

УДК 621.039

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС "КОРИДА" ДЛЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ РАДИАЦИОННЫХ ПОЛЕЙ С УЧЕТОМ ИЗМЕНЕНИЙ ХАРАКТЕРИСТИК ИСТОЧНИКОВ ИЗЛУЧЕНИЯ И ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ

А. И. Блохин, П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, И. В. Сипачёв
(ИБРАЭ РАН, г. Москва)

Представлены описания функциональных возможностей и структуры разрабатываемого программного комплекса КОРИДА, предназначенного для решения задач обоснования радиационной безопасности объектов ядерного наследия и пунктов захоронения радиоактивных отходов. Результаты решения таких задач в значительной степени зависят от характеристик радиоактивных отходов как источников излучения, поэтому в состав комплекса входит модуль нуклидной кинетики. Для моделирования переноса нейтронного и фотонного излучения используется программа TDMCC. С целью упрощения процедуры подготовки исходных данных в формате этой программы в состав комплекса включены специализированный графический редактор и конвертер данных о геометрии, материалах и источниках излучения. Приведены результаты тестирования модуля нуклидной кинетики и программного комплекса в целом.

Ключевые слова: программный комплекс, радиоактивные отходы, нуклидная кинетика, моделирование переноса излучения, графический редактор, конвертер данных, энерговыделение, мощность дозы.

Введение

В последние десятилетия решение проблем обращения с радиоактивными отходами (РАО) и отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) на заключительных стадиях их жизненного цикла перешло в фазу интенсивной практической реализации в рамках федеральных целевых программ по обеспечению ядерной и радиационной безопасности. Теоретическая проработка этих вопросов начиналась еще раньше, в том числе с применением различных, не связанных между собой и не аттестованных программных средств. С учетом масштабов предстоящих работ по заключительным стадиям жизненного цикла объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) и отсутствия готовых подходов к решению предстоящих задач на данном этапе обозначилась потребность в проведении многовариантных расчетных исследований, нацеленных, в частности, на оптимизацию процессов обращения с РАО и ОЯТ, по-

иск оптимальных решений по выводу из эксплуатации и созданию пунктов захоронения РАО. Задача осложняется тем, что для множества ОИАЭ, введенных в эксплуатацию в годы становления отечественной атомной промышленности (объектов ядерного наследия [1–3]), сохраняются проблемы в сферах радиационной и экологической безопасности в связи с недостаточностью информации о реальном состоянии объектов, хранящихся в них РАО, инженерных барьеров безопасности, степени их деградации.

Впервые опыт разработки специализированных программных средств, отвечающих современным требованиям, был получен при создании в 2011–2015 гг. программно-технического комплекса ОБОЯН [4], который успешно применялся при отнесении отходов к особым РАО [2, 5].

На современном этапе решения проблем, связанных с оценкой безопасности объектов ядерного наследия и пунктов захоронения РАО, осуществляются разработка и внедрение новой

системы расчетно-прогностических комплексов. Отличия новых программных разработок по сравнению с расчетными модулями в комплексе [4] связаны с возможностями расчетов радиационных характеристик РАО и ОЯТ, с переходами от консервативных методов оценки к моделированию процессов на основе фактических исходных данных, от упрощенных моделей к детализированным трехмерным моделям, создаваемым на основе САПР-моделей объектов.

Для прогнозирования изменений радиационных характеристик РАО и ОЯТ как источников ионизирующих излучений, а также дозовых характеристик создаваемых ими радиационных полей с 2016 г. в ИБРАЭ РАН разрабатывается программный комплекс (ПК) КОРИДА (Комплекс для Обоснования Радиационной безопасности объектов с Источниками ионизирующего излучения, Дозовый Аспект) [6].

Целью статьи является описание принятых к разработке решений по архитектуре комплекса и функциям основных модулей. Приводятся результаты первого этапа их тестирования на примере решения комплексной задачи, связанной с расчетом выходов и спектров излучения РАО, составляющих энерговыделения в объеме источника и поля мощности эквивалентной дозы (МЭД), создаваемого этим источником.

Назначение ПК КОРИДА и его состав

Разработка ПК КОРИДА [7] продиктована практическими потребностями в создании расчетного инструментария, ориентированного на решение задач по двум основным направлениям:

- определение радиационных характеристик РАО и ОЯТ в контексте долговременной безопасности (радионуклидный состав, тепловыделение, выходы и спектры гамма- и нейтронного излучений и др.);
- обоснование радиационной безопасности и защиты при обращении с радиоактивными материалами на ОИАЭ.

