

ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ БЮДЖЕТНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ
«Всероссийский научно-исследовательский институт радиологии и
агроэкологии Национального исследовательского центра «Курчатовский
институт» (НИЦ «Курчатовский институт – ВНИИРАЭ»)

На правах рукописи



Денисова Эльвира Николаевна

**Транспорт радиоактивных частиц в желудочно-кишечном тракте животных
и дозовые нагрузки на внутренние органы**

1.5.1 Радиобиология

ДИССЕРТАЦИЯ

на соискание ученой степени

кандидата физико-математических наук

Научный руководитель:

д.ф.-м.н., доцент

Ю.А. Кураченко

Обнинск – 2023

ОГЛАВЛЕНИЕ

ОГЛАВЛЕНИЕ	2
Введение	4
ГЛАВА I. ОБЗОР ЛИТЕРАТУРЫ.....	11
1.1 Источники внутреннего облучения животных	11
1.1.1 Радиоактивные выпадения реакторного происхождения	11
1.1.2 Радиоактивные выпадения не реакторного происхождения	13
1.1.3 Распространение радиоактивных частиц в окружающей среде	14
1.1.4 Характеристика радиоактивных выпадений в виде частиц.....	15
1.2 Развитие и обзор вычислительных моделей	17
1.3 Численные методы в задаче переноса излучения в биологических средах	20
1.3.1 Метод сечения выведения	20
1.3.2 Метод длин релаксации	21
1.3.3 Метод Монте-Карло	23
1.4 Прецизионные расчётные технологии	29
1.4.1 Моделирование транспорта излучений	32
1.4.2 Условная задача вывода терапевтического реакторного пучка нейтронов	34
1.4.3 Транспорт излучений в разреженной среде	35
1.4.4 Программное обеспечение для работы в on-line режиме	36
ГЛАВА II Материалы и методы.....	37
2.1 Эксперимент на лабораторных животных	37
2.1.1 Объект исследования	38
2.1.2 Оплавленные радиоактивные частицы	38

2.1.3 Анализ содержания радиоактивных частиц в желудочно-кишечном тракте крыс	39
2.1.4 Моделирование активации радионуклидов (трёхкомпонентой и рениевой моделей).....	41
2.2 Эксперимент на сельскохозяйственных животных	44
2.3 Статистический анализ экспериментальных данных	46
ГЛАВА III Внутреннее облучение лабораторных животных	47
3.1 Моделирование переноса (<i>transfer</i>) оплавленных радиоактивных частиц в желудочно-кишечном тракте лабораторных животных	47
3.1.1 Основные подходы и допущения для создания концептуальной схемы модели транспорта оплавленных радиоактивных частиц в желудочно-кишечном тракте крыс	47
3.1.2 Концептуальная схема модели транспорта оплавленных радиоактивных частиц в желудочно-кишечном тракте крыс	48
3.1.4 Математическая постановка задачи моделирования.....	50
3.1.5 Разработка программных средств для расчёта доз облучения в желудочно-кишечном тракте крыс	52
3.2 Результаты и обсуждение	55
Вывод по главе III	58
Глава IV Самооблучение щитовидной железы крупного рогатого скота	60
4.1 Моделирование переноса (<i>transfer</i>) радиоактивного йода.....	60
4.2 Результаты и их обсуждение	61
Вывод по главе IV	67
Выводы	68
СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ	70
Список литературы.....	71

Введение

Актуальность работы

В настоящее время интенсивно развиваются отрасли промышленности, в которых применяются ядерные материалы и радиоактивные вещества (ЯМ и РВ). Несмотря на совершенствование мер безопасности по ограничению их распространения существует риск поступления ЯМ и РВ в окружающую среду вследствие радиационных аварий, военных конфликтов и террористических атак. При этом один из наиболее опасных факторов радиационного воздействия на живые организмы является выбросы радиоактивных изотопов в составе «горячих» частиц, а также радионуклиды йода. В условиях формирующегося радиоактивного загрязнения актуализируются вопросы транспорта «горячих» частиц и оценки доз облучения как человека, так и биоты, среди которых особую роль играют животные. Важная роль в радиобиологических исследованиях радиационного поражения отводится одному из звеньев пищевой цепочки – крупному рогатому скоту (КРС). Поражение щитовидной железы (ЩЖ) КРС в первые недели после радиоактивных выбросов может привести к необратимому разрушению паренхиматозной ткани ЩЖ и гибели животных [1]. Оценка-прогноз накопленной дозы в ЩЖ позволит принять рациональное решение по разработке системы быстрого реагирования и применения противорадиационных мероприятий. Не менее важна оценка транспорта частиц и доз внутреннего облучения слизистой оболочки желудочно-кишечного тракта лабораторных животных (ЛЖ), в частности, крыс [2]. Это связано с тем, что эти ткани являются первичной мишенью облучения «горячими» частицами, а также со сходным строением слизистых оболочек млекопитающих, что позволит экстраполировать полученные результаты на организм человека. К тому же относительно небольшие размеры (ЛЖ) позволяют применить современные методы воксельного моделирования композиции и состава материалов ЖКТ для прецизионных расчётов доз методом Монте-Карло.

Однако, несмотря на актуальность исследований транспорта «горячих» частиц в ЖКТ ЛЖ и переноса (*transfer*) радиоактивного йода в ЩЖ КРС, следует констатировать недостаточную изученность этой проблемы, с чем связан широкий разброс дозиметрических оценок, что и определяет цели и задачи настоящей диссертационной работы.

Цель и задачи работы

Разработать теоретические основы и современный программно-методический аппарат вычисления доз внутреннего облучения критических органов лабораторных и сельскохозяйственных животных при пероральном поступлении радиоактивных частиц.

Для достижения поставленной цели решались следующие **задачи**:

1. Разработать и программно реализовать камерную модель для задач транспорта радиоактивных частиц в ЖКТ ЛЖ.

2. Разработать технологии применения метода Монте-Карло к расчётам транспорта β - и γ - излучений, обусловленных внутренним источником в ЖКТ ЛЖ и в ЩЖ КРС.

3. Выполнить расчёт дозовых нагрузок на внутренние органы ЛЖ и КРС с использованием прецизионных моделей переноса излучений (код MCNP5) и современных библиотек ядерных данных (TENDL).

4. Выявить, опираясь на данные эмпирических исследований, взаимосвязи между дозами внутреннего облучения и радиобиологическими эффектами при пероральном поступлении радиоактивных частиц в ЖКТ ЛЖ и в ЩЖ КРС.

Методология исследования

Полученные результаты основаны на камерном анализе экспериментальных данных. Разработка камерной модели для лабораторных животных был реализован в визуальной среде Lazarus, относящейся к категории свободно распространяемой на основе GNU General Public License. Расчёт дозовых нагрузок на внутренние органы ЛЖ и КРС выполнен с использованием программы MCNP и современных библиотек ядерных данных TENDL. При

отображении предметной области (органов и тканей животных) в среде программы MCNP построены и применяются в расчёте современные реалистичные и воксельные модели.

Положения, выносимые на защиту:

1. Разработанная камерная модель переноса оплавленных радиоактивных частиц (ОРЧ) в ЖКТ лабораторных животных позволяет оценить динамику изменения активности радионуклидов в отделах ЖКТ, а также динамику выведения из организма животных при поступлении ОРЧ.

2. Использование разработанного камерного анализа позволяет проводить расчёт поглощённых доз внутреннего облучения животных частицами радиоактивных выпадений.

3. Величина критической дозы в ЩЖ КРС (~ 330 Гр), приводящая к необратимому разрушению паренхиматозной ткани железы, имеет большое практическое значение для принятия решения (по утилизации животного, переводу на чистые корма и т.п.).

4. Коэффициенты пересчёта активности изотопов йода в ЩЖ в мощность дозы позволяют оперативно сделать прогноз полной дозы и принять необходимые решения.

5. Получена совокупность доз облучения основных внутренних органов лабораторных животных при пероральном поступлении радиоактивных частиц. Эти данные могут быть использованы при расчёте активности в пищевых цепочках для оценки дозовой нагрузки на биоту.

Научная новизна

1. Разработана и программно реализована камерная модель для задач транспорта радиоактивных частиц в ЖКТ ЛЖ.

2. Предложены новые подходы к прецизионным расчётам доз внутреннего облучения при предельно точном моделировании конфигурации и состава области переноса излучений, а также учёте всей полноты ядерных превращений,

вносящих вклад в формирование дозы критических органов животных при радиационных авариях.

3. Разработана и реализована технология применения метода Монте-Карло к расчётам транспорта β - и γ - излучений, обусловленных внутренним источником в ЖКТ ЛЖ и в ЩЖ КРС.

4. Для лабораторных животных выявлена слабая чувствительность доз внутреннего облучения от применяемых моделей радиоактивных частиц (трёхкомпонентной, рениевой и др.), что облегчает оценку дозовых нагрузок.

Теоретическая и практическая значимость работы:

1. Разработан комплекс программ и вычислительная технология для расчёта доз облучения внутренних органов лабораторных животных при радиационных авариях (РА).

2. Применение развитого вычислительного аппарата (библиотеки ядерных данных, учитывающих всю полноту возможных реакций, и прецизионной модели предметной области, в частности, реалистичных и воксельных фантомов органов и тканей) позволило повысить надёжность прогноза доз при РА и получить новые результаты.

3. Разработанный комплекс программ позволит принять рациональное решение по разработке системы быстрого реагирования и применения противорадиационных мероприятий.

Достоверность результатов

Достоверность представленных в работе результатов обеспечивается использованием апробированных подходов и моделей. Результаты Монте-Карло моделирования, полученные при помощи программы MCNP, находятся в хорошем согласии с экспериментальными данными и проведенными ранее другими авторами расчётными исследованиями. Кроме того, величины полученных доз на органы ЖКТ непосредственно подтверждаются наблюдением за облучёнными животными и косвенно – с общепринятыми результатами терапевтического облучения в радиационной медицине.

Апробация работы

Основные положения диссертации и полученные результаты были представлены и обсуждены на следующих конференциях, съездах и семинарах:

- II Международная научная конференция «Техногенные системы и экологический риск-2018» (Обнинск, 2018);
- Международная молодежная конференция «Современные проблемы радиобиологии, радиоэкологии и агроэкологии» (Обнинск, 2019);
- VII Международная молодежная научная конференция, «ФТИ-2020» (Екатеринбург, 2020);
- Международная научно-практическая конференция «Ядерно-физические исследования и технологии в сельском хозяйстве» (Обнинск, 2020);
- Ежегодная научная конференция «Ломоносовские чтения» (Москва, 2021);
- Международная научно-практическая конференция «Радиоэкологические последствия радиационных аварий» к 35-ой годовщине аварии на ЧАЭС (Обнинск, 2021);
- VIII Международная молодежная научная конференция, «ФТИ-2020» (Екатеринбург, 2021);
- LXXII Международная конференция «ЯДРО-2022: Фундаментальные вопросы и приложения» (Москва, 2022);
- Школа-конференция молодых ученых и специалистов «Ильинские чтения» (Москва, 2022);
- X Международная молодежная научная конференция, «ФТИ-2023» (Екатеринбург, 2023).

Исследования поддержаны Российским фондом фундаментальных исследований («Прецизионное моделирование радиационного воздействия «горячих» радиоактивных частиц на организм лабораторных животных» №19-316-90014).

Личный вклад автора

Личный вклад автора состоит в непосредственном участии в формулировке идеи исследования, постановке задач, разработке расчётных методов, самостоятельно проводил анализ и обработку полученных и изложенных в диссертации результатов, а также совместно с соавторами участвовал в написании научных статей, представлении и обсуждении результатов исследования на конференциях и симпозиумах.

Публикации

Основные результаты диссертации отражены в 21 публикации, в том числе 2 публикации в рецензируемых научных изданиях, индексируемых международными базами данных Web of Science & Scopus, 1 публикация в журнале, входящем в перечень изданий, рекомендованных ВАК при Минобрнауки России, и 2 свидетельствах на программу для ЭВМ.

Научные статьи, опубликованные в рецензируемых журналах, рекомендованных ВАК, индексируемых в базах данных Scopus, Web of Science и РИНЦ:

1. **Денисова, Э.Н.** Численное моделирование в дозиметрических задачах ядерной медицины и радиобиологии / **Э.Н. Денисова**, А.С. Снегирев, Ю.А. Кураченко, Г.В. Козьмин, В.А. Бударков, Н.И. Санжарова, Е.С. Матусевич // Известия вузов. Ядерная Энергетика. – 2018. – №4. – С. 138-151. (**E.N. Denisova**, A.S. Snegirev, Yu.A. Kurachenko, G.V. Kozmin, V.A. Budarkov, N.I. Sanzharova, E.S. Matusевич / Numerical simulation in dosimetry problems of nuclear medicine and radiobiology // Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika. – 2018. – no. 4. – pp. 138-151) (Импакт-фактор: SJR=0,372. Scopus, WoS; 1,6 п.л. / 90 %).

2. Kurachenko, Yu.A. Cattle's Thyroid Dose Estimation with Compartmental Model of Iodine Metabolism and Monte Carlo Transport Technique / Yu. A. Kurachenko, N.I. Sanzharova, G. V. Kozmin, V. A. Budarkov, **E. N. Denisova**, A. S. Snegirev // Medical radiology and radiation safety. – 2018. – № 5. – P. 48-54 (Импакт-фактор: SJR=0,23. Scopus; 0,6 п.л. / 50 %).

3. Денисова, Э.Н. Внутреннее облучение моногастричных животных «горячими» радиоактивными частицами / Э.Н. Денисова, Ю.А. Кураченко // Медицинская физика. – 2021. – V. 90. – №2. – С. 66-72 (Импакт-фактор: РИНЦ=0,219; 0,8 п.л / 90 %).

Свидетельство на программу для электронных вычислительных машин:

4. Денисова, Э.Н. Свидетельство о государственной регистрации программ для ЭВМ № 2021614284. Программа для ЭВМ «Динамика дозы облучения желудочно-кишечного тракта крыс при пероральном поступлении радиоактивных частиц». Заявка № 2021611349 / Переволоцкий А.Н., Переволоцкая Т.В., Денисова Э.Н. // Зарегистрировано в Реестре программ для ЭВМ 22 марта 2021 г. (0,1 п.л. /50%)

5. Денисова, Э.Н. Свидетельство о государственной регистрации программ для ЭВМ № 202164285. Программа для ЭВМ «Динамика активности радиоактивных частиц в желудочно-кишечном тракте крыс при пероральном поступлении» / Переволоцкая Т.В., Переволоцкий А.Н., Денисова Э.Н. // Зарегистрировано в Реестре программ для ЭВМ 22 марта 2021 г. (0,1 п.л. / 50%)

Структура и объем диссертации

Диссертация состоит из введения, четырех глав и заключения. Полный объем диссертации составляет 82 страницы текста с 17 рисунками и 6 таблицами. Список литературы содержит 101 наименований.

ГЛАВА I. ОБЗОР ЛИТЕРАТУРЫ

1.1 Источники внутреннего облучения животных

1.1.1 Радиоактивные выпадения реакторного происхождения

«Горячие» частицы – это микроскопические частицы с весьма высокой удельной активностью [3-5].

Образование радиоактивных частиц может происходить при ядерных и радиационных авариях, ядерных взрывах, применении «грязных» бомб, вследствие радиоактивных выбросов и сбросов предприятий атомной промышленности, а также объектов производства сырья и материалов с повышенным содержанием естественных радионуклидов [6-10]. Общим характеристикам радиоактивных выпадений в виде частиц посвящены многочисленные работы, среди которых следует выделить монографии [3-4, 11]. Основная часть публикаций посвящена проблеме «горячих» частиц и их ингаляционного поступления в организм человека.

На ядерных реакторах наиболее тяжёлые аварии с выбросом радионуклидов в атмосферу в виде полидисперсных радиоактивных частиц происходили на Чернобыльской АЭС (26 апреля 1986 г.) и на АЭС Фукусима-1 (11 марта 2011 г., Япония) [12-16].

Выброс в результате аварии на IV блоке Чернобыльской АЭС отличался значительной мощностью и продолжительностью, происходил из горячей активной зоны, продолжался 10 дней, был высотой до 2÷3 км и по суммарной мощности составил $\sim 2 \cdot 10^{18}$ Бк (3÷4 % активности, содержащейся в активной зоне к моменту аварии) [17-18].

Радионуклидный состав выбросов был близок к составу топлива, но с преобладанием в выбросе летучих радионуклидов: кроме радиоактивных благородных газов (РБГ) было выброшено 50 % из содержащихся в активной зоне радионуклидов йода ($6,7 \cdot 10^{17}$ Бк), ~30% радионуклидов цезия ($1,9 \cdot 10^{16}$ Бк ^{134}Cs и $3,7 \cdot 10^{16}$ Бк ^{137}Cs) и примерно 3% радионуклидов редкоземельных элементов и актиноидов. Главной особенностью и, в определенной степени, уникальностью

радиоактивного загрязнения территорий является наличие разных физико-химических форм радионуклидов, которые поступили в окружающую среду в результате аварии на Чернобыльской АЭС. В ближней зоне в течение 5 первых дней на земную поверхность выпали «горячие» топливные частицы с размерами до 10 мкм [18].

Радиоактивный цезий с активностью частиц порядка $9-36 \cdot 10^{15}$ Бк и диаметром 2-10 мкм, был одним из наиболее распространенных радионуклидов, выброшенных в окружающую среду во время аварии на АЭС «Фукусима-1» [19-24]. Даже на расстоянии 160 км в г. Цукуба были обнаружены сферические стеклообразные «горячие» частицы диаметром более 2 мкм, содержащие кроме радиоцезия уран и другие элементы, характерные для ядерного топлива и материалов реактора [25-26].

Время от времени в литературных источниках появляются сообщения о новых находках «горячих» радиоактивных частиц в природных средах в районах размещения предприятий ядерного топливного цикла. Так, например, в 1994 г. в пойме р. Енисей были обнаружены «горячие» частицы [27] в пойменных почвах о-ва Городской в 340 км вниз по реке от местоположения Красноярского горно-химического комбината (ГХК, г. Железногорск). Матрица частиц была преимущественно графитовой, размеры частиц составляли от 10 до 200 мкм. В частицах обнаружено несколько радионуклидов, входящих в состав продуктов деления и наведенной активности.

Аналогичные «горячие» частицы были найдены в 1994 г. при изучении радиоактивной загрязненности пойменных почв вблизи деревни Смородинка (263 км ниже по течению реки от местоположения ГХК). Анализ радионуклидного состава этих частиц, выполненный в Радиевом институте им. В. Г. Хлопина, показал, что доминирующим радионуклидом в этих частицах является ^{137}Cs (удельная активность до $1 \cdot 10^5$ Бк/частицу). В том же году были обнаружены две «горячие» частицы на середине о-ва Атамановский в 6 км ниже по течению от местоположения ГХК [28]. Линейные размеры найденных «горячих» частиц составили 500-700 мкм, масса - 450-500 мкг. По внешнему виду частицы были

похожи на топливные «горячие» частицы, подобные которым находили непосредственно на территории Чернобыльской АЭС после аварии.

Было показано, что удельная активность каждой из этих частиц практически на 100% обусловлена присутствием в них ^{137}Cs и ^{134}Cs ; она достигала $1,5 \cdot 10^{10}$ Бк/г или около $29 \cdot 10^6$ Бк/частицу. Кроме того, в частицах обнаружено до 1350 Бк ^{90}Sr , а также в следовых количествах $^{238-240}\text{Pu}$ и ^{241}Am . Исходя из найденных значений отношений $^{238}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu}$ и внешнего вида частиц, авторы работы [28] пришли к выводу о реакторном происхождении найденных «горячих» частиц.

В конце 1999 г. в пойменных почвах о-ва Атамановский была обнаружена совершенно другая разновидность «горячих» частиц, которые по своей удельной активности также полностью подпадают под определение «горячих» частиц, но характеризуются гораздо более высокой распространенностью. Эти частицы обладали на несколько порядков меньшей удельной активностью и более широким радионуклидным составом и имели размеры от 10 до 100 мкм [29].

1.1.2 Радиоактивные выпадения не реакторного происхождения

К крупнейшей аварии не реакторного происхождения относят Кыштымскую аварию на Южном Урале [30]. Как показали современные исследования, наиболее вероятной причиной этой аварии послужил спонтанный химический взрыв сухого осадка солей, содержавших примерно 78% окислителей (NaNO_3 и $\text{K}_2\text{Cr}_2\text{O}_7$) и 22% восстановителей (NaAc).

Специалисты Российского Федерального ядерного центра (РФЯЦ) ВНИИТФ (г. Снежинск) в 1995-1998 гг. провели исследования, включавшие модельные эксперименты по изучению механизма взрыва сухого вещества солевого остатка, подобного тому, который образовался непосредственно перед взрывом в аварийной емкости, а также моделирование рассеяния в приземном слое атмосферы полидисперсных примесей [31]. Было показано, что максимальная активность радионуклидов была связана с растворимыми частицами размером 200–260 мкм. Основным радионуклидом, определившим

долгосрочные радиологические проблемы на пострадавшей территории, являлся ^{90}Sr .

