

РЕКОНСТРУКЦИЯ ПОЛЯ КОНЦЕНТРАЦИИ ЗОЛЫ УГЛЯ, ВЫПАДАЮЩЕЙ НА СНЕГ В РАЙОНЕ ТЭЦ ЗАО КУЧУКСУЛЬФАТ ЗА ЗИМНИЙ ПЕРИОД

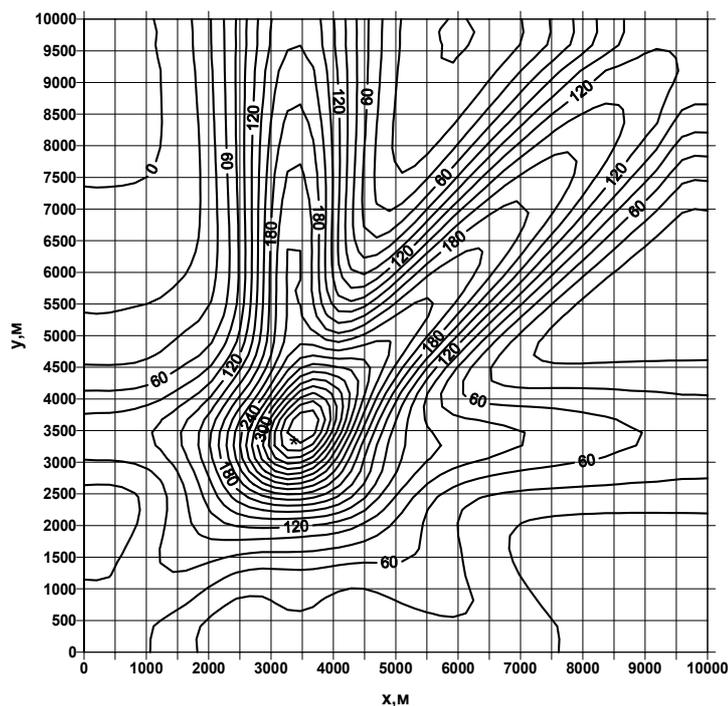


Рисунок 1 – Схема рассчитанного распределения содержания золы угля (координаты источника 3400; 3400)

ЛИТЕРАТУРА

1. Василенко В.Н., Назаров И.М., Фридман Ш.Д. Мониторинг загрязнения снежного покрова. – Л.: Гидрометеоиздат, 1985. – 182 с.

2. Аргучинцев В.К., Аргучинцева А.В. Негидростатическая модель мезомасштабного пограничного слоя атмосферы // Моделирование процессов гидросферы, атмосферы и ближнего космоса. – Новосибирск: Наука, 1985. – С. 79-84.

3. Пененко В.В., Алоян А.Е. Модели и методы для задач охраны окружающей среды. – Наука, 254 с.

4. Теверовский Е.Н., Дмитриев Е.С. Перенос аэрозольных частиц турбулентными потоками. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 159 с.

5. Роева Н.Н., Исправникова В.В., Новиков М.М., Кошаров А.Н., Очиров В.В. Исследование форм загрязняющих элементов в аэрозольных частицах атмосферного воздуха // Состояние и комплексный мониторинг природной среды и климата. Пределы изменений. – М.: Наука, 2004. – С. 229-240.

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММЫ РАСЧЁТА ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ОБЛУЧЁННЫХ МАТЕРИАЛАХ

Л.М. Алякритская, Ю.Г. Афанасьев

В целях прогнозирования радиационной стойкости облученных материалов различных по своей природе разработана компьютерная программа расчета поглощенной энергии. Разработанная программа позволяет определять распределение поглощенной дозы в материалах.

Требование радиационной стойкости предъявляется в настоящее время практически ко всем комплектующим элементам различных объектов и изделий, эксплуатирующихся

ПОЛУНОВСКИЙ ВЕСТНИК № 2 2006

во многих отраслях науки и техники. В соответствии с требованиями, изложенными в технических заданиях, условия радиационной стойкости предусматривают

обеспечение нормальной работоспособности материалов в момент или после воздействия ионизирующих излучений различных видов и энергий.