С учетом специфики решаемых задач разрабатываемый ПК должен обладать следующими функциональными возможностями:

- моделирование радионуклидного состава ОЯТ и РАО, формирующегося в процессах нейтронного облучения материалов и радиоактивного распада ядер, и определение радиационных характеристик источников излучений;

- моделирование переноса гамма- и нейтронного излучений в трехмерной геометрии;
- ускоренное моделирование переноса излучений как в последовательном, так и в параллельном режиме на многоядерных и многопроцессорных ЭВМ;
- расчет эквивалентной дозы внешнего облучения персонала с учетом сценария проведения работ, изменения характеристик источников излучений и барьеров безопасности;
- автоматизация процесса создания расчетных моделей путем конвертации файлов из графического представления в форматы моделирующих программ;
- визуализация расчетных моделей, сценариев демонтажа конструкций и удаления РАО, перемещений персонала, результатов расчетов.

Для реализации этих функций в составе ПК предусмотрено четыре основных блока, интегрированных в единую системную оболочку: препроцессор, блок вычислительных модулей, постпроцессор и база данных.

Препроцессор состоит из трех компонентов:

- НК-модуль нуклидной кинетики для расчета составов и характеристик источников излучений;
- PGM-модуль для создания графических моделей объектов;
- CONV-модуль конвертации данных из графических моделей в форматы файлов исходных данных для расчетных модулей.

На этапе препроцессинга НК-модуль используется для расчетов выходов и спектров гамма- и нейтронного излучений как исходных данных для моделирования радиационных полей.

PGM-модуль позволяет пользователю самому создать графическую модель объекта или использовать модель, уже подготовленную в какой-либо САПР-системе в формате **step**. Для этого используется специально разработанный графический редактор GRATOR со следующими функциями:

- создание графической модели объекта на базе стандартных геометрических тел-примитивов и булевых операций с ними;
- преобразование графической модели в **step**-формате в набор примитивов в **xml**-формате с заданием для них дополнительных параметров;

- формирование выходных файлов в форматах `step`, `xml` и `mcs` для использования разработанных моделей другими графическими редакторами и подмодулями препроцессора;
- задание параметров сценариев демонтажа объекта и перемещений персонала.

Подробное описание алгоритма, заложенного в основу работы графического редактора, представлено в [8].

При загрузке CONV-модуля на его вход поступает информация от PGM-модуля, которая обрабатывается несколькими последовательно загружаемыми подмодулями-конвертерами: GEOM, MAT, SOUR, RUL. Они анализируют предназначенные для них данные, по условным ссылкам извлекают из базы данных дополнительную информацию и конвертируют ее в соответствующие разделы файла исходных данных, который поступает на вход расчетного модуля. Подробное описание алгоритма конвертации данных представлено в работе [9].

Новизна разработки заключается в следующем:

- обеспечение CONV-модуля данными о характеристиках более двух тысяч радионуклидов, химическом составе нескольких десятков природных, строительных и конструкционных материалов. В результате работы CONV-модуля геометрическая модель объекта и проставленные в ней ссылки на расположение и типы источников излучения и материалов преобразуются в полный набор данных в формате расчетного модуля;
- реализация возможности задания параметров сценария демонтажа объекта, графическая модель которого разработана в редакторе GRATOR. При этом для каждого этапа, когда существенно изменяется состав объекта, подключается CONV-модуль для формирования файла исходных данных в формате расчетного модуля. Для всего же сценария получается набор таких файлов для последующего моделирования поэтапного изменения радиационных полей и более точной оценки дозового воздействия на персонал в процессе выполнения работ.

Блок вычислительных модулей предназначен для получения расчетных значений радиационных характеристик ОЯТ и РАО, а так-

же пространственно-энергетических распределений функционалов плотности потока нейтронов и фотонов.

Для моделирования процессов обращения с ОЯТ и РАО в состав этого блока включен НК-модуль нуклидной кинетики, который разработан на основе программы TRACT [10]. Он учитывает следующие особенности расчетных исследований процессов на заключительных стадиях жизненного цикла объектов:

- при решении ряда задач необходимо оценивать множество радиационных характеристик (энерговыведение, выходы и спектры гамма- и нейтронного излучений, газовыделение, радиационные нагрузки на матрицу РАО и др.);
- временной интервал, на котором должны моделироваться процессы, составляет от десятка до нескольких тысяч лет.

Особое значение при разработке НК-модуля уделено константному обеспечению и его тестированию, результаты которого приведены в работе [10].

В качестве основного метода моделирования переноса излучения выбран метод Монте-Карло, реализованный в ряде отечественных программ (TDMCC [11], MCU [12] и др.). На данном этапе разработки ПК в качестве базового расчетного модуля используется программа TDMCC, аттестованная для расчетов с целью обоснования ядерной и радиационной безопасности объектов.