1.1.3 Распространение радиоактивных частиц в окружающей среде

Аэрозоли, содержащие в составе частиц радионуклиды, широко распространены в природе. Исходя из значений естественной удельной активности пахотных почв природно-сельскохозяйственных зон России и горных пород, можно ориентировочно принять в качестве фонового такое же содержание радионуклидов в пылевых частицах минерального происхождения. Частицы органического происхождения будут содержать естественные радионуклиды с активностью на один-три порядка меньшей по сравнению с частицами минерального происхождения.

Радиоактивными считают такие аэрозоли, удельная активность которых во много раз превышает фоновое значение активности естественных радионуклидов, характерное для рассматриваемой территории [3]. Среди радиоактивных аэрозолей принято выделять «горячие» (высокоактивные) аэрозольные частицы, которые могут сформировать высокие дозы облучения тканей и органов растений, а также барьерных органов животных и человека (дыхательный и желудочно-кишечный тракт), и тем самым вызвать радиационные повреждения у растений, животных и человека.

Радиоактивные аэрозоли обычно классифицируют по следующим признакам [3]:

- По происхождению – дисперсные аэрозоли, образующиеся в результате измельчения исходных радиоактивных материалов (например, при демонтаже оборудования при выводе АЭС из эксплуатации) и конденсационные, возникающие вследствие конденсации парообразных радиоактивных веществ (например, при аварийном радиоактивном выбросе на АЭС).
- По размеру частиц – грубодисперсные, размером более 10 мкм, видимые в проходящем свете; микроскопические, размером от 0,25 мкм до 10 мкм и субмикроскопические с размерами менее 0,25 мкм.

- По составу – минеральные, кварцсодержащие, органические и т. п.
- По физико-химическим свойствам – растворимые и труднорезорбируемые, заряженные и незаряженные и т. п.

1.1.4 Характеристика радиоактивных выпадений в виде частиц

Рассмотрим характеристику радиоактивных выпадений, связанных с ядерными испытаниями. Радиоактивные осадки, образующиеся при ядерных испытаниях, подразделяются на локальные, выпадающие в пределах до 100 км от места взрыва, тропосферные и стратосферные.

Образующиеся при наземном ядерном взрыве на грунтах с силикатной основой радиоактивные частицы представляют собой, как правило, стекловидные образования сферической формы. Химический состав радиоактивных частиц практически идентичен составу грунтовых частиц из района взрыва. Удельный вес частиц составляет 2,3-2,5 г/см³ [32].

Плотность радиоактивного загрязнения на локальном следе наземного ядерного взрыва определяется частицами с размерами более 50 мкм. Изотопный состав частиц локальных выпадений характеризуется фракционированием по отношению к составу радиоактивных продуктов мгновенного деления [33]. В частности, наблюдается значительное обеднение локальных выпадений группой летучих радионуклидов, достигающих, например, для ⁸⁹Sr и ¹³⁴Cs 10 и более раз. В то же время, как показали расчёты, фракционирование изотопного состава частиц локальных выпадений возрастом до 100 дней практически не сказывается на интегральном энергетическом спектре бета- и гамма-излучений и, соответственно, не влияет на величину поглощённых доз бета- и гамма-излучений [32].

В экспериментальных исследованиях с натурными частицами показано, что переход активности с поверхности частиц локальных выпадений с размерами от 40 до 5000 мкм составляет 0,1-3,4 %. В 1 % растворе соляной кислоты переход активности из состава частиц оказался выше в 2-2,5 раза [32]. Следует отметить, что переход в раствор таких радионуклидов как ⁸⁹Sr, ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁰Ba, ¹⁰³Ru и ¹⁰⁶Ru

может составлять несколько десятков процентов [34]. Данное обстоятельство объясняется сложным комплексом физико-химических взаимодействий продуктов ядерного деления с расплавом грунта в огненном шаре, который в конечном итоге приводит к эффекту фракционирования изотопного состава в радиоактивных выпадениях наземного ядерного взрыва. Группа «летучих» радионуклидов преимущественно сорбируется на поверхности оплавленных частиц. Эти радионуклиды дают основной вклад в активность растворимой части радиоактивных частиц. Степень перехода радионуклидов из состава радиоактивных частиц в растворы определяет биологическую доступность, поступление радионуклидов в растения и организм животных, их распределение в органах и тканях.

Радиоактивные частицы выступают в качестве носителя основной части активности продуктов мгновенного деления (ПМД), эти частицы способны локализоваться в определенных отделах ЖКТ или участках морфологических органов растений и создавать очень большие локальные дозы облучения, являющиеся причиной радиационного поражения. В связи с отмеченным обстоятельством в ряде исследований Всероссийского научно-исследовательского института сельскохозяйственной радиологии и агроэкологии (ВНИИСХРАЭ, г. Обнинск) изучали радиационные эффекты с использованием модельных частиц с включением таких радионуклидов, которые имитировали только дозиметрические характеристики ПМД определенного возраста. Исключением явилась модель высокоактивных («горячих») частиц, предложенная А.А. Тер-Сааковым и В.Д. Куринным.

Идея этой, наиболее полно имитирующей свойства натуральных выпадений модели, базируется на том, что осколки деления, обладающие высокой кинетической энергией, должны внедряться в вещество, в частности, в кварц либо стекло. Если на поверхность шарообразных кварцевых частиц нанести слой солей ^{235}U или ^{239}Pu и полученную систему бомбардировать тепловыми нейтронами, то образующиеся осколки деления пространственно распределятся по объему частиц. С одной стороны это обеспечивает реальный изотопный состав продуктов

деления и, как следствие, все дозиметрические характеристики, а с другой стороны приведет к тому, что растворимость частиц во всех средах будет определяться растворимостью поверхностного слоя и степенью выщелачивания самой матрицы частиц [35].

Для учета эффекта фракционирования в «горячей» модели и моделирования степени перехода «летучих» радионуклидов на поверхность оплавленных частиц наносили растворы изотопов ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{144}Ce , ^{106}Ru и ^{147}Pm . Для оценки степени десорбции радионуклидов после высушивания частицы помещались в растворы соляной кислоты (pH 2,5), щелочи (pH 8,5) и дистиллированной воды. Коэффициенты десорбции для ^{90}Sr составили 87% (дистиллированная вода и щелочь) и 99% (раствор соляной кислоты); для ^{137}Cs – 71% (дистиллированная вода), 67% (щелочь) и 93% (раствор соляной кислоты).

С учетом эффекта фракционирования и выше представленных данных, можно предположить, что для наиболее биологически значимых «летучих» радионуклидов ^{131}I , ^{90}Sr и ^{137}Cs при аэральном загрязнении частицами локальных выпадений наземного ядерного взрыва, максимальная оценка поступления этих радионуклидов в растения и в организм животных может быть выполнена с использованием обширной информации, полученной в экспериментах с растворами этих радионуклидов [36, 37].

1.2 Развитие и обзор вычислительных моделей

Наиболее развиты модели предметной области для лабораторных животных. Это обстоятельство обусловлено относительно малыми ее размерами, допускающими применение современных прецизионных численных методов транспорта излучений (прежде всего, метода Монте-Карло) для достаточно реалистичных моделей не только ЖКТ, но и в целом лабораторного животного.

Мелкие грызуны широко используются при тестировании и утверждении новых радиофармпрепаратов, что требует создания фантомных моделей мышей [38-42]. В 1994-м году под руководством Эдмонда Хуэй была разработана первая компьютерная модель мыши (рисунок 1.1) для оценки доз внутреннего облучения

и получены значения межорганых β -доз от введенных внутрь иммуноконъюгатов, меченных $Y-90$ [43]. С тех пор были последовательно представлены различные вычислительные стилизованные модели мышей [44-49]. Во втором семействе моделей (на основе вокселей) были работы [38, 39, 50-51].

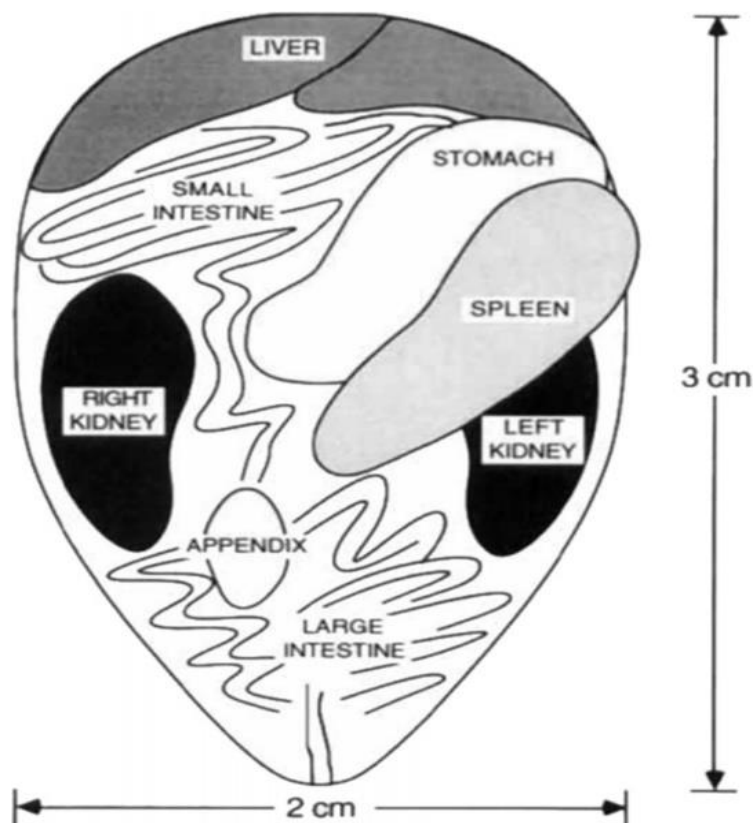


Рисунок 1.1 – Первая компьютерная модель животных [43]

По мере того, как все больше применений терапии тестируется на моделях животных, расчёт точных оценок доз для самих животных становится важным для объяснения и контроля потенциальной радиационной токсичности или эффективности лечения. Исторически сложилось так, что стилизованные и математически обоснованные модели использовались для установления доз для мелких животных ([47]; рисунок 1.2, а). Замена этих стилизованных моделей стала возможной после создания реалистичных моделей, основанных на фактических данных КТ-изображений.

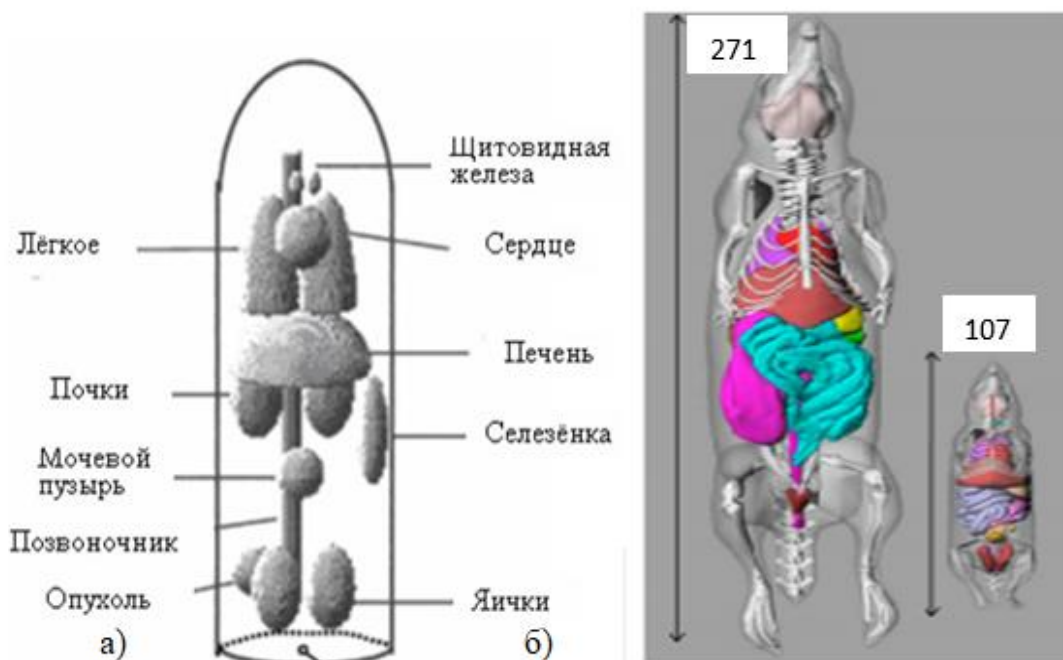


Рисунок 1.2 – Пример стилизованной модели грызунов, разработанной Hindorf и др. (а), [47]; модели ROBY и MOBY [52], показывающие длину каждой модели (в см)

Segars создал модели человеческого тела, используя неоднородный рациональный *B*-сплайн (NURBS) [53] для построения реалистичных и гибких поверхностей органов. Эти модели представляли собой реалистичные изображения человеческого тела, как мужчин, так и женщин, в различном возрасте. Учитывая гибкость поверхностей NURBS, компьютерные инструменты, разработанные Segars и др., позволили быстро и легко манипулировать органами и телом.

Далее была разработана серия анатомически реалистичных человеческих фантомов с использованием моделей тела, основанных на неоднородном рациональном *B*-сплайне. Реалистичные численные фантомы всего тела мыши (MOBY) и крысы (ROBY) были разработаны на основе той же технологии NURBS и использовались в исследовании [52] для упрощения расчёта дозы у различных видов грызунов (рисунок 1.2, б).

Наконец, воксельные версии масштабированных моделей MOBY и ROBY применялись в многоузловой вычислительной сети Вандербильта (Advanced Computing Center for Research and Education). Сеть использовала геометрию и код

переноса излучения MCNP [54] для расчёта конкретных поглощённых фракций (*SAF*, specific absorbed fraction) с внутренними источниками фотонов и электронов.

1.3 Численные методы в задаче переноса излучения в биологических средах

1.3.1 Метод сечения выведения

Наиболее широкое применение в практике расчётов защиты находит полуэмпирический многогрупповой метод выведения-диффузии, основанный на описании распределений быстрых нейтронов с помощью сечений выведения или длин релаксации, а происходящих от них замедляющихся нейтронов в многогрупповом диффузионном или диффузионно-возрастном приближении.

Для решения некоторых задач на вычисление мощностей дозы быстрых нейтронов в водородсодержащих средах получила широкое распространение концепция сечения выведения. Данный метод прост и продуктивен в решениях задач на прохождение нейтронов защиты.

Физическим смыслом концепции является рассмотрение поглощения в качестве процесса взаимодействия тяжелых элементов в водородсодержащей среде [55]. Следует отметить то, что сечение водорода в рассматриваемой области энергии увеличивается с уменьшением энергии нейтронов, а также имеет место большой сброс энергии нейтрона при рассеянии на водороде. В результате при неупругом рассеянии резко уменьшается вероятность достижения нейтрона точки детектирования. Такая же ситуация наблюдается и при упругом рассеянии на большие углы, когда путь нейтронов до точки детектирования увеличивается.

Сечение выведения зависит от энергии нейтронов и условий эксперимента, а именно: способа введения изучаемого вещества в водородсодержащую среду, геометрии и углового распределения излучения источника и др.

Также методику используют для решения задач в гетерогенных средах, условием которой является введение вещества в водородсодержащую среду

вблизи источника, в гомогенной, для которой вещество равномерно распределяется в водородсодержащем материале. Применяется методика и в расчёте неводородсодержащей защиты от нейтронов. Здесь длина релаксации, измеренная детектором с эффективным энергетическим порогом около 3 МэВ в «чистой» среде (не содержащей водорода) в пределах погрешности измерений (примерно 10%), совпадает с длиной релаксации, рассчитанной для данной «чистой» среды на основании сечения выведения гетерогенной среды. Этот метод справедлив и для сред со сложным химическим составом.

1.3.2 Метод длин релаксации

Пространственное распределение плотности потока (мощности дозы) нейтронов с достаточно хорошей для практических расчётов точностью после исключения геометрического ослабления можно описать зависимостью:

$$\varphi(d) = \varphi_0 \exp(-d/L) \quad (1.1)$$

Длина релаксации нейтронов в среде зависит от энергии нейтронов источника, толщины слоя материала, компоновки и геометрии защиты, энергии детектируемых нейтронов и других условий. При определенном диапазоне изменения d , в пределах которых ослабление нейтронов может быть описано экспоненциальной зависимостью с постоянным значением L , она не зависит от толщины слоя и поэтому её определяют для отдельных участков защиты. В этих случаях плотность потока нейтронов определяют по формуле:

$$\varphi(d) = \varphi_0 \exp\left(\sum_{i=1}^m \Delta d_i / L_i\right) \quad (1.2)$$

В работе [56] был выполнен расчёт мощности поглощённой дозы по высоте травостоя от внешнего гамма-излучения радионуклидов с применением формул, основанных на интегрировании функции ослабления точечного источника излучения, и решения уравнения переноса излучения (программный комплекс MCNP5)

$$D = 1,6 \cdot 10^{-13} A \sum_{i=1}^k \frac{V_{mk,i} E_i n_i}{4\pi x^2} \exp(-\mu_i d) B(\mu_i d, E_i) \quad (1.3)$$

где,

A – активность источника, B_k (для единичной активности мощность поглощённой дозы D является коэффициентом дозового преобразования); k – число линий спектра гамма-излучения; $V_{mk,i}$ – массовый коэффициент поглощений i - энергии квантов в ткани, $\text{м}^2/\text{кг}$; E_i – энергия гамма-линии спектра, МэВ ; n_i – выход квантов i -й энергии спектра на распад, *отн. ед.*; x – массовая толщина от источника до точки детектирования, $\text{кг}/\text{м}^2$; μ_i – массовый коэффициент ослабления в среде прохождения излучения, $\text{м}^2/\text{кг}$; d – массовая толщина поглотителя между источником и детектором, $\text{кг}/\text{м}^2$; B) – дозовый фактор накопления для учета вклада рассеянного излучения, *отн. ед.*

Сравнительный анализ результатов показал, что оба метода могут быть применены для расчёта мощности поглощённой дозы по высоте травостоя от внешнего гамма-излучения. Однако, расчёт мощности поглощённой дозы, выполняемый с помощью программного комплекса MCNP5 является наиболее точным.

В работе [57] представлена дозиметрическая модель расчёта доз облучения животных различной геометрии и размеров для оценки последствий загрязнения окружающей среды.

Показано, что вклад рассеянного излучения при расчётах с использованием дозовой функции точечного источника учитывали с помощью дозового фактора накопления, величина которого может быть определена с помощью табулированных Бергером [58] значений с соответствующей интерполяцией по энергии гамма-излучения и толщине поглотителя или рассчитана по интерполяционной формуле:

$$B(\mu d) = 1 + \alpha \mu d e^{(b\mu d)} \quad (1.4)$$

Автором установлено, что максимальное отклонение в значениях фактора накопления, рассчитанного по интерполяционной формуле и коэффициентов в

формуле Бергера в диапазоне μd до 7 составляет 30%. Получено хорошее согласие для энергий гамма-квантов >50 кэВ с данными, рассчитанными методом Монте-Карло для эллипсоидных форм фантомов животных.

1.3.3 Метод Монте-Карло

С развитием компьютерной техники для расчёта доз облучения живых организмов в настоящее время широко применяется метод Монте-Карло. Метод Монте-Карло представляет собой численный метод решения математических задач, основанный на моделировании случайных величин и построении для них статистических оценок. Макроскопическая система решается путём моделирования её микроскопических взаимодействий. Первоначально метод использовался для решения задач нейтронной физики [55]. Также метод нашёл применение в математике, экономике, оптимизации, теории управления, биологии, медицине и других сферах.

Метод состоит в формулировании случайного процесса, который производит случайную величину, ожидаемое значение которой является решением определенной проблемы. Аппроксимация к ожидаемому значению получается путем выборки из полученного распределения. Степень точности зависит от размера выборки, так как взятие конечной выборки зачастую является источником ошибок. Решение определяется путем случайной выборки отношений или микроскопических взаимодействий, пока результат не сойдется. Таким образом, механизм выполнения решения включает в себя повторяющиеся действия или вычисления [59]. Задача формулируется в математических терминах, включает в себя разработку модели явления, которая приводит к уравнению или системе уравнений для величины, представляющего интерес. Формулируется статистическая интерпретация проблемы, где интересующая величина выражается как параметр распределения, например, среднее значение или его функция. Разрабатывается алгоритм выборки распределения. Получаются оценки для параметра и его статистической неопределенности. Алгоритм и оценки оптимизированы для сокращения вычислительного времени,

необходимого для достижения желаемого уровня статистической неопределенности.