В процессе эксплуатации объекты техники различного целевого назначения, используемые для решения прикладных задач народно-хозяйственного значения, могут подвергнуться воздействию ионизирующих излучений космического пространства (радиационные пояса Земли), ядерных энергетических установок. Кроме того, возможно облучение и при проведении ряда технологических операций, в частности, дефектоскопии и стерилизации с использованием источников ионизирующих излучений.

Для обеспечения надежной работоспособности материалов в этих условиях перед разработчиком возникает необходимость оценки влияния ионизирующих излучений на изменение их эксплуатационных свойств. При этом важно знать характер и степень изменения свойств, а также причины, вызывающие эти изменения в материалах. Это позволит эффективно решать проблемы повышения стабильности характеристик материалов в условиях эксплуатации.

При исследовании радиационной стойкости конструкционных материалов в качестве ионизирующего излучения (ИИ) применяются γ – кванты, заряженные частицы (электроны, протоны), нейтроны и смешанное реакторное излучение, состоящее в основном из нейтронов и γ – квантов.

Многообразие факторов радиационного воздействия (вид, мощность дозы излучения, энергетический спектр излучения) с учетом других условий эксплуатации (температура, среда и др.) ставит перед разработчиком материалов широкий круг задач, связанных с разработкой инженерно-физических основ проведения радиационных испытаний. В этом направлении были выполнены работы по созданию и внедрению методов проведения облучения и последующих испытаний материалов [1-5].

Исследование радиационно-химических процессов, протекающих в компонентах и материалах на их основе и установление их влияния на характер изменения эксплуатационных свойств, являются необходимыми этапами при создании перспективных составов материалов с высокой радиационной стойкостью.

Большой вклад в развитие и решение проблемы радиационного материаловедения внесли Ворожцов Б.И., Клименко Г.К., Михай-

лина Р.И., Лоскутов А.И., Комаров В.Ф., Захаров Ю.А., Невоструев В.Н., Толстикова З.Г., Гордеева Г.М., Маркин В.Б., Афанасьев Ю.Г., Жуков В.Н., Юшков Е.С., Талин Д.Д., Скорик А.И., Самусев В.Ф., Романов Ю.Б., Игнатъев В.А., Кондратенко А.А. и др. Работы, выполненные научными коллективами, отражены во многих публикациях и являются основой для решения многих задач радиационного материаловедения, возникающих в настоящее время при создании новых материалов, эксплуатирующихся в условиях радиационного воздействия.

Цель настоящей работы состояла в создании программы, позволяющей осуществлять расчет распределения поглощенной энергии по глубине облучаемого материала ионизирующим излучением различной природы.

Определение поглощенной энергии – неотъемлемая часть любых исследований, связанных с облучением материалов. Экспериментальная дозиметрия представляет самостоятельную и обширную область знаний, подробно рассмотренную в литературе [6-11].

В целом следует отметить, что физические процессы передачи энергии излучения веществу является первопричиной всех последующих радиационно-химических изменений в облучаемых материалах.

Основные дозиметрические величины и единицы их измерения, используемые для расчета поглощенной дозы в облучаемых материалах, приведены в таблице 1 [12].

Оценка радиационной стойкости некоторых классов конструкционных материалов, различных по своему составу и степени наполнения, используемых в качестве конструктивных элементов изделий, может быть определена, исходя из данных о радиационных изменениях в индивидуальных веществах, входящих в состав материала или из знания радиационной стойкости аналогов. Об этом наглядно свидетельствуют сравнительные данные, характеризующие радиационную стойкость полимеров - связующих и конструкционных материалов на их основе, представленные в работах [3, 4].

На основании проведенных исследований [1-5] можно считать установленным, что устойчивость конструкционных материалов к действию ионизирующих излучений определяется как природой полимерных связующих, так и наличием в них наполнителей.

На стадии рецептурной отработки конструкционных материалов предварительная оценка их радиационной стойкости проводит-

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММЫ РАСЧЕТА ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ОБЛУЧЕННЫХ МАТЕРИАЛАХ

ся расчетным путем с использованием справочных данных по радиационной стойкости их компонентов и близких по составу рецептур. Показателем радиационной стойкости является значение пороговой дозы (ПД) облучения для конкретного материала.

