

## РАДИОНУКЛИДЫ ЕВРОПИЯ КАК ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ ГАММА-РАДИАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ: МОДЕЛИРОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ В ГОМОГЕННЫХ СРЕДАХ

*С.В. Дюльдя, М.И. Братченко, М.А. Скоробогатов*  
*Научно-производственный комплекс*

*“Возобновляемые источники энергии и ресурсосберегающие технологии”*  
*ННЦ “Харьковский физико-технический институт”,*  
*г. Харьков, Украина*

Путем математического моделирования методом Монте-Карло распределений поглощенных доз в средах, имитирующих типичные объекты гамма-радиационной обработки, исследованы вопросы применимости радионуклидов европия к использованию в перспективных источниках гамма-излучения для промышленных радиационных технологий. Проведено детальное сравнение важных с точки зрения радиационно-технологических приложений характеристик этих радионуклидов с характеристиками применяемых в настоящее время нуклидов кобальта-60 и цезия-137 и выработаны рекомендации по оптимизации режимов обработки продукции гамма-излучением источников на базе изотопов европия.

### ВВЕДЕНИЕ

Технологии обработки продукции гамма-излучением, образующимся при распаде радиоактивных изотопов, давно доказали свою эффективность для решения задач, направленных на повышение качества жизни населения. Гамма-обработка широко применяется для стерилизации изделий медицинской промышленности, борьбы с потерями сельскохозяйственной продукции и патогенными факторами загрязнения пищи, обеззараживания промышленных и бытовых отходов, а также для радиационной модификации структуры и свойств материалов. Ее экономическая эффективность обеспечивается высокой проникающей способностью излучения радионуклидов, позволяющей обрабатывать большие объемы продукции без существенного ее удорожания.

Мировая индустрия гамма-радиационной обработки в настоящее время преимущественно базируется на использовании радиоактивных изотопов кобальта-60 и, в меньшей степени, цезия-137. Однако высокая стоимость, ограниченный срок эксплуатации и растущий дефицит кобальтовых источников, а также проблемы безопасной эксплуатации цезиевых источников, связанные с растворимостью используемых соединений цезия в воде, вынуждают искать альтернативные решения в обеспечении промышленных гамма-радиационных установок мощными радионуклидными источниками излучения.

В качестве такой альтернативы российскими специалистами ГНЦ РФ НИИАР было предложено использовать новые гамма-источники на основе радионуклидов, образующихся при нейтронном реакторном облучении природного европия [1, 2]. Близкие предложения о применении радионуклидов европия в гамма-лучевой дистанционной терапии онкологических заболеваний высказывались и американскими исследователями [3, 4].

В настоящее время международной коллаборацией, в которой участвуют и авторы настоящей работы, ведутся интенсивные исследования и разработки в области перспективных приложений радионуклидов европия в гамма-радиационных технологиях [5].

Применение европия в ядерной технике главным образом обусловлено его исключительно высокой способностью поглощать тепловые и быстрые нейтроны, которая позволила использовать его в поглощающих элементах (ПЭЛ) систем управления замедлением (СУЗ) атомных реакторов [2]. Соответственно основное внимание исследователей уделялось вопросам изучения свойств европия как поглотителя нейтронов, радиационной стойкости материалов, содержащих европий, и их совместимости с конструкционными материалами.

Применение радионуклидов европия  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{154}\text{Eu}$  и  $^{155}\text{Eu}$ , образующихся в ( $n, \gamma$ )-реакциях при нейтронном облучении, в промышленных и медицинских источниках излучения требует исследования их свойств как излучателей гамма-квантов, оценки их применимости с точки зрения действующих международных стандартов и регламентов безопасности, а также сравнения их характеристик с характеристиками радионуклидов  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$  с целью оценки конкурентоспособности радионуклидов европия на рынке промышленной гамма-обработки.

Эти аспекты до настоящего времени были изучены недостаточно. В частности, в литературе отсутствуют количественные данные по характеристикам поглощения энергии гамма-излучения изотопов европия в средах, отвечающих типичным объектам радиационно-технологической обработки.

В настоящей работе с целью получения таких данных, необходимых для обоснования и сертификации радиационно-технологических применений источников на базе изотопов европия, нами использован подход [6], связанный с прецизионным мате-

математическим моделированием распределений поглощенной дозы гамма-излучения в веществе с помощью статистического компьютерного моделирования методом Монте-Карло.

## 1. ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ

### 1.1. ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ К РАДИОНУКЛИДАМ, ПРИМЕНЯЕМЫМ В ГАММА-РАДИАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ

Общие требования к использованию радионуклидов в гамма-радиационных технологиях определяются двумя главными критериями – безопасностью их использования как источников излучения и предсказуемостью их свойств и параметров воздействия излучения на обрабатываемые объекты.

Проблемы обеспечения безопасности входят в компетенцию производителей источников и решаются путем проведения регламентируемых стандартами механических и термических испытаний с последующей сертификацией источников. Требования на конструкцию и функционирование промышленных гамма-радиационных установок не накладывают ограничений на вид используемых радионуклидов при условии, что источники излучения сертифицированы производителем в установленном порядке. Хотя детальный анализ аспектов безопасности выходит за рамки настоящей работы, отметим, что международный стандарт ISO 2919:1999, регламентирующий применение радионуклидов в закрытых источниках излучения, относит радиотоксичность нуклидов европия  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  к той же группе В1 (высокая токсичность), что и токсичность промышленных радионуклидов  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$ , а изотоп  $^{155}\text{Eu}$  отнесен стандартом к группе средней токсичности В2. По другому критичному параметру – растворимости активного материала источников в воде и щелочных средах – предлагаемый в качестве активного материала перспективных источников оксид европия  $\text{Eu}_2\text{O}_3$  [1] при соответствующем легировании демонстрирует высокую коррозионную стойкость [2] и может быть отнесен к тому же классу нерастворимых материалов, к которому относится металлический кобальт. По этому параметру новые источники должны превосходить цезиевые, содержащие растворимые хлориды цезия.

Предсказуемость радиационных параметров нуклидных источников обеспечивается измерениями активности, изотопного состава и спектров излучения, а также точностью измерения периодов полураспада нуклидов, определяющих зависимость активности источника от времени, а для источников сложного изотопного состава – и эволюцию эффективного спектра его излучения. Периоды полураспада радионуклидов европия непрерывно уточняются и составляют  $(13,525 \pm 0,014)$  лет для  $^{152}\text{Eu}$ ,  $(8,601 \pm 0,004)$  лет для  $^{154}\text{Eu}$  и  $(4,763 \pm 0,014)$  года для  $^{155}\text{Eu}$  [7]. Отметим, что достигнутая относительная погрешность определения периодов полураспада изотопов европия  $(0,05 \dots 0,3\%)$  несколько уступа-

ет точности определения периодов полураспада промышленных нуклидов  $((5,271 \pm 0,001)$  лет для  $^{60}\text{Co}$  и  $(30,018 \pm 0,025)$  лет для  $^{137}\text{Cs}$ ), однако она вполне приемлема для технологических применений.

В настоящее время видами излучения, применяющимися в радиационной обработке продукции пищевой и медицинской промышленности, являются гамма-излучение изотопов  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$ , тормозное электромагнитное излучение с энергией до 5 МэВ и ускоренные электроны с энергией до 10 МэВ. Ограничения на энергию излучения определяются требованиями безопасности и отвечают недопущению активации материалов облучаемых продуктов вследствие фото- и электроядерных реакций. Перечень разрешенных к применению радионуклидов кодифицирует текущую практику радиационных технологий и не исключает применение иных изотопов, спектры гамма-излучения которых не приводят к активации продукта и обеспечивают радиационно-индуцированные эффекты, сравнимые с таковыми для облучения гамма-излучением  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$ .

Достижение желаемого радиационного эффекта в практике промышленных гамма-радиационных технологий регламентируется единственным параметром – поглощенной дозой  $D$ , которая определяется как отношение поглощенной энергии  $E_{\text{полг}}$  излучения в некотором объеме облучаемого продукта к массе  $m$  материала в этом объеме. Требуемые значения  $D$  варьируются в широких пределах от 100 Гр до 25...50 кГр (1 Гр = 1 Дж/кг) в зависимости от вида облучаемого продукта и цели облучения. Типичные радиационные технологии характеризуются минимальной дозой  $D_{\text{мин}}$ , гарантирующей достижение эффекта, и максимальной дозой  $D_{\text{макс}}$ , превышение которой может привести к нежелательным изменениям свойств продукта. Коэффициент однородности поглощенной дозы

$$\delta = D_{\text{макс}} / D_{\text{мин}} \quad (1)$$

характеризует допустимый уровень разброса доз во всем объеме облучаемого продукта [8]. Характерные допустимые значения  $\delta = 1,3 \dots 2,0$  достаточно невелики, что накладывает жесткие ограничения на размеры объектов облучения при данной проникающей способности излучения источника.

Следовательно, спектры излучения радионуклидов, предполагаемых к использованию в промышленных радиационных технологиях, должны быть достаточно жесткими для обеспечения необходимой проникающей способности, гарантирующей допустимую однородность дозы при характерных размерах  $(0,4 \dots 2)$  м и плотностях  $(0,1 \dots 1 \text{ г/см}^3)$  облучаемых продуктов.