Моделирование случайности с использованием компьютера имеет обширную сферу приложений. Метод Монте-Карло подразумевает использование случайных величин, распределенных равномерно в интервале (от 0 до 1), для решения различных задач [60]. Если числа смещены в какую-либо часть интервала, то результаты решения задачи могут оказаться неправильными. Прежде чем приступить к вычислениям у компьютера должен быть источник псевдослучайных чисел. Эталоном генератора случайных чисел (ГСЧ) принят генератор, порождающий последовательность случайных чисел с равномерным распределением в интервале (от 0 до 1). За один цикл он возвращает одно случайное число. При длительном наблюдении становится ясно, что в определенной выборке полученных интервалов будет примерно одинаковое количество случайных чисел, то есть они будут распределены равномерно по всему интервалу (0.1).

MCNP (Monte Carlo N-Particle transport code) – это код общего назначения для N-частиц, который используется для расчётов транспорта нейтронов, фотонов, электронов и других частиц, включая возможность расчёта собственных значений для критических систем [54]. Код рассматривает произвольную трехмерную конфигурацию материалов в геометрических ячейках, ограниченных поверхностями. Программа разработана в Лос-Аламосской национальной лаборатории (Los Alamos National Laboratory) в США на языках программирования ANSI и FORTRAN.

Ранние версии MCNP имели ограничения по энергиям и по видам частиц, используемым в задачах переноса. Последняя версия – MCNPX, была расширена, энергия могла выбираться произвольно, а количество действующих частиц составило 34. Текущее развитие MCNP характеризуется сильным акцентом на контроль качества, документацию и исследования. В код продолжают добавляться новые функции, отражающие новые достижения в компьютерной

архитектуре, улучшения в методологии Монте-Карло и улучшенные физические модели.

Большим преимуществом MCNP является возможность практически без упрощений описать любые системы в трехмерной геометрии. Трехмерная модель представляет собой объединение геометрических зон, которые описываются комбинацией набора простых тел, таких как цилиндр, конус, сфера и др. Границы геометрических зон моделируются из кусков плоскостей или квадратичных поверхностей. Каждая геометрическая зона имеет ряд параметров: номер материала, номер регистрационной зоны, номер регистрируемого объекта и другие. Чтобы проверить данные, описывающие геометрию моделируемой композиции, можно визуализировать модель в виде плоских сечений с последовательным изображением материальных зон. В последних версиях возможна 3D-визуализация. Регистрация частиц может быть проведена в объеме, при прохождении через поверхность, в детекторе и другими различными способами. Также могут быть вычислены различные функционалы потока, определенные как интегралы потока с заданными весовыми функциями.

Перед запуском MCNP пользователь создает входной файл (INP), который в дальнейшем обрабатывается программой. В файле находится информация о задаче: описание геометрии (карты ячеек и поверхностей); описание материалов и задание сечений (адреса библиотек ядерных данных); описание координат и характеристик нейтронного, фотонного или электронного источника; задание рассчитываемых функционалов; выбранных способов уменьшения дисперсии результатов расчётов.

При вычислениях методом Монте-Карло необходимо помнить пять правил:

- 1) четко описывать геометрию задачи и источник;
- 2) анализировать стабильность и достоверность результатов;
- 3) уменьшать погрешность увеличением времени счёта осторожно, иначе можно оказать негативное влияние на результат;
- 4) помнить, что восстановить потерянную информацию невозможно;

5) помнить, что только по числу разыгранных событий нельзя судить о правильности ответа.

В MCNP используются библиотеки ядерных и атомных данных, основными источниками которых являются – Evaluated Nuclear Data File (ENDF) и Activation Library (ACTL). Все доступные в MCNP таблицы сечений перечислены в файле XSDIR. Частью пакета данных MCNP являются сечения более чем для 2000 реакций дозиметрии или активации, включая более 400 ядер-мишеней в основном и возбужденном состояниях.

Геометрия MCNP обрабатывает произвольную трехмерную конфигурацию материалов, выбираемых пользователем в геометрических ячейках, ограниченных поверхностями первого и второго порядка, эллиптическими торами четвертого порядка. Ячейки определяются как пересечения и объединения областей, ограниченных поверхностями. Вид поверхности определяется подстановкой коэффициентов в аналитические уравнения поверхностей или подстановкой известных точек поверхностей.

MCNP обрабатывает геометрические ячейки в декартовой системе координат. Каждая ячейка описывается номером ячейки, числом и плотностью материала, списком операторов и заданных поверхностей, ограничивающих ячейку. Положение ячейки относительно поверхности описывается числом с положительным или отрицательным знаком, знак обозначает сторону поверхности, где точки имеют смысл. Комбинирование областей происходит при помощи булевых операторов пересечения (пробел) и объединения (двоеточие). Карта поверхностей начинается с ввода номера поверхности. Затем вводится мнемоника, обозначающая вид поверхности.

В MCNP для задания параметров поверхности существует два способа: задание подходящих коэффициентов, удовлетворяющих уравнению поверхности, которые представлены в Приложении А; задание известных точек, принадлежащих поверхности вращения, которые расположены симметрично относительно координатных осей. Поверхность, задаваемая с помощью точек, должна быть или ассиметричной плоскостью, или поверхностью вращения,

симметричной относительно осей x , y или z . Эти поверхности должны быть однозначно определены, вещественны и непрерывны. В нашем случае выбраны для примера численные коэффициенты уравнения поверхности.

В MCNP существует несколько категорий карт данных [61]:

1) MODE – карта режима, описывает тип частиц, используемых в задаче (N – нейтрон, H – протон, P – фотон, Z – пи-мезон (π^0), E – электроны, D – дейтроны, T – тритоны, S и A – тяжелые ядра ^3He и ^4He , соответственно);

2) IMP:P – ценность ячейки: $\text{imp:P}=0$ фотон гибнет войдя в ячейку; $\text{imp:P}=1$ не размножается; $P>1$ размножается; $P<1$ дробится;

3) SDEF – спецификация источника (POS – задание начала координат источника, CEL – номер ячейки, заключающей источник, ERG – исходную энергию, WGT – исходный вес, TME – время, PAR – тип источника);

4) Fn, En – описание функционалов, используются для указания данных, которые требуется получить в результате вычислений (например – поток через поверхность, поток в точке и другие), MCNP5 предоставляет шесть стандартных нейтронных, шесть фотонных и четыре электронных функционала, нормированных на одну исходную частицу. В нашей задаче были использованы две карты функционалов: F4 – усредненный поток частиц, F6 – поглощённая доза;

5) Mn – спецификация материалов, описывает изотопный состав материалов, а также дает оценку сечений, которые будут использоваться в ячейках, состоит из последовательного перечисления пар данных (идентификационные номера элементов, входящих в состав материала, и атомные доли (или массовые доли, при использовании знака "минус") соответствующих элементов или нуклидов, идентификационный номер нуклида);

6) NPS – карты прерывания задачи по числу разыгранных историй, за мнемоникой NPS следует единственное число, обозначающее количество разыгранных частиц, испущенных источником. MCNP прервется после разыгрывания заданного числа частиц, если не прервется раньше по какой-либо другой причине (из-за разнообразных ошибок, выключения питания, разрушения компьютера и т.д.).

В начале ввода карты данных прописывается её имя, которое должно начинаться в первых пяти позициях. Следующие вводимые данные разделяются одним, или более, пробелами. Некоторые карты данных требуют обозначения вида частиц для того, чтобы различать входные данные для нейтронов, фотонов и электронов. Частицы обозначаются с помощью символа двоеточие “:” и букв N/P/E, следующих сразу после имени карты.

MCNP использует несколько входных и выходных файлов. Имя файла может иметь не более восьми символов. Файлы OUTPUT (выходной файл для вывода результата) и RUNTPE (бинарные данные для продолжения расчёта) программа создает самостоятельно. Также имеется файл XSDIR – указание расположения поименованных библиотек данных. После выполнения задачи выводится файл OUTPUT, в котором представлены многочисленные сообщения о выполнении задачи и статистическом качестве результатов.

Эффективность метода МК для применения в биологической среде рассмотрена в работе [62] путем расчёта мощности поглощённой дозы травостоя от внешнего гамма-излучения радионуклидов с применением формул, основанных на интегрировании функции ослабления точечного источника излучения, и решения уравнения переноса излучения (программный комплекс MCNP5). Было отмечено, что: «Несомненным преимуществом является простота применения, возможность расчётов мощности дозы в среде с изменяющимися характеристиками источника и приемника излучения».

В работе [63] показаны результаты расчётов мощности поглощённой дозы облучения радиоактивными выпадениями организма референтного моллюска *Fruticicola fruticum* методом Erica Assessment Tool [64], по формулам Дж. Левингера, Л.Д. Маринелли [65] и методом Монте-Карло [54]. Из проделанной работы был сделан вывод о том, что наиболее адекватные результаты при расчётах мощности дозы облучения наземного моллюска получены с применением метода Монте-Карло. Он позволил учитывать больше возможных сценариев облучения, максимальное количество входных параметров, в том числе

массу и геометрию организма, дозиметрические и физические особенности источника излучения.

Огромный вклад в развитие направления исследований по определению и экспериментальному моделированию доз внутреннего облучения внесли работы Степаненко Валерия Федоровича, которые проводятся начиная с 70-х гг. прошлого века. Так, в работе Степаненко и соавт. [66] была проведена разработка и экспериментальное моделирование облучения экспериментальных животных (крысы линии Вистар). Получены результаты оценок накопленных поглощённых доз внутреннего облучения, которые показали, что наиболее облучаемыми органами и тканями экспериментальных крыс являются: кишечник (тонкий 1,65-0,45 Гр и толстый 1,33-0,15 Гр), желудок 0,24-0,11 Гр, лёгкие 0,1-0,03 Гр и кожа 0,076-0,073 Гр для первого варианта облучения (без принудительной вентиляции) и второго (с принудительной вентиляцией бокса с животными) соответственно.

1.4 Прецизионные расчётные технологии

В настоящее время проблема расчётного моделирования транспорта излучений в биологических системах может считаться решённой. С одной стороны, конструирование предметной области возможно с точностью, вполне удовлетворяющей требованиям «потребителя». При необходимости модель предметной области может адекватно учесть всю полноту наших знаний о конфигурации и материальном составе входящих объектов и отобразить эту полноту в исходных данных для расчёта. С другой стороны, относительно небольшие оптические размеры предметной области позволяют успешно применить современные методы решения задачи транспорта излучений, что не всегда возможно для традиционных областей, например, для физики реакторов и защиты. Современные численные методы (напр., Монте-Карло) исчерпывающе моделируют все процессы при переносе излучения, используя верифицированные альтернативные библиотеки ядерных данных.

Основываясь на особенностях переноса излучений в биосистемах, можно предложить достаточно универсальный подход к конструированию расчётных технологий для задач данного класса.

В отличие от «традиционных» задач переноса излучений (ядерно-технические установки, защита от излучений, атмосферная оптика и т. п.) для задач переноса в биологических системах характерны относительно небольшие оптические размеры предметной области: это не десятки и сотни длин свободного пробега, как в случае, например, защиты ядерно-технических установок, а обычно всего лишь 5–10. Для небольших оптических размеров весьма эффективными оказались прецизионные транспортные методики, прежде всего, метод Монте-Карло. Его реализации (например, код MCNP5 [54]) обычно имеют развитые средства конструирования и визуализации предметной области. Отметим, что в настоящее время коды на основе метода Монте-Карло находятся вне конкуренции в задачах переноса излучений в биологических системах.

Такому положению весьма способствовали два обстоятельства. Прежде всего, это наличие в развитых кодах возможности «автоматической» генерации регулярных структур, например, наборов однотипных ячеек (тел), имеющих одинаковые габариты, но различный материальный состав. Эти ячейки получили наименование «воксел», по аналогии с «пиксел» (англ. pixel \equiv picture cell element). Пиксел представляет собой неделимый 2D объект прямоугольной, обычно квадратной, или круглой формы. Воксел – 3D объект, voxel \equiv volume cell element, в просторечии «воксель», обычно прямоугольный параллелепипед. Для воксельного моделирования вся предметная область или ее часть покрывается прямоугольной (обычно квадратной x, y) сеткой, а высота вокселя z может быть произвольной (рисунок 1.3). Эта высота, напр., в задачах лучевой терапии параллельна вертикальной оси. В целом размеры вокселей соответствуют разрешению конкретного средства визуализации (~ 0.1 см).

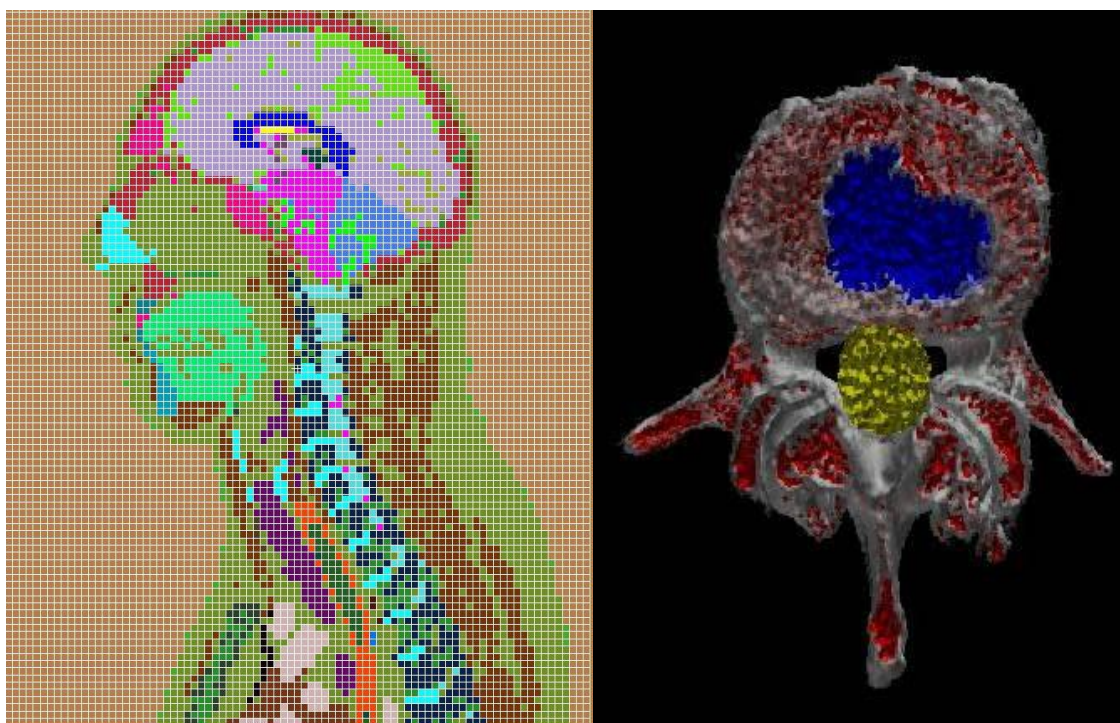


Рисунок 1.3 – Сагиттальное сечение головы антропоморфного воксельного фантома ([67], слева) и меридиональное сечение фантома позвонка с заполненной цементом метастатической полостью [68]. Получено визуализацией входных файлов программы MCNP5

Воксель как элемент предметной области должен быть заполнен соответствующим материалом (конкретной биотканью, воздухом и т.п.). Для этого могут использоваться любые средства послойной визуализации (КТ, МРТ, УЗИ и др.). Соответствующие файлы, генерируемые программным обеспечением этих средств, содержат трехмерные массивы чисел с номерами материалов заполнения, восстановленными из послойных (по оси z) томограмм. Шаг по оси z при послойной визуализации определит разрешение томограммы. Рентгеновский томограф получает числовое «изображение» в оттенках серого, для улучшения восприятия это изображение с помощью служебных программ окрашивается в «натуральные» цвета с варьируемой яркостью. Чтобы передать эту информацию во входной файл программы, напр., MCNP5, необходимо прочесть и дешифровать выходной файл средства визуализации [69].

1.4.1 Моделирование транспорта излучений

Прецизионное моделирование транспорта излучений предполагает решение уравнения переноса (кинетического уравнения Больцмана) в «явном» или «неявном» виде. Стационарное кинетическое уравнение для плотности потока нейтронов/фотонов ϕ в дивергентной форме и групповом энергетическом приближении выглядит следующим образом:

$$\vec{\Omega} \cdot \nabla \phi^j(\vec{r}, \vec{\Omega}) + \Sigma^j(\vec{r}, \vec{\Omega}) \cdot \phi^j(\vec{r}, \vec{\Omega}) = \sum_{i=1}^j \sum_s^{i \rightarrow j} (\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) \cdot \phi^i(\vec{r}, \vec{\Omega}') d\vec{\Omega}' + q^j(\vec{r}, \vec{\Omega}) \quad (1.5)$$

где,

j, i – индексы интервалов группового разбиения по энергии; слагаемые уравнения обеспечивают баланс частиц в единичной ячейке фазового пространства (слева направо: утечка, плотность столкновений (увод), интеграл рассеяний, независимый источник).

«Явный» подход к решению уравнения состоит в а) покрытии предметной области расчётной сеткой и на этой сетке б) замене производных уравнения (1) на конечные разности, а интегралов на конечные суммы; с) переходе от интегро-дифференциальных групповых уравнений к системам сеточных алгебраических уравнений, которые решаются специальными методами [70]. Назовем для краткости этот подход КР («конечные разности», рисунок 1.4).

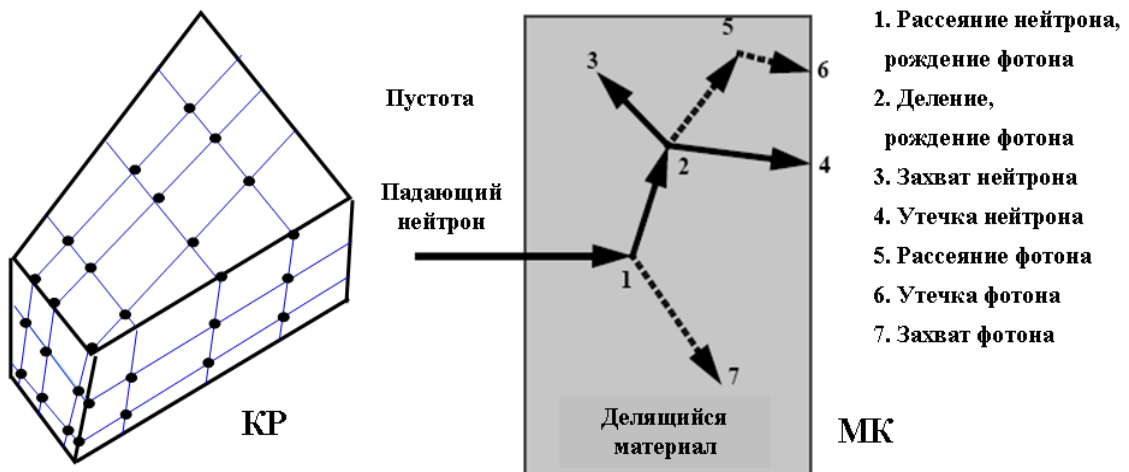


Рисунок 1.4 – Пояснение двух подходов к решению уравнения переноса: предметная область с расчётной сеткой (КР, слева); условная схема «жизни» нейтрона в делящемся материале (МК)

«Неявный» подход состоит в прямом моделировании поведения частицы в среде (ее «жизни»). Проще всего суть подобного подхода пояснить на примере стохастического метода Монте-Карло (рисунок 1.4). Частица «рождается» в предметной области со случайно выбранными характеристиками (координатой \vec{r} , энергией E_j и направлением движения $\vec{\Omega}$) и движется в пространстве, изменяя характеристики «случайным» образом, но с соблюдением закономерностей (законов сохранения, согласованности характеристик и т.п.). Для обеспечения «случайного» выбора применяется т.н. генератор (квази)случайных чисел. Кавычки и оговорки означают, что «истинная случайность» недоступна, мы можем только ее смоделировать. «Жизнь» частицы обязательно должна закончиться или ее исчезновением (поглощением или выходом из исследуемого объема), или ее попаданием в детектор. В последнем случае она регистрируется и вносит вклад в какой-либо интересующий нас функционал (например, дозу). Затем происходит рождение и жизненный путь следующей частицы и т.д. Это грубая схема метода Монте-Карло для решения уравнения переноса «неявным» образом, реализованного, в частности, в коде MCNP5. Далее будем обозначать этот метод и соответствующий код МК («Монте-Карло»).

Программы семейства MCNP позволяют моделировать транспорт любых излучений в предельно широком энергетическом диапазоне начиная с $E = 0$. Но, поскольку речь идет о прецизионном моделировании для конкретных приложений, диапазон сужается наличием прецизионных же библиотек ядерных данных (~ 1 кэВ÷250 МэВ). Вне этого диапазона расчёт возможен, но выполняется не с использованием «точных» таблиц из библиотек, а с помощью простых аналитических моделей. Нижнее значение диапазона определяется задачами дозиметрии, верхнее – задачами, напр., адронной терапии [71]. В этом диапазоне энергии существующие библиотеки данных обеспечивают

исчерпывающее описание транспорта излучений с генерацией и транспортом вторичного излучения вплоть до полной диссипации энергии.

