На правах рукописи

Аль-Алавин Хамди Абдел

ОЦЕНКА ДОЗ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ОТ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ, СНЯТИИ С ЭКСПЛУАТАЦИИ И ОБРАЩЕНИИ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

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

АВТОРЕФЕРАТ
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Автор:

7 ДЕК 2016

МОСКВА 2016

006661131

Диссертация выполнена в Национальном исследовательском ядерном университете «МИФИ»

Научный руководитель:	Ксенофонтов Александр Иванович, кандидат физико-математических наук, старший научный сотрудник, чл.-корр. Международной Академии Информатизации
Официальные оппоненты:	Крицкий Владимир Георгиевич, доктор технических наук, профессор, главный научный сотрудник АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург
	Сухоручкин Андрей Константинович, кандидат физико-математических наук, начальник лаборатории НИЦ «Курчатовский институт», Г. Москва
Ведущая организация:	Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности «Ростехнадзора»

Защита состоится 28 декабря 2016 г. в 16 часов на заседании диссертационного совета Д 212.130.04 при НИЯУ МИФИ по адресу: 115409, г. Москва, Каширское шоссе, д. 31, тел. 8(495) 788 56 99, доб. 9677.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЯУ МИФИ и на сайте НИЯУ МИФИ http://ods.mephi.ru

Просим принять участие в работе совета или прислать отзыв в двух экземплярах, заверенных печатью организации, по адресу НИЯУ МИФИ.

Автореферат разослан «28» ноября 2016 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета
доктор физико-математических
наук, профессор И.И. Чернов

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА ДИССЕРТАЦИИ

Актуальность работы.

В 2013 г. Иордания подписала договор с Российской Федерацией о строительстве первой атомной электростанции на территории Королевства. В северной части страны, в пустыне, вблизи промышленной зоны города Зарка, где находится нефтеперерабатывающий завод и другие предприятия, будет построена АЭС с двумя реакторами мощностью 1000 МВт. Соглашение с российской ГК «Росатом» стало итогом усилий Королевства по укреплению энергетической самодостаточности и сокращению импорта.

Обеспечение максимальной безопасности при эксплуатации ядерных установок, населения и окружающей среды является главной задачей такой дисциплины, как радиационная безопасность.

Радиационная безопасность (РБ) – это научно-практическая дисциплина, направленная на обеспечение защиты человека, популяции и объектов окружающей среды от вредного воздействия ионизирующих излучений. Радиационная безопасность создает безопасные условия применения атомной энергии и источников ионизирующих излучений в различных сферах человеческой деятельности, возникшей с момента первого использования энергии атомного ядра.

Развитие атомной энергетики и использование источников ионизирующих излучений происходит быстрыми темпами и неразрывно связано с проблемой совершенствования РБ, проектирования, моделирования и создания надежных защит от излучения. В настоящее время требуются оптимальные технические и организационные решения практических задач, которые включают выбор методических подходов и расчетных баз вместе с обоснованием возможных пределов их использования.

Обеспечение безопасности на АЭС является ключевой задачей, которой уделяется особое значение. Образуются радиоактивные отходы, а сам реактор является мощным источником ионизирующего излучения.

В условиях эксплуатации АЭС происходит накопление на внутренних поверхностях трубопроводов продуктов коррозии, в которых присутствуют радиоактивные нуклиды, образующиеся в герметичном контуре циркуляции теплоносителя. Требования по снижению дозовых нагрузок на персонал атомной станции ужесточаются, что требует большей точности расчетных прогнозов воздействия радиационного излучения. К таким расчетам относятся:

- характеризация источников и уровней излучения;
- анализ радиационной обстановки при эксплуатации, обслуживании оборудования и обращении с радиоактивными отходами (РАО);
- оценка доз облучений персонала АЭС и другие.

В связи с этим исследования в направлении оценки доз гамма-излучения от технологического оборудования АЭС при эксплуатации, снятии с эксплуатации и обращении с радиоактивными отходами являются актуальными.