### 1.2. СПЕКТРЫ ИЗЛУЧЕНИЯ ИЗОТОПОВ ЕВРОПИЯ

На рис. 1 приведены рекомендуемые МАГАТЭ [9] данные по спектрам гамма-излучения изотопов  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$ , дополненные данными программы

*NuDat* [10] (версия для персональных компьютеров с базой данных от 10.03.2002) по спектру излучения нуклида  $^{155}\text{Eu}$ . Изображены наиболее интенсивные спектральные линии, которые дают основной вклад в поглощенную дозу излучения.

Интегральные характеристики гамма-излучения нуклидов европия, рассчитанные по этим данным, сведены в таблицу в сравнении с данными для типичных промышленных изотопов. В частности, приведены значения гамма-постоянных  $K_\gamma$ , которые позволяют сравнить нуклиды по мощности экспозиционной дозы, создаваемой точечными источниками с активностью 1 мкКи на расстоянии 1 см.

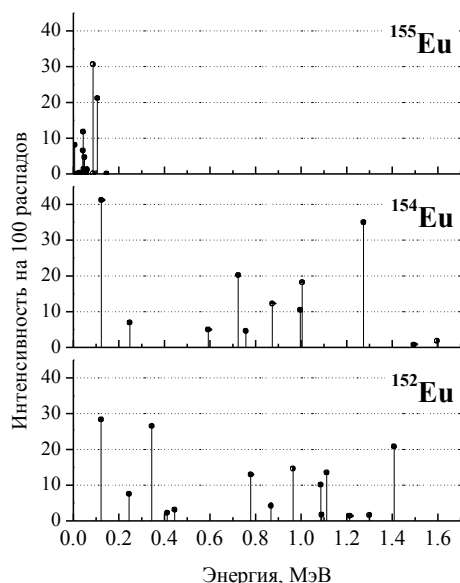


Рис.1. Спектры гамма-излучения нуклидов европия

Радионуклиды  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$  обладают спектрами гамма-излучения, близкими к моноэнергетическим [8,9] (линия 0,662 МэВ у  $^{137}\text{Cs}$  и две линии 1,173 и 1,332 МэВ равной интенсивности у  $^{60}\text{Co}$ , которые практически могут рассматриваться как моноэнергетическое излучение с энергией 1,25 МэВ). Радионуклиды европия качественно отличаются от этих изотопов сложным широким спектром излучения, не имеющим явно выраженных максимумов интенсивности и простирающимся от рентгеновских энергий  $E < 100$  кэВ до энергий  $E = 1,4 \dots 1,6$  МэВ, превышающих энергии излучения изотопа  $^{60}\text{Co}$  (база данных программы *NuDat* содержит и линии  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  с энергиями вплоть до 1,895 МэВ, однако их абсолютная интенсивность мала).

Анализ спектров позволяет заключить, что гамма-излучение изотопов европия лежит в том же энергетическом диапазоне, что и излучение используемых в гамма-радиационных технологиях нуклидов кобальта и цезия. При этом энергии излучения нуклидов европия не выходят за пределы ограничения  $E < 5$  МэВ, установленного регламентами радиационных технологий для источников электромагнитного излучения.

Среди изотопов европия нуклид  $^{155}\text{Eu}$  резко выделяется присутствием в спектре только низкоэнергетических линий  $E < 146$  кэВ, тогда как спектры нуклидов  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  качественно подобны и отличаются только количественно. Это отражается и на интегральных характеристиках (см. таблицу), по которым главные радионуклиды европия  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  занимают промежуточное положение между нуклидами  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$ .

Некоторые интегральные характеристики спектров гамма-излучения нуклидов

Нуклид	Число фотонов на распад	Энергия фотонов, кэВ/распад	Средняя энергия фотонов, кэВ	Гамма-постоянная $K_\gamma$ нуклида, Р/ч
$^{152}\text{Eu}_{63}$	1,49	1057,4	709,97	5,6200
$^{154}\text{Eu}_{63}$	1,58	1170,4	740,01	6,2354
$^{155}\text{Eu}_{63}$	0,86	61,1	70,98	2,4462
$^{60}\text{Co}_{27}$	2,00	2505,7	1252,87	12,9860
$^{137}\text{Cs}_{55}$	0,85	563,1	661,66	3,2107

Таким образом, основное отличие излучения изотопов европия от излучения радионуклидов кобальта и цезия заключается, при общности энергетической области испускаемых фотонов, в сложности гамма-спектра. Это ограничивает применимость аналитических методов к исследованию процессов поглощения энергии излучения изотопов европия в веществе и стимулирует использование методов математического моделирования для получения количественных данных о характеристиках этих процессов, важных с точки зрения применения изотопов европия в гамма-радиационных технологиях.

## 2. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

### 2.1. МЕТОДЫ И ПРОГРАММЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ

Для расчета пространственных распределений энерговыделения нами использованы программный комплекс *EGS* [11] и оригинальная программа *RaT*, основанная на библиотеке классов *Geant4* [12], разрабатываемой коллаборацией под эгидой ЦЕРН. Обе программы реализуют подход статистического моделирования, заключающийся в розыгрыше методом Монте-Карло большого числа историй электромагнитных каскадов с учетом эволюции потока первичных частиц, а также рождения и дальнейшей эволюции вторичных частиц, образующихся в электромагнитных взаимодействиях. Вероятности актов

элементарных процессов взаимодействия рассчитываются исходя из содержащихся в программах банков данных их сечений, тормозных способностей материалов и т. д. Транспорт частиц прослеживается вплоть до достижения ими некоторой пороговой энергии  $E_0$ , малой по сравнению с энергией первичных частиц. Остаточная энергия частицы после этого считается локально поглощенной в материале, формируя пространственные распределения энерговыделения. Подлежащие моделированию макроскопические величины оцениваются путем подсчета для каждого каскада и последующего усреднения по всем каскадам с одновременной оценкой статистической погрешности их определения вследствие конечности числа разыгранных историй.

Учитываемые программами физические процессы взаимодействия излучения с веществом включают в себя фотопоглощение, некогерентное комптоновское рассеяние и рождение электрон-позитронных пар для фотонов, а также ионизационное торможение, многократное рассеяние и тормозное излучение заряженных частиц, упругое (меллеровское) рассеяние, рождение  $\delta$ -электронов и аннигиляцию позитронов. Детальное описание алгоритмов моделирования элементарных процессов взаимодействия, используемых аппроксимаций и банков данных можно найти в работах [11, 12], а краткую сводку возможностей и ограничений применяемых нами программ – в работе [6].

Основные результаты настоящей работы получены путем моделирования с помощью программы *RaT*. Эта программа использует (без какой-либо модификации) библиотеку *Geant4*, наследуя апробированные методы моделирования элементарных взаимодействий и транспорта излучения в сложных геометриях. Решения на базе *Geant4* ранее применялись нами для моделирования радиационных полей модельных протяженных источников [13]. Программа *RaT* расширяет базовые возможности *Geant4*, добавляя средства моделирования произвольных сложных спектров первичных частиц, гибкий интерфейс задания геометрий и материалов, а также развитые возможности расчета дозиметрических величин.

Программа *EGS*, зарекомендовавшая себя как исключительно надежный инструмент моделирования в критичных по точности приложениях медицинской физики, использовалась главным образом для независимой оценки результатов. Сравнение показало, что результаты моделирования с помощью программ *RaT* и *EGS* согласуются с точностью не хуже 2%, не превышающей суммарной статистической погрешности моделирования (см. также результаты апробации программ в работе [6]).

При моделировании с помощью программы *RaT* нами использовалась версия 3.2 и так называемая “стандартная модель” электромагнитных процессов библиотеки *Geant4* [12]. Исследование показало, что использование более точной “низкоэнергетической модели”, учитывающей когерентное рассеяние фотонов и напрямую обращающейся к банкам дан-

ных сечений, в наших задачах не приводит к существенно отличающимся результатам, однако требует заметно больших времен моделирования.

Энергии  $E_0$  обрезания транспорта частиц при моделировании с помощью *EGS* устанавливались равными 10 кэВ. При моделировании с помощью *RaT* в соответствии с идеологией *Geant4* энергии  $E_0$  вычислялись самой программой для каждого материала с учетом его плотности, исходя из заданного ограничения на минимальный пробег заряженных частиц и длину свободного пробега фотонов. Это минимальное значение составляло 0,1 мм, что существенно меньше всех характерных размеров задачи.

Статистика составляла около  $2 \cdot 10^7$  историй первичных частиц на расчет, что обеспечивало статистическую погрешность моделирования порядка 1%.

Основной интересующей нас физической величиной являлась поглощенная доза излучения в материале. В соответствии с принятым в программе *RaT* подходом она вычислялась в наборе чувствительных объемов – детекторов – внедренных в геометрию задачи. В этих объемах программа регистрировала все акты взаимодействия частиц с веществом и подсчитывала поглощенные энергии. Мощность поглощенной дозы рассчитывалась по формуле:

$$\dot{D} = \frac{A}{N \cdot \rho \cdot \Delta V} \sum_i E_{\text{погл}}^{(i)}, \quad (2)$$

где суммирование ведется по всем трекам частиц, пересекающих детектор с объемом  $\Delta V$  и плотностью материала  $\rho$  при условии моделирования  $N$  историй;  $E_{\text{погл}}^{(i)}$  – поглощенная энергия  $i$ -й частицы в детекторе;  $A$  – активность источника излучения.