Итак, в моделировании транспорта излучений в выбранных приложениях может быть достигнута, в принципе, полнота использования наших знаний, аналогично моделированию предметной области.

Описанный подход (равноточное моделирование предметной области и переноса излучений) был применен к широкому кругу задач радиационной и ядерной медицины. В их числе дозиметрическая поддержка лучевой терапии (дистанционной адронной и нейтронозахватной), брахитерапии простаты и печени; оптимизация сценариев облучения, пред- и постоперационное обеспечение процедур радионуклидной вертебропластики, адаптация реакторных каналов для задач нейтронной терапии, оптимизация источника фотонейтронов для нейтронозахватной терапии и производства радиоизотопов, расчётный анализ реакторных и защитных бенчмарк-экспериментов и др. [67-69, 71-72].

Далее рассмотрены две типичные задачи: 1) самооблучение ЩЖ КРС в радиационных авариях и 2) внутреннее облучение лабораторных животных, предложены вычислительные технологии, основанные на прецизионных реалистических или воксельных моделях предметной области и на численном решении уравнения переноса излучений. Полученные результаты проанализированы и сопоставлены с доступными литературными данными.

1.4.2 Условная задача вывода терапевтического реакторного пучка нейтронов

Типичная задача такого рода в рассматриваемых приложениях проиллюстрирована на рисунке 1.5 (реакторное облучение антропоморфного фантома). Возможная расчётная технология такова: предметная область для задачи вывода пучка нейтронов в медицинский бокс разбита плоскостями на четыре подобласти, в каждой из них применяется своя методика и программный код. Это или код стохастического метода Монте-Карло (МК), или код численного решения уравнения переноса излучений конечно-разностным методом (КР).

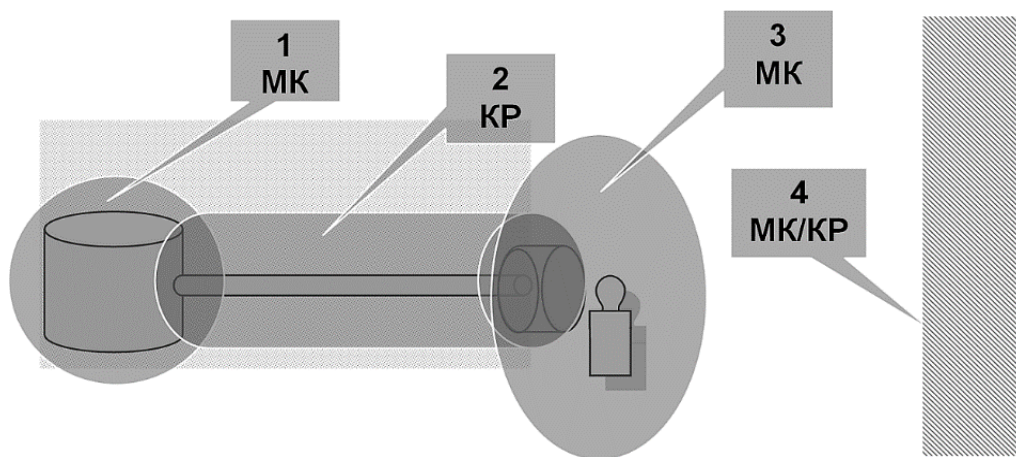


Рисунок 1.5 – Условная схема решения задачи вывода терапевтического реакторного пучка нейтронов

На поверхностях раздела выполняется пересчёт решения, полученного для «левой» подобласти, в источник для «правой». Расчёт идет от первичного источника – активной зоны реактора в подобласти 1. Для подобласти 2 (цилиндрический канал вывода пучка длиной до 5 м и его окружение) характерен направленный перенос, МК плохо работает, применяется КР для цилиндрической геометрии. Для подобласти 3 (выход пучка, облучаемый фантом, сложная геометрия) следует применять МК. Наконец, подобласть 4 (медицинский бокс, смежные помещения) может быть рассчитана как МК, так и КР.

1.4.3 Транспорт излучений в разреженной среде

Проблемы возникают при применении МК для решения дозиметрических задач в протяженных разреженных средах, загрязненных радионуклидами, например, в лесных массивах или аграрных экосистемах [73]. С необходимостью растительность в воздухе приходится гомогенизировать, в результате моделируется перенос в гомогенной пространственно «полубесконечной» среде [56]. Утечка «в пустоту» – вверх и в почву – вниз моделируется адекватно, но при расчёте транспорта в гомогенизированном слое растительности с плотностью всего в два – три раза большей плотности воздуха, для малых энергий (и β -, и γ -излучений) наблюдается медленная и, что важнее, немонотонная сходимость

результата. Традиционные подходы, основанные на полуэмпирических поправках лучевого анализа, дают результаты, иногда противоречащие результатам численных МК методов. Это обстоятельство необходимо в будущем сделать предметом дальнейших исследований. [62, 73].

1.4.4 Программное обеспечение для работы в on-line режиме

Здесь для ПО может и должна быть поставлена амбициозная цель: посредством использования развитых баз данных, подготовленных заранее с помощью прецизионных МК и КР вычислительных технологий, создать проблемно-ориентированные алгоритмы и программы, позволяющие получать функционалы поля излучения (напр., дозу) без времяёмкого численного решения уравнения переноса, но с точностью, приближающейся к результатам применения прецизионных МК и КР технологий. Вместо КР-решения систем сеточных уравнений высокого порядка ($> 10^{10-14}$ и более) или стохастического моделирования транспорта (МК) в этих системах выполняется «мгновенная» интерполяция по базе данных. Положительный опыт уже получен для некоторых задач [69].

ГЛАВА II Материалы и методы

Для иллюстрации применения предлагаемого подхода рассмотрена задача внутреннего облучения референтного вида ЛЖ модельными «горячими» частицами и щитовидной железы КРС радиоизотопами йода в первые одну-две недели после радиационной аварии с выбросом радиоактивных частиц.

Исходными данными для выполнения настоящей работы являлись архивные материалы, полученные в ходе экспериментальных исследований по оценке радиационного воздействия частиц локальных выпадений наземных ядерных взрывов на организм лабораторных и сельскохозяйственных животных [74-75].

2.1 Эксперимент на лабораторных животных

Данные полученные значения в эксперименте по распределению ОРЧ в ЖКТ [76] крыс приведены в таблице 2.1. Погрешность результатов, представленных в таблице 2.1 не превышает 20%.

Таблица 2.1 – Распределение ОРЧ в ЖКТ и фекалиях крыс, % от введённого количества

Время, ч	Отделы ЖКТ			Фекалии
	Желудок	Тонкий отдел кишечника	Толстый отдел кишечника	
1	50,4 ± 10,1	48,9 ± 9,4	0,01 ± 0,002	0,7 ± 0,1
2	39,0 ± 8,2	53,3 ± 10,7	5,0 ± 1,1	2,7 ± 0,5
3	17,4 ± 3,5	37,0 ± 7,4	39,5 ± 7,1	6,1 ± 1,2
4	21,4 ± 5,1	24,4 ± 5,1	54,2 ± 9,9	19,1 ± 3,6
5	2,4 ± 0,5	3,6 ± 0,7	71,6 ± 12,9	22,4 ± 4,5
7	4,8 ± 1,1	11,6 ± 2,4	67,6 ± 12,2	15,8 ± 3,0
9	5,1 ± 1,2	1,5 ± 0,3	34,8 ± 6,3	58,6 ± 11,1
12	0,7 ± 0,1	0,2 ± 0,04	26,2 ± 5,0	72,9 ± 13,1
24	0,02 ± 0,004	0,09 ± 0,02	10,8 ± 1,9	89,1 ± 7,8
31	1,3 ± 0,3	0,07 ± 0,01	7,7 ± 1,5	90,3 ± 18,1
48	0,15 ± 0,03	0,03 ± 0,01	2,0 ± 0,4	97,8 ± 17,6

Из таблицы 2.1 видно, что после однократного поступления ОРЧ быстро выводятся из желудка крыс и через 12 ч их содержание в нём не превышает 1%. В тонком отделе кишечника максимальное содержание ОРЧ в химусе наблюдается уже через 2 ч после «затравки». Практически все ОРЧ проходят через тонкий кишечник в течение 12 ч. В толстом отделе максимум содержания ОРЧ наблюдается через 5 ч после «затравки» (~72%), через 24 ч после однократного поступления содержание ОРЧ снижается до 11%, а через 48 ч до 2%.

2.1.1 Объект исследования

Объектами исследований являлись белые половозрелые крысы линии «Вистар» (Wistar) [77].

Предмет исследований: транспорт оплавленных радиоактивных частиц в ЖКТ крыс линии Вистар, их распределение по органам ЖКТ и формирование доз внутреннего облучения органов лабораторной крысы при двух моделях ОРЧ (трёхкомпонентой и рениевой).

Исследования проводились на группах крыс каждая из которых состояла из 5–10 лабораторных животных, массой 200–300 г. Животных по полу, возрасту и клиническим показателям такие как общее состояние, масса тела распределяли на подопытные и контрольные (биологический контроль и контроль радиационного воздействия) равноценные группы. Лабораторные животные содержались в оптимальных условиях (световой режим, полноценное питание и т.д.) вивария на базе уникального радиологического комплекса Федерального исследовательского центра вирусологии и микробиологии (ФИЦВиМ им. И.А. Чистякова).

2.1.2 Оплавленные радиоактивные частицы

Для экспериментов использовали силикатные ОРЧ с размерами 80–160 мкм «трехкомпонентной» и «рениевой» моделей натуральных выпадений ядерного взрыва [78, 79]. Удельная активность частиц в расчётах на время их поступления в организм животных составляла 740 МБк (20 мКи) на 1 кг массы животного. Все частицы в моделях ОРЧ преимущественно β -излучатели. Поэтому в работе

рассчитывалась доза β -излучения радионуклидов модели и доза, производимая при транспорте β -частиц возникающим вторичным излучением, все процессы прослеживались до полной диссипации энергии.

Для изучения поражающего действия β -излучения широко использовались «трехкомпонентные» модельные частицы, разработанные С.П. Целищевым, представляющие собой стеклосферы с размерами 80 – 160 мкм, в структуру которых в определенном соотношении были вплавлены стабильные элементы: ^{164}Dy , ^{141}Pr и ^{89}Y . После активации на ядерном реакторе ($1,20 \cdot 10^{10}$ нейтрон/см²с) получали радионуклиды ^{165}Dy (42%), ^{142}Pr (45%) и ^{90}Y (13%), моделирующие спад активности ОРЧ возрастом 10 ч (соотношение на момент затравки). В ряде экспериментов были использованы предложенные Г.В. Козьминым ОРЧ «рениевой» модели, включающие после нейтронной активации ^{186}Re и ^{188}Re (^{185}Re , 37,40 % и ^{187}Re , 62,60 %), которые более точно по сравнению с «трехкомпонентной моделью» имитировали спектр β -излучения ОРЧ. Бета-спектрометрию проводили с использованием анализатора NTA-512 М и пластического сцинтиллятора NZ-109/A (Венгрия) [76].

Растворимость «трехкомпонентных» и «рениевых» ОРЧ в кислой и щелочной среде не превышала 1–2% [76]. Последнее значение соответствует растворимости радионуклидов силикатных оплавленных радиоактивных частиц наземного ядерного взрыва [76].

2.1.3 Анализ содержания радиоактивных частиц в желудочно-кишечном тракте крыс

Специальные алюминиевые блоки с оплавленными радиоактивными частицами массой до 4 г в каждой кварцевой ампуле после транспортировки с ядерного реактора вскрывали в камере 2УКЗ с помощью манипуляторов. В экспериментах с крысами радиоактивные частицы взвешивали путем барботирования в 2,5% геле картофельного крахмала. Объем геля для приготовления взвеси вычисляли исходя из общей активности частиц и их количества, вводимого одному животному. Рассчитанные количества ОРЧ вводили внутривентриально через металлический зонд с помощью шприца.

Общий объем геля на одно животное не превышал 2,5–3 мл. Поступление частиц в организм крыс контролировали дозиметрическим прибором ДРГЗ-03. Измерение мощности дозы γ -излучения производили в области желудка.

Регулярно выполняли полный сбор выделений фекалий со взвешиванием и отбором средних проб для каждого животного. При убое осуществляли анатомическую разделку ЖКТ животных по всем его отделам с предварительной перевязкой каждого из них. Желудок и каждая кишка тонкого и толстого отделов отдельно взвешивались с содержимым и без него, а затем отбирались средние пробы содержимого у стенок отделов ЖКТ. Радиометрию проб по β -излучению выполняли счётчиком Т-25 БФЛ на радиометрической установке «Волна» (Россия), а радиометрию γ - и тормозного излучения β -частиц радионуклидов, входящих в состав модельных ОРЧ, с использованием сцинтилляционного счётчика УСС-1 (Россия). Результаты радиометрического анализа позволили определить динамику изменения во времени содержания ОРЧ в желудке и кишечнике пищеварительного тракта после однократного поступления ОРЧ.

При определении степени тяжести лучевой болезни учитывали следующие показатели: общее состояние и поведение животных:

- Подвижность, угнетение или возбуждение, реакция на внешние раздражители;
- Состояние волосяного покрова;
- Состояние видимых слизистых оболочек, характер выделений;
- Состояние органов пищеварения-пищевая возбудимость, всасывательная активность ЖКТ по интенсивности перехода моделей ОРЧ в плазму крови, частота испражнений;
- Консистенция и цвет фекалий, примеси в фекалиях (слизь, кровь).

Также оценивали состояния слизистой оболочки ануса; выживаемость при сроке наблюдения не менее 30 сут.; данные патологоанатомического вскрытия трупов погибших и туш убитых животных с оценкой степени радиационного поражения ЖКТ.

В эксперименте процесс радиационного образования язв оценивали в его начальный период (2–5 сут.), период выраженных изменений (10–15 сут.) и заживления (20–30 сут.). С этой целью предусматривали убой лабораторных животных (по 3–5 животных на каждый сут.). В крови определяли содержание гемоглобина, число лейкоцитов, эритроцитов, тромбоцитов, лейкоцитарную формулу, при секции трупов погибших и туш убитых животных изучали макро- и микроскопические изменения внутренних органов.

2.1.4 Моделирование активации радионуклидов (трёхкомпонентой и рениевой моделей)

Активация нуклидов для двух моделей выполнялась посредством облучения образцов тепловыми нейтронами реактора при средней плотности потока $1,20 \cdot 10^{10}$ нейтрон/см²с. Время облучения образцов 10 ч, а длительность выдержки после облучения составляло 10 ч.

$$\frac{d\rho^d}{dt} = \sigma\Phi_0\rho^p - \lambda\rho^d \quad (2.1)$$

где,

ρ^d , ρ^p - ядерная плотность (10^{24} см⁻³) нарабатываемого и материнского изотопа;

$\sigma\Phi_0\rho^p$ - скорость (n, γ) реакций (см⁻³с⁻¹);

σ_{th} , Φ_0 - групповые вектора сечения (n, γ) реакции (б) и плотности потока фотонов (см⁻²с⁻¹);

λ - постоянная распада (с⁻¹).

Интегрирование (1) в интервале $[0 - t_{irr}]$ времени облучения с учетом начального условия $\rho^d(t=0)=0$ дает плотность наработанных ядер [см⁻³]:

$$\rho^d = \sigma\Phi_0\rho^p (1 - \exp(-\lambda t_{irr}))/\lambda \quad (2.2)$$

Удельная активность [Бк см⁻³] наработанного изотопа $A = \lambda p^d$ при этом:

$$A = \sigma \Phi_0 \rho^p (1 - \exp(-\lambda t_{irr})) \quad (2.3)$$

По истечении времени охлаждения t_{cool} удельная активность будет:

$$\sigma \Phi_0 \rho^p (1 - \exp(-\lambda t_{irr})) \times \exp(-\lambda t_{cool}) \quad (2.4)$$

В расчётах генерации радиоизотопов использовалась библиотека ядерных данных TENDL-2017, основанная на программе ядерных реакций TALES-1.9 [80, 81].

Важной действующей характеристикой β -облучения является средняя энергия. Для каждого β -излучателя рассчитывается следующим образом:

$$E_{av}^k = \frac{\int_{E_{low}}^{E_{maxf}^k} S^k}{\int_{E_{low}}^{E_{maxf}^k} S^k} \quad (2.5)$$

где,

E_{av}^k – средняя энергия k -го β -излучателя;

S^k – спектр, сглаженный сплайном;

E_{low} – энергия нижнего уровня спектра для k -го β -излучателя;

E_{max} – энергия максимального уровня спектра для k -го β -излучателя.

Соответствующие расчёты были выполнены [54], и на рисунке 2.1. представлена эволюция средней энергии для обеих моделей. При таком расхождении в значениях средней энергии излучения для двух моделей (пожалуй, основной характеристики излучения ОРЧ) обе эти модели применялись на практике. Целесообразно выяснить, насколько различие в средней энергии существенно для доз внутреннего облучения.

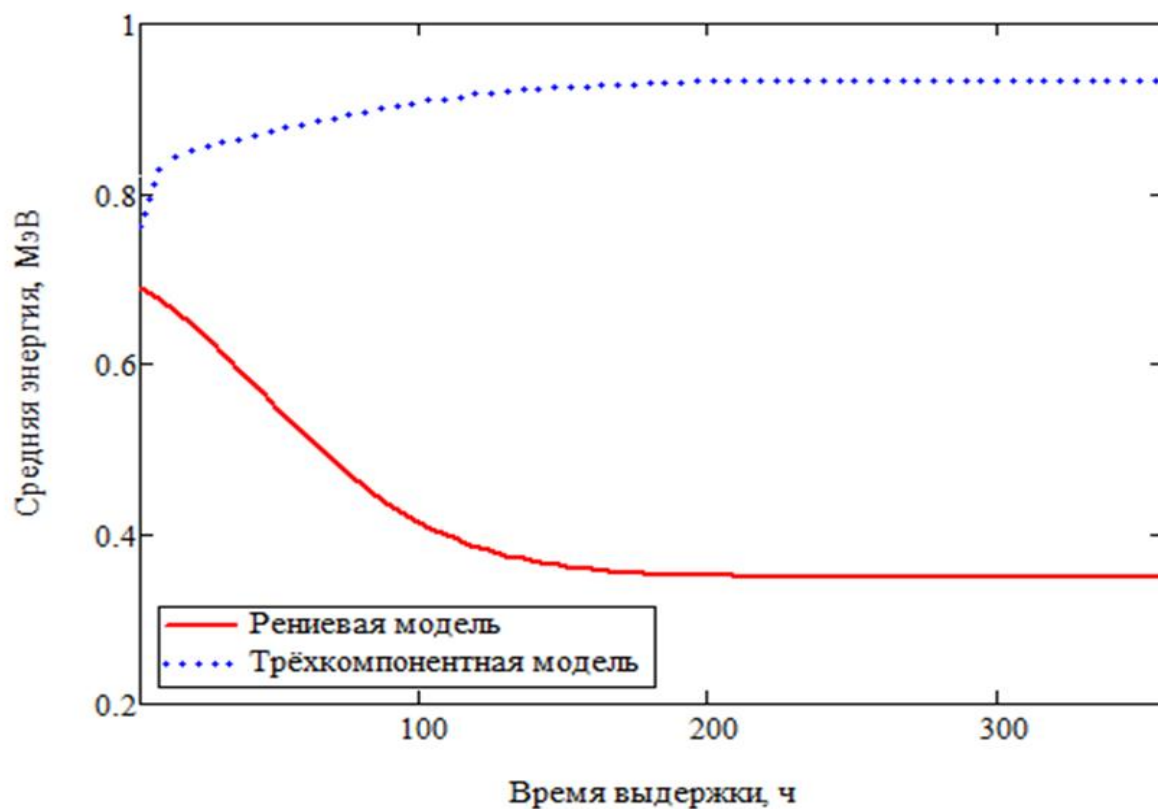


Рисунок 2.1 – Эволюция средней энергии для обеих моделей

Для расчётов дозы использовалась excel-матрица *SAF* для источника – содержимого желудка и мишеней – внутренних органов крысы (рисунок 2.2):

Энергия, МэВ	0.01	0.015	0.02	0.03	0.05	0.1	0.2	0.5	1	1.5	2	4
Stomach Conte Brain	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Stomach Conte Heart Wall	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.87E-07	2.47E-07	7.11E-07	4.72E-06	1.29E-04	4.11E-04	1.24E-03
Stomach Conte Stomach	1.06E+00	1.06E+00	1.06E+00	1.05E+00	1.04E+00	9.73E-01	8.05E-01	4.30E-01	2.36E-01	1.69E-01	1.33E-01	7.03E-02
Stomach Conte Small Intestine	3.38E-06	7.87E-06	1.15E-05	2.12E-05	5.37E-05	1.78E-04	5.14E-04	1.45E-03	2.37E-03	2.60E-03	2.58E-03	2.03E-03
Stomach Conte LLI Wall	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.11E-08	1.31E-06	7.91E-05	1.51E-04	2.08E-04	3.06E-04
Stomach Conte Kidneys	5.60E-07	5.22E-07	7.16E-07	9.10E-07	8.15E-07	1.62E-06	4.77E-06	6.42E-04	3.34E-03	4.27E-03	4.66E-03	4.03E-03
Stomach Conte Liver	2.25E-05	4.22E-05	7.45E-05	1.54E-04	3.79E-04	1.23E-03	3.60E-03	9.47E-03	1.22E-02	1.30E-02	1.29E-02	1.07E-02
Stomach Conte Lungs	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.34E-08	3.36E-07	3.61E-07	1.75E-05	1.20E-04	2.69E-04	8.41E-04
Stomach Conte Pancreas	1.27E-04	2.98E-04	4.60E-04	1.10E-03	2.51E-03	7.83E-03	2.28E-02	5.06E-02	4.29E-02	3.60E-02	3.32E-02	2.14E-02
Stomach Conte Total Body	4.55E-03	4.55E-03	4.55E-03	4.55E-03	4.55E-03	4.54E-03	4.54E-03	4.54E-03	4.48E-03	4.31E-03	4.05E-03	2.88E-03

Рисунок 2.2 – Матрица SAF для желудка (содержимое) и внутренних органов:

мозг – строка 1, расчёт не проводился; строка 2 – стенки сердца; 3 – стенки желудка; 4 – тонкий кишечник; 5 – толстый кишечник; 6 – почки; 7 – печень; 8 – лёгкие; 9 – поджелудочная железа; 10 – скелет; 11 – селезёнка; 12 – яички; 13 – щитовидная железа; 14 – мочевого пузыря; 15 – всё тело.

