организации.

Ученый секретарь
диссертационного совета
НИЯУ МИФИ
к.ф.-м.н., доцент



Куликов Е.Г.

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность темы

Эксплуатация объектов атомной энергетики, включая атомные электростанции (АЭС), неизбежно сопровождается образованием радиоактивных отходов (РАО). Обращение с РАО включает в себя сбор, сортировку, переработку, временное хранение и кондиционирование (приведение в соответствие с требованиями, предъявляемыми для окончательного захоронения) и должно проводиться в соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии.

Одной из технологий переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО), принятых в мировой атомной энергетике, является упаривание ЖРО до солевого концентрата с последующей загрузкой в металлические контейнеры, используемые в качестве первичной упаковки для временного хранения. Последующее временное хранение отвержденных отходов на площадке АЭС до перевода РАО в кондиционированное состояние и их передачи на захоронение Национальному оператору сопровождается дополнительными затратами, связанными с необходимостью обеспечения сохранности отходов и радиационной защиты персонала и населения.

Традиционно для обеспечения временного хранения отвержденных РАО на площадке АЭС используются капитальные хранилища с массивными инженерными конструкциями, стоимость сооружения которых может составлять сотни миллионов рублей. В то же время, уменьшение затрат при временном хранении отвержденных РАО может быть обеспечено путем применения легких хранилищ ангарного типа. При этом безопасность хранения, включая радиационную защиту персонала, населения и окружающей среды, безусловно обеспечивается за счет применения специальных организационно-технических решений. Таким образом, поиск экономически эффективного, минимально затратного по времени и трудозатратам способа отверждения и временного хранения РАО на площадке АЭС является актуальной научной и практической задачей.

В 2005 году Российской Федерацией была ратифицирована Объединенная конвенция МАГАТЭ «О безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами». Были приняты Федеральный закон от 11.07.2011 «Об обращении с радиоактивными отходами» № 190-ФЗ и постановление Правительства РФ от 19.11.2012 № 1185. Вышеуказанные правовые акты определили необходимость активизации научной деятельности по поиску технологий безопасного и экономически эффективного обращения с радиоактивными отходами, включая стадию их временного хранения на площадке предприятия.

Степень научной разработанности темы. Поиском научно-технических решений в данной области занимаются научные коллективы ИБРАЭ РАН (И.И. Линге, С.С. Уткин и др.), Геофизического центра РАН (Морозов В.Н., Татаринев В.Н., Кафтан В.И. и др.), АО «ВНИИАЭС» (Е.А. Иванов, Д.А. Шаров, И.И. Корнеев и др.) и т.д.

Однако проводимые вышеуказанными коллективами научные исследования в основном направлены на разработку и совершенствование процессов переработки, кондиционирования и захоронения РАО. Этап временного хранения кондиционированных РАО на площадке предприятий атомной отрасли до отправки на окончательное захоронение исследованиями слабо охвачен, хотя на практике именно данный этап жизненного цикла РАО может длиться десятилетиями и определяет существенную часть затрат на обеспечение требований безопасности.

Таким образом, **актуальность** диссертационного исследования обусловлена необходимостью повышения уровня радиационной безопасности и уменьшения затрат при обращении с РАО на этапе временного хранения.

Целью диссертационного исследования является разработка методики кондиционирования и временного хранения отвержденных РАО, образовавшихся в результате эксплуатации объектов использования атомной энергии, с целью обеспечения безопасности при временном хранении РАО, минимизации затрат и передачи РАО на окончательное захоронение без дополнительных технологических операций.

Задачи исследования. Для достижения цели в диссертационной работе необходимо решить следующие **задачи**:

- определить зависимости изменения дозовых полей, создаваемых радиационными источниками сложной формы (первичные упаковки с РАО; контейнеры типа НЗК с неоднородным содержимым; штабель из контейнеров НЗК внутри ангара);

- обосновать возможность соблюдения требований санитарных правил при операциях с РАО внутри хранилищ без биозащиты;

- разработать систему требований и ограничений, при соблюдении которых гарантированно обеспечивается выполнение требований безопасности при хранении РАО в легких хранилищах ангарного типа без биозащиты;

- оценить вклад скай-шайн эффекта в формирование гамма-полей на местности при хранении РАО в ангарах;

- разработать алгоритм загрузки и перемещения контейнеров НЗК в хранилище, обеспечивающий минимизацию радиационной обстановки на местности, прилегающей к ангару;

- выполнить объективный сравнительный анализ экономической эффективности хранения РАО в традиционных капитальных хранилищах и легких хранилищах ангарного типа;

- разработать экспресс-методику измерений активности и радионуклидного состава РАО в контейнерах без вскрытия упаковок и пробоотбора с использованием аналитических методов;

- оценить возможные нарушения технологических процессов при заполнении в 1980-х гг. первичных упаковок (металлических контейнеров с РАО);

- оценить влияние тепловыделения, формируемого за счет радиоактивного распада нуклидов в РАО, на температурный режим в хранилище.

Объект исследования: процессы кондиционирования и временного хранения отвержденных РАО.

Предмет исследования: динамика формирования радиационных полей, обеспечение радиационной защиты при обращении с отвержденными РАО в процессе временного хранения на площадке предприятия до отправки на окончательное захоронение

Методы исследования. В качестве теоретической и методологической основы диссертационного исследования использованы методы ядерной физики, математического моделирования, объектно-ориентированного программирования, компьютерного проектирования.

Тематика работы соответствует пунктам паспорта специальности 05.14.03: п.1 «Моделирование нейтронно-физических, химических, тепловых, гидравлических и механических процессов, создание программных комплексов, обеспечивающих расчетное обоснование облика и безопасного функционирования объектов ядерной техники»; п.3 «Разработка методов расчета технологических процессов в объектах ядерной техники с целью оптимизации их характеристик, повышения надежности оборудования и систем»; п.6 «Разработка методов обоснования безопасности и экологической приемлемости технологий и объектов ядерной техники».

Научная новизна. В диссертационной работе впервые получены следующие результаты, характеризующиеся научной новизной:

-определены зависимости изменения дозовых полей, создаваемых радиационными источниками сложной формы (первичные упаковки с РАО; контейнеры типа НЗК с неоднородным содержимым; штабель из контейнеров НЗК внутри ангара);

-теоретически обоснована возможность соблюдения требований санитарных правил при операциях с РАО внутри хранилищ без биозащиты;

-разработана система требований и ограничений, при соблюдении которых гарантированно обеспечивается выполнение требований безопасности при хранении РАО в легких хранилищах ангарного типа без биозащиты;

-оценен вклад ской-шайн эффекта в формирование гамма-полей на местности при хранении РАО в ангарах;

-на основе методологии ALARA проведен расчет сравнительной экономической эффективности хранения РАО в традиционных капитальных хранилищах и легких хранилищах ангарного типа;

-предложена и реализована технологическая схема временного хранения отвержденных РАО на площадках АЭС в легких хранилищах ангарного типа с существенным экономическим эффектом. Оформлен патент на изобретение;

- на основе спектрометрического анализа разработана экспресс - методика измерений активности и радионуклидного состава РАО в контейнерах с реальной геометрией без их вскрытия и пробоотбора;

-предложен алгоритм и разработано необходимое программное обеспечение регулирования радиационной обстановки вокруг хранилищ ангарного типа путем варьирования размещения металлических бочек с РАО в НЗК, дифференцированного расположения НЗК в хранилище и общего принципа загрузки хранилища ангарного типа;

-в ходе радиационного обследования ранее наработанных первичных упаковок с РАО получены закономерности распределения мощности дозы гамма-излучения по высоте стальных контейнеров типа ЗП551, А2201, позволяющие идентифицировать технологические нарушения при заполнении контейнеров расплавленным солевым продуктом установки глубокого упаривания (УГУ) в 1980-х гг.;

-оценено влияние тепловыделения, формируемого за счет радиоактивного распада нуклидов, на температурный режим в хранилище.