Рассчитывалась также используемая в гамма-дозиметрии керма фотонного излучения в материале, определяемая [14] как суммарная кинетическая энергия заряженных частиц, высвобожденных косвенно ионизирующим излучением в объеме материала, отнесенная к массе вещества в этом объеме.

Программа *RaT* позволяет рассчитывать мощность кермы как непосредственным подсчетом по формуле вида (2) (в которой  $E_{\text{погл}}^{(i)}$  нужно заменить на начальную кинетическую энергию вторичных электронов и позитронов), так и экспрессным методом расчета кермы по потоку фотонов. В последнем случае мощность кермы рассчитывается по следующей формуле:

$$\dot{K} = \frac{A}{N \cdot \Delta V} \sum_i \left( \frac{\mu_n(E_i)}{\rho} \right) \cdot E_i \cdot \Delta l_i, \quad (3)$$

где  $E_i$  и  $\Delta l_i$  – энергия  $i$ -го фотона и длина его трека в детекторе;  $\mu_n(E)$  – линейный коэффициент поглощения энергии фотонов с энергией  $E$ . Для расчета  $\mu_n(E)$  использовалась база данных ХААМДИ [15] Национального института стандартов США и соответствующая процедура интерполяции по энергии. Оба метода расчета кермы приводят к одинаковым ре-

зультатам, однако экспрессный метод обладает существенно более высокой скоростью сходимости.

Хорошо известно [14], что при соблюдении условий электронного равновесия керма фотонного излучения равна поглощенной дозе. Однако условия электронного равновесия могут нарушаться вблизи неоднородностей структуры и состава материалов, и программа *RaT*, таким образом, позволяет количественно исследовать эти неравновесные эффекты.

## 2.2. ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЯ

В настоящей работе не ставилась задача моделирования конкретных конструкций гамма-источников и их сборок, применяемых в гамма-радиационных установках. Однако ввиду того, что в таких установках преимущественно применяются плоскостные излучатели [8], для моделирования источника было выбрано приближение бесконечной излучающей плоскости.

Рассматривались два предельных случая угловых распределений излучения: параллельный поток излучения, соответствующий применяемому в дозиметрических расчетах приближению широкого пучка фотонов, и изотропное излучение плоского источника. Для краткости мы будем называть эти два типа модельных источников просто параллельным и изотропным пучками излучения.

Для исследования влияния самопоглощения излучения изотопов европия в источнике на распределения поглощенных доз в объектах облучения в качестве модельного источника также использовался изотропно излучающий слой оксида европия  $\text{Eu}_2\text{O}_3$  с плотностью  $4,6 \text{ г/см}^3$  и толщиной 8 мм, экранированный слоем железа с плотностью  $7,9 \text{ г/см}^3$  и толщиной 2 мм.

Моделировались источники с приведенными в разд. 1.2 спектрами гамма-излучения изотопов европия  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{154}\text{Eu}$  и  $^{155}\text{Eu}$ , а также нуклидов  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$ .

## 2.3. ГЕОМЕТРИЯ И МАТЕРИАЛЫ

В настоящей работе мы ограничились исследованием одномерных распределений поглощенной дозы гамма-излучения радионуклидов по глубине гомогенного фантома, имитирующего типичные среды, подвергающиеся радиационной обработке. Важные эффекты, связанные с гетерогенностью продуктов, подлежат самостоятельному исследованию, и его результаты будут опубликованы отдельно. Однако в целом благодаря высокой проникающей способности гамма-излучения приближение однородных сред обычно является достаточно хорошим. Кроме того, измерения дозовых распределений в гомогенных фантомах является неотъемлемой частью регламентов квалификационных испытаний промышленных гамма-радиационных установок.

При выборе материалов фантома было принято во внимание то, что типичные объекты радиационной обработки (пища, медицинские изделия, биологические объекты, семена, древесина, полимеры, сточные воды) главным образом представляют со-

бой водоподобные среды со средней плотностью  $0,1 \dots 1,0 \text{ г/см}^3$ , состоящие преимущественно из легких элементов (H, C, O, N). Эффективные атомные номера для таких сред слабо отличаются от эффективного атомного номера воды [14], и отличия характеристик распространения гамма-излучения в них от распространения в жидкой воде определяются в основном вариациями плотности сред.

Поэтому в качестве представительных модельных материалов были выбраны материалы с химическим составом воды и плотностями 0,13, 0,5 и  $1,0 \text{ г/см}^3$ . Плотность  $0,13 \text{ г/см}^3$  типична для медицинских изделий (шприцы, системы переливания крови и т.д.); плотность  $1,0 \text{ г/см}^3$  отвечает предельному случаю обработки замороженных пищевых продуктов и жидких сред, а промежуточная плотность  $0,5 \text{ г/см}^3$  приблизительно характеризует большинство пищевых продуктов, подвергаемых облучению в упаковке.

При моделировании использовался фантом толщиной 1 м, покрывающей типичный интервал толщин слоев облучаемых в гамма-радиационных установках продуктов. Поперечные размеры фантома выбирались достаточно большими для того, чтобы влиянием краевых эффектов можно было пренебречь по сравнению со статистической погрешностью моделирования.

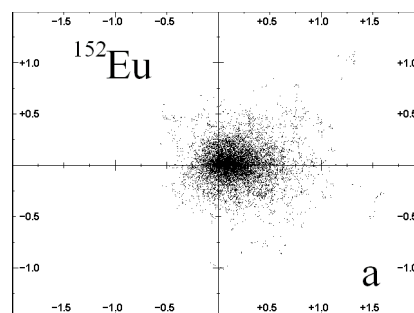
Фантом был погружен в воздух с плотностью  $1,20479 \cdot 10^{-3} \text{ г/см}^3$ . Единственной областью проявления гетерогенности фантома были его передняя и задняя стенки, вблизи которых условия электронного равновесия нарушаются, и возможны неравновесные эффекты “утечки” дозы [14].

При моделировании регистрировались мощности поглощенной дозы и кермы излучения, которые нормировались на поверхностную активность источника, измеряемую в  $\text{кКи/см}^2$ . Распределения этих величин рассчитывались с шагом дискретизации по глубине в 1 см.

## 3. РЕЗУЛЬТАТЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ

### 3.1. ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫЕ КАСКАДЫ В МАТЕРИАЛЕ

Качественно характер пространственных распределений энерговыделения гамма-излучения радионуклидов в веществе можно оценить, анализируя структуру электромагнитных каскадов, порождаемых гамма-квантами.



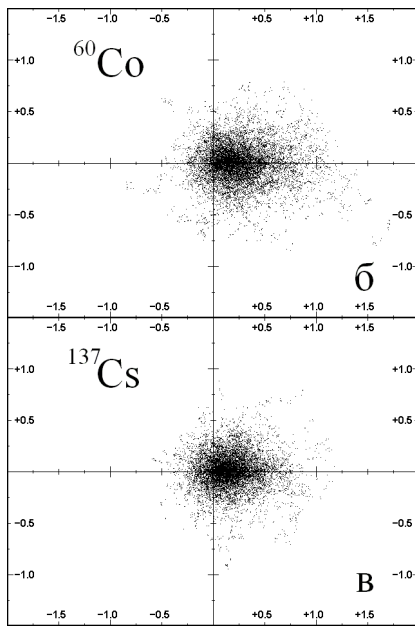


Рис. 2. Карты энерговыделения гамма-излучения точечных мононаправленных источников радионуклидов европия, кобальта и цезия в водном фантоме

На рис. 2 изображены смоделированные при помощи программы *EGS* карты энерговыделения точечных мононаправленных источников с гамма-спектрами нуклидов  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в водном фантоме размером  $4 \times 3 \times 3$  м с плотностью  $1 \text{ г/см}^3$ . Источники находились в начале координат и излучали в направлении оси абсцисс. Каждая карта строилась по результатам моделирования  $10^3$  первичных фотонов. Точки на картах суть проекции на плоскость  $(x, y)$  точек фантома, в которых происходила передача энергии излучения среде.

Карты энерговыделения для излучения этих нуклидов в целом подобны и занимают близкие по размерам и форме пространственные области. Однако на них можно заметить и особенности, связанные с различием в спектрах первичного излучения. Для европия из-за наличия в спектре низкоэнергетических линий более заметно обратное рассеяние фотонов в заднюю полусферу. В целом карта энерговыделения для европия в сравнении с картами для других изотопов выглядит несколько более “дисперсно”: характерное для цезия плотное пятно поглощения низкоэнергетических фотонов вблизи источника на ней сочетается с характерным для кобальта “галом” длиннопробежных фотонов высоких энергий.

Количественные выводы о сходстве и различиях в распределениях поглощенных доз для излучения нуклидов европия, кобальта и цезия можно сделать, лишь опираясь на приводимые ниже данные моделирования с существенно большей статистикой.

### 3.2. ПРОФИЛИ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ

Рассчитанные программой *RaT* распределения мощности поглощенной дозы по глубине водоподобных фантомов с различной плотностью для

параллельного и изотропного пучков гамма-излучения приведены на рис. 3 и 4 соответственно. Данные отвечают описанным в разд. 1.2 идеальным гамма-спектрам распада нуклидов в отсутствие самопоглощения и фильтрации излучения материалами реальных источников.