Цель работы. Целью диссертационной работы явилось разработка алгоритмов и комплекса программ для расчета мощности дозы гамма-излучения от элементов технологического оборудования АЭС в виде труб большого диаметра, на внутренних поверхностях которых откладываются радионуклиды коррозионных продуктов и расчёт мощности доз от контейнеров с РАО.

Для достижения решены следующие задачи.

1. Разработаны программы, использующие эффективные алгоритмы, наиболее подходящие для рассматриваемых источников излучения и геометрий.

2. Апробирован разработанный комплекс программ для решения задач расчета мощности дозы гамма-излучения от элементов технологического оборудования АЭС в виде труб большого диаметра для различных заданными параметров.

4. Проведен анализ полученных результатов по дозовым характеристикам полей излучения для возможности дальнейшего практического использования.

5. Проведено сравнение эффективности полученных результатов по мощности поглощенной дозы различными модификациями метода Монте-Карло.

6. Проведена верификация расчетных результатов по величине мощности поглощенной дозы на основе доступных экспериментальных и расчетных данных других авторов.

Научная новизна исследования заключается в разработке комплекса программ, основанного на методе Монте-Карло, для расчета дозы гамма-излучения на промышленных площадках от деталей трубопроводов, который позволяет определять величину дозы для различной вариации параметров задач.

Разработанный комплекс сервисных программ позволяет визуализировать радиационную обстановку, выявить опасные зоны вблизи загрязненного оборудования, а также рассчитать безопасные границы облучения.

Минимальные временные затраты, требующиеся для практических расчетов, дают возможность получать результаты в режиме реального времени, что повышает уровень радиационного контроля на АЭС.

Практическая значимость работы. В результате исследования был разработан научно-практический комплекс программ для расчета дозы гамма-излучения на промышленных площадках от деталей трубопроводов на АЭС. Данный комплекс программ может быть использован на территории будущей АЭС в Хашимитском Королевстве Иордания. Этот комплекс поможет более четко выстроить меры по обеспечению радиационной безопасности на объектах АЭС.

Прикладная значимость работы заключается в том, что разработанные сервисные средства помогут оказать помощь персоналу АЭС в определении безопасных условий работ с радиационно-загрязненным технологическим оборудованием.

Достоверность представленных в диссертации расчетных данных подтверждена:

- применением теоретических методов и алгоритмов программ, ранее неоднократно проверенных в исследованиях других авторов;
- воспроизведением полученных результатов с помощью численного моделирования методом Монте-Карло имеющихся экспериментальных данных;
- результатами сравнения мощности доз для различных размеров трубопроводов с результатами расчетов других авторов, а также при применении разработанной программы для расчета характеристик полей излучений цилиндрического объемного источника в аналогичных условиях.

Основные положения, выносимые на защиту.

1. Программный комплекс, состоящий из программ и приложений по расчету и анализу поля излучения от источников гамма-излучения радионуклидов продуктов коррозионного происхождения на внутренних поверхностях трубопроводов АЭС.
2. Результаты расчетов дозовых характеристик вокруг загрязненного оборудования и хранения радиоактивных отходов в зависимости от параметров и активности источников.
3. Программа и результаты визуализации безопасной радиационной области для проведения ремонтно-технических работ персоналом АЭС.
4. Сервисные программы определения безопасных условий работ персоналом АЭС.

Личный вклад автора. Все выносимые на защиту результаты и положения диссертационной работы получены и разработаны самостоятельно автором, либо при его непосредственном участии. Автор принимал участие в постановке задач, расчетах, проведении и обработке результатов, аналитическом исследовании и численном моделировании.

Структура и объем диссертации. Диссертация состоит из введения, трех глав, выводов, списка литературы, включающего 53 наименования использованных источников. Общий объем работы составляет 92 страницы, в том числе 33 рисунка и 3 таблицы.

Апробация работ. Основные результаты и положения диссертации представлены на российских и международных конференциях и семинарах:

- НАУЧНАЯ СЕССИЯ НИЯУ МИФИ-2015 (международная), проводившаяся в НИЯУ МИФИ с 16 по 20 февраля 2015 г.