Практическая значимость работы. Результаты, полученные в процессе исследований, обеспечивают возможность организации безопасного временного хранения отвержденных отходов на площадках АЭС и иных объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) с использованием контейнеров типа НЗК и легких неотапливаемых хранилищ ангарного типа. Внедрение данной методики позволяет существенно снизить затраты на этапе временного хранения РАО на объектах использования атомной энергии, что способно существенно повысить конкурентоспособность отечественной атомной отрасли. По результатам выполненных работ в 2014 году оформлен патент на изобретение «Способ временного хранения радиоактивных отходов» № 2530538 (правообладатель – АО «Концерн Росэнергоатом», авторы изобретения – Поваров В.П., Щукин А.П., Наливайко Е.М., Прытков А.Н., Росновский С.В.).

На защиту выносятся следующие научные положения:

1. Реализованная и удовлетворяющая радиационным требованиям технологическая методика хранения НЗК с РАО в легких хранилищах ангарного типа. Получена существенная (в 16 раз) экономическая выгода и патент на изобретение.

2. Экспресс-методика измерений в полевых условиях радиационных характеристик РАО в контейнерах реальной геометрии без их вскрытия, пробоотбора и дополнительных лабораторных измерений.

3. Программный комплекс регулирования загрузки хранилищ ангарного типа для прогнозирования и обеспечения необходимой радиационной обстановки на местности.

4. Методика оценки соблюдения технологических требований заполнения металлических контейнеров солевым продуктом УГУ на основе анализа измеренного распределения мощности дозы от первичных упаковок (цилиндрических металлических контейнеров).

Реализация результатов работы. Теоретические и практические результаты исследований реализованы в виде методики обращения с радиоактивными отходами. Результаты внедрены на Нововоронежской АЭС. В настоящее время данная методика внедряется на других предприятиях ГК «Росатом».

Апробация работы. Основные положения настоящей работы докладывались и обсуждались на конференциях: «Ярмарка инновационных проектов в области обращения с РАО и ОЯТ, вывода из эксплуатации и экологической реабилитации радиационно-опасных объектов «АТОМЭКО-2008» (Москва, 2008), 8-я международная научно-техническая конференция

«Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Подольск, 2013), II Международная научно-практическая конференция «Виртуальное моделирование, прототипирование и промышленный дизайн» (Тамбов, 2016), XVIII международная научно-методическая конференция «Информатика: проблемы, методология, технологии материалы» (Воронеж, 2018), Международная научно-техническая конференция «55 лет безопасной эксплуатации АЭС с ВВЭР в России и за рубежом» (Нововоронеж, 2019).

Личный вклад. В диссертации представлены теоретические результаты, полученные автором или в соавторстве под его непосредственным руководством и участия.

Публикации. По теме диссертации оформлено 14 публикаций, отражающих основные положения исследования.

Структура и объем работы. Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, списка сокращений и условных наименований и списка литературы. Основной текст содержит 127 страниц, 55 рисунков и 23 таблицы. Список библиографических источников включает 110 наименований.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении показана актуальность проблемы обеспечения радиационной безопасности обращения с радиоактивными отходами на объектах атомной энергетики.

В первой главе проведен критический анализ состояния проблемы исследования процессов кондиционирования и временного хранения отвержденных РАО.

Выделены способы и оборудование для складирования отходов. Установлено, что в связи с отсутствием в прошлом структурированной системы требований к обращению с радиоактивными отходами ОИАЭ данная область нуждается в модернизации. Показана низкая эффективность хранилищ капитального характера для временного хранения слабо- и среднеактивных отходов на площадке АЭС в связи с их экономическими характеристиками.

Проведен анализ современных требований к обеспечению безопасности при временном хранении кондиционированных РАО на площадке предприятия. Показано, что общепринятые проектные решения не являются оптимальными с точки зрения временных, дозовых и финансовых затрат.

В качестве альтернативы рассмотрен метод организации хранилищ ангарного типа, которые лишены указанных недостатков. Первичные отходы размещаются в первичных упаковках (металлических контейнерах-бочках), которые дополнительно упаковываются в призматические бетонные контейнеры с заполнением свободного пространства веществом, ослабляющим ионизирующее излучение (песок, бетон и т.д.). Бетонные контейнеры располагаются на бетонированной площадке выше уровня земли. Сверху хранилище закрывается легкой металлической конструкцией, защищающей содержимое от атмосферных явлений, при этом радиационная защита посредством данной конструкции незначительна.

Оптимизация радиационной защиты осуществляется на основе принципа ALARA. Радиационная защита подчиняется «закону убывающей эффективности» (рисунок 1).

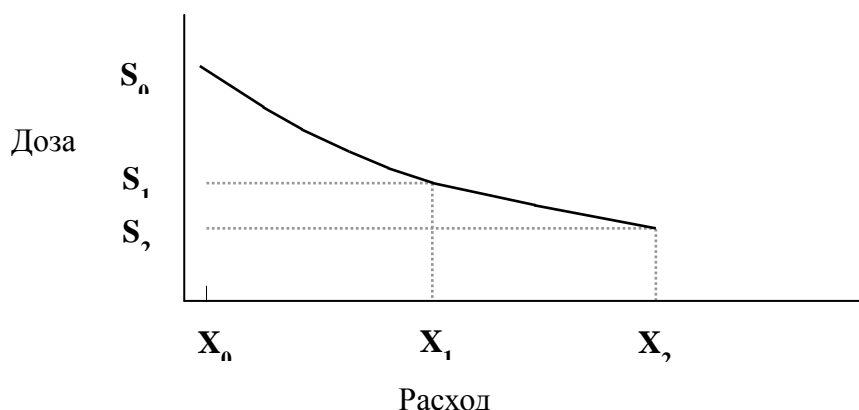


Рисунок 1 - «Закон убывающей эффективности» затрат на обеспечение радиационной защиты

Итоговая стоимость реализации защитного мероприятия рассчитывается как:

$$C = X + \alpha S, \quad (1)$$

где

C – итоговая стоимость

X – расходы на капитальные вложения и эксплуатацию;

α – денежный эквивалент единицы коллективной дозы за год (руб./чел.·мЗв·год)

S – годовая коллективная доза (чел.×мЗв).

На основе анализа соотношения затраты/выгода на основе методологии ALARA сделан вывод о том, что применение хранилищ ангарного типа приблизительно в 16,7 раза более эффективно, чем сооружение капитальных хранилищ аналогичной емкости.

Рассмотрены основные характеристики железобетонных контейнеров типа НЗК-150-1,5П, обеспечивающие снижение гамма-фона от размещаемых РАО и изоляцию радионуклидов от окружающей среды. Показано, что миграция радионуклидов в окружающую среду не приводит к превышению уровней, установленных санитарными правилами, в течение всего проектного срока службы контейнера НЗК (300 лет).

В связи с отсутствием у хранилищ ангарного типа защитных стеновых конструкций, радиационная защита при использовании указанных хранилищ должна основываться на свойстве самоэкранировки радиационных упаковок. При этом перемещение контейнеров, формирующих периферийные ряды в ангаре, становится критически важным, поскольку непосредственно влияет на радиационный фон на прилегающей местности..

Для повышения эффективности разработки требуется математический аппарат и программное обеспечение для расчета оптимальной загрузки хранилища, обеспечивающей минимизацию воздействия радиационного фактора на окружающую среду. Методы расчета, обосновывающие радиационную

безопасность подземных и других капитальных типов хранилищ, неприменимы для хранилищ ангарного типа. Соответственно, для решения поставленных задач также непригодно программное обеспечение, в основе которого лежат указанные методы. В процессе анализа состояния вопроса не были найдены готовые или близкие решения поставленных задач.