Постпроцессор предназначен для обработки результатов расчетов и их визуализации с возможностью совмещения с изображением графической модели объекта. Он состоит из POST-модуля обработки результатов расчетов, включая подготовку данных к визуализации, и PGM-модуля, в котором используется графический редактор со средствами визуализации.

База данных предназначена для хранения справочной информации и данных по объектам исследований, включая их описание, характеристики используемых материалов и источников излучения, файлы с исходными данными в различных форматах и результатами расчетов.

Первая версия программного комплекса КОРИДА планируется к выпуску в 2020 году, но уже сейчас отдельные его компоненты применяются для решения практических задач. Далее приведены примеры решения таких задач при тестировании модуля нуклидной кинетики и комплекса в целом.

Тестирование модуля нуклидной кинетики

Для подтверждения корректности разработанных расчетных алгоритмов и сформированных библиотек ядерно-физических данных НК-модуль проходит верификацию на бенчмарк-экспериментах и тестовых задачах. Для примера ниже приведены результаты расчетов радионуклидного состава ОЯТ реактора типа ВВЭР-440 в составе четвертого энергоблока Нововоронежской АЭС [13–15] в сравнении с результатами экспериментального определения массового содержания радионуклидов при различных уровнях выгорания топлива.

В экспериментах использовался комплекс радиохимических, масс-спектрометрических и гамма-спектрометрических методик. Для определения выгорания ядерного топлива выделялись гамма-линии изотопа ^{137}Cs , имеющего большой выход при делении ядер ^{235}U и ^{239}Pu , и изотопа ^{106}Ru с преимущественным выходом от деления ядер ^{239}Pu и ^{241}Pu . Погрешность определения выгорания ^{235}U не превышала $\pm 10\%$, а ^{239}Pu — $\pm 15\%$.

В расчетах нормировка нейтронного потока проводилась исходя из экспериментальных данных по накопленной массе продуктов деления.

В табл. 1 приведена часть результатов сравнения экспериментальных (Э) и расчетных (Р) значений массового содержания изотопов урана, плутония, америция и кюрия в виде отношений Р/Э.

Результаты апробации комплекса

В обычных условиях эксплуатации ОИАЭ радиационная обстановка в помещениях при выполнении транспортно-технологических операций обеспечивается наряду с техническими и организационными мерами сертифицированной конструкцией используемых упаковок (бочек, бидонов, чехлов, контейнеров и т. п.) и нормами загрузки в них радиоактивных материалов — источников ионизирующих излучений.

В нестандартных (аварийных) ситуациях при исходных событиях, связанных с ошибками персонала и отказами оборудования (незакрепленные крышки контейнеров, не сработавшие на закрытие защитные устройства и т. д.), возможно несанкционированное образование в помещениях зон с повышенным уровнем облучения.

В данной работе в качестве иллюстрации возможностей программного комплекса КОРИДА рассматривается одна из аварийных ситуаций в проектируемом здании перегрузки ПГЗРО "Нижне-Канский массив" [16]. В одном из отделений этого здания (помещение постоянного пребывания персонала) предусматривается перегрузка пеналов с РАО первого класса из контейнеров ТУК-140 в перегрузочные контейнеры.

Анализируется конечное состояние для следующего сценария.

У контейнера ТУК-140 удаляют верхнюю крышку, на него устанавливают защитную плиту с шиббером. Шиббер открывают, удаляют внутреннюю крышку, подают сигнал на закрытие

Таблица 1

Отношения расчетных и экспериментальных значений масс изотопов в образцах с различной глубиной выгорания топлива

Изотоп	Выгорание, кг/тU				
	$10,97 \pm 0,36$	$11,18 \pm 0,32$	$11,89 \pm 0,42$	$35,5 \pm 1,6$	$36,5 \pm 1,7$
^{235}U	1,06	1,08	1,10	1,05	1,06
^{236}U	1,13	1,14	1,12	1,12	1,12
^{238}U	1,09	1,11	1,10	1,05	1,06
^{239}Pu	1,09	1,11	1,10	1,05	1,06
^{240}Pu	1,32	1,18	1,27	1,24	1,23
^{241}Pu	1,24	1,23	1,24	1,17	1,18
^{242}Pu	1,23	1,24	1,25	1,16	1,16
^{243}Am	1,21	1,26	1,25	1,19	1,19
^{244}Cm	1,27	1,31	1,28	1,18	1,16

шибера, но он не закрывается (единичный отказ механизма). Конечное состояние изображено на рис. 1, а.

Для оценки превышения МЭД в указанном конечном состоянии над предельно допустимыми значениями при стандартных операциях были использованы программные средства рабочей версии ПК КОРИДА: программа TRACT, база данных с параметрами материалов и источников излучения, редактор GRATOR, конвертер CONV, программа TDMCC. Взаимодействие этих программных средств осуществлялось в среде интерфейса пользователя ПК.