Анализ данных рис. 3 и 4 позволяет выделить основные особенности полученных распределений.

1. Все кривые демонстрируют в целом близкое к экспоненциальному убывание мощности дозы с глубиной  $z$  в фантоме. Скорость убывания резко возрастает с ростом плотности  $\rho$  фантома.

2. Формы кривых различаются для различных угловых распределений первичного пучка фотонов.

3. Во всем интервале глубин нормированные на активность источника мощности дозы для излучения разных нуклидов отличаются, что коррелирует с различиями в их гамма-постоянных (см. таблицу).

4. Уровень мощности дозы от излучения нуклида  $^{155}\text{Eu}$  на полтора-два порядка меньше характерных значений для остальных нуклидов, причем это различие резко возрастает с глубиной.

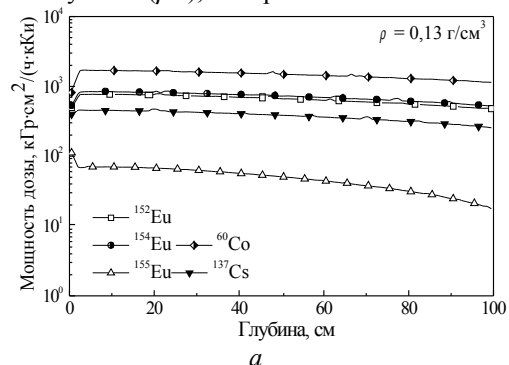
5. Мощности дозы от нуклидов европия  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  весьма близки как по величине, так и по скорости спада с глубиной.

6. Значения мощности дозы излучения этих нуклидов лежат в интервале между значениями для изотопов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$ , однако скорость убывания дозы с глубиной для всех этих изотопов отличается слабо.

Далее мы остановимся на этих особенностях более подробно, акцентируя внимание на получении количественных оценок этих эффектов.

### 3.3. ВЛИЯНИЕ ПЛОТНОСТИ ФАНТОМА

Кривые рис. 3 и 4 для каждого из радионуклидов при различных плотностях могут быть легко преобразованы к зависимостям мощности дозы от приведенной глубины  $(\rho z)$ , измеряемой в  $\text{г/см}^2$ .



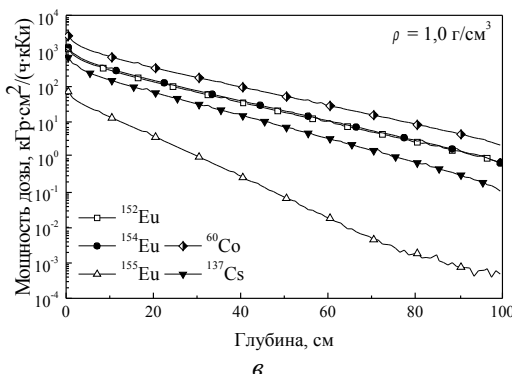
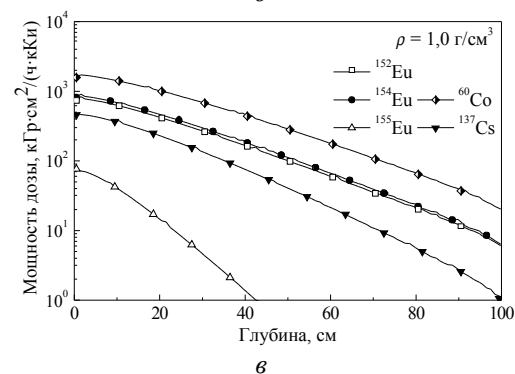
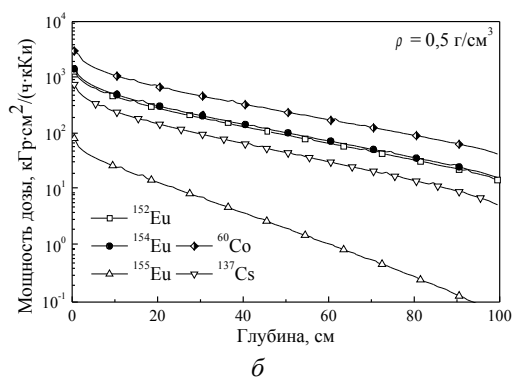
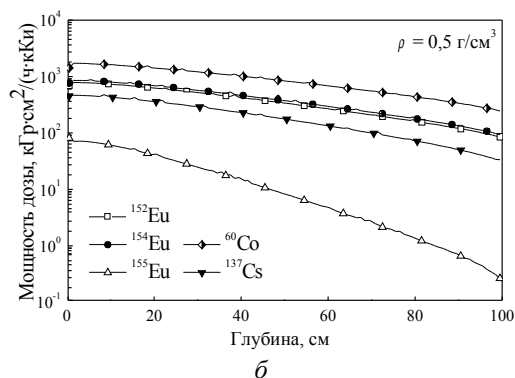


Рис. 3. Распределения мощности поглощенной дозы по глубине водоподобных фантомов с различной плотностью  $\rho$  для параллельного пучка гамма-излучения нуклидов европия, кобальта и цезия

Рис. 4. Распределения мощности поглощенной дозы по глубине водоподобных фантомов с различной плотностью  $\rho$  для изотропного пучка гамма-излучения нуклидов европия, кобальта и цезия

Пример такого преобразования приведен на рис. 5, аналогичные результаты получаются и для других комбинаций нуклида и типа фотонного пучка. Отклонения от универсальной зависимости на этом рисунке имеются вблизи границы раздела “фантом-воздух”, где нарушается однородность среды и условия электронного равновесия.

Уменьшение мощности дозы около границы связано с эффектом “утечки дозы”: фотоны и вторичные электроны переходят из фантома в воздух с малой плотностью, и лишь малая их часть, обратно рассеянная в фантом, может дать вклад в дозу. Кинетика этого процесса при постоянной плотности воздуха сложным образом зависит от плотности фантома, что и приводит к наблюдаемым отклонениям.

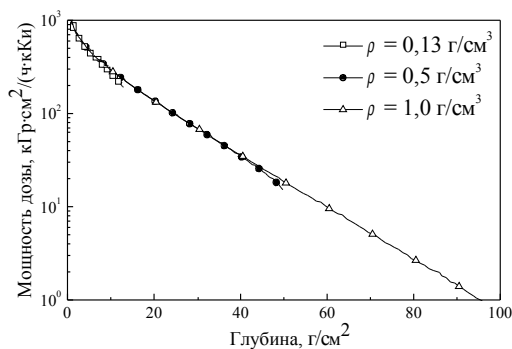
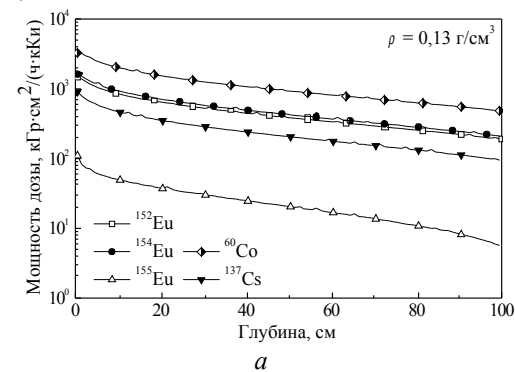


Рис. 5. Зависимости мощности поглощенной дозы излучения изотропного пучка излучения  $^{152}\text{Eu}$  в фантомах различной плотности от величины  $(\rho \cdot z)$

Как видно, кривые на рис. 5 в пределах погрешности моделирования совпадают везде, кроме узкой области вблизи задней стенки фантома. Это связано с тем широко используемым в дозиметрии фактом [14], что в гомогенной среде транспорт фотонов определяется их длинами свободного пробега  $\lambda$ , которые обратно пропорциональны плотности. Отсюда следует, что приведенные выше данные дозовых распределений могут быть обобщены на другие значения плотности облучаемых продуктов путем простого пересчета глубины по отношению плотностей.



### 3.4. ВЛИЯНИЕ УГЛОВЫХ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ПУЧКА

Очевидные качественные и количественные раз-



личия глубинных распределений поглощенной дозы при облучении фантома параллельным и изотропным пучками иллюстрируются кривыми на рис. 6.

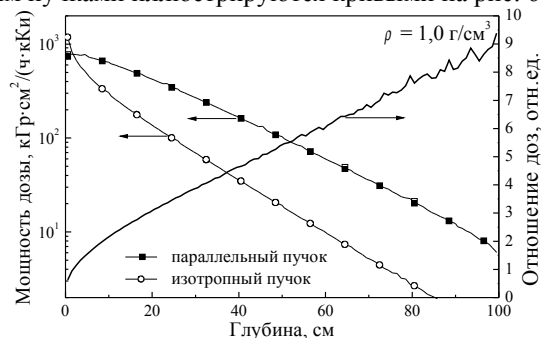


Рис. 6. Распределения мощности поглощенной дозы параллельного и изотропного пучков гамма-излучения радионуклида  $^{152}\text{Eu}$  и зависимость от глубины отношения доз для этих типов пучков

Такие распределения для излучения всех нуклидов отличаются на всем интервале глубин и связаны главным образом с геометрическими факторами различия угловых распределений потока фотонов в веществе (см. также результаты работы [13]). Как видно, приближение параллельного пучка сильно завышает поглощенные дозы на больших глубинах по сравнению с более реалистичным с точки зрения описания промышленных изотопных источников приближением изотропного пучка.