Помимо этого, на момент проведения исследования отсутствовали программно-аппаратные комплексы, позволяющие осуществлять измерения активности, радионуклидного состава РАО в контейнере без разрушения упаковки (*in situ*). Необходимо было разработать и метрологически аттестовать в установленном порядке методику выполнения измерений РАО *in situ*, использующую результаты измерений активности, радионуклидного состава посредством гамма-спектрометра, откалиброванного в геометрии «точечный источник» либо иной стандартной геометрии.

Внедрение технологии потребовало решения ряда дополнительных прикладных задач. В частности, в ходе радиационного обследования первичных упаковок (цилиндрических стальных контейнеров с соевым продуктом) была выявлена существенная неравномерность распределения гамма-полей от первичных упаковок. Была поставлена задача анализа результатов радиационного обследования первичных упаковок и выявления признаков технологических нарушений при их заполнении. Кроме того, была поставлена задача разработки методики оценки тепловыделения при хранении радиационных упаковок, обусловленного радиоактивным распадом, с целью анализа необходимости оснащения ангара системой принудительной вентиляции.

На основании проведенного анализа сформулированы цель и задачи диссертационного исследования.

Во второй главе представлены:

- основные принципы и закономерности, реализуемые при проектировании радиационной защиты при временном хранении РАО;

- описание приема асимметричной загрузки радиационных упаковок, минимизирующего уровень мощности амбиентного эквивалента дозы (далее по тексту также применяется сокращение МД) от боковых граней контейнера за счет усиления неравномерности дозового поля;

- алгоритм принятия решений о месте размещения контейнеров в ангаре;

- методика оценки мощности амбиентного эквивалента дозы от заполненного хранилища ангарного типа, построенная на экспертно-экспериментальных принципах с применением базовых аналитических расчетов;

- методика измерений активности контейнеров *in situ* с применением полупроводникового гамма-спектрометра.

Для традиционных капитальных хранилищ для временного размещения контейнеров НЗК задача обоснования радиационной защиты сводится к расчету радиационной обстановки в помещениях хранилища и на прилегающей территории на основе аналитических методов. Дозовые (излучающие) характеристики источников определяются на основе керма-постоянных изотопов (по мощности воздушной кермы, создаваемой излучением отдельных изотопов).

Мощность воздушной кермы \dot{K} , создаваемой фотонами от точечного изотропно излучающего источника с активностью A , находящегося в вакууме на расстоянии R от источника, равна произведению керма-постоянной данного радионуклида и активности источника, деленному на квадрат этого расстояния:

$$\dot{K} = \Gamma_{\delta} \times A / R^2 \text{ [Гр/с]} \quad (2)$$

Для объемных источников зависимость (2) носит более сложный характер, определяемый суперпозицией полей, создаваемых совокупностью точечных источников, образующих объемный источник. Определение дозового воздействия излучателей сложной формы (РАО в контейнерах до и после переработки, в НЗК и в ХТРО) основано на расчете полей объемных гамма-источников различных форм без защиты или за защитными поглощающими барьерами методом лучевого анализа, для реализации которого необходимо определение функций ослабления для каждого нуклида и каждой геометрической точки объема источника.

Общий вид функции ослабления излучения (расстоянием, поглощением материалом самого источника и в материале защиты) имеет вид:

$$\iiint_V B(\mu, Y) \cdot \frac{\exp(-\mu_s \cdot X) \cdot \exp(-\mu \cdot Y) \cdot dV}{R_{dV}^2} \quad (3)$$

где $B(\mu, Y)$ - фактор накопления материала защиты:

$$B(\mu d) = \sum_{i=1}^2 A_i \cdot \exp(-\alpha_i \cdot \mu \cdot d) \quad (4)$$

Здесь A_1, α_1, α_2 - эмпирические коэффициенты для расчета фактора накопления, зависящие от энергии излучения гамма квантов и материала защиты;

R_{dV} - расстояние от элементарного точечного источника, до расчетной точки;

X, Y - «оптические пути» луча (испускаемого элементарным объемом) в материале источника и защиты, соответственно;

μ - коэффициент ослабления γ -квантов в материале защиты, 1/см ;

μ_s - коэффициент ослабления γ -квантов в материале источника, 1/см.

Решение интеграла функции ослабления для объемных источников сложной формы с защитой в общем случае не имеет аналитического вида. Как правило, интегралы указанных видов вычисляются с привлечением вычислительной техники с использованием специализированного программного обеспечения.

Для временных хранилищ контейнеров НЗК традиционного вида в качестве основного материала защиты, как правило, используется бетон с плотностью $\sim 2200 \text{ кг/м}^3$. Дополнительно гамма-излучение ослабляется стенками контейнеров НЗК. Материал стенок НЗК – бетон плотностью $\sim 2450 \text{ кг/м}^3$.

Взаиморасположение излучателей и расчетных точек при выполнении расчетов в каждом случае уникально и берется исходя из компоновочных решений размещения оборудования и помещений, а также стен и биологической защиты в конкретном здании.

На практике, чтобы связать активность источника с мощностью дозы в заданной точке, используют k_γ - коэффициент перехода от активности к мощности амбиентного эквивалента дозы ионизирующего излучения:

$$P = k_\gamma \times A_S \quad (5),$$

где A_S - поверхностная активность (плотность загрязнения).

$$A_S = A/S \text{ [Бк/м}^2\text{]} \quad (6)$$

При решении конкретной задачи в (5) вместо удельной поверхностной активности A_S могут применяться иные величины, характеризующие активность источника – удельная объемная активность A_v , удельная линейная активность A_l и т.д.

Упрощенный подход к оценке радиационной обстановки на местности, определенный (5), реализуется путем расчета для каждого элемента объема сложного излучателя и каждого нуклида, определяющего радиоактивное загрязнение, набора переходных коэффициентов (функций Грина). Единожды определенный расчетным методом полный набор функций Грина позволяет в дальнейшем определять мощность дозы за пределами хранилища ангарного типа для любого расположения контейнеров НЗК в ангаре с помощью только простых арифметических операций сложения и умножения.

В НИЯУ МИФИ разработан специализированный программный комплекс БРИЗ, позволяющий проводить оценку радиационных полей, создаваемых объемными источниками различной геометрии, в том числе источником в виде контейнера НЗК, загруженного цилиндрическими первичными упаковками с РАО (200-литровыми бочками). Расчеты посредством комплекса БРИЗ показывают, что для основных дозообразующих нуклидов ($Cs-137$, $Co-60$) эффект самоэкранировки бочек оказывает существенное (до четырех порядков) влияние на снижение интенсивности дозовых полей вокруг упаковки НЗК.

Таким образом, при оценке радиационной обстановки необходимо учитывать факт, что излучение за пределами хранилища формируется преимущественно контейнерами, расположенными в периферийных рядах. Излучение от контейнеров во внутренних рядах в практически значимых величинах не проникает через внешний ряд контейнеров. Внешний ряд контейнеров изолирует ионизирующее излучение от контейнеров, находящихся во внутренних рядах хранилища (эффект самоэкранировки радиационных упаковок).

Эффект самоэкранировки радиационных упаковок позволяет обеспечить улучшение радиационной обстановки на местности, прилегающей к ангару, без дополнительных финансовых затрат, что соответствует базовому принципу ALARA, используемому при совершенствовании радиационной защиты.

Для хранилищ ангарного типа защита от ионизирующего излучения достигается специализированным методом размещения отходов внутри вторичной упаковки и схемой размещения данных упаковок в хранилище. Одним

из ключевых моментов метода временного хранения является применение при формировании упаковки НЗК приема асимметричной загрузки РАО в упаковке, что вследствие различной толщины слоя поглощающего вещества позволяет получить асимметричную диаграмму излучения на внешних стенках вторичной упаковки (рисунок 2а)).

Из Рис. 2а следует, что МД гамма-излучения распределяется вокруг вторичной упаковки (железобетонного контейнера НЗК) в форме четырехлепестковой диаграммы с лепестками существенно разной интенсивности. Таким образом, формируется возможность управлять параметрами радиационной обстановки, варьируя размещение контейнеров в периферийном ряду хранилища. На рисунке 2б) показан пример компоновки упаковок РАО в хранилище ангарного типа.