- СОВРЕМЕННЫЕ ПРОБЛЕМЫ ФИЗИКИ И ТЕХНОЛОГИЙ, Международная молодежная научная школа-конференция (международная) проводившаяся в НИЯУ МИФИ 17-22 марта 2015 г.

Публикации. Основные положения диссертации отражены в 4-х печатных работах, включая 2 статьи в журналах, индексируемых в базе данных Web of Science и Scopus.

Содержание диссертации.

Во введении обоснована актуальность исследования по оценке доз гамма-излучения от технологического оборудования АЭС при эксплуатации, снятии с эксплуатации и обращении с радиоактивными отходами; сформулированы цель работы и решаемые задачи, указаны новизна и практическая значимость, изложены основные положения, выносимые на защиту.

Первая глава посвящена обзору роли радиационной безопасности при работе и снятии с эксплуатации оборудования АЭС. Подробно рассмотрены трубопроводы как источники гамма-излучения продуктов коррозии. Показано, что активированные продукты коррозии и в теплоносителе, и в пленках отложений на поверхностях оборудования являются, в основном, компонентами сталей (Fe, Mn, Co, Ni, Cr) и компонентами оболочек (Zr, Nb).

В результате коррозии конструкционных материалов в основных контурах ядерных реакторов продукты коррозии, отложившиеся в активной зоне реактора, активируются в нейтронном поле, а при последующем выносе радиоактивных продуктов коррозии и распространении их по контуру циркуляции появляются источники радиоактивного излучения за пределами активной зоны, действие которых не прекращается и после остановки реактора.

Соотношение между мощностью дозы (МД) и активностью отложений описывается зависимостью вида:

$$\text{МД} = B \cdot \sum_{i=1}^{N} (\Gamma_{\delta_i} \cdot A_i), \qquad (1)$$

где Γ_{δ_i}; A_i – керма-постоянная и поверхностная активность i-го радионуклида; B – фактор, зависящий от геометрии источника и степени поглощения излучения в материале оборудования; N – число контролируемых радионуклидов, среди которых радионуклиды коррозионного происхождения: ^{95}Zr и ^{95}Nb; ^{51}Cr; ^{54}Mn; ^{59}Fe; ^{58}Co; ^{60}Co и др.

Одним из возможных практических методов расчета мощности дозы гамма-излучения от трубопроводов является так называемый инженерный подход, основанный на численном интегрировании по реальным поверхностям или объемам точечных изотропных источников с использованием факторов накопления для бесконечных сред.

Фактор накопления поглощенной дозы зависит от условий задачи, которые включают: регистрируемый эффект, характеристики источника (энергетический состав, геометрия и угловое распределение излучения), свойства защитной среды, взаимное расположение источника, защиты и детектора.

Приняв во внимание основные закономерности поведения фактора накопления поглощенной дозы, закон ослабления плотности потока гамма-излучения в защите с учетом рассеянного излучения можно записать в удобном виде выражение для мощности поглощенной дозы D гамма-излучения:

$$D = D_0 \cdot \exp(-\mu d) \cdot B_D(\mu d), \qquad (2)$$

в котором величина $B_D(\mu d)$ - дозовый фактор накопления для толщины защиты μd, измеренной в длинах свободного пробега, D_0 – величина мощности дозы без защиты.

На рис. 1 изображен цилиндрический поверхностный источник с радиусом R и длиной H, на поверхности которого имеется тонкий слой равномерно распределенного источника излучения с поверхностной активностью A_s. Необходимо оценить мощность дозы гамма-излучения в точке детектирования P за плоским защитным слоем, имитирующим стенку трубы, толщиной d.

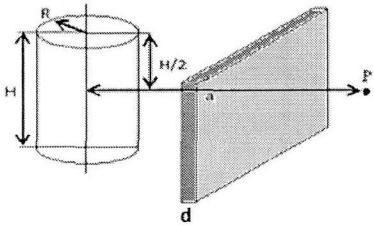

Рис. 1. Геометрия задачи для цилиндрического поверхностного источника с плоской защитой.