2.2 Эксперимент на сельскохозяйственных животных

Экспериментальные данные [82] получены на трех клинически здоровых коровах в возрасте четырех – пяти лет, массой 380 – 520 кг и удоем 6,5 – 9,5 л в сутки. Рацион коров состоял из различных кормов (грубых, сочных и концентрированных) и по общей пищевой ценности и количеству перевариваемого белка соответствовал зоотехническим нормам. Каждая корова получила перорально 185 МБк активности ^{131}I , смешанной с травой. Для этого 21 кг свежескошенной травы разделяли на три равные части, поверхность травы загрязняли водным раствором Na^{131}I ($\text{pH} = 7,2$) с помощью разбрызгивателя, а затем скармливали животным в течение 30 – 40 минут. После приема ^{131}I через 2 и 6 ч в первые сутки, и через 11 – 14 ч в последующие шесть суток, а затем через 24 – 25 ч в течение восьми суток одновременно у коров отбирали пробы крови, молока, мочи и кала для проведения радиометрического анализа. При этом активность ^{131}I в ЩЖ определяли *in vivo*.

Для измерения активности образцов авторы экспериментального исследования [82] использовали одноканальный сцинтилляционный гамма-спектрометр с кристаллом $\text{NaI}(\text{Tl})$ размером $80 \div 70$ мм². Погрешность этих измерения составила 10–15%. Прижизненную оценку содержания ^{131}I в ЩЖ проводили сцинтилляционным детектором с кристаллом $\text{NaI}(\text{Tl})$ размером $40 \div 40$ мм², погрешность измерений $\div 40\%$.

Камерная модель переноса (*transfer*) йода была адаптирована для анализа экспериментальных данных [83], полученных на телятах. Оценку диапазона для констант скорости k_{ij} у телят проводили с использованием параметров, полученных в эксперименте на дойных коровах [82] без камеры вымени (рисунок

3.1), а также с максимальными параметрами переноса (*transfer*), более свойственными молодому животному. В эксперименте [83] телятам трёхмесячного возраста с массой тела ~ 60 кг скармливали ¹³¹I с двумя литрами молока ежедневно в течение шести дней: в первые сутки 185 МБк, активность последующих порций снижалась в соответствии с периодом полураспада радионуклида. На 11-е сутки наблюдений отмечено резкое снижение мощности дозы γ -излучения в области ЩЖ [83], возможно, за счёт лучевой деструкции паренхиматозной ткани ЩЖ и выведения ¹³¹I в кровоток. Не исключена также вероятность радиационно-химического разложения тироксина в ткани ЩЖ.

Расчёты [84] проводились с использованием решений системы дифференциальных уравнений методами многофункциональной интерактивной вычислительной системы РТС Mathcad Prime. Расчёт характеристик поля излучения ¹³¹I проводился с помощью кода MCNP5 [54].

Морфология ЩЖ, плотность ткани, масса и характерные размеры взяты из [85, 86, 87]. Размеры ЩЖ коровы были взяты из [86]: для коровы с весом ~500 кг усредненные значения составляют 20,0 см³ и 20,6 г. Для телят трёхмесячного возраста с массой тела 60 кг, фигурирующих в эксперименте [82 87], согласно [85] средний объём и масса ЩЖ составляют 11,6 см³ и 12,0 г соответственно. Состав ткани ЩЖ плотностью 1,03 г/см³, кроме четырёх основных элементов, включает Na, P, S, Cl, K и I [87] (см. таблицу 2.2). Активность йода равномерно распределена по объёму ЩЖ.

Таблица 2.2 – Элементный состав ЩЖ КРС (масс. %)

Н	С	N	О	Na	P	S	Cl	K	I	Total
10,4	11,9	2,4	74,5	0,2	0,1	0,1	0,2	0,1	0,1	100

Особое внимание уделялось оценке критических значений поглощённых доз, вызывающих необратимую дисфункцию ЩЖ КРС, наблюдаемую в экспериментальных исследованиях [88, 89-90].

Задача расчёта дозы формулировалась следующим образом.

1. С помощью кода MCNP5, предназначенного для расчёта переноса излучения методом Монте-Карло, получить усреднённую (по девяти сегментам) дозу в модельной ЩЖ с равномерным по объёму распределением активности ^{131}I .

2. Зависящая от времени активность ^{131}I в ЩЖ определяется с использованием камерной модели.

2.3 Статистический анализ экспериментальных данных

Анализ экспериментальных данных проводили с помощью программы Microsoft Office Excel, а также с применением численных методов расчёта многофункциональной интерактивной вычислительной системы PTC Mathcad Prime.

Значения констант скорости транспорта ОРЧ определяли с использованием критериев адекватности результатов математического моделирования экспериментальным данным путем комбинаторного перебора кинетических параметров камерной модели. Критерием адекватности математического моделирования являлось достижение максимального значения коэффициента детерминации ($R^2 \geq 0,75$) и минимального значения коэффициента несовпадения Тейла (U) во всех камерах математической модели одновременно.

Для расчётов поглощённых доз β -облучения органов была использована программа Монте-Карло (MCNP5) с соответствующими библиотеками ядерных данных для электронов и генерируемого γ -излучения [54]. При этом предполагалось, что РЧ равномерно распределены в излучающих органах ЖКТ ЛЖ и в ЩЖ КРС, их излучение изотропно. Расчёты проводились для разных энергий электронов от 100 кэВ до 4 МэВ.

ГЛАВА III Внутреннее облучение лабораторных животных

3.1 Моделирование переноса (*transfer*) оплавленных радиоактивных частиц в желудочно-кишечном тракте лабораторных животных

Для исследования процессов транспорта радиоактивных частиц в ЖКТ крыс наиболее широко распространен камерный подход, в основу которого положен метод системного анализа [91]. Моделируемая экосистема разбивается на блоки, которые называются камерами, а сама модель – камерной. Сложность данных моделей связана главным образом с неоднозначностью выделения камер, преимущество заключается в их относительной точности и простоте, описании процессов переноса веществ в потоковой форме в виде констант переноса k_i .

3.1.1 Основные подходы и допущения для создания концептуальной схемы модели транспорта оплавленных радиоактивных частиц в желудочно-кишечном тракте крыс

Концептуальная постановка задачи – один из важнейших шагов операционного исследования, результатом которого является концептуальная модель исследуемого объекта с содержательным описанием состава системы, ее компонентов и взаимосвязей между ними на основе разработанных подходов и допущений.

Приняты исходные гипотезы:

- объектом для разработки концептуальной схемы модели является процесс транспорта ОРЧ в ЖКТ крыс;
- процесс транспорта ОРЧ в ЖКТ крыс может быть описан системой дифференциальных уравнений I порядка.

Применено ограничение:

- предлагаемая концептуальная схема модели процесса транспорта ОРЧ в ЖКТ крыс должна позволять формализовывать исходную информацию до количественных показателей.

Применены следующие основные допущения:

– основной механизм поступления оплавленных радиоактивных частиц в желудочно-кишечный тракт – пероральный;

– в начальный момент времени ($t=0$) происходит поступление исследуемых оплавленных радиоактивных частиц в ЖКТ крыс.

Предполагалось, что во всех камерах организма (не в ЖКТ), на начальный момент времени, содержание частиц равно 0;

– предполагается, что размер ОРЧ в среднем составляет 80–160 мкм;

– ОРЧ расположены равномерно в объеме камеры;

– рассмотрен наиболее частый вариант попадания частиц в организм крыс (в частности: желудок, толстый кишечник, тонкий кишечник)

– в процессе взаимодействия камер происходит последовательный перенос материи и энергии.

3.1.2 Концептуальная схема модели транспорта оплавленных радиоактивных частиц в желудочно-кишечном тракте крыс

Результаты системного анализа объекта исследований были приняты в качестве основы концептуальной модели транспорта ОРЧ в ЖКТ крыс, и на основе этой модели была сформулирована математическая постановка задачи.

Концептуальная схема модели транспорта ОРЧ в ЖКТ крыс включает в себя 4 основных блока: 1 –желудок, 2 –толстый кишечник, 3 –тонкий кишечник, 4 – резервуар выведения (рисунок 3.1).

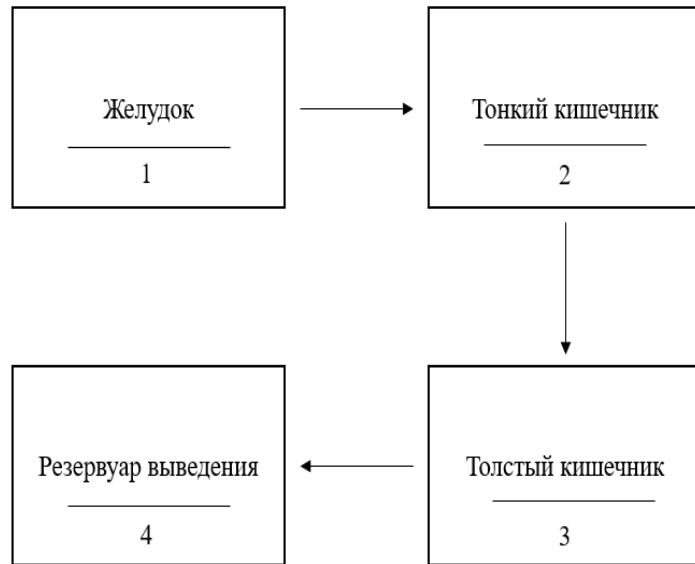


Рисунок 3.1 – Концептуальная схема транспорта ОРЧ в ЖКТ крыс

Для того, чтобы решить данную математическую задачу моделирования, необходима формализация концептуальной (содержательной) модели с учетом принятых гипотез и установленных ограничений на основе выбора адекватного математического отображения. Графическое выражение процесса переноса ОРЧ в ЖКТ крыс представлено на рисунке 3.2.

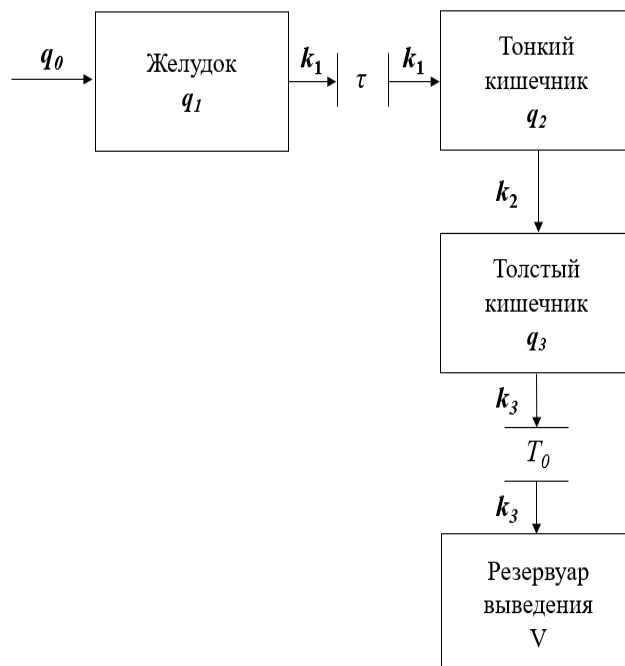


Рисунок 3.2 – Логическая схема процесса транспорта оплавленных радиоактивных частиц в ЖКТ крыс

Константы k_i (ч^{-1}) связаны с переносом ОРЧ между камерами системы вследствие следующих процессов:

q_0 – количество ОРЧ, однократно поступивших в организм животных (100%);

τ – время задержки выведения ОРЧ из желудка, ч;

T_0 – время задержки радиоактивных частиц в толстом отделе кишечника, ч;

q_1, q_2, q_3 – содержание ОРЧ (% от поступившего количества) в отделах ЖКТ;

V – содержание ОРЧ в резервуаре выведения (%);

k_1, k_2, k_3 – константы скорости выведения ОРЧ для каждого из отделов ЖКТ, ч^{-1} .

3.1.4 Математическая постановка задачи моделирования

В общем виде динамика обмена ОРЧ между отдельными камерами ЖКТ крыс (рисунок 3.2) может быть описана системой дифференциальных уравнений I порядка:

$$\frac{dq_i}{dt} = q_i^0 + \sum_{i=1}^n k_i \cdot q_n \quad (2.1)$$

здесь

q_i, q_n – содержание оплавленных радиоактивных частиц в камерах системы, %;

q_i^0 – поступление оплавленных радиоактивных частиц извне, %;

k_i – константы скорости выведения ОРЧ для каждого из отделов ЖКТ, ч^{-1} ;

Система дифференциальных уравнений I порядка, описывающая транспорт ОРЧ между отдельными камерами системы (рисунок 3.2), имеет следующий вид:

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dq_1(t)}{dt} = -k_1 \cdot q_1(t) \\ \frac{dq_2(t)}{dt} = k_1 \cdot q_1(t) - k_2 \cdot q_2(t) \\ \frac{dq_3(t)}{dt} = k_2 \cdot q_2(t) - k_3 \cdot q_3(t) \\ \frac{dV(t)}{dt} = k_3 \cdot q_3(t) \end{array} \right. \quad (2.2)$$

Начальные условия:

$$q_1(0) = q_0$$

$$q_2(0) = q_3(0) = V(0) = 0$$

Первое уравнение описывает поступление ОРЧ в желудок крысы. Второе и третье уравнения характеризуют изменения содержания ОРЧ в толстом и тонком кишечнике, соответственно. Четвертое уравнение описывает процесс выведения ОРЧ из организма крыс. Отрицательные члены уравнения определяют собой интенсивность исходящего потока из данной камеры.

Ниже представлены решения дифференциальных уравнений в аналитическом виде, характеризующие зависимость содержания ОРЧ в отделах пищеварительного тракта и резервуаре выведения рассматриваемых лабораторных животных от времени после однократного перорального поступления:

$$\left\{ \begin{array}{l} q_1(t) = q_0 \cdot e^{-k_1(t-\tau)} \\ q_2(t) = \frac{k_1 q_0 e^{-k_2(t-\tau)}}{k_1 - k_2} \left[1 - e^{-(k_1 - k_2)(t-\tau)} \right] \\ q_3(t) = k_1 k_2 q_0 \left[\frac{e^{-k_3(t-\tau)}}{(k_2 - k_3)(k_1 - k_3)} + \frac{1}{k_1 - k_2} \cdot \left(\frac{e^{-k_1(t-\tau)}}{k_1 - k_3} - \frac{e^{-k_2(t-\tau)}}{k_2 - k_3} \right) \right] \\ V(t) = q_0 - \frac{k_2 k_3 q_0 e^{-k_1(t-\tau)}}{(k_1 - k_2)(k_1 - k_3)} + \frac{k_1 k_3 q_0 e^{-k_2(t-\tau)}}{(k_1 - k_2)(k_2 - k_3)} - \frac{k_1 k_2 q_0 e^{-k_3(t-\tau)}}{(k_2 - k_3)(k_1 - k_3)} \end{array} \right. \quad (2.3)$$

3.1.5 Разработка программных средств для расчёта доз облучения в желудочно-кишечном тракте крыс

Исходя из модельных представлений и расчётных формул алгоритм оценки доз внутреннего облучения ЖКТ крыс при пероральном поступлении ОРЧ был реализован в визуальной среде Lazarus, относящейся к категории свободно распространяемой на основе GNU General Public License. Получены свидетельства об официальной регистрации программ для ЭВМ в РОСПАТЕНТе РФ (от 22 марта 2021 г.) № 2021614284 Программа для ЭВМ «Динамика дозы облучения желудочно-кишечного тракта крыс при пероральном поступлении радиоактивных частиц» и № 202164285 Программа для ЭВМ «Динамика активности радиоактивных частиц в желудочно-кишечном тракте крыс при пероральном поступлении» [92, 93].

Программа имеет 3 основные вкладки, первая из которых отражает вводимую информацию, на следующих двух отображены результаты расчётов в графической и табличной формах.

Первая вкладка программы «Исходные данные» предназначена для ввода данных камерной модели распределения ОРЧ в ЖКТ крыс, для которой выполняется расчёт мощности и поглощённой дозы (рисунок 3.3).

Динамика дозы облучения ЖКТ крыс при пероральном поступлении радиоактивных частиц

Исходные данные Результаты расчета динамики активности в ЖКТ Результаты расчета динамики дозы в ЖКТ

Активность, поступившая в организм, Бк
 $q_0 =$

Желудок q_1 $k_1 =$ Тонкий кишечник q_2 $k_2 =$ Толстый кишечник q_3

Длительность эксперимента, ч Масса содержимого желудка, г Резервуар выведения V $k_3 =$

Возраст молодых продуктов деления, ч Масса содержимого тонкого кишечника, г

Масса содержимого толстого кишечника, г

Расчет динамики активности

Завершение работы

Рисунок 3.3 – Закладка «Исходные данные»

На рисунке 3.3 показаны данные вводимой активности частиц, поступающих в ЖКТ крыс (Бк), константы скорости для каждого отдела, массы содержимого желудка, тонкого и толстого кишечника (г), длительность эксперимента и возраст ОРЧ (ч). Далее идут результаты расчётов динамики активности и дозы в ЖКТ.

На второй вкладке «Результаты расчёта динамики активности в ЖКТ» приведены в табличной форме данные о динамике активности (Бк) и удельной активности (Бк/г) (рисунок 3.4).

Динамика дозы облучения ЖКТ крыс при пероральном поступлении радиоактивных частиц

Исходные данные Результаты расчета динамики активности в ЖКТ Результаты расчета динамики дозы в ЖКТ

Таблица активности Динамика активности Динамика уд. активности

Время, ч	q1, Бк	q2, Бк	q3, Бк	V, Бк	SA1, Бк/г	SA2, Бк/г	SA3, Бк/г
0	1,000E+00	0,000E+00	0,000E+00	0,000E+00	1,667E-01	0,000E+00	0,000E+00
1	6,505E-01	2,811E-01	6,580E-02	2,568E-03	1,084E-01	6,693E-02	1,645E-02
2	4,232E-01	3,676E-01	1,929E-01	1,634E-02	7,053E-02	8,752E-02	4,823E-02
3	2,753E-01	3,605E-01	3,201E-01	4,420E-02	4,588E-02	8,583E-02	8,001E-02
4	1,791E-01	3,142E-01	4,221E-01	8,455E-02	2,984E-02	7,482E-02	1,055E-01
5	1,165E-01	2,568E-01	4,925E-01	1,342E-01	1,941E-02	6,114E-02	1,231E-01
6	7,577E-02	2,015E-01	5,329E-01	1,898E-01	1,263E-02	4,797E-02	1,332E-01
7	4,929E-02	1,537E-01	5,486E-01	2,484E-01	8,215E-03	3,659E-02	1,371E-01
8	3,206E-02	1,148E-01	5,454E-01	3,077E-01	5,344E-03	2,734E-02	1,364E-01
9	2,086E-02	8,447E-02	5,289E-01	3,658E-01	3,476E-03	2,011E-02	1,322E-01
10	1,357E-02	6,136E-02	5,035E-01	4,216E-01	2,261E-03	1,461E-02	1,259E-01
11	8,826E-03	4,413E-02	4,727E-01	4,743E-01	1,471E-03	1,051E-02	1,182E-01
12	5,742E-03	3,148E-02	4,392E-01	5,236E-01	9,569E-04	7,495E-03	1,098E-01
13	3,735E-03	2,230E-02	4,048E-01	5,692E-01	6,225E-04	5,309E-03	1,012E-01

Копировать таблицу в буфер обмена

Рисунок 3.4 – Закладка «Результаты расчёта динамики активности в ЖКТ»

На третьей вкладке «Результаты расчёта динамики дозы в ЖКТ» также приведены в табличной форме данные о динамике мощности (Гр/с) и накопленной дозы (Гр) (рисунок 3.5).