Таблица 1

Единицы измерения физических величин

Параметр	Обозначение	Ед. изм. в системе СИ	Внесистемная ед. изм.
Экспозиционная доза γ -излучения	D_{γ}	Кл/кг	р
Мощность экспозиционной дозы γ -излучения	R_{γ}	А/кг	р/с
Флюенс нейтронов	Φ_n	н / м ²	н/см ²
Плотность потока нейтронов	ϕ	н / (м ² с)	н/(см ² ·с)
Плотность потока рентгеновского излучения	U_p	кДж / м ²	кал/см ²
Поглощенная доза излучения	$D_{\gamma}, D_n, D_{ри}$	(Грей) Гр	рад
Массовый коэффициент поглощения	μ_a	см ² /г	см ² /г
Массовый коэффициент ослабления	μ_s	см ² /г	см ² /г
Коэффициент передачи энергии нейтроном веществу	f	Гр·см ² /н	рад·см ² /н

Полученное ожидаемое значение ПД облучения сопоставляется с расчетной поглощенной дозой облучения в материале от заданной модели радиационного воздействия. Расчет поглощенной дозы облучения приведен ниже. Если при этом ожидаемое значение ПД облучения для материала равно или больше значения расчетной поглощенной дозы, то данный материал в заданных условиях облучения сохранит без изменения свои эксплуатационные свойства и обеспечит

требование технического задания в части радиационной стойкости.

В случае, когда ПД облучения ниже расчетной поглощенной дозы, то данный материал не обеспечивает требование по сохранности эксплуатационных свойств и, следовательно, неприемлем для разрабатываемого изделия, эксплуатирующегося в условиях радиационного воздействия.

Используя исходные данные конструкции изделия и заданной модели радиационного воздействия, проводится теоретический расчет энергопоглощения по своду материалов. Рассмотрим энергопоглощение от каждого вида ионизирующего излучения.

Поглощенную дозу от γ -излучения для поверхностного слоя материала, не защищенного экраном, рассчитывают по формуле:

$$D_{\gamma} = 0,87 (\mu_a / \mu_{ав}) D_{\gamma}^{\circ}, \text{ рад} \quad (1)$$

где D_{γ}° измеряется в рентгенах,

$$D_{\gamma} = 33,8 (\mu_a / \mu_{ав}) D_{\gamma}^{\circ}, \text{ Гр} \quad (2)$$

Где D_{γ}° измеряется в Кл/кг.

В приведенных формулах D_{γ}° – заданная в ТЗ экспозиционная доза γ -излучения; μ_a , $\mu_{ав}$ – массовые коэффициенты поглощения, (см²/г), γ -излучения в облучаемом материале и в воздухе соответственно.

При наличии экранов, защищающих изделие от излучения, в том числе и при расчетах поглощенных доз для точек изделия, удаленных от поверхности, формулы (1), (2) приобретают вид:

$$D_{\gamma} = 0,87 (\mu_a / \mu_{ав}) D_{\gamma}^{\circ} \exp [-\sum_{i=1}^n \mu_{si} \rho_i \delta_i], \text{ рад} \quad (3)$$

где D_{γ}° – в рентгенах),

$$D_{\gamma} = 33,8 (\mu_a / \mu_{ав}) D_{\gamma}^{\circ} \exp [-\sum_{i=1}^n \mu_{si} \rho_i \delta_i], \text{ Гр} \quad (4)$$

где D_{γ}° – в Кл/кг). Здесь μ_{si} – массовый коэффициент ослабления материалом i -го экрана, см²/г; ρ_i – плотность материала экрана, г/см³; δ_i – толщина экрана, см; n – количество экранов.

Для веществ сложного элементного состава массовые коэффициенты поглощения и ослабления определяются по правилу аддитивности с учетом относительной массовой доли элементов входящих в состав рассматриваемого вещества:

$$\mu_a = \sum_{j=1}^m \mu_{aj} \alpha_j, \quad (5)$$

$$\mu_s = \sum_{j=1}^m \mu_{sj} \alpha_j, \quad (6)$$

где α_j – относительная массовая доля j -го элемента в составе сложного вещества; μ_{aj} – массовый коэффициент поглощения γ - излучения j -го элемента; μ_{sj} – массовый коэффициент ослабления γ - излучения j -го элемента; m – число элементов в рассматриваемом веществе.