Для параллельного пучка имеются отклонения зависимости от экспоненциальной, связанные с вкладом рассеянного и вторичного излучения, описываемым фактором накопления  $B(z)$  [14]. Для изотропного пучка фактор накопления эффективно компенсируется широким угловым распределением, и зависимость от глубины отличается от экспоненциальной только в приповерхностной области.

В этой области для параллельного пучка наблюдается упомянутый выше неравновесный эффект “утечки дозы”; для изотропного пучка превалирует эффект приповерхностного поглощения наклонно падающих фотонов достаточно низких энергий, который приводит к появлению поверхностного пика.

Мы не будем обсуждать все эти различия более детально, имея в виду, что оба типа использованных нами источников фотонов являются модельными. С практической точки зрения важно, что для реального излучателя гамма-радиационной установки, характеризующегося конкретным угловым распределением испускаемого и достигающего продуктов излучения, распределения поглощенных доз будут занимать промежуточное положение между распределениями, представленными на рис. 6. Сильная зависимость профилей дозы от углового распределения пучка позволяет сделать вывод, что при расчете дозовых распределений для установки заданной конструкции необходимо проводить моделирование с учетом конкретной геометрии излучателя и камеры облучения.

### 3.5. ВЛИЯНИЕ САМОПОГЛОЩЕНИЯ И РАССЕЯНИЯ ФОТОНОВ В МАТЕРИАЛАХ ИСТОЧНИКА

Самопоглощение и рассеяние фотонов в активных и конструкционных материалах источника приводит к заметной модификации распределений поглощенной дозы в фантомах. На рис. 7 приведены соответствующие кривые для модельного европейского источника с самопоглощением, которые можно сравнить с данными рис. 4,б. Сравнение показывает, что в основном самопоглощение влияет на абсолютную величину мощности дозы, фактически приводя к зависящей от конструкции источника перенормировке активности нуклидов.

Наибольшее влияние самопоглощение оказывает на излучение изотопа  $^{155}\text{Eu}$ , что не удивительно, если принять во внимание низкоэнергетический характер его спектра (см. рис. 1). По сравнению со случаем идеального источника при учете самопоглощения мощность дозы от излучения  $^{155}\text{Eu}$  падает более чем на два порядка и оказывается примерно на три порядка меньше мощности дозы от излучения  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$ . Это позволяет заключить, что в реальных источниках изотоп  $^{155}\text{Eu}$  не даст сколько-нибудь заметного вклада в дозу облучения продуктов.

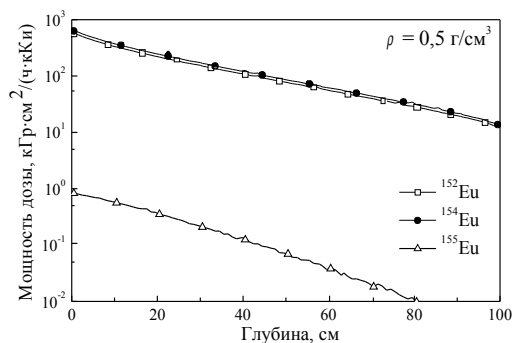


Рис. 7. Распределение мощности поглощенной дозы излучения изотопов европия в фантоме при учете самопоглощения в источнике

Для основных радионуклидов европия,  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$ , влияние самопоглощения не столь критично. Количественные оценки этого влияния на зависимости мощности поглощенной дозы от глубины для этих изотопов иллюстрируются кривыми на рис. 8.

Сильное влияние самопоглощения в основном локализовано в приповерхностной области, где относительное падение мощности дозы достигает 200...300%. Это падение тем больше, чем меньше плотность фантома, и сильно зависит от глубины. Эффект связан с самопоглощением низкоэнергетических фотонов: для идеального источника они дают вклад в приповерхностную дозу, но практически полностью поглощаются в реальных источниках.



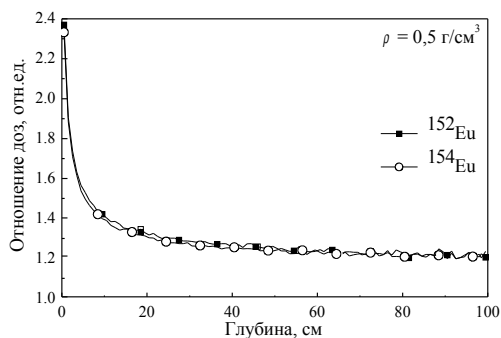


Рис. 8. Отношения поглощенных доз в фантоме от излучения идеального источника и источника с самопоглощением для основных изотопов европия

На больших глубинах относительное влияние самопоглощения слабо зависит от глубины и плотности фантома и, по существу, является только характеристикой источника. Из рис. 8 видно, что для нашей модели европиевого источника потери по мощности дозы составляют около 20%. Однако надо отметить, что эту оценку не следует трактовать как окончательную: расчеты влияния самопоглощения для реальных источников на базе изотопов европия требуют детального моделирования их конструкции и являются предметом дальнейших исследований.

### 3.6. ВЛИЯНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА АКТИВНОГО МАТЕРИАЛА ЕВРОПИЕВЫХ ИСТОЧНИКОВ

При прогнозировании радиационных свойств перспективных гамма-источников на базе изотопов европия следует учитывать, что, в противоположность мононуклидным источникам на базе изотопов  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$ , они будут содержать смеси изотопов  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{154}\text{Eu}$  и  $^{155}\text{Eu}$ , отличающихся гамма-постоянными, гамма-спектрами и периодами полураспада. Главные радионуклиды европия  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  имеют тенденцию к равномерному распределению в изотопных смесях [2]. Однако в зависимости от параметров реакторного облучения европия при изготовлении источников возникают вариации изотопного состава, который также изменяется со временем вследствие различной скорости распада нуклидов.

Эффективная мощность поглощенной дозы от источника, содержащего смесь изотопов, связана с парциальными мощностями дозы от каждого изотопа простым соотношением:

$$\dot{D}_{\text{эфф}} = \sum_j c_j \dot{D}_j, \quad (4)$$

где  $c_j$  – концентрации изотопов в смеси.

Поэтому распределения поглощенной дозы от излучения смесей изотопов европия могут быть рассчитаны линейным комбинированием данных, полученных для отдельных нуклидов и приведенных на рис 3 и 4.

Данные, иллюстрирующие зависимость эффективной гамма-постоянной смесей изотопов европия

с различными изотопными составами, рассчитанной комбинированием данных таблицы по формуле вида (4), приведены на рис. 9. Как видно, только заметное содержание изотопа  $^{155}\text{Eu}$  ведет к существенному снижению эффективной интенсивности излучения смесей изотопов европия. Это подтверждается и результатами расчетов дозовых распределений по формуле (4), приведенными на рис. 10.

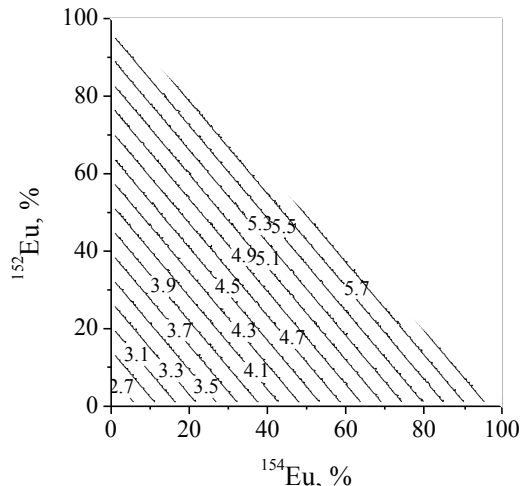


Рис. 9. Карта зависимости эффективной гамма постоянной (в Р/г) для различных концентраций изотопов европия в смеси. Остаточная концентрация относится к изотопу  $^{155}\text{Eu}$

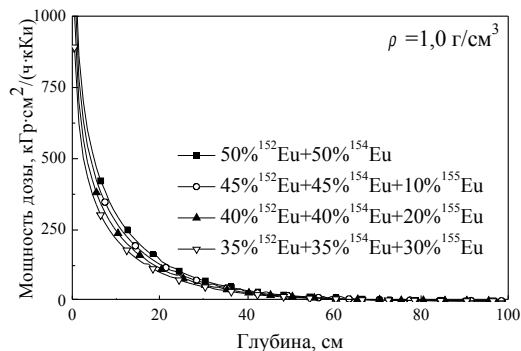


Рис. 10. Распределения мощности поглощенной дозы изотропного пучка излучения смесей радионуклидов европия при различных изотопных составах

Вклад изотопа  $^{155}\text{Eu}$  в мощность поглощенной дозы резко убывает с глубиной проникновения излучения в фантом (рис. 11). Даже для идеализированного случая параллельного пучка в отсутствие самопоглощения относительный вклад  $^{155}\text{Eu}$  не превышает 2...3%, а самопоглощение в источнике уменьшает его вклад до нескольких сотых процента. Таким образом, с точки зрения радиационно-технологических применений излучения изотопов европия радионуклид  $^{155}\text{Eu}$  практического интереса не представляет.