Динамика дозы облучения ЖКТ крыс при пероральном поступлении радиоактивных частиц

Исходные данные Результаты расчета динамики активности в ЖКТ Результаты расчета динамики дозы в ЖКТ

Таблица дозы Динамика мощности поглощенной дозы Динамика накопленной дозы

Время, ч	МПД1, Гр/с	МПД2, Гр/с	МПД3, Гр/с	ПД1, Гр	ПД2, Гр	ПД3, Гр
0	1,093E-11	0,000E+00	0,000E+00	3,936E-08	0,000E+00	0,000E+00
1	6,436E-12	3,973E-12	9,765E-13	6,253E-08	1,430E-08	3,515E-09
2	3,471E-12	4,307E-12	2,373E-12	7,502E-08	2,981E-08	1,206E-08
3	1,953E-12	3,654E-12	3,407E-12	8,206E-08	4,296E-08	2,432E-08
4	1,123E-12	2,816E-12	3,972E-12	8,610E-08	5,310E-08	3,862E-08
5	6,552E-13	2,064E-12	4,155E-12	8,846E-08	6,053E-08	5,358E-08
6	3,861E-13	1,467E-12	4,073E-12	8,985E-08	6,581E-08	6,825E-08
7	2,294E-13	1,022E-12	3,830E-12	9,067E-08	6,949E-08	8,204E-08
8	1,372E-13	7,021E-13	3,502E-12	9,117E-08	7,202E-08	9,464E-08
9	8,255E-14	4,775E-13	3,140E-12	9,147E-08	7,374E-08	1,059E-07
10	4,989E-14	3,223E-13	2,777E-12	9,165E-08	7,490E-08	1,159E-07
11	3,028E-14	2,163E-13	2,433E-12	9,175E-08	7,568E-08	1,247E-07
12	1,845E-14	1,445E-13	2,116E-12	9,182E-08	7,620E-08	1,323E-07
13	1,127E-14	9,614E-14	1,833E-12	9,186E-08	7,654E-08	1,389E-07
14	6,911E-15	6,379E-14	1,582E-12	9,189E-08	7,677E-08	1,446E-07

Копировать таблицу в буфер обмена

Рисунок 3.5 – Закладка «Результаты расчёта динамики доз в ЖКТ»

3.2 Результаты и обсуждение

Результаты экспериментальных исследований динамики изменения содержания ОРЧ в отделах ЖКТ и выведения ОРЧ из организма животных после однократного орального поступления представлены на рисунке 2.6. Там же приведены результаты математического моделирования на основе камерного анализа экспериментальных данных.

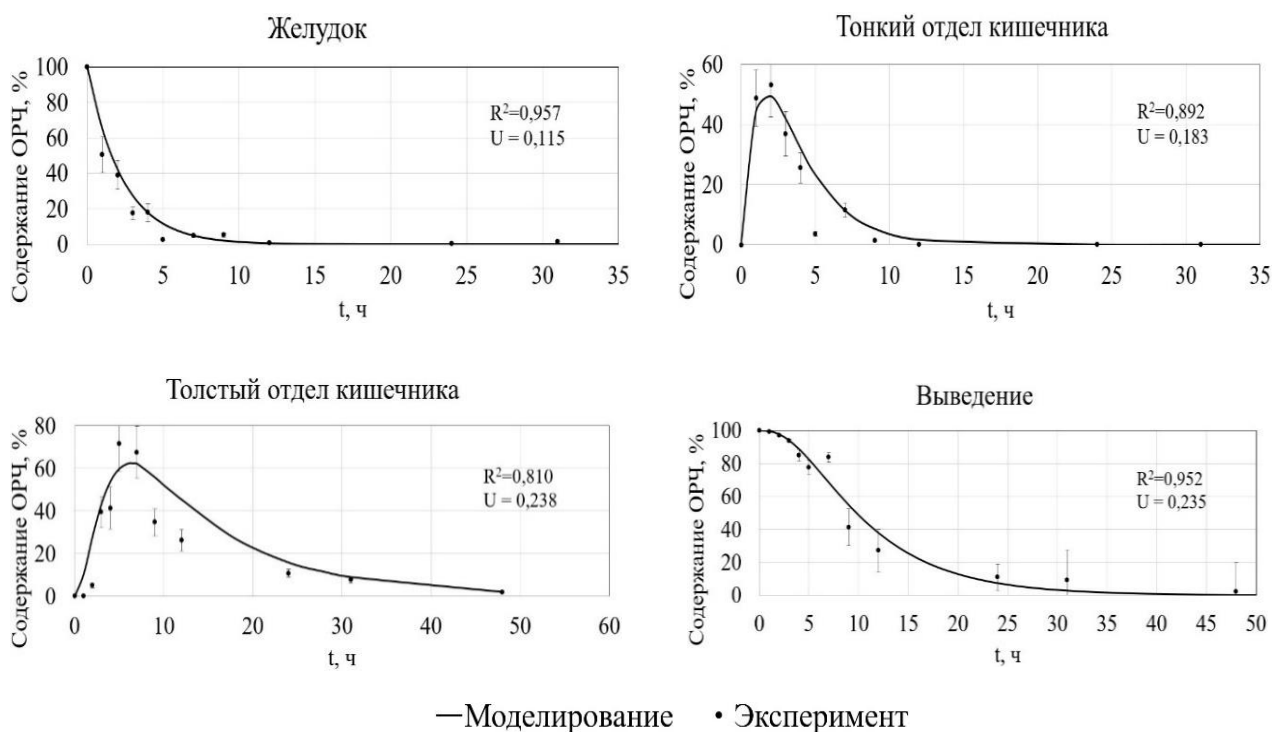


Рисунок 3.6 – Динамика содержания ОРЧ в отделах ЖКТ крыс

Из рисунка 3.6 видно удовлетворительное согласие экспериментальных и расчётных данных, о чём свидетельствуют полученные коэффициенты детерминации (R^2) и параметры критерия несовпадения Тейла (U). Данное обстоятельство позволяет использовать предложенные камерные модели для расчёта средних поглощённых доз облучения слизистой оболочки отделов ЖКТ при условии гомогенного распределения РЧ в содержимом пищеварительного тракта.

Оптимальные значения констант скорости транспорта представлены в таблице 2.3. Там же приведены минимальные значения коэффициента детерминации (R^2) в каком-либо отделе ЖКТ (камере), полученные при камерном

моделировании транспорта ОРЧ в ЖКТ животных и значения среднего времени пребывания (MRT) частиц в их организме.

Таблица 2.3 – Биокинетические параметры камерной модели ЖКТ крыс и среднее время пребывания ОРЧ в организме животных

Вид животного	Биокинетические параметры модели, ч ⁻¹			Коэффициент детерминации (R ²)			Среднее время пребывания ОРЧ в организме MRT, ч
	k ₁	k ₂	k ₃	Желудок	Тонкий кишечник	Толстый кишечник	
Крысы	0,430	0,420	0,108	0,957	0,892	0,810	8,4

В мозгу, яичках, щитовидной железе и мочевом пузыре данные *SAF* отсутствуют (удалённость мишени от источника и неинформативность недифференцированного результата).

В среде MathCad (MathCad — система компьютерной алгебры из класса систем автоматизированного проектирования, ориентированная на подготовку интерактивных документов с вычислениями и визуальным сопровождением) вычисляем сплайны M_i по аргументу $E_{k,i}$ – энергия, для которой представлены *SAF*, и собственно функция $SAF_{k,i,j}$ (здесь k – индекс точек по энергии в представлении *SAF*). Аналогично получаем непрерывную функцию для спектра конкретного нуклида. Свёртка этих непрерывных функций по области существования источника определяет мощность поглощённой энергии (т.е. мощность дозы), интегрирование по времени позволит оценить дозу:

$$D_{j,i} = \frac{1,602 \cdot 10^{-10}}{m_i} \times SM_{j,i} \times \int_{t_0}^{t_{maxf}} A_j(t) \quad (2.9)$$

$$SM_{j,i} = \int_{0.001}^{E^{UP}} ES_j(E) \times M_i(E) dE \quad (2.10)$$

где,

j, i – индексы излучающего радионуклида ($^{186}\text{Re}, \dots$) и органа-мишени соответственно;

M_i – сплайн-функция, построенная на строке матрицы для « i »-го органа;

A_j – спад активности « j »-го радионуклида в источнике; рассчитывается с помощью данных по спаду полной активности (рисунок 2.1) и изменения доли каждого радионуклида в источнике;

S_j – сплайн-функция спектра « j »-го радионуклида;

m_i – масса органа.

Произведение ES «делает» из спектра переносимую энергию, доля которой в соответствии с матрицей SAF остаётся в органе.

Коэффициент $1,602 \cdot 10^{-10}$ переводит ($\text{МэВ}/\text{г}$) в Гр .

Сплайн переводит дискретную (табличную) зависимость в непрерывную функциональную, которую можно интегрировать и т.д.

Спад активности в источнике (в желудке крысы) был получен в данной работе использованием камерной модели переноса (*transfer*) (рисунок 2.1) и применялся наряду с экспериментальными данными. Данные по дозам ниже приводятся для расчётного спада активности: экспериментальный спад содержит артефакты (немонотонен по времени).

Полученные значения поглощённой дозы в органах крысы массой 200 г для обеих моделей источника представлены в таблице 2.4.

Таблица 2.4 – Поглощённая доза в органах модели крысы Вистар с источником в желудке

Наименование органа, ткани	Масса, г	Поглощённая доза, Гр	
		Рениевая модель	Трехкомпонентная модель
Сердце	1,80	$9,00 \cdot 10^{-4}$	$2,35 \cdot 10^{-3}$
Желудок	0,941	10,1	10,6
Тонкий кишечник	10,6	0,00619	0,00917
Толстый кишечник	7,86	$3,03 \cdot 10^{-4}$	$5,83 \cdot 10^{-4}$
Почки	2,06	0,0411	0,0692
Печень	7,55	0,0468	0,0670
Легкие	0,594	$2,30 \cdot 10^{-3}$	$5,95 \cdot 10^{-3}$
Поджелудочная железа	0,368	3,60	4,56
Кость (или Скелет)	15,3	0,00508	0,00778
Селезенка	0,607	1,68	1,98
Семенники	0,174	0	0
Щитовидная железа	0,191	0	0
Мочевой пузырь	0,475	0	0
Все тело	226	$6,21 \cdot 10^{-4}$	$8,13 \cdot 10^{-4}$

Доза на стенках желудка была довольно значительной при такой вводимой активности, в результате чего паренхиматозные органы, ближайшие к источнику (поджелудочная железа, селезенка), также получали значительные дозы облучения.

Вывод по главе III

Современные вычислительные технологии переноса излучений дают возможность точно моделировать как предметную область, так и функционалы поля излучения. На практике данный подход приводит к сужению области погрешности при моделировании. Описанный в работе подход с применением камерных моделей и моделирования транспорта излучений при помощи программы MCNP может применяться к широкому кругу задач радиационной и ядерной медицины.

По абсолютной величине поглощённые дозы β -облучения слизистой оболочки ЖКТ, потенциально способные вызвать летальные исходы ($\sim LD_{30}$), соответствуют значениям в диапазоне от 13 до 23 Гр. Интересно отметить, что эти дозы сопоставимы с уровнями тотального γ -облучения грызунов, вызывающими желудочно-кишечный радиационный синдром при острой лучевой болезни (от ~ 10 до 20 Гр) [94]. Наблюдаемые эффекты характеризовались гастроэнтероколитами, язвенными поражениями железистой части желудка и толстого отдела кишечника, дистрофическими изменениями печени, почек, селезенки, снижением массы тела [75].

Глава IV Самооблучение щитовидной железы крупного рогатого скота

4.1 Моделирование переноса (*transfer*) радиоактивного йода

Поступление ^{131}I в органы и ткани животных проводилось с помощью камерного анализа – общепринятого методологического подхода для оценки закономерностей переноса (*transfer*) радионуклидов у животных [95]. Принятая камерная модель переноса (*transfer*) ^{131}I для коров (в данном расчёте камера «вымя» была исключена) представлена на рисунке 4.1.

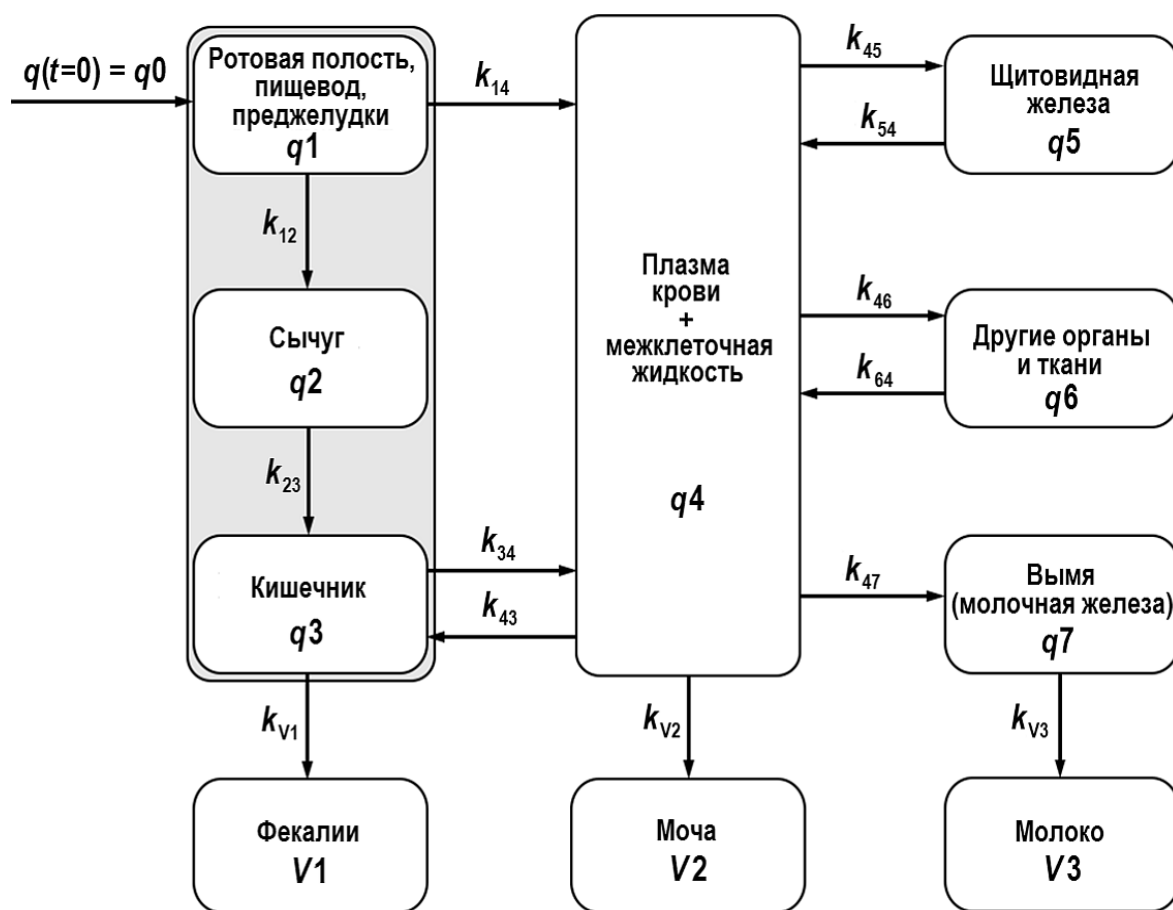


Рисунок 4.1 – Камерная модель переноса (*transfer*) ^{131}I в организме коров [96]

В общем виде динамика йодной активности, полученной перорально, в произвольной камере q_i ($i = 1, \dots, n$) в предположении одинаковой химической формы ^{131}I во всех камерах в течение всего времени наблюдения формулируется следующим образом:

$$\frac{dq_i}{dt} = -\lambda q_i + \sum_i k_{ij} q_i - \sum_j k_{ij} q_i + f(t) \cdot \theta_i \quad (3.1)$$

где

q_i – активность ^{131}I в i -й камере, МБк;

λ – постоянная радиоактивного распада ^{131}I , сут $^{-1}$;

k_{ij} (k_{ji}) – константы скорости транспорта ^{131}I для камерной модели, сут $^{-1}$;

$f(t)$ – нормирующая функция поступления ^{131}I из внешней среды в барьерный орган (желудочно-кишечный тракт);

$$\theta_i = \begin{cases} 1, & i=1 \\ 0, & i>0 \end{cases}$$

При однократном пероральном потреблении корма, содержащего ^{131}I , его поступление в барьерный орган устанавливается начальным условием:

$$q_1(t=0) = q_0 \quad (3.2)$$

В работе [96] значения параметров переноса (*transfer*) ^{131}I у коров получены из корреляции расчётных данных с эмпирическими, соответствующими достижению максимума коэффициентов детерминации во всех камерах одновременно, при изменении параметров транспорта и, соответственно, динамики активности ^{131}I . Значения биокинетических параметров, допускаемых камерной моделью, оценивались с использованием граничного значения коэффициента детерминации (R^2) – не менее 0,75 во всех камерах [88] после однократного приема ^{131}I с кормом.

4.2 Результаты и их обсуждение

Константы скорости транспорта для камерной модели переноса (*transfer*) ^{131}I в организме коров (см. рисунок 4.1), полученные с использованием экспериментальных данных [82] представлены в таблице 4.1.

Таблица 4.1 – Биокинетические параметры транспорта ^{131}I в организме коров, сут^{-1}

k_{12}	k_{14}	k_{23}	k_{34}	k_{43}	k_{45}	k_{54}
1	0,5	24	4	0,1	0,9	0,4
k_{46}	k_{64}	k_{47}	k_{v1}	k_{v2}	k_{v3}	–
1	0,1	0,5	2,5	1,5	2	–

Биокинетические параметры позволили описывать динамику изменения активности ^{131}I в ЩЖ (рисунок 4.2).

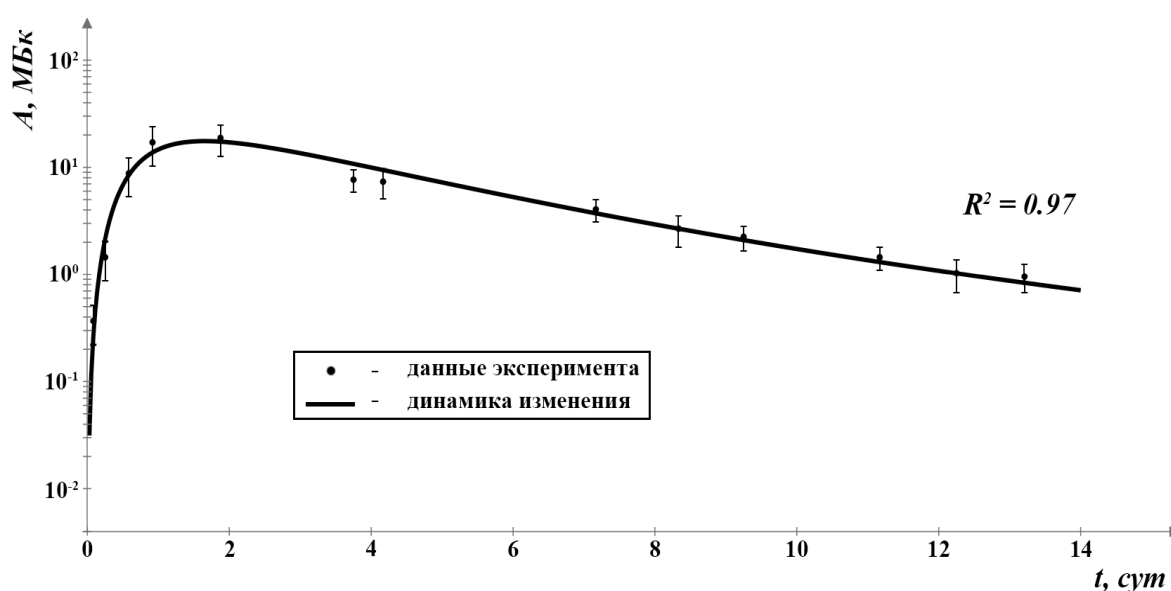


Рисунок 4.2 – Динамика активности ^{131}I в ЩЖ коров после однократного поступления радионуклида с кормом

Высокие значения коэффициентов детерминации (R^2) позволяют сделать вывод об удовлетворительном согласии расчётных и экспериментальных [82] данных.

Согласно графику, фактор времени оказывает очень большое влияние на динамику активности, и коэффициент детерминации нам на это указывает (0,97), со временем активность уменьшается, что и нужно собственно.