При расчете профиля поглощенных доз по сечению изделия в качестве экрана выступает слой облучаемого материала, толщина которого равна расстоянию от поверхности до точки расчета поглощенной дозы.

Поглощенная доза в материале от действия рентгеновского излучения определяется по следующим формулам:

1) для неэкранированного изделия

$$D^p = 10^3 U_p \mu_a(E_j), \text{ Гр}, \quad (7)$$

где E – заданное среднее значение энергии фотонов рентгеновского излучения;

$$D^p = 10^3 U_p \sum_{j=1}^m \alpha(E_j) \mu_a(E_j), \text{ Гр}, \quad (8)$$

где U_p – интегральный поток рентгеновского излучения, Дж/м²; $\alpha(E_j)$ – доля фотонов с заданной энергией E_j в спектре;

2) для экранированного изделия

$$D^p = 10^3 U_p \sum_{j=1}^m \alpha(E_j) \mu_a(E_j) \exp[-\sum_{j=1}^m \mu_{sj}(E_j) \rho_j \delta_j], \text{ Гр}, \quad (9)$$

где $\mu_a(E_j)$ – массовый коэффициент поглощения экрана; $\mu_{sj}(E_j)$ – массовый коэффициент ослабления материала экрана; m – количество экранов; j – порядковый номер экрана.

При наличии многослойного экрана берется произведение экспонент с соответствующими константами для материала каждого слоя.

Поглощенную дозу от заданного потока нейтронов для незащищенного экраном материала определяют по формуле:

$$D_n = f_o \Phi_n, \text{ Гр}, \quad (10)$$

где f_o – коэффициент эффективности передачи энергии нейтроном облучаемому веществу, Гр см² /н.

Для сложных веществ, содержащих несколько элементов, f_o определяется по правилу аддитивности с учетом относительной массовой доли элементов α :

$$f_o = \sum_{j=1}^m \alpha_j f_{oj}, \quad (11)$$

где f_{oj} – коэффициент эффективности передачи энергии нейтроном j -му элементу.

Формулы (8), (10) дают значение поглощенной дозы для поверхностного слоя материала незащищенного экраном изделия.

Кроме того, эти формулы справедливы для случая упругого рассеяния нейтронов, т.е. в предположении отсутствия ядерных реакций, для нейтронов с энергией в интервале 0-10 Мэв.

Остановившись на формуле (10), следует отметить, что она верна для монохроматического излучения при f_o для $E = 2$ Мэв.

В случае задания энергетического спектра нейтронов поглощенную дозу для непрерывного спектра в интервале энергий 0- E_n необходимо определять по формуле:

$$D_n = \sum_{i=1}^n f(E_i) \alpha(E_i) \Phi_n(E_i), \text{ Гр}, \quad (12)$$

где $\alpha(E_i)$ – относительная доля нейтронов со средней энергией E_i в общем спектре.

Для определения поглощенной дозы нейтронного излучения в материале за экраном предлагается следующее уравнение для расчета потока нейтронов в заданной точке облучаемого объекта:

$$\Phi_{n(x)} = \Phi_{n(o)} (1 - 6,25 \cdot 10^{-7} / E) \sum_{i=1}^n f_i(E) \rho_i x_i, \quad (13)$$

где $\Phi_{n(o)}$ – падающий на объект интегральный поток нейтронов; $f_i(E)$ – коэффициент эффективности передачи энергии нейтронов материалу i -го экрана; ρ_i, x_i – плотность и толщина i -го экрана; n – количество экранов; $6,25 \cdot 10^{-7}$ – переводной коэффициент.

При заданных плотностях потока нейтронов Φ и длительности импульса нейтронного потока τ_n в формуле (10) вместо Φ_n необходимо использовать $\tau_n \Phi$, т.е. формула примет вид:

$$D_n = f_o \tau_n \Phi. \quad (14)$$

При воздействии корпускулярного излучения (электронов, протонов) среднее значение поглощенной дозы в материале можно вычислить по уравнению (15):

$$D_k = 1,66 \cdot 10^{-8} (-dE/dx)_{\text{ион}} l \tau, \text{ Гр}, \quad (15)$$

где $(-dE/dx)_{\text{ион}}$ – полные массовые ионизационные потери заряженной частицы, Мэв/см² г; l – плотность потока заряженных частиц, част./см² с; τ – время облучения, с.