С другой стороны, основные радионуклиды европия  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  мало отличаются по производимой мощности поглощенной дозы. Соответствующие кривые (см. рис. 3 и 4) формируют узкий “евро-

пиевый коридор”, внутри которого будут располагаться распределения поглощенной дозы для любого соотношения концентраций этих нуклидов в смесях.

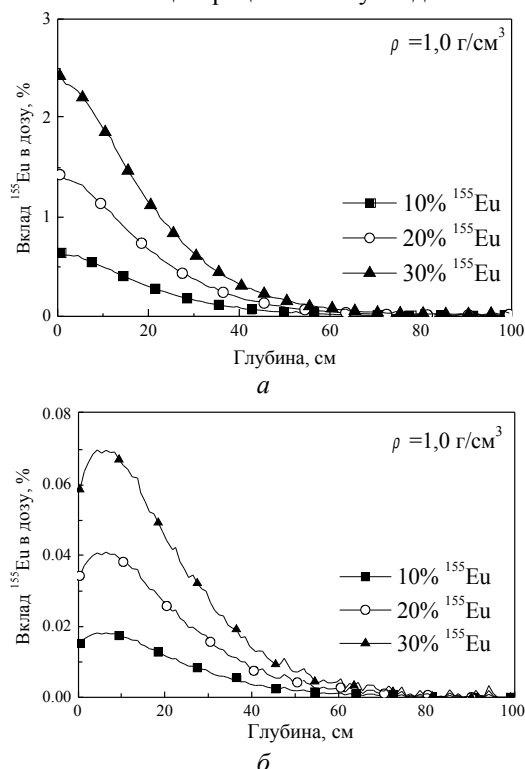


Рис. 11. Вклады излучения изотопа  $^{155}\text{Eu}$  в поглощенную дозу в фантоме при различных концентрациях его в смеси (концентрации нуклидов  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  приняты равными). Облучение параллельным пучком идеального источника – (а) и изотропным пучком источника с самопоглощением – (б)

Относительная ширина “европиевого коридора” описывается отношением поглощенных доз от излучения нуклидов  $^{154}\text{Eu}$  и  $^{152}\text{Eu}$  (рис. 12). Как видно, для всех плотностей радионуклид  $^{154}\text{Eu}$  продуцирует примерно на 10% большую мощность дозы, нежели радионуклид  $^{152}\text{Eu}$ . При учете самопоглощения в источнике в рамках нашей модели это отношение слегка возрастает до 12%.

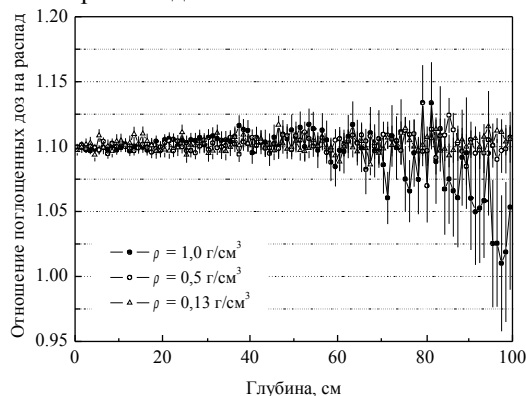


Рис. 12. Зависимости от глубины отношения поглощенных доз изотропных пучков излучения радионуклидов  $^{154}\text{Eu}$  и  $^{152}\text{Eu}$  в водоподобных фантомах

с различной плотностью

Преимущество  $^{154}\text{Eu}$  можно связать с большей на 4% средней энергией спектра и на 11% большей гамма-постоянной  $K_\gamma$ . Вторая причина более важна и хорошо описывает эффект количественно.

Ширина “европиевого коридора” слабо зависит от глубины проникновения, однако на больших глубинах в плотных фантомах она уменьшается до 5% и менее. Причина состоит в большем относительном весе жестких фотонов в спектре  $^{152}\text{Eu}$  по сравнению со спектром  $^{154}\text{Eu}$ : 20% спектра  $^{152}\text{Eu}$  имеют энергию 1,408 МэВ и с большей вероятностью проникают на большие глубины, чем фотоны с энергией верхней интенсивной линии 1,274 МэВ спектра  $^{154}\text{Eu}$ .

Из полученных данных можно сделать важный вывод, что любые неопределенности по концентрациям главных радионуклидов  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  в изотопном составе активного материала источников на базе изотопов европия могут приводить к неопределенности в распределениях поглощенных доз, не превышающей 10...12%.

#### 4. СРАВНЕНИЕ ИЗОТОПОВ ЕВРОПИЯ С РАДИОНУКЛИДАМИ КОБАЛЬТА И ЦЕЗИЯ

##### 4.1. МОЩНОСТЬ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ

Из результатов моделирования, приведенных на рис. 3 и 4, очевидно, что кривые для типичных промышленных радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$  формируют другой “коридор”, внутри которого располагаются кривые для главных радионуклидов европия. Этот коридор может быть количественно охарактеризован зависимостями отношения поглощенных доз от излучения разных радионуклидов от глубины проникновения. Соответствующие данные приведены на рис. 13 для наиболее плотного материала фантома. Близкие результаты получаются и для других плотностей и типов фотонного пучка (см. также оценки работы [6], основанные на моделировании с помощью программного комплекса EGS).

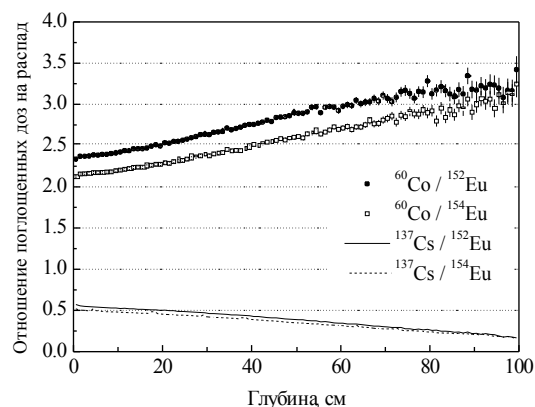


Рис. 13. Зависимости от глубины водного фантома отношений поглощенных доз излучения изотропных пучков излучения различных нуклидов

Данные рис. 13 показывают, что при равной активности поглощенные дозы от излучения кобальтовых источников в 2-3 раза превышают дозы от европейских источников во всем интервале глубин, что коррелирует с в среднем в 2,2 раза большей гамма-постоянной  $^{60}\text{Co}$ . Отношение линейно растет с глубиной, демонстрируя преимущество практически моноэнергетического жесткого излучения кобальта перед излучением изотопов европия со сложным широким спектром фотонов.

С другой стороны, радионуклиды европия более чем вдвое эффективнее по производимой мощности дозы, нежели другой промышленный радионуклид,  $^{137}\text{Cs}$ . С глубиной преимущество европия перед цезием возрастает, что связано с наличием в спектрах изотопов европия жестких линий с  $E > 1$  МэВ.

#### 4.2. ПРОНИКАЮЩАЯ СПОСОБНОСТЬ ИЗЛУЧЕНИЯ

По проникающей способности излучения (т.е. по скорости убывания мощности поглощенной дозы с глубиной) рассматриваемые нуклиды различаются не столь существенно, как по общему уровню мощности дозы (см. рис. 3 и 4). Это может быть объяснено простыми аналитическими оценками.

Зависимость мощности кермы первичного фотонного излучения от глубины с точностью до несущественных размерных множителей описывается выражением:

$$\dot{D}(z) \propto \sum_E \frac{\mu_n(E)}{\rho} \cdot [E \cdot I(E; z)], \quad (5)$$

где суммирование ведется по энергиям  $E$  гамма-спектра фотонов, а  $I$  – энергетическое распределение потока фотонов, которое выражается экспоненциальной функцией глубины  $z$ :  $I(E; z) \propto e^{-\mu(E)z}$ , где  $\mu(E)$  – линейный коэффициент ослабления фотонов с энергией  $E$  в материале [14].

Учитывая, что в формулу (5) фактически входит произведение  $E \cdot I$ , т.е. поток энергии излучения, а в рассматриваемой области энергий фотонов для водоподобных сред линейный коэффициент поглощения энергии излучения  $\mu_n(E)$  слабо зависит от энергии, зависимость мощности кермы от глубины для сложного спектра фотонов можно аппроксимировать убывающей экспонентой с показателем, содержащим эффективный массовый коэффициент ослабления  $\mu_{эф}/\rho$ , равный коэффициенту ослабления фотонов  $\mu(E)/\rho$ , усредненному по относительному вкладу фотонов с энергией  $E$  в полный поток энергии излучения:

$$\frac{\mu_{эф}}{\rho} = \frac{1}{\langle E \rangle} \cdot \sum_{j=1}^{N_\phi} E_j \cdot p_j \cdot \frac{\mu(E_j)}{\rho}, \quad (6)$$

где  $p_j$  – вероятность излучения фотона с энергией  $E_j$   $j$ -й линии гамма-спектра, включающего  $N_\phi$  линий;  $\langle E \rangle$  – средняя энергия фотонов в спектре.