Графическая модель контейнера ТУК-140 в редакторе GRATOR создавалась путем объединения трех отдельных моделей: незаполненного контейнера, пенала и бидона, который заполнен РАО на 80%. При этом, с использованием опции интерфейса *Решетка* модель пенала с тремя стоящими друг на друге бидонами была "размножена" в трех экземплярах внутри корпуса контейнера (рис. 1, б).

В результате конвертации сборной модели контейнера в формат геометрического модуля программы TDMCC создан файл в формате xml, который сохранен в разделе базы данных *Графические модели*.

Расчеты интегрального выхода и спектра фотонов, генерируемых в РАО, проведены с использованием программы TRACT для двух типов РАО, образованных после переработки ОЯТ реакторов ВВЭР-440 (РАО-1) и БН-600 (РАО-2).

Исходные данные для расчетов были следующими:

- тип топлива — диоксид урана UO_2 с обогащением по ^{235}U , составляющим 4,0% в реакторе ВВЭР-440 и 26% в реакторе БН-600;
- выгорание топлива, извлеченного из реактора ВВЭР-440, равно 40 ГВт·сут/т UO_2 (время выдержки 7 лет), из реактора БН-600 — 60 ГВт·сут/т UO_2 (время выдержки 14 лет).

После переработки ОЯТ с извлечением урана и плутония их массовое содержание в обоих типах РАО оценивается как 0,01% для урана и 0,025% для плутония.

Результаты расчетов выхода гамма-излучения из РАО, включающих смесь РАО-1 (70%) и РАО-2 (30%), для времен выдержки этих РАО до 1000 лет приведены в табл. 2.

Для указанной смеси РАО в табл. 3 приведены результаты расчетов по программе TRACT составляющих энерговыделения от альфа-, бета- и гамма-излучений.

Временные зависимости энерговыделения в смеси РАО и выхода гамма-излучения приведены на рис. 2, 3.

Поскольку выход нейтронов из смеси РАО на три и более порядков меньше выхода гамма-излучения, подготовка данных и расчеты нейтронного поля не проводились.

Для смеси РАО с выдержкой 10 лет сформирован файл с параметрами источника гамма-излучения (выход и спектр).

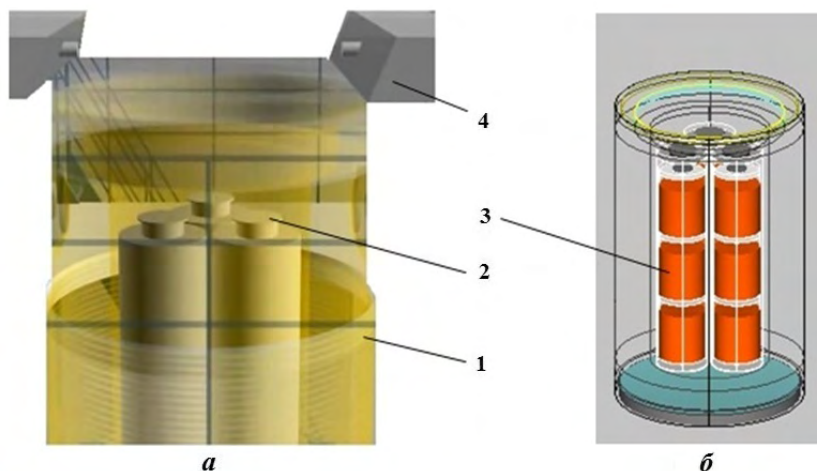


Рис. 1. Виды конечного состояния для рассматриваемого сценария: а — контейнер ТУК-140 с открытым шибером; б — графическая модель контейнера в редакторе GRATOR (корпус прозрачный); 1 — корпус контейнера; 2 — пенал; 3 — РАО в бидоне; 4 — шибер защитной плиты

Таблица 2

Удельные выходы гамма-излучения из смеси РАО (в $10^{10} \text{ см}^{-3} \cdot \text{с}^{-1}$)

Тип РАО	Время выдержки, годы						
	0	1	7	10	100	500	1 000
РАО-1	7,49	6,88	5,09	4,63	0,577	0,0158	0,0073
РАО-2	7,83	7,58	6,41	5,94	0,736	0,0012	0,0006
РАО-1 + РАО-2	7,73	7,37	6,01	5,54	0,689	0,0056	0,0026

Таблица 3

Составляющие энерговыделения в смеси РАО (в $\text{Дж} \cdot \text{кг}^{-1} \cdot \text{с}^{-1}$)