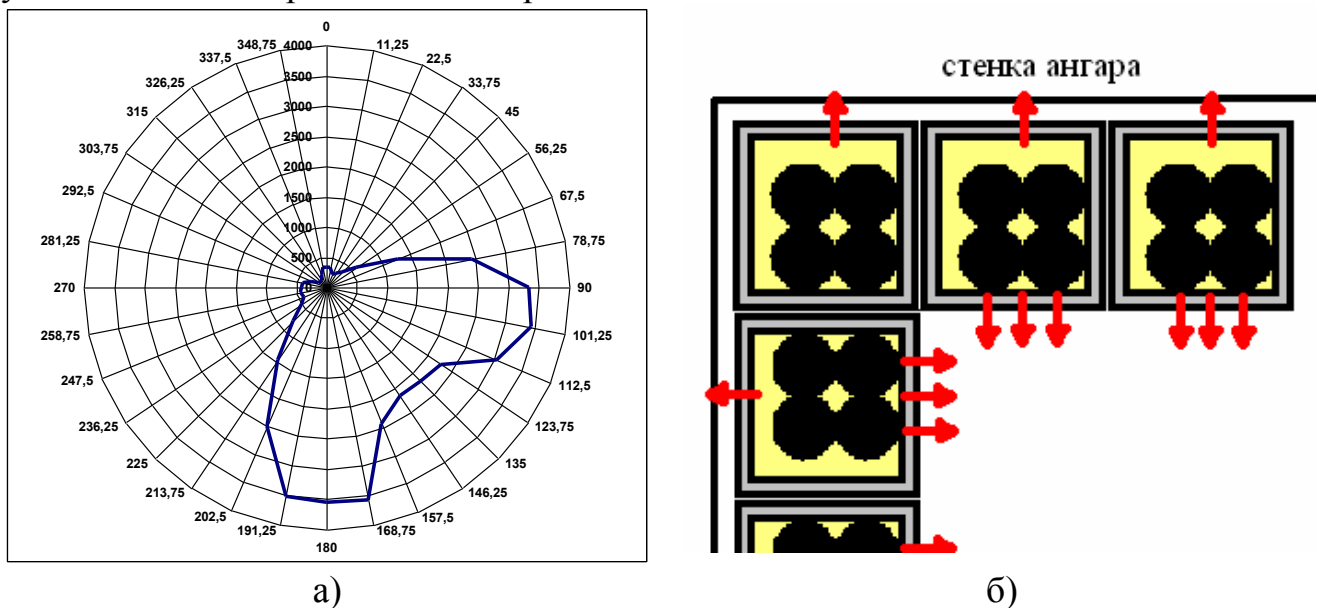


Рисунок 2 – а) Диаграмма направленности МД гамма-излучения от заполненного внешнего контейнера с асимметричной загрузкой (данные в мкР/ч); б) Схема ориентации граней внешних контейнеров при размещении в периферийном ряду хранилища

В качестве контрольных уровней МД при эксплуатации хранилищ ангарного типа были приняты следующие значения, исходя из правил радиационной безопасности и внутренних инструкций НВАЭС:

- 6,0 мкГр/ч - в зоне контролируемого доступа;
- 1,2 мкГр/ч - на границе санитарно-защитной зоны.

На основании экспериментальных данных была эмпирически получена зависимость мощности амбиентного эквивалента дозы на местности на заданном расстоянии от центра стены ангара:

$$D = [3,6 * D_0 / (x + 20,3)^2 + 0,13] \pm 7 \% \text{ [мкГр/ч]}, \quad (7)$$

где D_0 – средняя МД на поверхности стены ангара.

В соответствии с (7), для не превышения мощности амбиентного эквивалента дозы на внешней поверхности ограждения специализированного пункта величины 1,0 мкГр/ч, средняя мощность амбиентного эквивалента дозы от граней контейнеров, обращенных в сторону ограждения, не должна превышать 4,5 мкГр/ч. Для не превышения мощности амбиентного эквивалента дозы на

территории специализированного пункта величины $6,0 \text{ мкГр/ч}$, средняя мощность амбиентного эквивалента дозы от граней контейнеров, обращенных к стене ангара, не должна превышать $10,8 \text{ мкГр/ч}$.

Для перехода к значению допустимой величины удельной активности отходов в периферийном ряде, использовалась модель сферического источника с активностью, распределенной по поверхности сферы. Расчетное значение средней допустимой активности одного внешнего контейнера составило:

- $A_{\text{нзк}} = 1,512 \cdot 10^8 \text{ Бк}$ - для ряда, обращенного в сторону ограждения;
- $A_{\text{нзк}} = 2,151 \cdot 10^8 \text{ Бк}$ - для ряда, обращенного в сторону зоны возможного загрязнения спецпункта.

Оценено влияние гамма-излучения, отраженного от атмосферы, на формирование гамма-фона на местности. Показано, что вклад скай-шайн эффекта в формировании гамма-поля в наиболее критической точке, расположенной на расстоянии $5,5 \text{ м}$ от штабеля, можно оценить в $3,6 \%$. Следовательно, данный эффект не оказывает серьезного влияния на точность прогнозирования радиационной обстановки на местности.

При вводе хранилищ ангарного типа в опытную эксплуатацию была принята методика для оценки возможности его заполнения на основании определения допустимых значений мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения. Основной алгоритм принятия решения о размещении вторичного контейнера показан на рисунке 3.

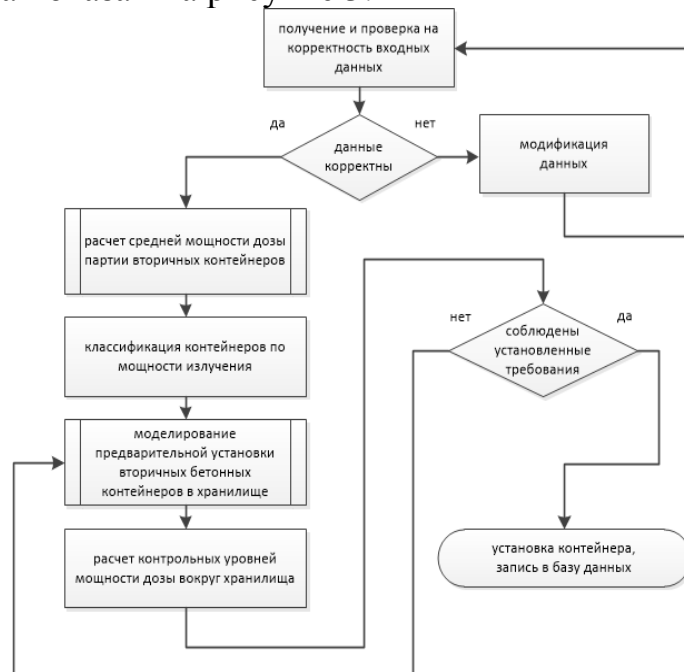


Рисунок 3 – Алгоритм принятия решений о размещении вторичного контейнера

Разбиение входной партии бетонных контейнеров на классы осуществляется исходя из мощности дозы на основании значения, вычисленного на предыдущем этапе, а также на основании параметров, установленных в хранилище. В разрезе представленного алгоритма рассматриваются три группы активности контейнера:

- слабоактивный;
- среднеактивный

– высокоактивный.

При размещении в ангаре партии прошедших классификацию контейнеров принятие решения о позиционировании контейнеров производится по следующим правилам:

-установка слабоактивных контейнеров осуществляется в периферийных рядах хранилища, так как доза излучения от этого класса контейнеров минимальна;

-контейнеры с максимальной активностью необходимо установить в центральной части хранилища. При этом важно соблюсти правило направления стенки с нанесенным на ней знаком радиационной опасности: установить контейнер стенкой с минимальной мощностью амбиентного эквивалента дозы в сторону периферийного ряда, так как установка контейнера любой другой стороной приведет к увеличению влияния излучения на стенки хранилища.