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММЫ РАСЧЕТА ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ОБЛУЧЕННЫХ МАТЕРИАЛАХ

Полные ионизационные потери для сложных веществ рассчитывают по правилу аддитивности:

$$(-dE/dx)_{\text{ион}} = \sum_{i=1}^n (-dE/dx)_{i \text{ ион}} \alpha_i, \quad (16)$$

где $(-dE/dx)_{i \text{ ион}}$ – ионизационные потери для i -го элемента; α_i – массовая доля i -го элемента в сложном веществе.

По завершении расчета поглощенной дозы от каждого вида излучений определяется суммарная поглощенная доза облучения:

$$D_c = D_\gamma + D_p + D_n + D_k. \quad (17)$$

Приведенные формулы позволяют определять поглощенные дозы в облучаемых материалах, однако это связано с большими временными затратами, что представляет ряд трудностей в осуществлении процесса прогнозирования радиационной стойкости исследуемых материалов.

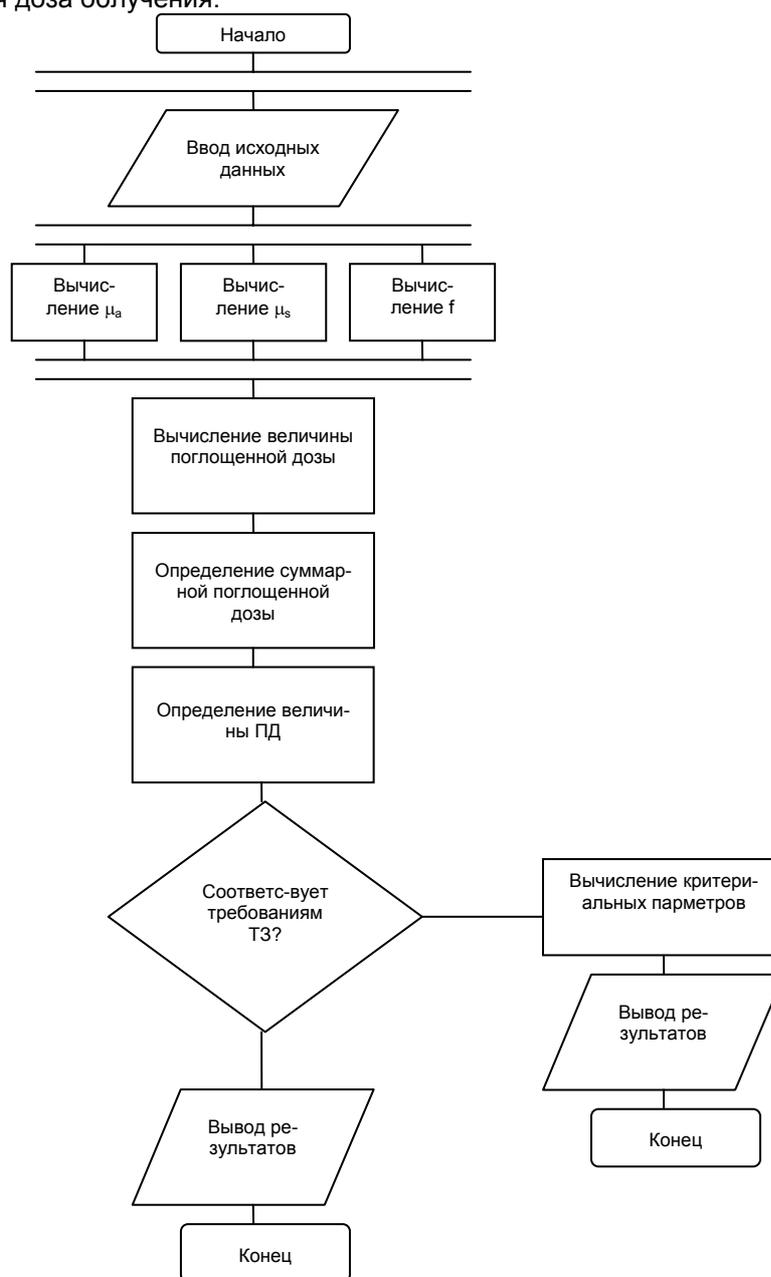


Рисунок 1 – Блок-схема программы расчета поглощенной дозы ионизирующего излучения

Для ускорения процесса расчета поглощенной дозы в облучаемых материалах была разработана пользовательская программа в среде Delphi 7.0.