Величина	Время выдержки, годы						
	0	1	7	10	100	500	1 000
Q_α	0,13	0,12	0,13	0,12	0,10	0,054	0,024
Q_β	4,64	4,35	3,57	3,31	0,39	0,00055	0,00029
Q_γ	3,04	2,85	2,23	2,05	0,25	0,00034	0,00017
$Q_\alpha + Q_\beta + Q_\gamma$	7,81	7,32	5,93	5,48	0,74	0,055	0,025

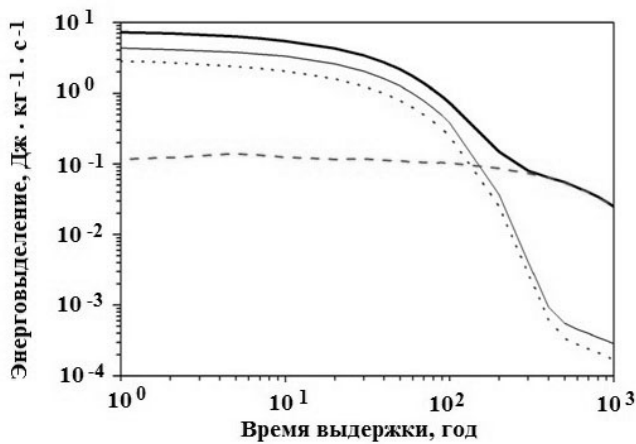


Рис. 2. Зависимости энерговыделения в смеси РАО от времени выдержки: — — полное; — — бета-излучение; ···· — гамма-излучение; — — — — альфа-излучение

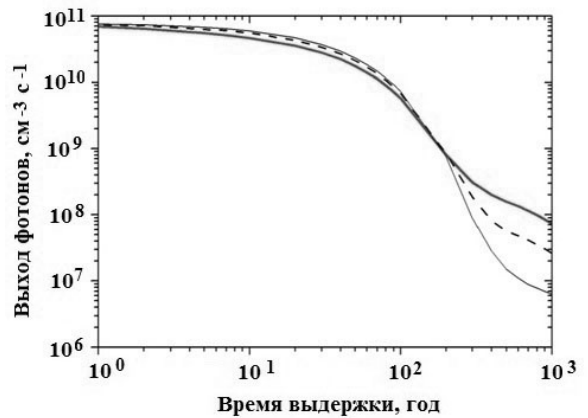


Рис. 3. Зависимость выхода гамма-излучения от времени выдержки: — — РАО-1; — — — — РАО-2; ···· — смесь РАО

Файл размещен в объектовом разделе базы данных *Источники излучения*.

Справочный раздел базы данных *Материалы* дополнен файлом с составом стекла, заполняющего бидоны (плотность $2,5 \text{ г/см}^3$).

После подготовки всех необходимых исходных данных и соответствующих текстовых файлов, относящихся к геометрии, материалам и источникам излучения, при обращении к конвертеру CONV эти данные преобразованы в файл в формате тсс программы TDMCC.

В результате выполненных расчетов получено значение поглощенной энергии гамма-излучения в РАО, равное $1,77 \text{ Гр/с}$, что составляет 86% от гамма-энерговыделения, приведенного в табл. 3 (см. значение Q_γ для времени выдержки 10 лет). Получено также пространственное распределение МЭД над контейнером в отсутствие крышек и каких-либо верхних защитных элементов. Одно из этих распределений, построенное средствами визуализации в редакторе GRATOR, представлено на рис. 4, а. Высотное распределение

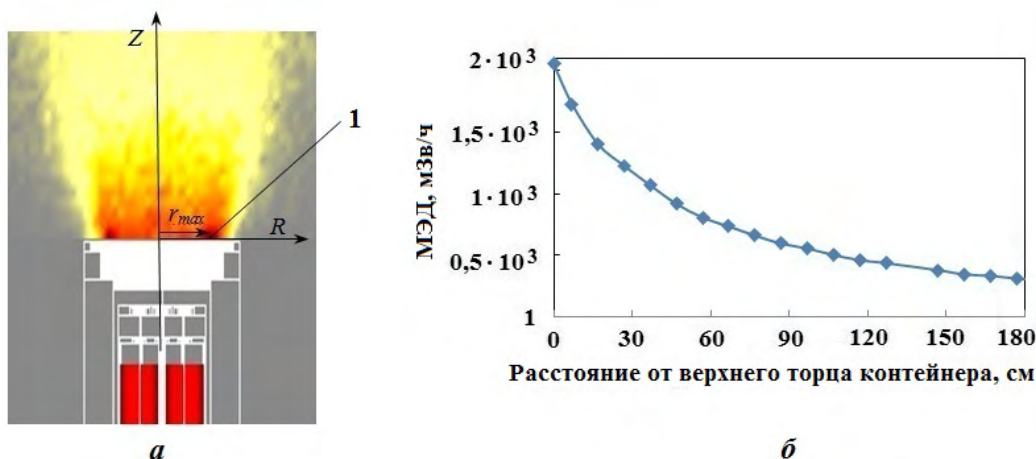


Рис. 4. Виды пространственного распределения МЭД над контейнером ТУК-140 без верхних крышек: *а* — визуализация поля МЭД на графической модели контейнера; *б* — распределение МЭД вдоль оси *Z* на расстоянии $r_{\max} = 80$ см; 1 — позиция с максимальным значением МЭД