-контейнеры средней активности устанавливаются между периферийными рядами и центральной зоной с особо активными контейнерами.

После оценки радиационной обстановки, необходимо выполнить корректировку размещения контейнеров, установленных на предварительном этапе согласно классификации. На этапе корректировки переставляются необходимые контейнеры с целью минимизации излучения за пределами ангара.

Для измерения активности ТРО, затаренных в контейнеры типа НЗК-150-1,5П, Нововоронежской АЭС совместно с АО «ВНИИАЭС» была разработана специальная экспресс-методика выполнения измерений, которая прошла метрологическую аттестацию в органах Росстандарта («Методика контроля активности твердых отходов в контейнерах прямоугольной формы» МК № 3.3.13). Авторами методики, в соответствии с паспортом, являются И.В. Пырков, Д.Ф. Рау, А.С. Коротков. Работа проводилась под непосредственным руководством и участии специалистов Нововоронежской АЭС (В.Н. Сеницын, С.В. Росновский, Е.М. Наливайко, к.т.н. А.П. Щукин).

Методика основана на применении специально разработанного программного средства «Satellite» и может применяться к контейнерам различных типоразмеров, с различной толщиной и материалом стенок, а также при различном морфологическом составе и плотности РАО, размещенных в контейнерах. Методика позволяет производить измерения активности отходов в контейнерах прямоугольной формы без пробоотбора, с применением расчетных методов. При измерении используется расчетная величина плотности потока излучения от точечного источника, интегрируемая по объему реального объекта измерений методом Монте-Карло. В процессе измерения рассчитываются поправки на поглощение γ -излучения в буферном материале, в конструкционных материалах и в детекторе. Влияние рассеянного излучения при расчете не учитывается.

В качестве геометрического коэффициента (поправки на эффективность регистрации) K_{ij} для энергии E_i j -го радионуклида используется отношение плотностей потока гамма-квантов с энергией, соответствующей пику полного поглощения энергии анализируемого радионуклида, от точечного источника

(стандартная геометрия) и протяженного источника – упаковки с РАО (измерительная геометрия):

$$K_{ij} = \frac{\varphi_T(E_i)}{\varphi_{o\sigma}(E_i)}, \quad (8)$$

$$\varphi_T(E_i) = \frac{A_j \cdot \eta_{ij}}{4\pi r^2}, \quad (9)$$

$$\varphi_{o\sigma}(E_i) = \iiint_{x,y,z} \frac{A_j(x,z,y) \cdot \eta_{ij}}{4\pi r^2(x,z,y)} \cdot e^{-\mu_1(E_i)d_1(x,y,z) - \mu_2(E_i)d_2(x,y,z) - \dots - \mu_n(E_i)d_n(x,y,z)} \cdot dx dy dz, \quad (10)$$

где $\varphi_T(E_i)$ - плотность потока гамма-излучения с энергией E_i , испускаемого j -ым радионуклидом точечного источника, в точке детектирования, $\text{с}^{-1} \cdot \text{м}^{-2}$;

$\varphi_{o\sigma}(E_i)$ - плотность потока гамма-излучения с энергией E_i , испускаемого j -ым радионуклидом объемного источника (РАО в контейнере), в точке детектирования;

$A_j(x, z, y)$ - удельная активность j -го радионуклида в точке с координатами (x, y, z) в источнике;

η_{ij} - квантовый выход на распад для гамма-квантов с энергией E_i j -го радионуклида;

r - расстояние от точечного источника до детектора, задаваемое при определении стандартной эффективности регистрации в точечной геометрии, м;

$r(x, z, y)$ - расстояние от точки (x, y, z) до точки детектирования;

$\mu_n(E_i)$ - линейный коэффициент ослабления излучения с энергией E_i в материале n ;

$d_n(x, y, z)$ - толщина слоя материала n , через который проходит излучение по направлению от точки (x, y, z) к детектору;

K_{ij} - геометрический коэффициент (поправка на конфигурацию измерений).

Активность анализируемого радионуклида в упаковке определяется по формуле:

$$A_j = \frac{N_{ij} \cdot K_{ij}}{\varepsilon_j(E_i) \cdot \eta_{ij}}, \quad (11)$$

где N_{ij} - измеренная скорость счета импульсов в i -ом энергетическом интервале от j -го радионуклида (для расчетов используется наибольшая N_{ij} из всех зарегистрированных пиков полного поглощения;

$\varepsilon_j(E_i)$ - стандартная эффективность регистрации спектрометром излучения j -го радионуклида с энергией E_i (определяется при поверке в калибровочной процедуре с применением эталона активности в геометрии точечного источника).

Погрешность результата при использовании данной модели расчета увеличивается с уменьшением расстояния от детектора до источника.

Паспортные границы активности отходов, для которых применима методика – от 100 до 10^7 кБк/кг. В соответствии с методикой определяются суммарная и

удельная активности и парциальные активности долгоживущих радионуклидов в контейнере, направляемом на хранение или захоронение.

Методика учитывает, что контролируемые отходы могут содержать радионуклиды ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{51}Cr , ^{59}Fe и ^{95}Zr , однако позволяет определять активности и других радионуклидов с известной энергией гамма-квантов. Методика рассчитана на применение следующих средств измерений: а) полупроводниковый гамма-спектрометр; б) весы технические или динамометр; в) дальномер.

Методика предусматривает сортировку отходов перед их размещением в контейнере и выбор геометрии измерения, что обеспечивает возможность введения расчетных поправок к эффективности спектрометра, измеренной в геометрии точечного источника при аттестации спектрометрической установки.

Поправки на геометрию источника рассчитываются с учетом:

- реальных геометрических характеристик используемого ППД;
- габаритных размеров контейнера;
- взаимного расположения контейнера и детектора;
- физических характеристик контролируемых отходов (плотность или насыпной вес),
- защитных свойств контейнеров.

При выполнении измерения определяют значения парциальных активностей радионуклидов в контролируемых отходах. Суммарную активность определяют суммированием парциальных активностей, а удельную – путем деления суммарной активности на массу отходов в контейнере. Радиационный фон в месте измерений в отсутствие контейнера с ТРО не должен превышать 0,5 мкГр/ч.

Принцип измерений состоит в непосредственном измерении скоростей счета в пиках полного поглощения (ППП) и расчете парциальных активностей - Q_i с учетом аттестованной эффективности спектрометра для точечного источника и схем распада радионуклидов. Значения активностей должны быть указаны на момент времени начала измерений. При этом учитывается, что Q_i - это активность радионуклида в точечном источнике, установленном на расстоянии от детектора, при котором выполняли аттестацию спектрометрической установки. В дальнейшем при расчете парциальных активностей радионуклидов в упаковке (контейнере) учитывается поправочный коэффициент на эффективность регистрации гамма-излучения от протяженного источника. Парциальные активности радионуклидов в партии ТРО, находящихся в контейнере, а также их суммарную активность определяют из выражений:

$$A_i = Q_i \cdot (k_{\text{геом}})_i, \text{ (Бк)} \quad (12)$$

$$A_{\Sigma} = \sum_i A_i, \text{ (Бк)}. \quad (13)$$

Суммарная относительная стандартная неопределенность контролируемых величин - парциальных активностей радионуклидов в партии РАО:

$$u_{A_i} = (u_k^2 + u_{Q_i}^2)^{1/2} \quad (14)$$

где u_{Qi} - относительная стандартная неопределенность при выполнении измерений на гамма-спектрометре, которая не должна превышать значения 30 %.

