

Программное моделирование гамма-полей на промышленной площадке АЭС

В статье обсуждается проблема прогнозирования гамма-полей и осуществление точного дозиметрического контроля на промышленных площадках объектов использования атомной энергии. Предлагается метод прогнозирования, реализуемый посредством программного моделирования. Представлены расчеты, указывающие на точность описанного метода.

А.Д.Данилов

(Воронежский государственный технический университет, г.Воронеж)

В.П.Поваров, В.Н.Карасев,

В.С.Росновский, Д.В.Тулинов,

Д.В.Чернышов

(Филиал АО «Концерн Росэнергоатом»

«Нововоронежская АЭС», г.Нововоронеж)

Актуальность разработанного метода, цели и задачи

Одной из актуальных задач обеспечения радиационной защиты персонала предприятий атомной отрасли является прогнозирование гамма-полей, возникающих при эксплуатации объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) на промышленной площадке (промплощадке) предприятия.

В соответствии с требованиями [1], персонал ОИАЭ делится на:

- группу А (лица, непосредственно работающие с техногенными источниками излучения);
- группу Б (лица, работающие на радиационном объекте или на территории его санитарно-защитной зоны и находящиеся в сфере воздействия техногенных источников). К персоналу группы Б, как правило,

Ключевые слова: радиационный контроль, излучение, прогнозирование, мощность дозы, промышленная площадка.

относятся работники вспомогательных подразделений ОИАЭ, таких как бухгалтерия, складское хозяйство, персонал физической защиты, подразделения пожарной охраны и т. д.

В соответствии с требованиями [2], при эксплуатации атомных электростанций должен осуществляться радиационный дозиметрический контроль, включающий контроль внешнего и внутреннего облучения. При этом для персонала группы А предусмотрено ведение индивидуального дозиметрического контроля (ИДК), который должен обеспечивать получение информации о дозах облучения при работе АС на мощности, при ремонтах и при выполнении радиационно-опасных операций.

Для персонала группы Б, а также для персонала группы А вне работы в зоне контролируемого доступа (ЗКД) оценка доз облучения проводится расчетным методом группового дозиметрического контроля, основывающегося на данных радиационного контроля постоянных рабочих мест (помещений зоны свободного доступа) [3].

Указанный групповой метод не учитывает, что персонал группы Б в ходе профессиональной деятельности может подвергаться воздействию внешних гамма-полей, существенно отличающихся от тех, которые характерны для постоянного рабочего места данного персонала. Например, при следовании в обеденный перерыв в столовую маршрут следования работника группы Б может пролегать в зоне радиационного воздействия производственных объектов (главного корпуса, вспомогательного спецкорпуса, отдельно стоящих хранилищ РАО и ОЯТ, спецавтомобилей с грузами радиоактивных материалов и т. д.).

В соответствии с [4], при проектировании ОИАЭ должны реализовываться меры защиты, при которых мощность амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) на территории промплощадки не превышает величины 1,2 мкЗв/ч, что приблизительно на порядок выше уровня, характерного для природного гамма-фона в Центральной России (0,10–0,14 мкЗв/ч).

В то же время, в ряде случаев допустимые значения МАЭД, создаваемые техногенными источниками, установлены нормативными документами на гораздо более высоком уровне. Так, допустимый уровень мощности поглощенной дозы на поверхности контейнера с радиоактивными отходами (РАО) составляет до 10 мГр/ч [5]. Для спецавтомобиля с грузом радиоактивных материалов, осуществляющего перемещение РАО по промплощадке ОИАЭ, и в зоне воздействия которого персонал группы Б теоретически может оказаться в произвольный момент времени, допустимый уровень МАЭД от поверхности кузова составляет до 10 мЗв/ч [6].

Таким образом, осуществление радиационного дозиметрического контроля методом группового контроля не позволяет учесть воздействие на персонал полей гамма-излучения высокой интенсивности, которые по факту могут иметь место в локальных зонах промплощадки АЭС.

Все вышеизложенное делает чрезвычайно актуальным прогнозирование радиационной обстановки на промплощадке эксплуатируемой АЭС, что является довольно сложной задачей, реализуемой посредством программного моделирования. Величина МАЭД в произвольной точке промплощадки будет определяться как суперпозиция полей, создаваемых совокупностью объемных источников гамма-излучения сложной формы.

Основные результаты исследования, расчеты, используемые при разработке метода

В соответствии с [7], вклад радиоактивного загрязнения, формируемого при эксплуатации блоков АЭС на промплощадке и в санитарно-защитной зоне предприятия за счет газо-аэрозольных выбросов радионуклидов из вентрубов, можно оценить на уровне 1% от гамма-фона, ранее

сформировавшегося в районе размещения АЭС до начала ее эксплуатации. В связи с этим, при программном моделировании гамма-полей на промплощадке АЭС, вкладом в формирование результирующего поля техногенного загрязнения поверхности земли, зданий и сооружений, обусловленного организованными выбросами радионуклидов через вентрубы, можно пренебречь.