Полученная динамика изменения активности ^{131}I в ЩЖ коров после однократного поступления радионуклида (185 МБк) с кормом была использована для расчёта накопления поглощённой дозы в ЩЖ.

ЩЖ КРС моделировалась двумерным осесимметричным телом, состоящим из девяти сегментов («вокселей»), которые получают осевыми и радиальными сечениями цилиндров. Эти сегменты симметрично расположены на трахее и имеют разный наружный диаметр и высоту. Симметричные сегменты соединяются попарно, образуя четыре излучающих тела. Пятый элемент предметной области имитирует перешеек. Расчёт транспорта излучений в ЩЖ выполнялся последовательно для всех четырех из пяти излучающих тел, результат получался суммированием вклада от пяти источников с учетом массы излучателя.

На рисунке 4.3 представлены участки ЩЖ, которые покрывают трахею и состоят из цилиндрических слоев, моделирующих форму тела ЩЖ для коровы и теленка. Размеры цилиндрических слоёв ЩЖ КРС представлены в таблице 4.2.

Таблица 4.2 – Размеры цилиндрических слоёв ЩЖ КРС (радиус ЩЖ для коровы R=2.4 см, для телят R=1.4 см)

№	Размеры ЩЖ			
	Внешний радиус, см		Высота, см	
	Коровы	Телята	Коровы	Телята
1	3,15	2,15	1,50	1,50
2	3,40	2,30	2,00	2,00
3	3,55	2,40	2,20	2,20
4	3,20	2,15	1,50	1,50
5	2,70	1,65	1,00	0,50

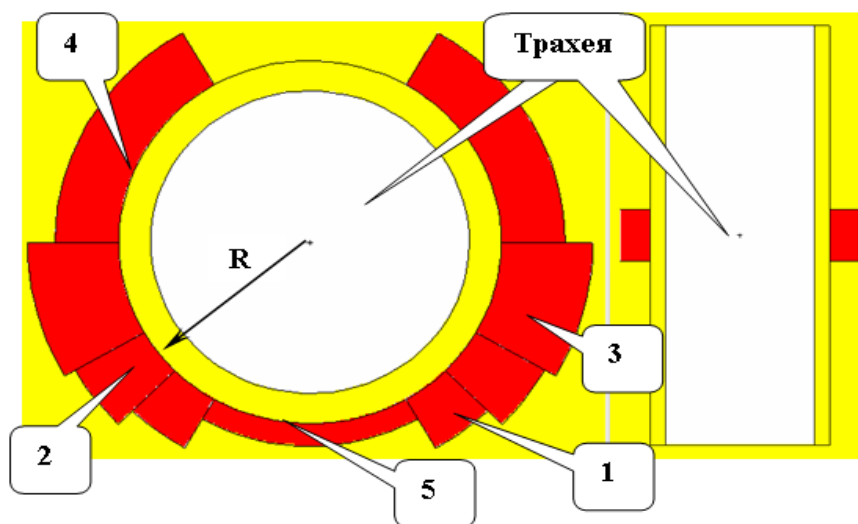


Рисунок 4.3 – Радиальное (слева) и осевое сечение расчётной модели ЩЖ (получено визуализацией входного файла кода MCNP5)

Для расчёта полной дозы в ЩЖ задачи с β - и γ -источником в каждом из пяти тел (рисунок 4.4) решались последовательно. На основании аддитивности функционалов поля излучения дозы, полученные от двух типов источников, суммировались с учетом массы/объема сегментов. Два компонента, нормированных на 1 Бк источника: 1) мощность дозы от источника β -излучения и 2) мощность дозы от источника γ -излучения были суммированы для того, чтобы вычислить полную мощность дозы, которая должна быть умножена на текущую активность ^{131}I в ЩЖ. В результате была получена зависимость суммарной мощности дозы от времени. Интеграл этой зависимости по временному интервалу от начала эксперимента позволил рассчитать накопленную к конкретному моменту дозу в ЩЖ.

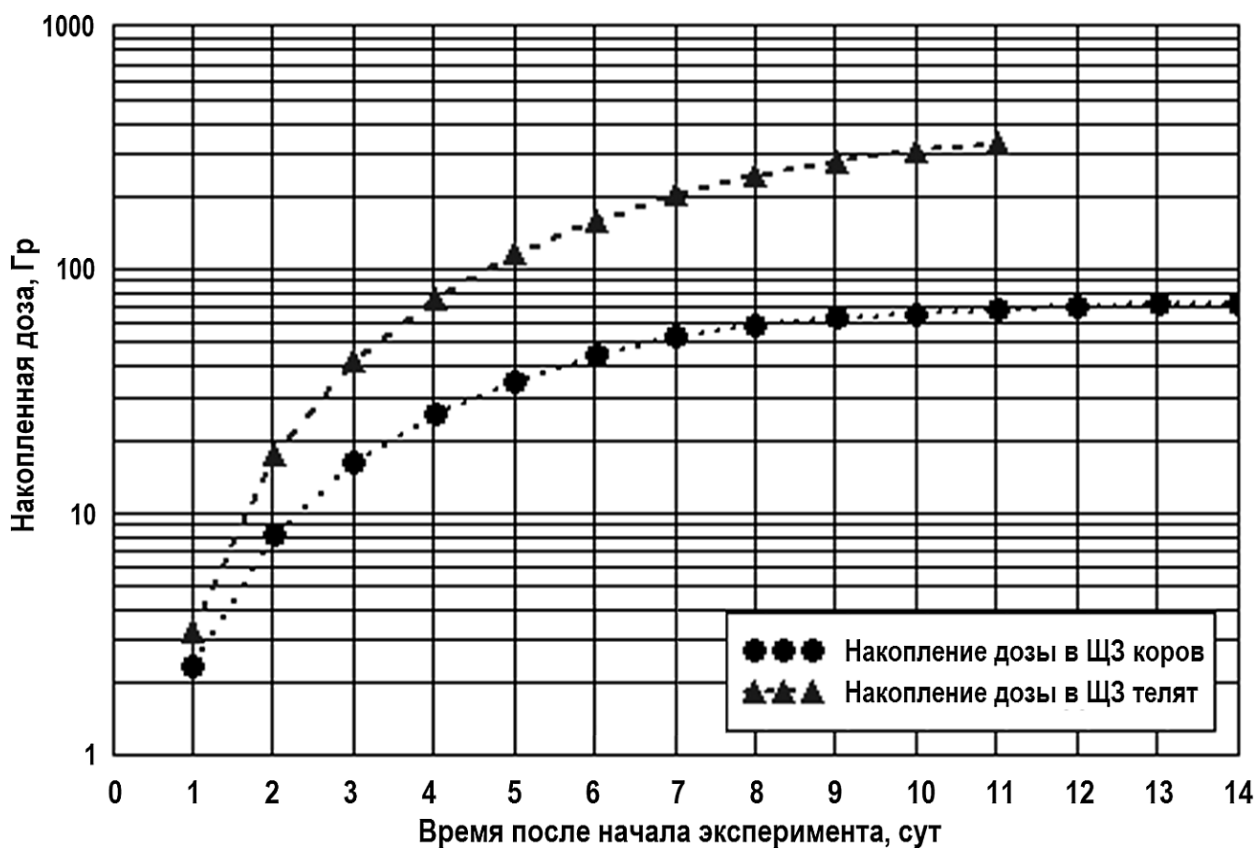


Рисунок 4.4 – Рассчитанное для эксперимента [82] накопление дозы в ЩЖ коров после однократного приема радионуклида $A = 185$ МБк (через 14 дней накопленная доза ~ 71 Гр) и накопление дозы в ЩЖ телят для эксперимента [83] (через 11 дней накопленная доза ~ 330 Гр)

Прецизионные расчёты проведены для:

а) переноса β -излучения ^{131}I в ЩЖ, сопровождающегося вторичным излучением и его дальнейшим переносом с учетом всех процессов, включая генерацию и перенос тормозного излучения, Оже-электронов и др.

б) переноса собственного γ -излучения ^{131}I с учетом генерации и переноса рентгеновского и флуоресцентного излучения и т.д. Диссипация энергии контролировалась до 1 кэВ, расчёты продолжались до достижения интегральной (по энергии) дисперсии дозы $< 0,1\%$.

Расчётами показано, что для данных условий облучения вклад от собственного γ -излучения ^{131}I (вместе со всеми вторичными излучениями) в полную дозу составляет $\sim 20\%$. Основным результатом расчётов является «коэффициент конверсии» активности ^{131}I (равномерно распределенной в ЩЖ) в

среднюю мощность полной дозы в ЩЖ (для этих условий облучения): $\sim 4,05 \cdot 10^{-12}$ Гр/с на 1 Бк (для телят) и $\sim 2,34 \cdot 10^{-12}$ Гр/с на 1 Бк (для коров).

Накопленная в ЩЖ доза у телят, после которой наблюдалась деструкция ЩЖ, определялась с использованием изменения активности ^{131}I в ЩЖ. Решение системы дифференциальных уравнений, описывающих переноса (*transfer*) йода согласно принятой камерной модели (рисунок 3.1), позволило получить изменение активности ^{131}I в ЩЖ после 6-ти ежедневных одноразовых поступлений ^{131}I в ЖКТ телят. В результате была рассчитана динамика накопления поглощённой дозы в ЩЖ телят (рисунок 4.4). Величина поглощённой дозы, накопленной в ЩЖ за период времени, после которого наблюдалось разрушение паренхиматозной ткани, составила ~ 330 Гр.

Интересно сопоставить полученный результат с реальной ситуацией, сложившейся в острый период радиационной аварии на Чернобыльской АЭС. В период лактации Хойникского и Брагинского районов Гомельской области (Республика Беларусь) после аварии на Чернобыльской АЭС в мае 1986 г. концентрация продуктов ядерного деления в ЩЖ была на 3–4 порядка выше, чем в других органах и тканях (100–700 кБк/г). Основным источником радиационной опасности в течение первого месяца после аварии на ЧАЭС являлись изотопы йода (и среди них в первую очередь ^{131}I). Их содержание в смеси продуктов выброса составляло от 20 до 60 %. По данным гамма-спектрометрии, содержание ^{131}I в пробах органов и тканей коров через 5–12 сут. после выпадений составляло 65–90 %, а $^{134,137}\text{Cs}$ – 8–30 % суммарной активности. Средние поглощённые дозы в ЩЖ КРС из хозяйств Хойникского и Брагинского районов составили $65,2 \pm 22,9$ и $164,9 \pm 34,6$ Гр соответственно [89-90, 97].

Результаты, полученные в данной работе, соответствуют более «жесткой» ситуации, обусловленной более высокими значениями активности ^{131}I , поступившего перорально, и формированием высоких уровней облучения ЩЖ. Если же обратиться к литературным данным [89-90], то можно обнаружить, что: «Умеренное повреждение щитовидной железы овец или крупного рогатого

скота приводит лишь к незначительным и временным нарушениям их общего здоровья». По данным авторов, никаких эффектов дозы в 300 Гр, полученной при фракционировании 15 Гр/сут, у КРС не наблюдается. Для дозы 700 Гр при фракционировании 30 Гр/сут, наблюдается «незначительная гиперплазия фолликулов», и только при огромных дозах 2000–3000 Гр (фракции по 100–150 Гр/сут) наблюдается «обширный некроз ЩЖ, слизистый отёк, но гематологических изменений нет; уменьшенный удой; никаких нарушений фертильности» [98].

Авторы экспериментальной работы [83] оценили дозу разрушения ЩЖ на 11 день эксперимента в 850 Гр (напомним, наш расчёт для этого эксперимента в настоящей работе даёт 330 Гр). По-видимому, оценка [83] является завышенной, равно как и «незначительная гиперплазия фолликулов» при 700 Гр [99] маловероятна. В качестве основания данного утверждения напомним, что «выжигание», т. е. разрушение структуры остатков удалённой ЩЖ радиойодом при терапии рака ЩЖ происходит при подведении ~300 Гр: «Абляция остаточной тиреоидной ткани у человека достигается при поглощённой дозе около 300 Гр» [100]. Ту же величину 300 Гр находим в зарубежных источниках [101].

Таким образом, нижней границе дозы, вызывающей очень быстрое (в течение суток) разрушение паренхиматозной ткани ЩЖ телят, соответствует полученное в настоящей работе значение поглощённой дозы ~330 Гр.

Вывод по главе IV

С помощью предлагаемого подхода (исчерпывающее моделирование предметной области и источника излучений плюс прецизионный расчёт транспорта излучений) получены согласованные данные по дозам в щитовидной железе телят в benchmark-эксперименте скармливания активности телятам и в эксперименте, моделирующем облучение коров в результате радиационной аварии. Полученные результаты согласованы с медицинскими данными постоперационного «выжигания» остатков щитовидной железы.

Выводы

В заключении подведены итоги проделанной работы. Приведены основные выводы и результаты диссертационной работы:

1. Разработана камерная модель транспорта радиоактивных частиц в пищеварительном тракте крыс и получены биокинетические параметры, которые указывают на удовлетворительное согласие расчётных и экспериментальных данных, о чём свидетельствуют полученные коэффициенты детерминации (R^2) и параметры критерия несовпадения Тейла (U).

2. При пероральном поступлении «трехкомпонентных» и «рениевых» модельных частиц с одинаковыми активностями, полученные поглощённые дозы удовлетворительно согласуются между собой.

3. Установлено значение минимальной дозы, при которой возникает необратимое разрушение паренхиматозной ткани ЩЖ КРС (330 Гр). В литературе фигурирует значение от сотен Гр до 2800 Гр. Полученное нами значение согласуется с общепринятой отечественной и зарубежной практикой постоперационного «выжигания» остатков ЩЖ у человека. Оцененное и/или измеренное значение дозы в ЩЖ при радиационной аварии и последующий прецизионный расчёт дают основания для принятия практических решений (утилизация КРС, ограничение использования молока, перевод на «чистые» корма и т.д.).

4. Показано, что доза в ЩЖ КРС, обусловленная I^{131} , формируется не только β -излучением изотопа, но и сопутствующим γ -излучением (вклад 20-25% для взрослых КРС), пренебрежение этим вкладом приводит к увеличению погрешности.

5. Основным результатом расчётов также является «корреляционный» коэффициент преобразования активности радиойода (^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{135}I), равномерно распределенной в ЩЖ в среднюю мощность полной дозы в ЩЖ (для заданных условий облучения): $\sim 4,05 \cdot 10^{-12}$ Гр/с на 1 Бк (для телят) и $\sim 2,34 \cdot 10^{-12}$ Гр/с на 1 Бк (для коров). «Корреляционные» коэффициенты преобразования «активность→доза» позволяют, в частности, выполнить экспресс-сортировку

облученных животных и уточнить полную дозу на ЩЖ на длительном промежутке времени после облучения.

Созданный аппарат достаточно универсален и может быть применён для определения дозиметрических характеристик внутреннего облучения млекопитающих (включая сельскохозяйственных животных и человека). Новизна присутствует как в моделировании предметной области (воксельные модели), расчёта радиационных характеристик источника (трёхкомпонентная и рениевая модели радиоактивных частиц, а также камерная модель переноса (*transfer*)), так и в моделировании транспорта излучений (метод Монте-Карло). Расчётная методика в целом верифицирована данными уникальных экспериментов на лабораторных крысах, рассчитанные дозы облучения желудочно-кишечного тракта и внутренних органов животных в основном хорошо согласуются с общепринятыми данными, полученными другими исследователями, а расхождения дают направление дальнейшей работы.

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ

АЭС	– атомная электростанция
ГСЧ	– генератор случайных чисел
ГХК	– горно-химический комбинат
ЖКТ	– желудочно-кишечный тракт
ИИ	– ионизирующее излучение
КР	– конечно-разностный метод
КРС	– крупный рогатый скот
КТ	– компьютерная томография
ЛЖ	– лабораторные животные
МАГАТЭ	– Международное Агентство по Атомной Энергии (International Atomic Energy Agency)
МРТ	– магнитно-резонансная томография
МКРЗ	– Международная Комиссия по Радиационной защите, ведущая мировая организация по стандартизации радиологических и связанных величин, входит в состав Международного комитета мер и весов
ОРЧ	– оплавленные радиоактивные частицы
ПЯД	– продукты ядерного деления
ПМД	– продукты мгновенного деления
ПО	– программное обеспечение
РГБ	– радиоактивные благородные газы
РВ	– радиоактивные вещества
ЩЖ	– щитовидная железа
ЯМ	– ядерные материалы
MCNP	– Monte Carlo N-Particle Transport Code, семейство программ физического моделирования разработки лаборатории LANL, США
MRT	– Mean residence time (среднее время пребывания)

Список литературы

1. Smith, J.T. The influence of hot particle contamination on ^{90}Sr and ^{137}Cs transfers to milk and on time-integrated ingestion doses / J.T. Smith // J. Environ. Radioactivity. – 2009.
2. Бударков, В.А. Особенности биологического действия искусственных радиоактивных частиц / В.А. Бударков, А.С. Зенкин, Г.В. Козьмин // В сб. мат. межд. конф. «Радиационные технологии в сельском хозяйстве и пищевой промышленности: состояние и перспективы». – Обнинск. – 2018. – С. 61-64.
3. Быховский, А.В. Горячие аэрозольные частицы при техническом использовании атомной энергии / А.В. Быховский, О.М. Зараев // М.: Атомиздат. – 1974. – С. 253.
4. Лавренчик, В.Н. Глобальное выпадение продуктов ядерных взрывов / В.Н. Лавренчик // М.: Атомиздат. – 1965.
5. Биологические эффекты ингалированных радионуклидов: Публикация 31 МКРЭ. Пер. с англ. М.: Энергоатомиздат, – 1984.
6. Saari, H. Isolation and Characterization of Hot Particles from Chernobyl Fallout in Southwestern Finland / H. Saari, S. Loukkanen, M. Lehtinen // Health Physics. – 1989. – V.57. – №6. – P. 975–984.
7. Kushin, V.V. Charakteristiki goryatshih tshastits grunta b okrestnostayah Chernobylskoy AES / V.V. Kushin, V.N. Listsov, L.I. Sagitova et al. // Atomnaya Energia. – 1993. – V.74. – P. 86–88.
8. Cooper, M.B. Characterization of Pu Contamination at the Former Nuclear Weapons Testing Range at Maralinga in South Australia / M.B. Cooper, P.A. Burns, B.L. Tracy, M.J. Wilks, et al. // J. Radioanal. Nucl. Chem. – 1994.-V.177. – N1. –P. 161–184.
9. Admon, U. Single Particles Handling and Analyses, in ‘Radioactive Particles in the Environment / U. Admon // D.H. Oughton and V. Kashparov editors. The NATO Science for Peace and Security Program, Springer. – 2009. – P. 15–55.
10. Kashparov, V.A. Hot Particles at Chernobyl / V.A. Kashparov // Envir. Science and Pollut. Res. – 2003. – V.1. – P. 21–30.

11. Гаргер, Е.К. Вторичный подъем радиоактивного аэрозоля в приземном слое атмосферы / Е.К. Гаргер // Чернобыль: НАН Украины, Ин-т проблем безопасности АЭС. – 2008. – С.192.
12. Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствиях, подготовленная для МАГАТЭ. // Атомная энергия. – 1986. – Т. 61, вып. 5. – С. 301-320.
13. Anspraut, L.R. The global impact of the Chernobyl reactor accident / L.R. Anspraut, R.J. Catlyn // Science. – 1988. – N 4885. – P. 1513–1519.
14. Chino, M. Preliminary estimation of release amounts of ^{131}I and ^{137}Cs accidentally discharged from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant into the atmosphere / M. Chino, H. Nakayama, H. Nagai et al. // J. Nucl. Sci. Technol. – 2011. – V.48. – P. 1129–1134.
15. Kawamura, H. Preliminary numerical experiments on oceanic dispersion of ^{131}I and ^{137}Cs discharged into the ocean because of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant disaster / H. Kawamura, T. Kobayashi, A. Furano, et al. // J. Nuclear Science Technol. – 2011. – V.48. – P. 1349–1356.
16. Mukai, H. Speciation of radioactive soil particles in the Fukushima contaminated area by IP autoradiography and microanalyses / H. Mukai, T. Hatta, H. Kitazawa, H. Yamada et al. // *Environ. Sci. Technol.* – 2014. – V.48. – PP. 13053–13059.
17. Крышев, И.И. Радиоактивные выбросы в результате Чернобыльской аварии. / Радиоэкологические последствия Чернобыльской аварии / И.И. Крышев, Р.М. Алексахин, И.Н. Рябов и др. // М. – Ядерное общество СССР. – 1991. – С. 11-21.
18. Израэль, Ю.А. Радиоактивные выпадения после ядерных взрывов и аварий. // Ю.А. Израэль // Спб, Прогресс-погода. – 1996.
19. Terada, H. Atmospheric discharge and dispersion of radionuclides during the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. Part II: Verification of the source term and analysis of regional-scale atmospheric dispersion / H. Terada, G. Katata, M. Chino, H. Nagai // *Journal of Environmental Radioactivity.* – 2012. – V.112– P. 141-

154.