Суммарная относительная стандартная неопределенность коэффициента $k_{\text{геом}}$ рассчитывается из выражения:

$$u_k = \frac{1}{\sqrt{3}} (U_\rho^2 + U_{sp}^2 + U_V^2 + U_h^2)^{1/2} \quad (15)$$

где U_ρ и U_{sp} - относительные суммарные неопределенности, связанные соответственно с неточностью знания материального состава отходов и распределением активности по объему контейнера с ТРО;

U_h - относительная суммарная неопределенность, возникающая при расчете u_k из-за погрешности определения расстояния от источника (бочки) до блока детектирования, которая оценивается как 5 %.

Проведенные экспериментальные работы подтвердили, что значение u_k не превышает 18 %.

Учитывая оценку слагаемых, максимальная стандартная относительная неопределенность при определении контролируемых величин не превысит 34%. Расширенная неопределенность ($P=0,95$) при этом составит до $2u_{Ai}$ – 68 %.

Проведена проверка сходимости результатов измерений активности РАО, полученных лабораторными методами и по разработанной экспресс-методике. Показано, что критерий сходимости измерений, принятый нормативными документами в области метрологии, выполняется (Таблица).

Для анализа качества измерений по методике путем сопоставления с лабораторным методом изначально использовался критерий допустимого расхождения (критерий качества измерений), определяемый по формуле:

$$|X_{\text{п.и.}} - X_y| \leq 2,58 \cdot \sqrt{\left(\frac{\Delta_{\text{п.и.}}}{k}\right)^2 + \left(\frac{\Delta_y}{k}\right)^2}, \quad (16)$$

где $X_{\text{п.и.}}$ - результат подтверждающих измерений (измеренное путем отбора и анализа проб значение суммарной активности РАО в контейнере $A_{\text{изм}}$, Бк);

X_y - учетные данные (результат измерений суммарной активности РАО в контейнере $A_{\text{пасп}}$, Бк, полученный при паспортизации РАО с применением МВК 3.3.13);

$\Delta_{\text{п.и.}}$ - показатель точности подтверждающего измерения (погрешность СИ или неопределенность измерений, установленная методикой);

Δ_y - показатель точности учетных измерений (выполненных при паспортизации РАО с применением МВК 3.3.13);

2,58 - квантиль нормированного нормального распределения при вероятности 0,99;

k - квантиль нормированного нормального распределения, равный 1,96 при вероятности 0,95.

Результаты проверки сходимости результатов измерений активности лабораторными методами и по экспресс-методике приведены в Таблице.

Таблица – Проверка сходимости результатов измерений активности лабораторными методами и по экспресс-методике

№ п/п	Результат измерений		по Бк $ X_{\text{изм(max)}} - X_{\text{изм(min)}} $, Бк	d, Бк	Выполнение критерия сходимости
	измерение № 1	измерение № 2			
1	$1,49 \cdot 10^5$ (18 %)	$1,81 \cdot 10^5$ (10 %)	37201	69201	Выполняется
2	$1,91 \cdot 10^5$ (7 %)	$1,58 \cdot 10^5$ (17 %)	4539	28460	Выполняется
3	$4,39 \cdot 10^5$ (7 %)	$4,40 \cdot 10^5$ (7 %)	70682	71682	Выполняется
4	$2,66 \cdot 10^4$ (31 %)	$2,57 \cdot 10^4$ (32 %)	3365	4265	Выполняется

В третьей главе предложено решение для определения радиационной обстановки на территории спецпункта НВАЭС расчетно-аналитическим методом. В отличие от эмпирического метода оценки радиационной обстановки, представленного во второй главе, данная разработка обладает более высокой точностью и требует меньшего количества измерений, что позволяет минимизировать дозовые нагрузки на персонал при проведении измерений вблизи контейнеров с радиоактивными отходами.

Методика реализована моделированием объекта на основании принципа суперпозиции поля (мощности эквивалентной дозы). При этом каждый контейнер вторичной упаковки выступает отдельным базовым источником излучения. При моделировании расчет радиационной обстановки производится для геометрии широкого пучка гамма-излучения, учитывающее влияние на результат расчета рассеянного излучения.

Модель предполагает необходимость учитывать мощность амбиентного эквивалента дозы в каждой контролируемой точке пространства. При оценке хранилища, которая выполняется первоначально или вследствие любого его изменения, необходимо определить матрицу $|M|$, описывающую значение мощности дозы в каждой контролируемой точке пространства:

$$|M| = \sum D_{x,y} \quad (17)$$

Для снижения вычислительных затрат необходимо уменьшить количество вычислений, исключив пересчет точек, мощность амбиентного эквивалента дозы в которых не меняется в пределах, имеющих практическое значение. Для этого необходимо ввести критерий l , который имеет булевой тип и принимает значение «ложь», если рассматриваемый контейнер вторичной упаковки находится во внутреннем ряду или по рассматриваемой оси он закрыт внешними контейнерами противоположного ряда. Таким образом, мы получаем следующее выражение:

для $l = true$:

$$D_{x,y} = D_{0\ x,y} + \Delta D_{x,y}$$

для $l = false$:

$$D_{x,y} = D_{x,y} \quad (18)$$

В данных уравнениях $D_{x,y}$ - мощность AMBIENTНОГО эквивалента дозы в точке с координатами x,y ;

$\Delta D_{x,y}$ – изменение мощности эквивалентной дозы в точке с координатами x,y .

При внесении изменений в хранилище пересчет выполняется только для координат, изменение мощности дозы в которых происходит в практически значимых пределах. При пересчете мощность AMBIENTНОГО эквивалента дозы в каждой точке не пересчитывается полностью, а лишь корректируется поправочным выражением. Данный подход позволяет существенно снизить вычислительную ресурсоёмкость и повысить скорость обработки данных.

$\Delta D_{x,y}$ изменяется как в процессе добавления, так и в процессе изъятия контейнеров. Рассмотрим базовое уравнение:

$$\Delta D_{x,y} = \sum \frac{d_i}{S^2} pk \quad (19)$$

В уравнении 19 d_i – значение мощности на маркированной грани i -го контейнера, p – коэффициент, определяемый размещением отходов в контейнере, k – коэффициент, определяющий особенности экранирования ионизирующего излучения.

При добавлении или извлечении контейнера из хранилища происходит изменение мощности эквивалентной дозы в каждой точке, равное данному параметру на поверхности, деленному на квадрат расстояния. При этом необходимо учитывать коэффициенты, учитывающие особенности данного контейнера и размеры хранилища, а также коэффициент, описывающий положение отходов внутри контейнера относительно внешней стенки.

Расстояние определяется длиной вектора в системе трехмерных координат:

$$S = \sqrt{\Delta x^2 + \Delta y^2 + \Delta z^2} \quad (20)$$

Параметры Δx , Δy , Δz рассчитываются следующим образом:

$$\Delta x = x - x_i \quad \Delta y = y - y_i \quad \Delta z = z - z_i \quad (21)$$

где x_i , y_i , z_i - координаты средней точки маркированной грани внешнего контейнера.

При изменении конфигурации хранилища возможно добавление и удаление части содержимого хранилища. При любом изменении необходим перерасчет матрицы $/M/$.

Пусть в каждый момент времени добавляется m контейнеров и n контейнеров извлекается, тогда:

$$D_{x,y} = D_{0,x,y} + \sum_{i=1}^m \frac{d_i}{\Delta x^2 + \Delta y^2 + \Delta z^2} pk - \sum_{j=1}^n \frac{d_j}{\Delta x^2 + \Delta y^2 + \Delta z^2} pk \quad (22)$$

Предложенная модель используется для прогнозирования величины МД вокруг хранилища перед внесением изменений в расстановку контейнеров в периферийных рядах. В случае превышения расчетными значениями установленных норм предложенные изменения не разрешаются. Модель можно использовать для расчета радиационной обстановки заполненного хранилища.

Однако при условии простоты и безопасности проведения инструментальных измерений — это нецелесообразно. Для корректировки коэффициентов модели необходимо сравнивать расчетные и практические значения с последующим изменением данных. В настоящее время получены коэффициенты p для всех применяемых вариантов размещения контейнера.