Мощность дозы гамма-излучения от цилиндрического поверхностного источника с плоской защитой в точке P, расположенной на перпендикуляре от поверхности источника на расстоянии a, равна:

$$D = B_D^{бар} \frac{N_S}{2} \mathrm{W}(k,p,d) \cdot E_0 \cdot k, \tag{3}$$

где $B_D^{бар} = B_D^{\infty} \cdot \delta(E_0, Z)$ – дозовый фактор накопления для плоского мононаправленного источника в барьерной геометрии; B_D^{∞} - то же для бесконечной среды; $\delta(E_0, Z)$ – поправка на барьерность, зависящая от

энергии источника E_0 и от атомного номера среды (барьера) Z; N_S – мощность поверхностного источника; $k = 1,6 \cdot 10^{-13}$ Дж/ МэВ; $W(k,p,d)$ – числовая функция, значения которой приведены в литературных источниках, с геометрическими параметрами: $k = \frac{H}{R}$ и $p = \frac{a}{R}$.

Функция $W(k,p,d)$ зависит от параметров источника и защиты и представлена в узком диапазоне значений $k = 2 \div 3$ и $p = 0 \div 1,5$, поэтому часто необходимо экстраполировать, теряя точность вычисления.

Вторая глава посвящена вопросам моделирования источников радиоактивного загрязнения. Для решения задачи оценки радиационной обстановки вокруг загрязненного оборудования (трубопроводов) АЭС был разработан комплекс программ, основанный на современных модификациях метода Монте-Карло. Кроме того, для ряда случаев применялись простые приближенные оценки (инженерные методы) расчета характеристик поля излучения. Для сложной геометрии и различных видов источника метод Монте-Карло часто является единственным, с помощью которого можно с хорошей точностью вычислить характеристики поля излучения.

Реализация метода Монте-Карло при расчете дозы от источника излучения проведена по следующей схеме: строилась модель источника, моделировался процесс переноса излучения и оценивался требуемый функционал поля излучения.

Во многих случаях прямое (аналоговое) моделирование неэффективно и требует большого расчетного времени для его реализации. Для моделирования процессов взаимодействия гамма-излучения с веществом рассматривались:

а) фотоэлектрическое поглощение гамма-кванта, которое не обрывало историю кванта: его учет осуществлялся путем введения статистического веса, основанного на вероятности поглощения фотона в результате данного процесса;

б) комптоновское рассеяние фотона с изменением значения энергии и направления движения. Данный процесс осуществлялся неаналоговым моделированием, при котором использовалось «смещенное» ядро столкновения и статистический вес, компенсирующий отклонение от истинной функции распределения.

Для повышения эффективности расчетов в методе Монте-Карло очень часто используют различные модификации, заменяющие реальные функции плотности распределения искусственными (неаналоговыми) распределениями, а также симметрии в геометрии задачи, выделяя из вероятностного процесса возможное аналитическое решение. В неаналоговых методах выбираются траектории частиц в наиболее важной области, которая определяет преимущественный вклад в искомый функционал. К таким методам Монте-Карло относятся:

- метод минимальной дисперсии (МД-метод);
- смещенное ядро рассеяния;
- сопряженная оценка;
- оценка «в кольцо».

Суть МД-метода заключается в замене истинного распределения плотности вероятности длины свободного пробега на «смещенное», исходя из условия минимума дисперсии случайной величины, пропорциональной вкладу очередной точки рассеяния в точечный детектор с введением статистического веса.

Дальнейшее развитие вычислительного алгоритма осуществлялось путем модификации выбора направления рассеяния фотона. Важной особенностью использования этой модификации в локальной оценке потока является улучшение сходимости результатов.

При использовании метода Монте-Карло в задачах, геометрия которых определяется распределенным по пространству источником и точечным детектором, эффективно использовать решение сопряженного кинетического уравнения Л. Больцмана, в котором поток и функция детектора заменяется на сопряженную функции (ценность) и функцию источника соответственно.

Для осесимметричных задач: распределенный источник – вещество – детектор применяется метод «оценки в кольцо». В этом случае точечный детектор двигается по окружности с определенным радиусом в плоскости, перпендикулярной к оси симметрии с центром на этой оси. Оценка в кольцо имеет конечную дисперсию, что является преимуществом перед локальной оценкой.