Задача программного моделирования гамма-полей на промплощадке радиационного объекта ранее комплексно не решалась.

Так, известны решения для моделирования радиационных полей и прогнозирования радиационной обстановки, полученные для источников ионизирующего излучения в виде:

- установок химической переработки отработанного ядерного топлива [8];
- отдельных элементов оборудования, содержащего радиоактивные среды [9];
- защитного контейнера с ОЯТ и РАО в период временного хранения и захоронения [10];
- транспортного контейнера с ОЯТ [11];
- остановленного ядерного реактора [12];
- контейнеров с РАО, находящихся за биозащитой [13].

Указанные исследования направлены на решение отдельных частных задач, что не позволяет непосредственно использовать их результаты для прогнозирования радиационной обстановки на площадке АЭС.

Для моделирования распределения гамма-полей на промплощадке АЭС была построена цифровая трехмерная модель рассматриваемого объекта. Модель промплощадки была создана при помощи системы автоматизированного проектирования «Компас-3D» (рис.1).

Как уже было сказано, объекты, формирующие гамма-поля на территории промплощадки АЭС, представляют собой объемные источники ионизирующих излучений.

Распространение ионизирующего излучения в среде в общем случае описывается интегрально-дифференциальным уравнением переноса Больцмана [14], которое в прямоугольной декартовой системе координат имеет вид:

$$\frac{I}{v} \frac{\partial \varphi}{\partial t} + \sin \theta \cdot \left[\cos \Psi \cdot \frac{\partial \varphi}{\partial x} + \sin \Psi \cdot \frac{\partial \varphi}{\partial y} \right] + \cos \theta \cdot \frac{\partial \varphi}{\partial z} + \Sigma \cdot \varphi =$$

$$= \Sigma_S \cdot \int_0^{2\pi} d\Psi' \int_0^{\pi} g(x, y, z, \mu_0) \cdot \varphi(x, y, z, \theta', \Psi', t) \cdot \sin \theta' d\theta' + q(x, y, z, \theta, \Psi).$$

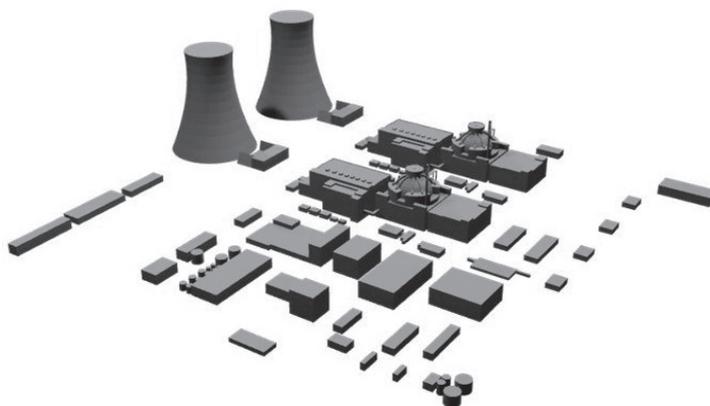


Рис.1. Модель промышленной площадки энергоблоков №1 и №2 Нововоронежской АЭС-2.

При решении этого уравнения возникают следующие трудности:

1) свойства среды (Σt , Σs , угловое распределение рассеянных частиц) представляют собой неаналитические функции;

2) сложные граничные условия.

Поэтому данная задача аналитически в общем случае не решается.

Приближенные методы решения данной задачи можно разделить на 3 группы.

1. Сравнительно точные методы (применяются в теоретических расчетах).

2. Асимптотические и полуэмпирические. Основываются на расчетах первой группы и экспериментальных данных.

3. Инженерные методы применяются на ранней стадии проектирования, где необходим перебор множества вариантов защиты, и в случаях, когда не требуется высокая точность [15].

Наиболее целесообразным представляется для решения задачи расчета дозовых полей на промплощадке АЭС применить подход, предполагающий использование при расчетах предварительно рассчитанных функций Грина [16].

Данный метод основан на свойстве линейности уравнения переноса относительно независимого источника и позволяет получать (для фиксированных геометрии и материального состава защитных композиций) значение мощности дозы от произвольного источника за защитой путем свертки качественного, т. е. по типу излучения (нейтронное и вторичное гамма-излучение, первичное гамма-излучение) пространственного и энергетического распределения этого источника с функциями Грина, определяемыми вкладами в мощность дозы от единичных источников каждого типа:

$$\dot{H}(\bar{r}) = \int q(\bar{\xi}) \cdot G(\bar{\xi}, \bar{r}) d\bar{\xi} \approx \sum_{i=1}^N q(\Delta\bar{\xi}_i) \cdot G(\Delta\bar{\xi}_i, \bar{r}),$$

где $\dot{H}(\bar{r})$ – мощность дозы в точке \bar{r} за защитой; $q(\Delta\bar{\xi}_i)$ – величина источника в конечном элементе пространства $\Delta\bar{\xi}_i$; $G(\Delta\bar{\xi}_i, \bar{r})$ – функция Грина элемента пространства $\Delta\bar{\xi}_i$; N – полное количество дискретных элементарных областей $\Delta\bar{\xi}_i$, аппроксимирующих (в выбранном приближении) источник ионизирующего излучения.