Расчеты по формуле (6) с использованием стан-

дартных данных по массовым коэффициентам ослабления фотонов  $\mu(E)/\rho$  [15] дают следующие результаты. Для излучения изотопов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$  значения  $\mu_{эф}/\rho$  равны 0,0857 и 0,0631 см<sup>2</sup>/г. Для основных нуклидов европия  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  они составляют 0,0759 и 0,0746 см<sup>2</sup>/г соответственно, различаясь не более чем на 2%. Отличие же эффективных коэффициентов ослабления для изотопов европия по отношению к кобальту и цезию составляет не более 20%. Такое различие проявляется в небольшой разнице наклонов кривых для этих изотопов (см. рис. 4). Однако оно достаточно мало, чтобы признать проникающие способности излучения радионуклидов европия и типичных промышленных радионуклидов весьма близкими по величине.

Более того, оказывается, что распределения поглощенной дозы по глубине фантомов для гамма-излучения радионуклидов европия  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  с хорошей точностью можно представить в виде линейной комбинации таких распределений для промышленных нуклидов  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$ :

$$\dot{D}_{Eu}(z) = C_{Co} \cdot \dot{D}_{Co}(z) + C_{Cs} \cdot \dot{D}_{Cs}(z). \quad (7)$$

Используя весь массив данных моделирования распределений поглощенной дозы, мы с помощью метода наименьших квадратов нашли значения концентраций  $C_{Co}$  и  $C_{Cs}$  кобальта и цезия в эффективной изотопной смеси и оценили средние ошибки этой аппроксимации. Оказалось, что с относительной погрешностью, не превышающей 1%, для всех рассмотренных плотностей фантомов и типов пучков дозовые распределения излучения нуклида  $^{152}\text{Eu}$  совпадают при одинаковой активности источника с дозовыми распределениями излучения смеси, содержащей 24,82% изотопа  $^{60}\text{Co}$  и 75,18% изотопа  $^{137}\text{Cs}$ . Для нуклида  $^{154}\text{Eu}$  соответствующая эквивалентная смесь содержит 29,6% изотопа  $^{60}\text{Co}$  и 70,4% изотопа  $^{137}\text{Cs}$ . Таким образом, по радиационным характеристикам, важным с точки зрения радиационно-технологических применений, основные радионуклиды европия эквивалентны смесям сертифицированных радионуклидов, давно применяющихся в промышленной гамма-обработке продукции.

#### 5. ОПТИМАЛЬНЫЕ РЕЖИМЫ ОБЛУЧЕНИЯ ПРОДУКЦИИ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЕМ НУКЛИДОВ ЕВРОПИЯ

Важным фактором оптимизации гамма-радиационных технологий и повышения производительности гамма-радиационных установок является определение оптимальных (т.е. максимальных) толщин слоев продуктов, которые можно обрабатывать заданным видом излучения с соблюдением заданных требований на определяемый формулой (1) коэффициент однородности  $\delta$  пространственных распределений поглощенной дозы. Для существующих установок на базе радионуклидов  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$  накоплен богатый опыт оптимизации технологических режи-

мов облучения. Для будущих установок с источниками на базе изотопов европия необходимые исходные данные до сих пор отсутствовали.

В заключение мы применим полученные данные моделирования для оценки оптимальных толщин продуктов для облучения европиевыми источниками и сравним результаты с данными для применяемых нуклидов  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$ .

Для улучшения однородности поглощенной в продукте дозы в гамма-радиационной обработке обычно применяется двустороннее облучение, которое обеспечивается соответствующей конструкцией и режимом работы системы транспортировки продукции в камере облучения.

В используемом в настоящей работе одномерном приближении профили мощности поглощенной дозы (или кермы) при двустороннем облучении связаны с рассчитанными дозовыми распределениями в фантомах простым соотношением:

$$\dot{D}_2(z; t) = \dot{D}_1(z) + \dot{D}_1(t - z), \quad (8)$$

где индексы 1 и 2 отвечают одностороннему и двустороннему облучению соответственно;  $t$  – толщина слоя продуктов.

Пример расчета таких профилей для облучения продуктов различной плотности излучением радионуклидов европия приведен на рис. 14. В расчете использовался гамма-спектр смеси изотопов  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  с равными концентрациями и плоскостной источник, изотропно излучающий внутри конуса с углом раствора  $120^\circ$  и осью, ортогональной поверхности продукта. Кроме профилей мощности кермы, рассчитывались также профили мощности поглощенной дозы.

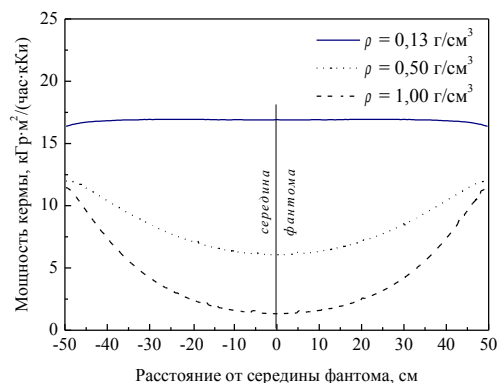


Рис. 14. Профили мощности кермы при двустороннем облучении слоя продуктов гамма-излучением смеси радионуклидов европия

Отметим на рис. 14 исключительно высокую однородность облучения, которую изотопы европия обеспечивают для фантома малой плотности, имитирующего медицинские изделия. С ростом плотности неоднородность резко возрастает, и для удовлетворения требований на величину  $\delta$  нужно уменьшать толщину слоя.

Значение максимальной толщины  $t_{\text{макс}}(\delta)$  слоя продукта определяется корнем нелинейного уравне-

ния:

$$\max \dot{D}_2(z; t_{\text{макс}}) = \delta \cdot \min \dot{D}_2(z; t_{\text{макс}}), \quad (9)$$

где поиск максимума и минимума производится по переменной  $z$ . Аналитическую оценку зависимости  $t_{\text{макс}}(\delta)$  можно получить, предполагая экспоненциальное убывание мощности дозы с удалением от границ слоя. Тогда максимум достигается на границе, а минимум – в середине слоя. В результате

$$t_{\text{макс}}(\delta) = 2 \cdot \left( \frac{\mu'_{\text{эфф}}}{\rho} \right)^{-1} \cdot \frac{1}{\rho} \ln \delta. \quad (10)$$

Поскольку из определения (6) следует, что  $(\mu'_{\text{эфф}}/\rho)$  характеризует только источник излучения, из формулы (10) следует, что  $t_{\text{макс}}$  уменьшается обратно пропорционально плотности продукта и логарифмически растет с увеличением технологически допустимого отношения  $D_{\text{макс}}$  к  $D_{\text{мин}}$ .

Формула (10) позволяет делать лишь качественные оценки поведения  $t_{\text{макс}}$ . Более надежные количественные данные можно обеспечить путем численного решения уравнения (9) с использованием распределений мощностей дозы или кермы, полученными методами математического моделирования.

Зависимости максимальной толщины  $t_{\text{макс}}(\delta)$  для облучения продуктов с разной плотностью описанным выше европиевым источником и соответствующими источниками с гамма-спектрами  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$  приведены на рис. 15.

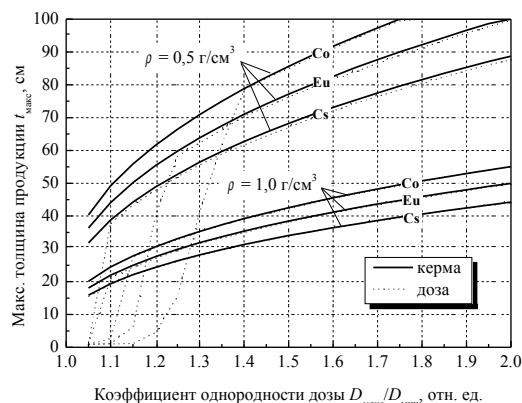


Рис. 15. Максимальные допустимые толщины слоя продуктов при двустороннем облучении гамма-излучением различных радионуклидов, рассчитанные по пространственным распределениям мощностей кермы и поглощенной дозы

Качественно поведение кривых на этом рисунке в целом согласуется с простой зависимостью (10). Кривые, построенные по распределениям мощности поглощенной дозы, демонстрируют нетривиальное поведение при малых  $\delta$ , которое связано с поверхностными неравновесными эффектами “утечки дозы”, когда максимумы распределений достигаются на конечном расстоянии от поверхности фантома. Однако поскольку в расчетах не учитывались неоднородности поверхностной структуры продуктов (упаковка, контейнер и пр.), более простые зависи-

мости, полученные по распределениям мощности кермы, представляются нам более обоснованными.

В полном согласии с результатами предыдущих разделов работы европиевые источники и по поведению  $t_{\max}(\delta)$  занимают промежуточное положение между цезиевыми и кобальтовыми. Как видно из рис. 16, во всем рассмотренном интервале требуемых однородностей дозовых распределений кобальтовые источники позволяют облучать примерно на 11% более толстые слои продуктов, чем источники на базе изотопов европия. В то же время возможности европиевых источников по толщине облучаемых продуктов на 13% превышают возможности источников, использующих цезий.