МЭД на расстоянии $r_{\max} = 80$ см от оси контейнера приведено на рис. 4, б.

Если ориентироваться на предельно допустимое значение МЭД на поверхности контейнера $2,0$ мЗв/ч, то можно сделать заключение о возрастании МЭД как минимум в $1\,000$ раз при удалении крышек и отказе шибера на закрытие. В связи с существенным изменением радиационной обстановки в помещении перегрузки необходимо в проекте этого объекта предусмотреть технические и организационные меры, предотвращающие переоблучение персонала в случае реализации рассмотренного сценария.

Заключение

В работе представлено описание функциональных возможностей и архитектуры ПК КОРИДА, предназначенного для решения практических задач в сфере обоснований радиационной безопасности ОИАЭ, прежде всего объектов ядерного наследия и пунктов хранения РАО и ОЯТ. С учетом специфики этих задач в состав комплекса включены модули для расчета радионуклидных составов облученных материалов и их радиационных характеристик, для моделирования полей ионизирующих излучений, а также специализированный графический редактор и конвертер для упрощения трудоемкой процедуры подготовки исходных данных в формате базового расчетного модуля.

Продемонстрированы возможности ПК для сквозного решения практической задачи по оценке изменений радиационной обстановки около

упаковок с РАО при изменениях параметров источников излучения и защитных барьеров. Проведен первичный анализ аварийного сценария, связанного с извлечением пеналов, содержащих РАО первого класса, из типового контейнера ТУК-140 в здании перегрузки ПГЗРО (проект) с наложением отказа шибера на закрытие. Показано, что МЭД над контейнером может возрасти на три и более порядков и привести к существенному повышению дозового воздействия на персонал.

На следующем этапе разработки ПК КОРИДА предусмотрено расширение функциональных возможностей модуля нуклидной кинетики в части расчетов газовой выделенности и повреждающей дозы, оценок зависимости результатов расчетов от неопределенностей исходных данных, методического обеспечения при моделировании образования ОЯТ и сценариев его переработки.

Планируется также реализация в составе ПК КОРИДА алгоритма для оперативного расчета мощности дозы гамма-излучения в системах с упрощенной геометрией источника и защиты на основе прецизионного расчета нерассеянного компонента и формализма факторов накопления, учитывающего вклад рассеянного излучения.

Список литературы

1. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Т. 1. / Под ред. Е. В. Евстратова, А. М. Агапова, Л. А. Большова, Н. П. Лавен