В главе также исследуется возможность использования инженерных подходов для осесимметричных геометрий, основанных применении числовой функции (3). В этом случае рассеянное излучение учитывается с помощью факторов накопления точечных изотропных источников. Такие приближения могут служить лишь грубой оценкой искомых характеристик поля излучения.

Третья глава посвящена детальному анализу полученных расчетных данных и их практическому использованию. Все расчеты по разработанным программам выполнены для радионуклида ^{60}Co как источника гамма-излучения радионуклидов отложения на поверхностях трубопроводах, поскольку предварительные расчеты показали, что этот радионуклид приблизительно на 90 % определяет вклад в мощность дозы от всех

радионуклидов продуктов коррозии. На рис. 2 показаны вклады ^{60}Co, ^{58}Co, ^{54}Mn и ^{59}Fe в полную мощность дозы.

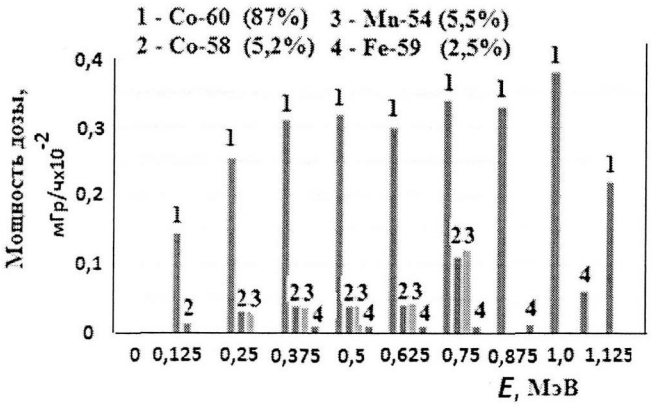

Рис. 2. Энергетическое распределение гамма-излучения отдельных радионуклидов, как продуктов коррозии, и их вклады в полную мощность поглощенной дозы.

Рис. 3, *а* демонстрирует поведение мощности дозы от ширины радиоактивного слоя на внутренней поверхности трубы для детектора на фиксированном расстоянии 500 мм от ее поверхности. В данном случае величина мощности дозы резко зависит от ширины радиоактивного слоя, приближаясь к значению, когда исследуемый слой можно считать точечным изотропным источником. Такие случаи имеют место на практике при локальном повреждении трубопроводов.

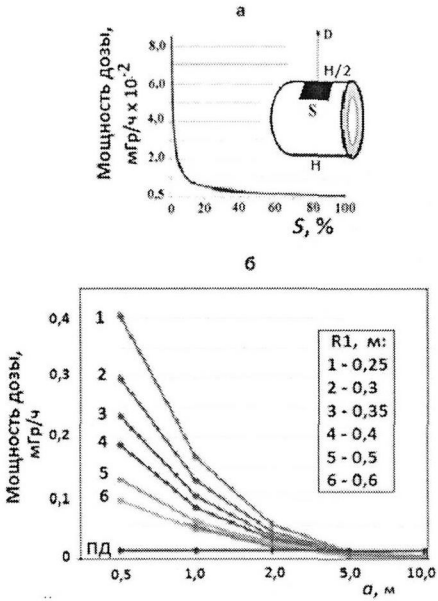

Рис. 3. Зависимости мощности дозы (*а*) от ширины активного слоя *S* и от расстояния от поверхности трубы (*б*) для различных внутренних радиусов *R*1. ПД – предельная мощность дозы. Расчеты проведены для активности источника 100 мКи, длины трубы 1 м и толщины стенки 50 мм.

На рис. 3, *б* приведено поведение мощности дозы от радиуса трубы для точечных детекторов, расположенных на расстояниях, перпендикулярных поверхности трубы на половине ее длины. Активность источника и толщина стенок труб во всех исследуемых случаях одни и те же. Анализ полученных результатов выявил следующую зависимость: при увеличении внутреннего радиуса трубы уменьшается мощность дозы, что полностью подтверждают результаты проведенных инженерных методов расчета.