На базе полученных результатов разработано программное обеспечение для прогнозирования изменений радиационной обстановки при транспортно-технологических операциях в хранилище ангарного типа.

На рисунке 4 показан базовый алгоритм заполнения хранилища.

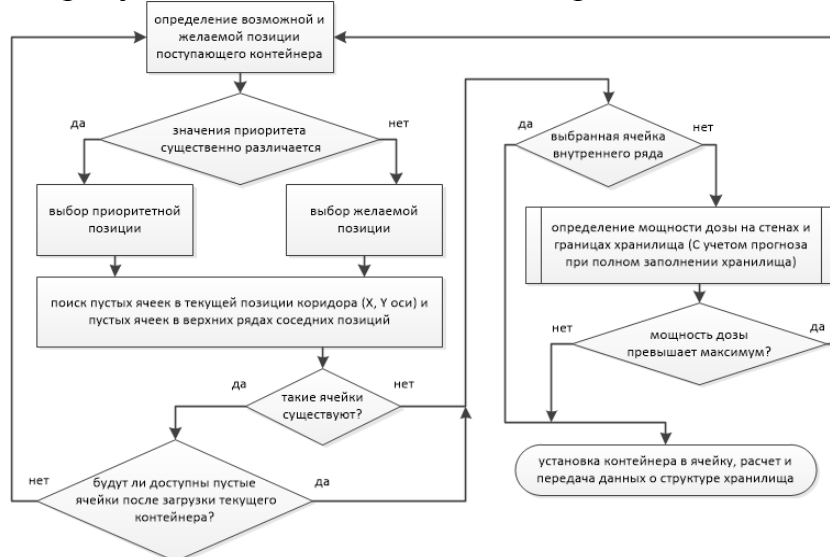


Рисунок 4 - Алгоритм загрузки хранилища

Основная задача состоит в упрощении формирования внешнего ряда контейнеров, экранирующего излучение, создаваемое контейнерами, расположенными во внутренних рядах. При установке контейнера необходим анализ обновленной структуры хранилища. Установленный контейнер не должен препятствовать заполнению свободных мест в любом из доступных рядов и уровней хранилища. Разборка хранилища может быть выполнена в течение длительного времени. Контейнеры при этом изымаются партиями. Освободившиеся места могут быть замещены новыми контейнерами. Таким образом, хранилище может содержать контейнеры с различным сроком выдержки. Для эксплуатации хранилища в динамическом режиме (с постоянным замещением) необходимо обеспечить транспортную доступность извлекаемых контейнеров и заполняемых мест хранения.

На рисунке 5 показан результат моделирования: получена кривая, ограничивающая область с превышением санитарных норм мощности эквивалентной дозы.

Результаты моделирования сравнивались с результатами экспериментальных данных. Погрешность прогнозирования радиационной обстановки на местности определяется неопределенностью применяемого метода измерений мощности дозы гамма-излучения и не превышает 30%. Таким образом, в ходе тестирования рассмотренные в работе научные изыскания получили практическое подтверждение.

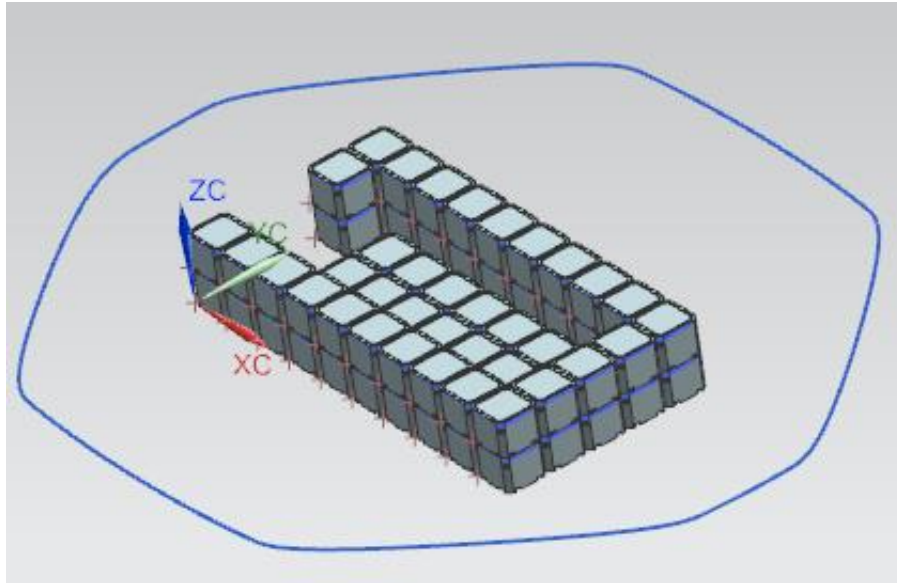


Рисунок 5 – Результат применения модели: графическое представление области с заданной мощностью амбиентного эквивалента дозы

В четвертой главе приведены результаты решения нескольких прикладных задач, возникших при внедрении метода хранения РАО в хранилищах ангарного типа.

Оценено влияние на безопасность при временном хранении НЗК в ангарах тепловыделения, обусловленного радиоактивным распадом нуклидов в радиоактивных отходах. Показано, что тепловыделение при временном хранении контейнеров НЗК составляет величину от $7,4 \cdot 10^{-4}$ до $7,4 \cdot 10^{-2}$ Вт/контейнер, что позволяет сделать вывод об отсутствии необходимости оборудования ангаров дополнительными системами охлаждения и кондиционирования воздуха. Величина $7,4 \cdot 10^{-3}$ Вт/контейнер получена для средней активности РАО в каждой бочке $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк и четырех таких бочек, размещенных в НЗК.

В 2008 – 2010 гг. НВАЭС были выполнены работы по кондиционированию путем размещения в контейнерах НЗК первичных упаковок (цилиндрических стальных контейнеров с солевым продуктом УГУ), наработанных на 1-3 очередях НВАЭС в 1980-х – 1990-х гг.

По результатам анализа полученных данных были сделаны следующие выводы:

1. При заполнении солевым продуктом УГУ первичных упаковок в 1980-х – 1990-х гг. предположительно могли допускаться технологические нарушения;

-на 3 очереди – заполнение контейнера более значения, установленного конструкторской документацией (90 % объема) (аномальное количество упаковок с максимумом МД в верхней части);

-на 1 очереди – принудительное охлаждение контейнера с целью ускорения кристаллизации солевого продукта УГУ (аномальное количество упаковок с максимумом МД в нижней части).

2. Данная методика может использоваться в качестве вспомогательного способа контроля и предотвращения технологических нарушений при обращении с солевым продуктом УГУ.

ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ

В ходе выполненного исследования достигнуты следующие результаты:

1. Разработана методика временного хранения отвержденных радиоактивных отходов на площадке АЭС, характеризующаяся использованием контейнеров НЗК и легких неотопливаемых хранилищ ангарного типа. Применение данной методики обосновано с точки зрения принципа ALARA и позволяет снизить затраты на этапе временного хранения более, чем в 16 раз.

2. На основе ПС БРИЗ, разработанного НИЯУ МИФИ, оценено ослабление гамма-излучения за счет самоэкранировки первичных упаковок (200-литровых бочек) при размещении их в контейнере НЗК. Показано, что коэффициент самоослабления для отходов с радионуклидным составом, характерным для АЭС с ВВЭР, может составлять до 10^4 .

3. Разработан метод кондиционирования радиоактивных отходов путем размещения стальных цилиндрических контейнеров с радиоактивной солью в дополнительную упаковку – железобетонный контейнер типа НЗК. За счет использования приема асимметричной загрузки и применения дополнительного поглотителя удалось получить существенное (20-кратное) дополнительное ослабление гамма-фона от двух боковых стенок контейнера. Применение метода позволило привести радиоактивные отходы в виде радиоактивной соли, накопленные на НВАЭС до 2008 года, в состояние, пригодное для окончательной изоляции (захоронения).