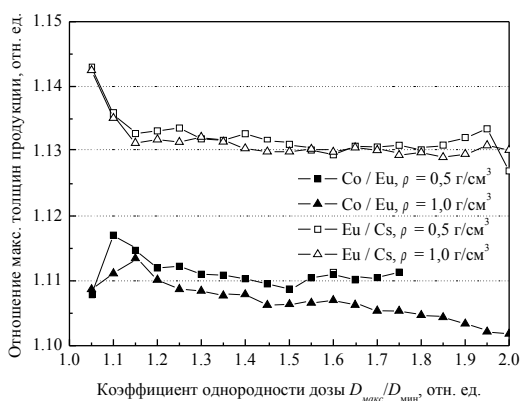


Рис. 16. Отношения максимальных допустимых толщин продуктов, обрабатываемых гамма-излучением различных радионуклидов, как функции допустимого коэффициента однородности поглощенной дозы

Оба этих различия достаточно невелики, чтобы говорить о том, что источники на базе изотопов европия вполне пригодны для промышленной гамма-обработки продуктов.

## ВЫВОДЫ

Проведенный анализ и выполненное математическое моделирование позволяют сделать следующие основные выводы и рекомендации относительно перспектив использования изотопов европия в промышленных гамма-радиационных технологиях.

1. Сложные спектры гамма-излучения и другие ядерные свойства радионуклидов европия  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{154}\text{Eu}$  и  $^{155}\text{Eu}$  не препятствуют их применению в радиационно-технологических источниках излучения как по эффективности формирования полей поглощенных доз в облучаемых продуктах, так и с позиций стандартных требований безопасности для радионуклидов, используемых в закрытых источниках излучения.

2. По всем исследованным в работе параметрам формирования полей поглощенной дозы в материалах основные радионуклиды европия  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  занимают промежуточное положение между широко используемыми в радиационных технологиях радио-

нуклидами кобальта-60 и цезия-137, причем распределения поглощенной дозы для гамма-излучения изотопов европия хорошо количественно согласуются с таковыми для излучения определенных смесей сертифицированных нуклидов  $^{60}\text{Co}$  и  $^{137}\text{Cs}$ .

3. Радионуклид европия  $^{155}\text{Eu}$  из-за мягкого спектра гамма-излучения не дает существенного вклада в формирование дозовых полей в веществе, и его излучение практически полностью поглощается в источнике. Поэтому представляется оправданным стремиться к уменьшению содержания этого изотопа в гамма-источниках на базе изотопов европия.

4. Параметры полей поглощенной дозы, формируемых гамма-излучением основных нуклидов  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$ , различаются не более чем на 10...12%. В пределах этой погрешности смеси изотопов европия могут рассматриваться как мононуклидный источник излучения, состоящий из одного из изотопов (например,  $^{152}\text{Eu}$ , соответствующего нижней оценке дозовых распределений). При более высоких требованиях на точность расчета доз необходимы индивидуальные измерения изотопного состава активного материала источника по нуклидам  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$ .

5. По мощности поглощенной дозы в веществе радионуклиды европия уступают в среднем в 2,5 раза основному радиационно-технологическому нуклиду  $^{60}\text{Co}$  при равных активностях излучателей. Поэтому для достижения экономической эффективности использования источников на базе изотопов европия в мощных гамма-радиационных установках при их производстве следует стремиться к получению максимально возможной удельной активности излучающего материала и снижению потерь излучения в результате самопоглощения в источнике.

Авторы посвящают эту работу светлой памяти своего учителя, директора НПК ВИЭРТ ННЦ ХФТИ д. ф.-м. н. Владимира Владимировича Рожкова, благодаря интуиции и энергии которого европиевые радиационные технологии в России и Украине получили решающий импульс к развитию.

Работа выполнена при финансовой поддержке Украинского научно-технологического центра, проект УНТЦ № 1801 "Розробка фізичних основ радіаційних технологій з використанням гамма-джерел на базі ізоотопів Європію" и партнерский проект № P-095 "Застосування Європію для гамма-обробки в Україні та Росії".

## ЛИТЕРАТУРА

1. V.D. Risovany, A.V. Zakharov, E.P. Klochkov, T.M. Guseva, V.B. Ponomarenko, V.M. Chernyshov. Production of gamma-sources, based on europium oxide in fast reactors // *Technical committee meeting on absorber materials, control rods and designs of backup reactivity shutdown systems for breakeven cores and burner cores for reducing plutonium stockpiles. Obninsk (Russian Federation). 3-7 Jul 1995, IAEA-TECDOC-884, 1996, p. 200 – 213.*
2. В.Д. Рисованный, Е.П. Клочков, В.Б. Пономаренко, А.В. Захаров. *Европий в ядерной технике*. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1997, 149 с.

- 3.S.L. v. Adelman. Europium-152 as a Potential Substitute for Cobalt-60 in Radiation Therapy // *Med. Phys.* 1996, v. 23, p. 1443 – 1445.
- 4.S.L. v. Adelman. Production Considerations for Europium-152 Teletherapy Sources Including Design of a Source Capsule with Intrinsic Beam-Hardening Capability // *Jpn. J. Appl. Phys.* 1999, v. 38, p. L1505 – L1508.
- 5.M. Brown, D. Eakin, K. Whattam, C. Holder, Ye. Klochkov, V. Risovany, V. Rozhkov et al. Application of Europium for Gamma Irradiation in Ukraine and Russia // *Труды XV Межд. конф. по физ. рад. явлений и радиационному материаловедению (10-15 июня 2002 г., Алушта, Крым)*. Харьков: ННЦ ХФТИ, 2002, с. 10 – 11.
- 6.С.В. Дюльдя, В.В. Рожков, М.И. Братченко и др. Методы компьютерного эксперимента в физике гамма-радиационных технологий с использованием новых источников излучения // *Вопросы атомной науки и техники. Серия: «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»* (80). 2001, № 4, с. 121 – 128.
7. *Table of Radionuclides*. ISBN-2-7272-0201-6, BNM-CEA/LPRI, BP 52, 91 191 Gif-sur-Yvette Cedex, France, 1999.
- 8.А.Х. Брегер, Б.И. Вайнштейн, Н.П. Сыркус и др. *Основы радиационно-химического аппаратостроения*. М.: «Атомиздат», 1967, 494 с.
- 9.W. Bambynek, T. Barta, P. Christmas, N. Coursol et al. *X-ray and Gamma-ray Standards for Detector Calibration: Report by the Coordinated Research IAEA Programme*. IAEA-TECDOC-619, 1991.
- 10.C.L. Dunford, R.R. Kinsey. *NuDat System for Access to Nuclear Data*. IAEA-NDS-205 (BNL-NSC-65687), IAEA, Vienna, Austria, 1998.
- 11.W.R. Nelson, H. Hirayama, D.W.O. Rogers. *The EGS4 Code System*. Stanford Linear Accelerator Center: Report SLAC-265, 1985.
- 12.S. Agostinelli, J. Allison, K. Amako, J. Apostolakis et al. Geant4 – a simulation toolkit // *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*. 2003, v. 22, N 3, p. 250 – 303.
- 13.М.И. Братченко, С.В. Дюльдя. Применение программного комплекса Geant4 к задачам радиационно-технологического моделирования // *Вопросы атомной науки и техники. Серия: «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение»* (80). 2001, № 4, с. 117 – 120.
- 14.В.И. Иванов. *Курс дозиметрии: Учебник для вузов*. М.: «Энергоатомиздат», 1988, 400 с.
- 15.J.H. Hubbell. *Tables of X-ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients from 1 keV to 20 MeV for Elements Z=1 to 92 and 48 Additional Substances of Dosimetric Interest*. NISTIR 5632, 1995.

**РАДІОНУКЛІДИ ЄВРОПІУ ЯК ДЖЕРЕЛА ВИПРОМІНЮВАННЯ  
ДЛЯ ГАММА-РАДІАЦІЙНИХ ТЕХНОЛОГІЙ:  
МОДЕЛЮВАННЯ РОЗПОДІЛІВ ПОГЛИНЕНОЇ ДОЗИ В ГОМОГЕННИХ СЕРЕДОВИЩАХ**

*С.В. Дюльдя, М.І. Братченко, М.О. Скоробогатов*

Шляхом математичного моделювання методом Монте-Карло розподілів поглинених доз в середовищах, що імітують типові об'єкти гамма-радіаційної обробки, досліджені питання застосовності радіонуклідів європію до використання в перспективних джерелах гамма-випромінювання для промислових радіаційних технологій. Проведене детальне порівняння важливих з точки зору радіаційно-технологічних застосувань характеристик цих радіонуклідів з характеристиками нуклідів кобальту-60 та цезію-137, які використовуються у даний час, та вироблені рекомендації щодо оптимізації режимів обробки продукції гамма-випромінюванням джерел на базі ізотопів європію.

**EUROPIUM RADIONUCLIDES AS RADIATION SOURCES FOR IRRADIATION PROCESSES: COMPUTER MODELING OF  
ABSORBED DOSE DISTRIBUTIONS  
IN HOMOGENEOUS MEDIA**

*S.V. Dyuldy, M.I. Bratchenko, M.A. Skorobogatov*

The applicability the Europium radionuclides to the use in the prospective gamma sources for industrial irradiation processes has been studied by means of the Monte Carlo computer modeling of the absorbed dose distributions in media that simulate the typical subjects of the gamma irradiation processing. The application-critical parameters of these nuclides have been thoroughly compared with those of the Cobalt-60 and Cesium-137 nuclides that are currently used in the irradiation industry and the recommendations on the optimization of the Europium gamma sources irradiation processes have been developed.