Была разработана программа на языке *C++ Builder* по визуализации поля излучения от распределенного на внутренней поверхности трубы источника ^{60}Co. На рис. 4, *а*, *б* показаны заштрихованные области на площадке размером 20×20 м, где имеется превышение мощности дозы по сравнению с допустимой (внешний диаметр трубы 0,5 м, толщина стенок 50 мм и длина 1 м).

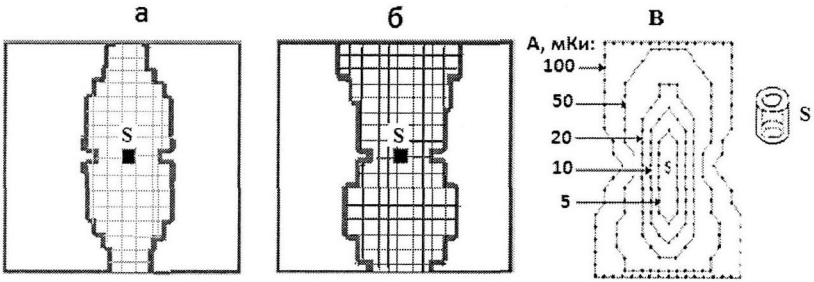

Рис. 4. Изображение опасных областей облучения (*а*, *б*). Активность источника 20 мКи равномерно распределена на всей внутренней (*а*) и на кольце шириной 100 мм сверху поверхности трубы (*б*); (*в*) - границы безопасных областей для различных активностей источника.

Активность величиной 5 мКи соответствует контуру (рис. 4, *в*) с минимальной площадью, а в 100 мКи - контуру с максимальной площадью, нахождение в которых несет опасность здоровью человека. Точность нахождения данных контуров составляет ±1 м. Все детекторы расположены на половине длины трубы и перпендикулярно к оси цилиндра.

В работе были исследованы также зависимость величины мощности поглощенной дозы от параметров трубы, расстояния от поверхности и смещения вдоль трубы. Расчеты показали, что основной вклад в удаленные детекторы дает область источника, близкая к перпендикуляру на детекторы,

но вблизи поверхности трубы на расстояниях, меньших 1 м, результаты определяются уже всем распределенным источников по длине трубы (различие по сравнению с малой областью достигает двойки).

Для практического использование нахождения безопасных расстояний от загрязненной радионуклидами поверхности трубы были созданы программы, интерфейс одной из которых показан на рис. 5.

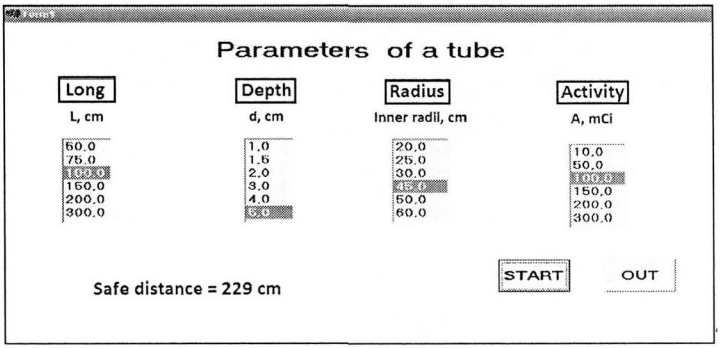

Рис. 5. Пользовательский интерфейс программы по расчету минимального безопасного расстояния.

Разработанные алгоритмы были использованы для расчета мощности дозы от объемного источника с радиоактивными отходами. При эксплуатации АЭС образуется значительное количество РАО высокой, средней и низкой удельной активности. Временное хранение радиоактивных отходов осуществляется на территории промышленной площадки в контейнерах.

Мощность дозы гамма-излучения в воздухе на расстоянии 1 м от контейнера с РАО допускается не более 0,1 мГр/ч (СПОРО, 2002). Мощность

дозы гамма-излучения за пределами или на границе участка временного хранения РАО не должна превышать 0,005 мГр/ч.

В расчетах радиационной обстановки принят наиболее опасный радионуклидный состав среды (баки хранения отвержденных отходов), в который входит радионуклид ^{137}Cs. Для данного радионуклида рассчитывалась радиационная обстановка от излучения контейнера с цементным компаундом.