- рова, И. И. Линге. М.: Энергопроманалитика, 2012.
- Problemy yadernogo naslediya i puti ikh resheniya. T. 1. / Pod red. E. V. Evstratova, A. M. Agarova, L. A. Bolshova, N. P. Lavrova, I. I. Linge. М.: Energopromanalitika, 2012.
- Абрамов А. А., Дорофеев А. Н., Комаров Е. А., Кудрявцев Е. Г., Большов Л. А., Линге И. И., Абалкина И. Л., Бирюков Д. В., Ведерникова М. В., Хамаза А. А., Шарафутдинов Р. Б., Бочкарев В. В. К вопросу оценки объема ядерного наследия в атомной промышленности и на иных объектах мирного использования атомной энергии в России // Ядерная и радиационная безопасность. 2014. Т. 73, № 3. С. 111.
Abramov A. A., Dorofeev A. N., Komarov E. A., Kudryavtsev E. G., Bolshov L. A., Linge I. I., Abalkina I. L., Biryukov D. V., Vedernikova M. V., Khamaza A. A., Sharafutdinov R. B., Bochkarev V. V. K voprosu otsenki ob'ema yadernogo naslediya v atomnoy promyshlennosti i na inykh obektakh mirnogo ispolzovaniya atomnoy energii v Rossii // Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost. 2014. T. 73, № 3. S. 111.
 - Макаров Е. П. Обращение с РАО от переработки ОЯТ на ФГУП ПО "Маяк". http://www.atomeco.org/mediafiles/u/files/Presentation_31_10_2013/Makarov.pdf.
Makarov E. P. Obrashchenie s RAO ot pererabotki OYAT na FGUP PO "Mayak". http://www.atomeco.org/mediafiles/u/files/Presentation_31_10_2013/Makarov.pdf.
 - О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г., № 1069.
O kriteriyakh otneseniya tverdykh, zhidkikh i gazoobraznykh otkhodov k radioaktivnym otkhodam, kriteriyakh otneseniya radioaktivnykh otkhodov k osobym radioaktivnym otkhodam i k udalyaemym radioaktivnym otkhodam i kriteriyakh klassifikatsii udalyaemykh radioaktivnykh otkhodov. Postanovlenie Pravitelstva Rossiyskoy Federatsii ot 19 oktyabrya 2012 g., № 1069.
 - Блохин П. А., Ванеев Ю. Е., Ковальчук В. Д., Крючков Д. В., Мевюс В. В. Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия // Изв. вузов. Ядерная энергетика. 2016. № 4. С. 55–66.
Blokhin P. A., Vaneev Yu. E., Kovalchuk V. D., Kryuchkov D. V., Mevius V. V. Programmno-tehnicheskii kompleks obosnovaniya bezopasnosti obektov yadernogo naslediya // Izv. vuzov. Yadernaya energetika. 2016. № 4. S. 55–66.
 - Блохин А. И., Блохин П. А., Ванеев Ю. Е., Сипачёв И. В. Программный комплекс CORIDA для прогнозирования характеристик источников ионизирующего излучения и создаваемых ими радиационных полей // Мат. докл. IV науч.-практ. конф. с международным участием, 18–19 октября 2017 г., "Экологическая и радиационная безопасность объектов атомной энергетики" / Под ред. М. И. Орловой, Е. Е. Ежовой. Калининград, 2017. С. 16–22.
Blokhin A. I., Blokhin P. A., Vaneev Yu. E., Sipachev I. V. Programmny kompleks CORIDA dlya prognozirovaniya kharakteristik istochnikov ioniziruyushchego izlucheniya i sozdavaemykh imi radiatsionnykh poley // Mat. dokl. IV nauch.-prakt. konf. s mezhdunarodnym uchastiem, 18–19 oktyabrya 2017 g., "Ekologicheskaya i radiatsionnaya bezopasnost obektov atomnoy energetiki" / Pod red. M. I. Orlovoy, E. E. Ezhovoy. Kaliningrad, 2017. S. 16–22.
 - Блохин П. А., Блохин А. И., Ванеев Ю. Е., Кизуб П. А., Сипачёв И. В. Программный комплекс КОРИДА для прогнозирования характеристик источников ионизирующих излучений и создаваемых ими радиационных полей: Препринт № IBRAE-2018-06. М.: ИБРАЭ РАН, 2018.
Blokhin P. A., Blokhin A. I., Vaneev Yu. E., Kizub P. A., Sipachev I. V. Programmny kompleks CORIDA dlya prognozirovaniya kharakteristik istochnikov ioniziruyushchikh izlucheniya i sozdavaemykh imi radiatsionnykh poley: Preprint № IBRAE-2018-06. M.: IBRAE RAS, 2018.
 - Блохин П. А., Ванеев Ю. Е., Сипачёв И. В. Специализированный графический редактор для разработки трехмерных моделей ЯРОО и конвертации геометрических параметров в формат монте-карловских программ: Препринт № IBRAE-2018-05. М.:

- ИБРАЭ РАН, 2018.
Blokhin P. A., Vaneev Yu. E., Sipachev I. V. Spetsializirovanny graficheskiy redaktor dlya razrabotki trekhmernykh modeley YaROO i konvertatsii geometricheskikh parametrov v format monte-karlovskikh program: Preprint № IBRAE-2018-05. М.: IBRAE RAS, 2018.
9. *Блохин П. А., Ванеев Ю. Е., Сипачёв И. В.* Алгоритм автоматизации подготовки исходных данных для программ моделирования переноса ионизирующих излучений: Препринт № IBRAE-2017-07. М.: ИБРАЭ РАН, 2017.
Blokhin P. A., Vaneev Yu. E., Sipachev I. V. Algoritm avtomatizatsii podgotovki iskhodnykh dannykh dlya programm modelirovaniya perenosa ioniziruyushchikh izlucheniye: Preprint № IBRAE-2017-07. М.: IBRAE RAS, 2017.
 10. *Блохин А. И., Блохин П. А., Сипачёв И. В.* Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеристики радионуклидного состава РАО и ОЯТ // Радиоактивные отходы. 2018. № 2 (3). С. 95–104.
Blokhin A. I., Blokhin P. A., Sipachev I. V. Vozmozhnosti raschetnogo koda TRACT dlya resheniya zadach kharakterizatsii radionuklidnogo sostava RAO i OYaT // Radioaktivnye otkhody. 2018. № 2 (3). S. 95–104.
 11. *Житник А. К., Рослов В. И., Семёнова Т. В., Огнев С. П., Иванов Н. В., Артемьева Е. В.* Программа TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code). Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ №2010614412 от 07.07.2010.
Zhitnik A. K., Roslov V. I., Semenova T. V., Ognev S. P., Ivanov N. V., Artemeva E. V. Programma TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code). Svidetelstvo o gosudarstvennoy registratsii programmy dlya EVM №2010614412 ot 07.07.2010.
 12. *Гуревич М. И., Калугин М. А., Олейник Д. С., Шкаровский Д. А.* Характерные особенности MCU-FR // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2016. Вып. 5. С. 17–21.
Gurevich M. I., Kalugin M. A., Oleynik D. S., Shkarovskiy D. A. Kharakternye osobennosti MCU-FR // Voprosy atomnoy nauki i tekhniki. Ser. Fizika yadernykh reaktorov. 2016. Vyp. 5. S. 17–21.
 13. *Обчинников Ф. Я., Семёнов В. В.* Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов. 3-е изд., переработанное и дополненное. М.: Энергоатомиздат, 1988.
Ovchinnikov F. Ya., Semenov V. V. Ekspluatatsionnye rezhimy vodo-vodyanykh energeticheskikh reaktorov. 3-e izd., pererabotannoe i dopolnennoe. М.: Energoatomizdat, 1988.
 14. *Миллер О. А., Демидов А. М., Обчинников Ф. Я., Голубев Л. И., Сунчугашев М. А.* Исследование выгорания в твэлах реактора ВВЭР-1 Нововоронежской АЭС с помощью германиевого детектора // Атомная энергия. 1969. Т. 27, № 4. С. 281.
Miller O. A., Demidov A. M., Ovchinnikov F. Ya., Golubev L. I., Sunchugashev M. A. Issledovanie vygoraniya v tvelakh reaktora VVER-1 Novovoronezhskoy AES s pomoshchyu germanievogo detektora // Atomnaya energiya. 1969. T. 27, № 4. S. 281.
 15. *Зеленков А. Г., Пирожков С. В., Пчелин В. А., Родионов Ю. Ф., Тарасевич В. П., Синюткина З. М., Чистяков Л. В., Шатинский В. М., Швецов И. К., Шубко В. М., Баранов С. А.* Полный анализ выгоревшего топлива АЭС с ВВЭР-440 // Там же. 1981. Т. 51. Вып. 1. С. 53–54.
Zelenkov A. G., Pirozhkov S. V., Pchelin V. A., Rodionov Yu. F., Tarasevich V. P., Sinyutina Z. M., Chistyakov L. V., Shatinskiy V. M., Shvetsov I. K., Shubko V. M., Baranov S. A. Polny analiz vygorevshego topliva AES s VVER-440 // Tam zhe. 1981. T. 51. Vyp. 1. S. 53–54.
 16. *Дорофеев А. Н., Большов Л. А., Линге И. И., Уткин С. С., Савельева Е. А.* Стратегический мастер-план исследований в обоснование безопасности сооружения, эксплуатации и закрытия пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. 2017. № 1. С. 32–41.
Dorofeev A. N., Bolshov L. A., Linge I. I., Utkin S. S., Saveleva E. A. Strategicheskiy master-plan issledovaniy v obosnovanie bezopasnosti sooruzheniya, ekspluatatsii i zakrytiya punkta glubinnogo zakhoroneniya radioaktivnykh otkhodov // Radioaktivnye otkhody. 2017. № 1. S. 32–41.

Статья поступила в редакцию 16.05.19.

"CORIDA": A PROGRAM PACKAGE FOR PREDICTING RADIATION FIELDS BASED ON THE VARIATIONS IN THE PROPERTIES OF RADIATION SOURCES AND ENGINEERING SECURITY BARRIERS / A. I. Blokhin, P. A. Blokhin, Yu. E. Vaneev, I. V. Sipachev (IBRAE RAS, Moscow).

The paper describes the functionality and structure of a program package called CORIDA being developed for radiation safety analysis of legacy nuclear facilities and radioactive waste disposal sites. Results of such computations are heavily dependent on the emissive properties of radioactive wastes; that is why the program package includes a nuclide kinetics module. Neutron and photon transport is simulated using the TDMCC code. To simplify the pre-processing procedure in the program-specific format, the program package contains a special graphics editor and a data converter for problem geometry, materials and radiation sources. Results of testing the nuclide kinetics module and the program package as a whole are reported.

Keywords: program package, radioactive wastes, nuclide kinetics, radiative transfer simulations, graphics editor, data converter, yield, dose rate.