4. Разработана методика оценки радиационной обстановки на местности в зависимости от средней величины МД гамма-излучения на поверхности радиационных упаковок (контейнеров НЗК), размещаемых в ангаре, позволяющая производить расчеты с неопределенностью не более 30 %. На основании методики разработаны и согласованы с органами ФМБА контрольные уровни радиационных параметров при эксплуатации хранилищ ангарного типа.

5. Оценена максимально-допустимая суммарная активность контейнеров НЗК в периферийных рядах ангара, которая составила до $1,5 \cdot 10^8$ Бк - для ряда, обращенного в сторону ограждения, и до $2,1 \cdot 10^8$ Бк - для ряда, обращенного в сторону зоны возможного загрязнения.

6. Оценен вклад Sky-shine-эффекта в формирование гамма-полей на местности при эксплуатации ангара. Показано, что для наиболее критичного случая расчетный вклад гамма-излучения, отраженного атмосферой, составляет ~ 3,6 % от общей интенсивности потока гамма-квантов.

7. Разработана экспресс-методика гамма-спектрометрических измерений активности и радионуклидного состава солевого продукта в контейнерах цилиндрической и параллелепипедной формы *in situ* (без пробоотбора), позволяющая получать результаты с удовлетворительным качеством (паспортная неопределенность 34 %). Методика прошла метрологическую аттестацию. Применение методики позволяет исключить вскрытие загерметизированных упаковок с РАО при проведении периодических инвентаризаций, снизить временные затраты и дозовые нагрузки на персонал при проведении первичных и подтверждающих измерений РАО. Дополнительным преимуществом методики является возможность использования неспециализированных

(общепромышленных) гамма-спектрометров для целей характеристики РАО, что позволяет существенно удешевить затраты на проведение гамма-спектрометрических измерений. Проведены подтверждающие измерения с использованием лабораторных методов измерений, подтвердившие соответствие результатов, получаемых посредством экспресс-методики, требованиям НД по метрологии.

8. Разработана методика расчета дозовых полей вокруг ангара при варьировании расположения упаковок, размещаемых в хранилище. Разработано программное обеспечение для расчета оптимальной загрузки временного хранилища контейнеров с минимизацией радиационных полей на прилегающей территории, обладающее удобным интерфейсом и удовлетворительной (до 30 %) неопределенностью получаемых расчетов.

9. Разработан метод оценки наличия технологических нарушений при заполнении первичных упаковок с солевым продуктом УГУ на основании анализа распределения мощности дозы гамма-излучения по высоте стальных контейнеров типа ЗП551, А2201. Показано, что при заполнении солевым продуктом УГУ первичных упаковок в 1980-х – 1990-х гг. предположительно могли допускаться технологические нарушения:

- на 3 очереди – заполнение контейнера более уровня, установленного конструкторской документацией (90 % объема) (аномальное количество упаковок с максимумом МД в верхней части);

- на 1 очереди – принудительное охлаждение контейнера с целью ускорения кристаллизации солевого продукта УГУ (аномальное количество упаковок с максимумом МД в нижней части).

10. Разработана методика оценки тепловыделения при хранении упаковок в хранилищах ангарного типа за счет радиоактивного распада содержимого упаковок. Методика прошла метрологическую аттестацию. Показано, что расчетное значение тепловыделения при временном хранении контейнеров НЗК с активностью порядка $1,48 \cdot 10^{11}$ Бк составляет величину порядка $7,4 \cdot 10^{-3}$ Вт/контейнер, что позволяет сделать вывод об отсутствии необходимости оборудования ангаров дополнительными системами охлаждения и кондиционирования воздуха.

ОСНОВНЫЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

1. Росновский С.В., Булка С.К. Прогнозирование радиационной обстановки при хранении кондиционированных РАО в хранилищах ангарного типа // Теплоэнергетика. 2014. Т. 61. № 2. С.47-54; Rosnovskii S.V., Bulka S.K. Prediction of the radiation situation during conditioned radioactive waste storage in hangar-type storage facilities // Thermal Engineering. 2014. Т. 61. № 2. P.117-122 (Scopus).

2. Булка С.К., Росновский С.В. Опыт Нововоронежской АЭС по разработке и внедрению Единой автоматизированной системы учета и контроля РВ и РАО // Теплоэнергетика. 2014. Т. 61. № 2. С.76-84; Bulka S.K., Rosnovskii S.V. Experience gained at the Novovoronezh Nuclear Power Plant with development and introduction of a unified automated system for accounting and control of radioactive substances and radioactive wastes // Thermal Engineering. 2014. Т. 61. № 2. P.144-152 (Scopus).

3. Поваров В.П., Росновский С.В., Иванов Е.А. и др. Опыт применения Нововоронежской АЭС методики измерения активности, радионуклидного состава радиоактивных отходов в контейнерах типа НЗК с использованием программного средств «Satellite» // Аппаратура и новости радиационных измерений. 2021. № 3(106). С.36-47 (Перечень ВАК).

4. Поваров В.П., Росновский С.В. Некоторые аспекты обеспечения радиационной безопасности при временном хранении радиоактивных отходов в контейнерах НЗК в легких хранилищах ангарного типа // Ядерная и радиационная безопасность. 2021. № 4. С.5-12 (Перечень ВАК).

5. Росновский С.В., Поваров В.П. Обеспечение радиационной защиты при временном хранении отвержденных радиоактивных отходов в хранилищах ангарного типа // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2021. № 2. С.96-105 (Перечень ВАК и Scopus).

6. Росновский С.В., Наливайко Е.М., Мельников Э.С., Трофимов Д.В. Автоматизация процесса кондиционирования радиоактивных отходов и оптимизация временного хранения радиационных упаковок // Электротехнические комплексы и системы управления. 2014. № 4. С.69-73.

7. Булка С.К., Наливайко Е.М., Росновский С.В. Результаты внедрения единой автоматизированной системы учета и контроля радиоактивных веществ и отходов на АЭС // Электротехнические комплексы и системы управления. 2014. № 4. С.60-68.

8. Поваров В.П., Щукин А.П., Наливайко Е.М., Прытков А.Н., Росновский С.В. // Способ временного хранения радиоактивных отходов // Патент на изобретение RU 2530538 С2, 10.10.2014. Заявка № 2012124126/07 от 08.06.2012.

9. Щукин А.П., Наливайко Е.М., Росновский С.В. и др. Методическое обеспечение радиационного контроля и классификации твердых отходов АЭС // АТОМКОН. 2009. № 2. С.38-39.

10. Росновский С.В., Деревягин А.Ю. Разработка интегрированных информационных решений для управления специализированным складом // В сборнике: Перспективные научные разработки. Труды Всероссийской научно-технической конференции. 2019. С.82-85.

11. Паринов М.В., Росновский С.В. Имитационное моделирование автоматизированного склада // В сборнике: Новые технологии в научных исследованиях, проектировании, управлении, производстве. Труды Международной научно-технической конференции. 2017. С.114-116.

12. Горбунов В.Г., Росновский С.В. Технологии в составе систем управления жизненным циклом на производстве // В сборнике: Новые технологии в научных исследованиях, проектировании, управлении, производстве. Труды Международной научно-технической конференции. 2017. С.52-54.

13. Росновский С.В., Паринов М.В. Автоматизация прогнозирования мощности дозы гамма-излучения на территории хранилища радиоактивных отходов на базе САПР // В сборнике: Новые технологии в научных исследованиях, проектировании, управлении, производстве. Труды Всероссийской научно-технической конференции. 2015. С.78-79.

14. Поваров В.П., Росновский С.В., Гусев И.Н., Меньших П.А., Росновская О.В., Булка С.К. Радиационная защита энергоблоков атомных электростанций проекта «АЭС-2006» - Воронеж, 2021. - 571 с.