Значительная часть переработанных РАО упаковываются в стандартные контейнеры (бочки). На рис. 6 показана геометрия расчета для наполненного цементом контейнера с равномерно распределенным источником ^{137}Cs. Стандартными размерами считаются H = 1,5 м и R = 0,5 м. Расстояние от поверхности контейнера для детектора P_1 сбоку было выбрано a = 1 м, а для детектора P_2 находился непосредственно над крышкой контейнера по его центру.

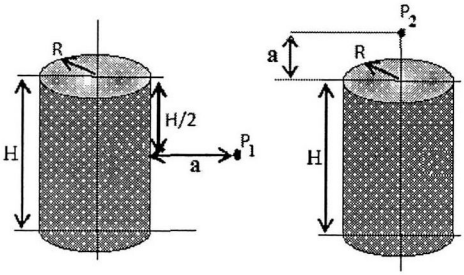

Рис. 6. Геометрия для расчета мощности поглощенной дозы от РАО, находящихся в контейнере, для детекторов P_1 и P_2.

Во всех проведенных расчетах удельная активность принята равной максимальному значению для низкоактивных бета-излучающих

радионуклидов – 1000 Бк/г при плотности среды контейнера (бетона), равной $2{,}3 \cdot 10^3$ г/см^3.

Разработанные программы позволяют рассчитывать мощность дозы на различных радиальных и аксиальных расстояниях от контейнера, и таким образом проводить анализ внешнего гамма-излучения цилиндрической емкости с радиоактивными отходами. Для расчета в радиальном направлении были использованы наряду с локальной оценкой потока и оценка в кольцо "*flux-at-a-ring*". Расчеты в аксиальном направлении проводились с помощью локальной оценки и сопряженного моделирования.

На рис. 7. показана зависимость мощности дозы излучения для детектора P_2 от толщины слоя, находящегося над распределенным источником: от максимального заполнения объемным источником до минимального – источник находится в нижней половине, а сверху имеется слой цемента.

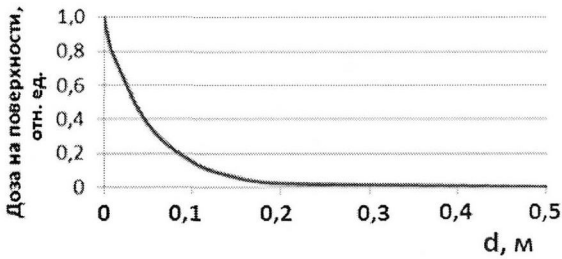

Рис. 7. Зависимость ослабления дозы от толщины слоя цемента d над распределенным источником (нормировка для полностью заполненного РАО контейнера, размерами H = 1,5 м и R = 0,5 м).

Величина мощности дозы резко уменьшается с толщиной под поверхностью контейнера и приближается к нулю при толщине слоя более 200 мм. Интересной особенностью является аналогичное поведение, обнаруженное ранее при исследовании зависимости мощности дозы от ширины радиоактивного слоя для трубы.

Представляет практический интерес проследить возможность использовать известный гамма-метод для объемного источника в случае расположения детектора над поверхностью источника.

Для полубесконечного источника с равномерно распределенной по объему активностью A_V без учета рассеяния в источнике для мощности кермы $\dot{K}$ имеем формулу:

$$\dot{K} = \frac{2\pi \cdot A_V \cdot \Gamma_\delta}{\mu}, \qquad (4)$$

где Γ_δ – керма-постоянная радионуклида, μ – линейный коэффициент ослабления.

Проведенные расчеты показали, что использование формулы (4) в качестве вычисления мощности дозы без учета рассеянного излучения может привести к недооценке от 1,5 до 2 раз при различных размерах контейнера (высота H = 0,5-3 м и радиус R = 0,5-6 м).

Изменение высоты контейнера слабо влияет на мощность дозы, что, по-видимому, связано с небольшим эффективным объемом источника под детектором, дающим существенный вклад в мощность дозы.