20. Stohl, A. Xenon-133 and caesium-137 releases into the atmosphere from the Fukushima Dai-ichi nuclear power plant: determination of the source term, atmospheric dispersion, and deposition / A. Stohl, P. Seibert, G. Wotawa et. al. // EGU. – 2012. – V.12(5). – P. 2313-2343.

21. Winiarek, V. Estimation of the caesium-137 source term from the Fukushima Daiichi nuclear power plant using a consistent joint assimilation of air concentration and deposition observations / V. Winiarek, M. Bocquet et al. // Atmospheric Environment. – 2014. – V.82. – P. 268-279.

22. Katata, G. Atmospheric discharge and dispersion of radionuclides during the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident. Part I: Source term estimation and local-scale atmospheric dispersion in early phase of the accident / G. Katata, M. Ota, H. Terada et. al. // J. Environ Radioactivity. – 2011. – V.109. – P. 103–113.

23. Doi, T. Anthropogenic radionuclides in the atmosphere observed at Tsukuba: characteristics of the radionuclides derived from Fukushima / T, Doi et. al. // J. Environ Radioactivity.– 2013. – V. 122. – P. 55–62.

24. Miyamoto, Yu. Size distribution of radioactive particles collected at Tokai, Japan 6 days after the nuclear accident / Yu. Miyamoto, K. Yasuda, M. Magara // Journal of Environmental Radioactivity. – 2014. – V.132. – P. 1-7.

25. Adachi, K Emission of spherical cesium-bearing particles from an early stage of the Fukushima nuclear accident / K. Adachi, M. Kazhino et. al. // Scientific reports. – 2013. –V. 3. – P. 20-26

26. Abe, Y. Detection of uranium and chemical state analysis of individual radioactive microparticles emitted from the Fukushima nuclear accident using multiple synchrotron radiation X-ray analyses / Y. Abe, Y. Lizawa, Y. adachi et al. // Anal. Chem. – 2014. – V.86. – P. 8521–8525.

27. Timofeev B.A. // Proc. II Int. Radiological Conf. Krasnoyarsk, – 1995. P. 165-167.

28. Болсуновский А. Я., Горяченкова Т. А., Черкезян В. О., Мясоедов Б. Ф. // Радиохимия. – 1998. – Т. 40. – N 3. – С. 271-274.

29. Гритченко, З.Г. «Горячие» частицы 2-го рода в пойменных почвах реки Енисей / З.Г. Гритченко, Ю.В. Кузнец // Радиохимия. – 2001. – Т. 43. – № 6.
30. Последствия техногенного радиационного воздействия и проблемы реабилитации Уральского региона. М.: Министерство РФ по делам гражданской обороны, чрезвычайным ситуациям и ликвидации последствий стихийных бедствий. – 2002. – С.205.
31. Авраменко, М.И. Оценка параметров взрыва и анализ характеристик радиоактивного загрязнения территории. Вопросы радиационной безопасности. / М.И. Авраменко, А.Н. Аверин, Б.Г. Лобойко и др. // 1997. – №3. – с.18-28.
32. Тер-Сааков, А.А. Разработка частиц, моделирующих радиационные и физико-химические свойства радиоактивной пыли, выпадающей на локальных следах наземных ядерных взрывов / А.А. Тер-Сааков и др. // М.: ВНИИСХРАЭ. – 1975. С. – 92.
33. Красилов, Г.А. Молекулярно-кинетическая модель формирования радиоактивных частиц при наземных ядерных взрывах / Г.А. Красилов, А.А. Тер-Сааков // Атомная энергия. – 1971. – Т.30. – №4.
34. Bryant, E A / Science, – 1960. – V. 132. – № 3423. –р. 327
35. Куринный, В.Д. Моделирование радиоактивных частиц локальных выпадений наземного ядерного взрыва / В.Д. Куринный // Дисс. канд. физ.-мат. наук. М. – 1977. – С.106.
36. Алексахин, Р.М. Радиоэкология орошаемого земледелия / Р.М. Алексахин, О.И. Буфатин, В.Г. Маликов, Н.И. Санжарова и др.; Под общ. ред. Р.М. Алексахина. – М.: Энергоатомиздат. – 1985. – С.224.
37. Пристер, Б.С. Проблемы сельскохозяйственной радиобиологии и радиоэкологии при загрязнении окружающей среды молодой смесью продуктов ядерного деления / Б.С. Пристер // Монография. – Чернобыль: Институт проблем безопасности АЭС. – 2008. – С. 320.
38. Dhenain, M. Three-dimensional digital mouse atlas using high-resolution MRI / M. Dhenain, S. W. Ruffins, R. E. Jacobs // Dev. Biol. – 2001. –V. 232. – PP. 458–470.

39. Stabin, M. G. Voxel-based mouse and rat models for internal dose calculations / M. G. Stabin, T. E. Peterson, G. E. Holburn, M. A. Emmons // *J. Nucl. Med.* – 2006. – V. 47. – PP. 655–659.
40. Zaidi, H. Review of computational anthropomorphic anatomical and physiological models / H. Zaidi, B. M. Tsui // *Proc. IEEE.* – 2009. – V. **97**. PP. 1938–1953.
41. Xie, T. Comparison of absorbed fractions of electrons and photons using three kinds of computational phantoms of rat / T. Xie, T G. Zhang, Y. Li, Q. Liu // *Appl. Phys. Lett.* – 2010. – V. 97.
42. Xu, X.G. Handbook of Anatomical Models for Radiation Dosimetry / X.G Xu, K. F. Eckerman // CRC, Boca Raton, FL, – 2010.
43. Hui, T. E. A mouse model for calculating cross-organ beta doses from yttrium-90-labeled immunoconjugates / T. E. Hui, D. R. Fisher, J. A. Kuhn, L. E. Williams et al. // *Cancer.* – 1994. – V. 73. –PP. 951–957.
44. Kennel, S. J. Treatment of lung tumor colonies with ^{90}Y targeted to blood vessels: Comparison with the α -particle emitter ^{213}Bi / S. J. Kennel, M. Stabin, H. Yoriyaz, M. Brechbiel et al. // *Nucl. Med. Biol.* – 1999. – V. 26. PP.149–157.
45. Flynn, A. A mouse model for calculating the absorbed beta-particle dose from ^{131}I -and ^{90}Y -labeled immunoconjugates, including a method for dealing with heterogeneity in kidney and tumor / A. Flynn, A. Green, R. Pedley, G. Boxer et al. // *Radiat. Res.* – 2001. – V. 156. PP. 28–35.
46. Funk, T. Radiation dose estimate in small animal SPECT and PET / T. Funk, M. Sun, and B. H. Hasegawa // *Med. Phys.* –2004. – V. 31. – PP. 2680–2686.
47. Hindorf, C. Evaluation of parameters influencing S values in mouse dosimetry / C. Hindorf, M. Ljungberg, S. E. Strand // *J. Nucl. Med.* – 2004. – V. **45**. – PP.1960–1965.
48. Miller, W. H. Evaluation of beta-absorbed fractions in a mouse model for ^{90}Y , ^{188}Re , ^{166}Ho , ^{149}Pm , ^{64}Cu , and ^{177}Lu radionuclides / W. H. Miller, C. Hartmann-Siantar, D. Fisher, M.-A. Descalle et al. // *Cancer Biother.Radiopharm.* – 2005. – V. 20. – PP. 436–449.

49. Sato, Y. Internal dose distribution of ^{90}Y beta-ray source implanted in a small phantom simulating a mouse / Y. Sato, H. Yamabayashi, T. Nakamura // *Radioisotopes*. – 2008. – V. 57. – PP. 385–391.
50. Dogdas, B. Digimouse: A 3D whole body mouse atlas from CT and cryosection data / B. Dogdas, D. Stout, A. F. Chatziioannou et al. // *Phys. Med. Biol.* – 2007. – V. 52. – PP. 577–587.
51. Zhang, X. Organ dose conversion coefficients based on a voxel mouse model and MCNP code for external photon irradiation / X. Zhang, X. Xie, J. Cheng, J. Ning, Y. Yuan // *Radiat. Prot. Dosim.* – 2012. – V. 148. – PP. 9–19.
52. Segars, W.P. 4D MOBY and NCAT phantoms for medical imaging simulation of mice and men / W.P. Segars // *Journal Nuclear Medicine*. – 2007. – V. 48(2). – P. 203.
53. Segars, W.P. Development of a 4-D digital mouse phantom for molecular imaging research / W.P. Segars // *Molecular Imaging & Biology*. – 2004. – V. 6(3). – P. 149-159.
54. Authors: X-5 Monte Carlo Team. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory // LA-UR-03-1987. – 2003. – P. 484.
55. Гусев, Н.Г. Защита от ионизирующих излучений / Н.Г. Гусев // М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512 с.
56. Переволоцкая, Т.В. Методы расчета мощности поглощенной дозы γ -излучения при радиоактивном загрязнении луговых биogeоценозов / Переволоцкая Т.В. // *Атомная энергия*. – 2020. – Т. 128. – Вып. 2. – С. 99-104.
57. Спирин, Е.В. Метод расчёта доз облучения животных для оценки последствий загрязнения окружающей среды // Е.В. Спирин // *Радиационная биология. Радиоэкология*. – 2009. – №5. – Т. 49. – С. 608-616.
- 58.
59. Alexis L. Reed, Medical physics calculations with MCNP: a primer, Los Alamos National Laboratory, X-3 MCC Texas A&M University, Dept. of Nuclear Engineering Summer American Nuclear Society Meeting Boston, MA June 25-28. –

2007.

60. Alex, F Bielajew Fundamentals of the Monte Carlo method for neutral and charged particle transport / F. Alex // U. S. A., The University of Michigan. – 1998.

61. Ермаков, С.М. Метод Монте-Карло в вычислительной математике (вводный курс) / С.М. Ермаков // Санкт-Петербург. – 2009.

62. Переволоцкий, А.Н. Сравнение результатов расчета мощности дозы травянистых растений двумя методами / А.Н. Переволоцкий, Т.В. Переволоцкая // Атомная энергия. – 2021. – Т. 130. – Вып. 5. – С. 282-286.

63. Lavrentyeva / G.V. J. Environ. Radioact. – V. 135. – P. 128-134.

64. Larsson, C. An overview of the Erica Integrated Approach to the assessment and management of environmental risks from ionizing contaminants / C. Larsson // J Environ Radioact 2008. – V. 99. – P. 1364-70.

65. Heine J. // J. Heine, G. Brownell Radiation Dosimetry (Moscow: Publishing house of foreign literature) 1958. – p.637.

66. Степаненко, В.Ф. Облучение экспериментальных животных активированной нейтронами радиоактивной пылью: разработка и реализация метода - первые результаты международного многоцентрового исследования / В.Ф. Степаненко, Т.К. Рахыпбеков, А.Д. Каприн // Радиация и риск. - 2016. - Т. 25. - №4. - С. 111-122.

67. Кураченко, Ю.А. Воксельные фантомы в задачах медицинской физики / Ю.А. Кураченко, Д.Н. Моисеенко // Медицинская физика. – 2012. – №3. – С. 27–34.

68. Вознесенский, Н.К. Моделирование температурных полей в костной ткани позвонков при стабилизирующей вертебропластике / Н.К. Вознесенский, Ю.А. Кураченко, Е.С. Матусевич и др. // Радиационная онкология и ядерная медицина. – 2012. – №2. – С. 37 – 45.

69. Левченко, А.В. Программное обеспечение радионуклидной вертебропластики / А.В. Левченко, Ю.Г. Забарянский, А.А. Головин, Н.К. Вознесенский, Ю.А. Кураченко // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – №3. С. – 52–61.

70. Гермогенова, Т.А. Численные методы решения кинетического уравнения в задачах физики защиты от излучений реактора // Атомная энергия. – 1975. – Т.38. – Вып. 6. – С. 401–405.
71. Кураченко, Ю.А. Нейтронозахватная терапия глубоко расположенных новообразований на модифицированном пучке проектируемого медицинского реактора МАРС / Ю.А. Кураченко, Н.К. Вознесенский, Е.С. Матусевич и др. // Медицинская радиология и радиационная безопасность. – 2013. – Т. 58. – №6. – С. 36 – 43.
72. Моисеенко, Д.Н. Анализ тяжелых радиационных аварий с помощью воксельного антропоморфного фантома / Д.Н. Моисеенко, Ю.А. Кураченко // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – №4. – С. 152 – 160.
73. Lavrentyeva, G.V. Assessment of the radiation dose rate for a terrestrial mollusk during chronic Sr-90 irradiation / G.V. Lavrentyeva, A.E. Oorzhak, R.R. Shoshina et. al. // IOP Conference Series: Materials Science and Engineering, 2019. – 487.
74. Пантелеев Л.И. Теоретические и экспериментальные разработки дозиметрических моделей сельскохозяйственных объектов при радиоактивном загрязнении территорий / Пантелеев Л.И., анненков Б.Н., Сарапульцев И.А., Козьмин Г.В. // Обнинск: ВНИИРАЭ, 1981. – Том.2. – с. 180.
75. Ветеринарная радиобиология / Под общ. ред. В.А. Бударкова. Покров: ВНИИВВиМ 1983
76. Куринный, В.Д. Моделирование радиоактивных частиц локальных выпадений наземного ядерного взрыва / В.Д. Куринный // Дисс. канд. физ.-мат. наук. М. – 1977. – С.106.
77. Вистаровский институт. URL: https://ru.xcv.wiki/wiki/Laboratory_rat (дата обращения 30.08.2019)
78. Козьмин, Г.В. Транспорт радиоактивных частиц в желудочно-кишечном тракте овец / Г.В. Козьмин, В.Г. Епимахов, А.С. Снегирев, Н.И. Санжарова, В.А. Бударков // Радиационная биология. Радиэкология. – 2018. – Т. 58. № 3. – с. 305–316.

79. Целищев, С.П. Искусственные радиоактивные частицы для изучения радиационного поражения животных на следе наземного ядерного взрыва в модельных экспериментах / С.П. Целищев // В сб. Проблемы животноводства в зоне следа наземного ядерного взрыва / Под ред Б.Н. Анненкова. М.: ВНИИСХР. – 1978. – с. 29-49.
80. Koning, A.J. Modern Nuclear Data Evaluation With The TALYS Code System / A.J. Koning, D. Rochman // Nuclear Data Sheets. – V. 113. – 2012. – P. 2841
81. Koning, A. TALYS1.9, User Manual, Nuclear Research and Consultancy Group NRG / A. Koning, S. Hilaire, S. Goriely // – 2017. <http://www.talys.eu/>
82. Сироткин, А.Н. Сравнительное поведение ^{131}I у коров при различных источниках поступления его в организм / А.Н. Сироткин, И.Я. Панченко, Л.Н. Тюменев, Л.И. Пантелеев, Е.М. Николаева, А.И. Гришин, Н.А. Корнеев // В сб. Биологическое действие внешних и внутренних источников радиации. – М: Медицина, 1972. – с. 72–77.
83. Спири́н, Е.В. Формирование дозы облучения щитовидной железы телят при поступлении ^{131}I с кормом / Е.В. Спири́н, Н.М. Лазарев, И.А. Сарапульцев // Докл. РАСХН, 2004. – №4. – с. 54–55.
84. Denisova, E.N Model of the thyroid gland irradiation in the radiobiological experiment analysis / E.N. Denisova, A.S. Snegirev, V.A. Budarkov, Yu.A. Kurachenko, G.V. Kozmin // IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering. – 2019. –V. 487. –P. 012028.
85. Suuroja, T. Age-related morphological changes of thyroid gland in calves / T. Suuroja, T. Järveots, E. Lepp // Veterinarija ir zootechnika, 2003. – Vol.23 (45) – p. 55–59.
86. Peksa, Z. Morphological and histometric parameters of the thyroid gland in slaughter cattle / Z. Peksa, J. Trávníček, H. Dušová et al. // J Agrobiolgy, 2011. – №28(1). – p. 79–84.
87. ICRP Publication 89. 2002 Basic anatomical and physiological data for use in radiological protection: reference values. Published by Elsevier Science Ltd. Ann. ICRP 32. 2003. – p. 277.

88. Одейчук, А.Н. Обобщенный критерий эффективности моделей прогнозирования временных рядов в информационных системах / А.Н. Одейчук // Біоніка інтелекту, 2009. – №1 (70) – с. 113 –119.
89. Бударков, В.А. Влияние йода-131 на овец в зависимости от содержания стабильного йода в рационе / В.А. Бударков, А.С. Зенкин, Н.И. Архипов и др // Радиобиология, 1992. – Т. 32. – №3. – с. 451 – 458.
90. Бударков, В.А. Влияние продуктов аварийного выброса Чернобыльской АЭС на щитовидную железу животных / В.А. Бударков, Н.Н. Архипов, А.С. Зенкин и др. // Ветеринария, 1990. – №7. – с. 60–63.
91. Алексахин, Р.М. Сельскохозяйственная радиоэкология /под ред. Р.М. Алексахина, Н.А. Корнеева. – М.:Экология, 1992. – 400 с.
92. Переволоцкий, А.Н. Свидетельство о государственной регистрации программ для ЭВМ № **2021614284** Программа для ЭВМ «Динамика дозы облучения желудочно-кишечного тракта крыс при пероральном поступлении радиоактивных частиц» / А.Н. Переволоцкий, Т.В. Переволоцкая, Э.Н. Денисова // ФГБНУ ВНИИРАЭ. – Обнинск, 2021.
93. Переволоцкая, Т.В. Свидетельство о государственной регистрации программ для ЭВМ № **202164285** Программа для ЭВМ «Динамика активности радиоактивных частиц в желудочно-кишечном тракте крыс при пероральном поступлении» / Т.В. Переволоцкая, А.Н. Переволоцкий, Э.Н. Денисова Э.Н. // ФГБНУ ВНИИРАЭ. – Обнинск, 2021.
94. Бутомо, Н.В. Основы медицинской радиобиологии / Н.В. Бутомо, А.Н. Гребенюк, В.И. Легеза и др.. – Санкт-Петербург: Фолиант, 2004. – С. 380.
95. France, J. Mathematical Modelling in Animal Nutrition. Centre for Nutrition Modelling University of Guelph, Canada. / J. France, E. Kebreab // Wallingford: Biddles Ltd, King's Lynn, 2008. – 588 pp.
96. Kurachenko, Yu. A. Cattle's Thyroid Dose Estimation with Compartmental Model of Iodine Metabolism and Monte Carlo Transport Technique / Yu.A. Kurachenko, N.I. Sanzharova, G.V. Kozmin, V.A. Budarkov, E.N. Denisova, A.S. Snegirev // Medical radiology and radiation safety, 2018. – № 5. – p. 48-54.

97. Ястребков, Ю.А. Оценка поглощённых доз у крупного рогатого скота в течение первого года после аварии на Чернобыльской АЭС / Ю.А. Ястребков, В.А. Бударков, И.Я. Василенко // Рад. биол. Радиоэкол., 1995. – Т. 35. – № 6. – С. 845–850.
98. Morris, J.A. Exposure of animals and their products to radiation. Surveillance, monitoring and control of national and international trade / J.A. Morris // Rev.sci. tech.Off.int.Epiz., 1988 - V.7(1).
99. Stanbury, J.B., Endemic Goiter. The Adaptation of Man to Iodine Deficiency. Harvard University Press / G.L. Brownell, D.L. Riggs, H. Perinetti, J. Itoiz, E.B. Castillo, Cambridge, MA, 1954.
100. Гарбузов, П.И. Радиойодтерапия рака щитовидной железы / П.И. Гарбузов // Практическая онкология, 2001. – Т. 8. – No 1.
101. A Toxicological Profile for Iodine. Agency for Toxic Substances and Disease Registry Division of Toxicology. USA. Atlanta, Georgia. 2004.

Благодарности

Автор выражает глубокую и искреннюю благодарность:

- научному руководителю д.ф.-м.н., доценту *Ю.А. Кураченко* за инициирование выполнения настоящей работы и помощь на всех этапах ее выполнения;
- д.б.н., *А.Н. Переволоцкому* и к.б.н., доценту *Т.В. Переволоцкой* за значительный вклад в работу по созданию программного обеспечения;
- к.б.н., *Г.В. Козьмину* за помощь и ценные замечания, сделанные при подготовке материалов, включенных в настоящую диссертационную работу;
- сотрудникам ФГБНУ ВНИИРАЭ за содействие и советы в ходе выполнения исследований;
- коллегам из отдела радиационной безопасности (Курской АЭС-2) за понимание и содействие при написании работы;
- сотрудникам кафедры физики ускорителей и радиационной медицины физического факультета МГУ им М.В. Ломоносова за помощь в научных и организационных вопросах;
- председателю и членам диссертационного совета за возможность предоставления работы.

Особую благодарность автор выражает своей семье и друзьям за вдохновение, понимание и всестороннюю поддержку.