Блок-схема алгоритма расчета поглощенной дозы для оценки радиационной стойкости материала приведена на рисунке 1.

Программа разработана для IBM PC/AT совместимых компьютеров с процессором Intel Pentium и выше и требует:

- не менее 1 Мб свободного пространства на диске;
- не менее 70 Мб оперативной памяти;
- операционную систему Microsoft Windows 98/2000/XP.

Практическая работа с программой не требует от пользователя какой-либо специальной подготовки в области программирования и изучения специальных инструкций и сводится к следующей последовательности действий:

- выбор задачи;
- задание исходных данных задачи;
- запуск программы на счет;
- представление результатов решения выбранной задачи на экране монитора в виде числовой и графической информации.

Для каждого вида излучения при помощи разработанной программы определяется поглощенная доза облучения для исследуемого материала с учетом экспозиционной дозы γ -излучения, флюенса нейтронов, плотности потока рентгеновского излучения, энергии излучения и элементного состава материала.

На основе разработанной программы была проведена апробация расчета поглощенных доз от различных видов ионизиру-

ющих излучений в композиционных материалах.

Разработанная программа существенно позволила ускорить проведение расчетов поглощенных доз в материалах различной природы.

ЛИТЕРАТУРА

1. Бовей Ф. Действие ионизирующих излучений на природные и синтетические полимеры. Пер. с англ. - М.: ИЛ, 1959. - 295 с.
2. Чарлзби А. Ядерные излучения и полимеры. Пер. с англ. - М.: ИЛ, 1962. - 522 с.
3. Своллоу А. Радиационная химия органических соединений. Пер. с англ. - М.: ИЛ, 1963. - 408 с.
4. Болт Р., Кэррол Дж. Действие радиации на органические материалы. Пер. с англ. - М.: Атомиздат, 1965. - 476 с.
5. Махлис Ф.А. Радиационная физика и химия полимеров. - М.: Атомиздат, 1972. - 328 с.
6. Кабакчи А.М. и др. Химическая дозиметрия ионизирующих излучений. - Киев, Изд-во АН УССР, 1963.
7. Иванов В.И. Курс дозиметрии. - Изд. 2. - М.: Атомиздат, 1970.
8. Радиационная дозиметрия. Под ред. Дж. Хайна и Г. Браунелла. Перев. с англ. - М.: Изд-во иностр. лит., 1958.
9. Сборник материалов симпозиума по отдельным вопросам дозиметрии. - М.: Госатомиздат, 1962.
10. Дозиметрия больших доз. - Ташкент: Изд-во АН УзССР, 1966.
11. Дозиметрия интенсивных потоков ионизирующих излучений. - Ташкент, Изд-во АН УзССР, 1969.
12. Иванов В.И., Машкович В.П. и др. Международная система единиц (СИ) в атомной промышленности. - М.: Энергоиздат, 1981. - 200 с.

АНАЛИЗ КЛИМАТИЧЕСКОЙ КОМФОРТНОСТИ АЛТАЙСКОГО КРАЯ ДЛЯ ОЦЕНКИ РИСКА ЗДОРОВЬЮ НАСЕЛЕНИЯ

И.В. Архипова, Д.Н. Драченин, И.Н. Ротанова

Проведен анализ климатической комфортности территории Алтайского края на основе комплекса показателей, отражающих ведущие факторы благоприятности условий жизни населения. Оценена степень неблагоприятности климатических условий Алтайского края для метеочувствительных людей.

Основная задача медико-географического изучения климата состоит в том, чтобы на основе метеорологической информации оценить возможное влияние климата

на человека [1]. Только определенное сочетание разнообразных погодно-климатических факторов является оптимальным (комфортным) для человека. Если состав или интен-