Также слабо зависит мощность дозы от радиуса контейнера (рис. 8). Результаты, показанные на этом рисунке, являются косвенной проверкой

корректной работы программы по расчету мощности дозы для реперной точки 1,0 м при максимальном значении для низкоактивных РАО, хранящихся в контейнерах.

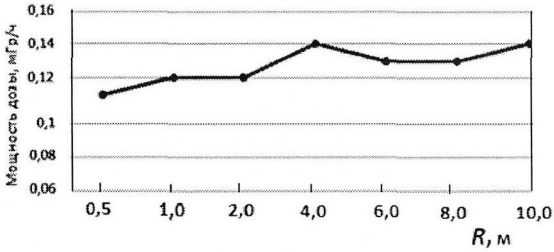

Рис. 8. Зависимость мощности дозы от величины радиуса контейнера (удельная активность равна 1000 кБк/кг)

Основные выводы

Снижение дозовых нагрузок на персонал и техногенного воздействия на окружающую среду является приоритетной проблемой радиационной безопасности в процессе эксплуатации и вывода из эксплуатации АЭС. Важнейшим направлением решения этой проблемы является обеспечение АЭС современными высокоэффективными методами и программами для проведения оценок доз как технологических контуров систем в сборе, так и элементов оборудования по отдельности. Исходя из этих соображений, по результатам данной работы можно сделать следующие выводы.

1. Разработан и создан современный быстродействующий программный комплекс для расчета дозовых характеристик полей фотонного излучения вокруг загрязненного оборудования АЭС.

2. Был дан анализ состояния исследований в области оценки доз от технологического оборудования трубопроводов АЭС и выявлен механизм образования радионуклидов продуктов коррозии на внутренних поверхностях трубопроводов.
3. Проведено исследование по сравнению различных алгоритмов для расчета мощности поглощенной дозы и выбран наиболее эффективный метод расчета – метод Монте Карло и его модификации.
4. Разработан комплекс программ и получены результаты проведенных расчетов для геометрии трубопроводов АЭС и контейнеров, содержащие РАО. На основании полученных результатов проведен детальный анализ зависимости величины мощности поглощенной дозы от различных параметров исследуемых объектов.
5. Разработана программа и получены результаты по визуализации радиационной обстановки на промышленной площадке с радиоактивными источниками.
6. Разработана программа, позволяющая техническому персоналу АЭС достаточно просто оценивать безопасное расстояние от загрязненного оборудования для проведения необходимых работ.

Список основных публикаций по теме диссертации

1. A.I. Ksenofontov, E.I. Kurbatova, Alalaween Hamdi Abdel Ruhman, N.A. Mould, J.L. Regens. Estimating Radionuclide Dose from Contaminated Surfaces of the Piping Systems at Nuclear Power Plants. - Trans. of the American Nuclear Society, 2015, v. 113, p.1009.

2. A.I. Ksenofontov, E.I. Kurbatova, A.H. Abdel Ruhman, N.A. Mould, J.L. Regens, "Models of Multi-Layered Compositions of Steel Fuel Claddings for UO_2 Elements", Trans. of the American Nuclear Society, 2015, v. 113, p.560.

3. Аль-Алавин Хамди Абдел, А.И. Ксенофонтов. Расчет доз от гамма-излучения внутренних поверхностей трубопроводов АЭС. – В сб.: Аннотации докладов научная сессия НИЯУ МИФИ-2015. Т.1. – М.: НИЯУ МИФИ, 2015, с.155.

4. Alalaween Hamdi Abdel, A.I. Ksenofontov. Radiation Dose Assessment near Gamma-Ray Cylindrical Surface Sources. В сб.: Тезисы докладов IV Международной молодежной научной школы-конференции «Современные проблемы физики и технологий». Ч.1. – М.: НИЯУ МИФИ, 2015. с.19.

Подписано в печать: 22.11.2016

Заказ № 11706 Тираж - 75 экз.

Печать трафаретная.

Типография «11-й ФОРМАТ»

ИНН 7726330900

115230, Москва, Варшавское ш., 36

(977) 518-13-77 (499) 788-78-56

www.autoreferat.ru