Единой определенным (в результате серии расчетов) полный набор функций Грина позволяет в дальнейшем определять мощность дозы за биозащитой с помощью только простых арифметических операций сложения и умножения.

Заключение

В настоящее время модуль расчета дозовых полей на промплощадке АЭС находится в стадии разработки и апробации. Предварительные результаты позволяют говорить о высокой точности прогнозирования радиационной обстановки и хорошем совпадении (в пределах неопределенности применяемых методик измерений) полученных расчетов с эмпирическими данными.

Литература

1. Нормы радиационной безопасности. НРБ-99/2009.
2. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций. СП АС-03.
3. Дозиметрический контроль внешнего профессионального облучения. Общие требования. МУ 2.6.1.25-2000.
4. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. ОСПОРБ-99/2010.
5. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения. НП-093-14.
6. Правила безопасности при перевозке радиоактивных материалов. НП-053-16.
7. Отчет об оказании информационно-консультативных услуг эксплуатирующей организации в части определения характеристик выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду в целях повышения эффективности радиационного контроля. ФГУП «Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской Академии наук» (ИБРАЭ РАН), 2022.
8. Жердев Г.М. Система программ расчета параметров ядерной и радиационной безопасности внереакторного топливного цикла. Автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук. Обнинск, 2009.
9. Климова В.А., Ташлыков О.Л. Моделирование радиационных полей от загрязненного оборудования с использованием математического пакета MathCad. Новые образовательные технологии в ВУЗе. Восьмая международная научно-методическая конференция, 2–4 февраля 2011. Сборник материалов. Екатеринбург: УрФУ. 2011. С. 76-79.
10. Блохин А.И., Блохин П.А., Ванеев Ю.Е., Сипачев И.В. Программный комплекс «КОРИДА» для прогнозирования радиационных полей с учетом изменений характеристик источников излучения и инженерных барьеров безопасности // ВАНТ, сер. «Математическое моделирование физических процессов», 2019, вып. 4.
11. Курындин А.В., Киркин А.М., Строганов А.А. Информационная система поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000 // Ядерная и радиационная безопасность. 2012. № 1(63).
12. Андреев Н.Г., Вавилкин В.Н. Программа расчета уровней гамма-излучения остановленного реактора // Труды НГТУ им. Р.Е. Алексеева. 2021. № 3(134).
13. Интернет-ресурс ИБРАЭ РАН. URL: <http://www.ibrae.ac.ru/contents/956/> (дата обращения: 9.07.2024).
14. Огородников И.Н. Введение в теорию переноса ионизирующих излучений. Учебное пособие. Издание 2-е, переработанное и дополненное. Уральский государственный технический университет имени первого президента России Б.Н. Ельцина. Екатеринбург, УГТУ-УПИ, 2010.
15. Голиков И.Г. Лекции по дозиметрии и защите. Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого. Санкт-Петербург, 2016.
16. Курындин А.В. Информационная система поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ реакторов типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук. М., 2013.

Software Simulation of Gamma-Fields on the Site

Danilov Alexandr (Voronezh State Technical University, Voronezh, Russia)
Rosnovsky Viktor, Chernyshov Denis, Tulinov Daniil, Povarov Vladimir, Karasev Vyacheslav,
(JSC Rosenergoatom, branch Novovoronezh NPP, Novovoronezh, Russia)

Abstract. The article deals with the issue related to gamma fields forecast and accurate dosimetry monitoring on the site of nuclear facilities. A forecast method by means of software simulation is proposed. Calculations justifying accuracy of the described method were submitted.

Keywords: radiation monitoring, radiation, forecast, dose rate, site.

А.Д.Данилов (профессор, д.т.н.) – Воронежский государственный технический университет, г.Воронеж

В.П.Поваров (д.т.н., директор НВАЭС), В.Н.Карасев (нач.отд.РБ), В.С.Росновский (оператор реакторного цеха), Д.В.Тулинов (оператор реакторного цеха), Д.В.Чернышов (нач.участка ОРБ) – Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская АЭС», г.Нововоронеж

Контакты: тел. +7 (47364) 7-33-05, PovarovVP@nvnpp1.rosenergoatom.ru; kvnorb@mail.ru