

РАСЧЕТ НЕЙТРОННОГО И ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ТОПЛИВОСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ

В. Г. Батий, В. В. Егоров, В. М. Рудько, В. Н. Щербин

Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Чернобыль

Н. А. Кочнев, И. М. Прохорец, С. И. Прохорец, М. А. Хажмурадов

Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт», Харьков

Проведено математическое моделирование процесса переноса нейтронов спонтанного деления и гамма-квантов, излучаемых упакованными лавообразными топливосодержащими материалами (ЛТСМ), рассчитаны нейтронные и гамма-спектры, плотности потока нейтронов и гамма-квантов, мощности эквивалентных доз персонала. Аналогичные расчеты проведены для случая экранирования упаковки свинцом различной толщины. Показано увеличение вклада нейтронного излучения в суммарную мощность дозы с ростом толщины защиты. Обоснована целесообразность применения свинцовых фильтров при измерении содержания ядерных материалов в ЛТСМ пассивным нейтронным методом.

Введение

На различных этапах преобразования объекта «Укрытие» (стабилизация, строительство нового конфайнмента, демонтаж нестабильных конструкций, проведение демонстрационного эксперимента по извлечению топливосодержащих материалов (ТСМ) и последующее их извлечение) необходимо обеспечить возможность безопасного обращения с различными видами ТСМ и определения содержания в них ядерноопасных материалов. Исходными данными для решения этих задач являются элементный и радионуклидный состав ТСМ, спектры и пространственное распределение нейтронного и гамма-излучения вблизи ТСМ различного состава и геометрии.

Если вопросам изучения физико-химических характеристик ТСМ, особенно ЛТСМ, было посвящено много исследований [1 - 3 и др.], то анализ гамма- [4] и нейтронных [5] спектров проводился лишь в отдельных работах. В работе [4] рассчитывались и анализировались гамма-спектры с точки зрения возможности сортировки и паспортизации ТСМ в процессе их извлечения. В работе [5] анализировались спектры нейтронов существующих скоплений ТСМ с точки зрения радиационной безопасности и оценки дозовых коэффициентов.

Целью данной работы является расчет и анализ нейтронных и гамма-спектров упаковок с ЛТСМ. При этом исследовались два аспекта проблемы обращения с ЛТСМ: обеспечение радиационной безопасности и изучение возможности использования пассивного нейтронного метода для прямого измерения содержания ядерноопасных делящихся материалов в упаковке. Математическое моделирование переноса нейтронов и гамма-излучения проведено для упаковки объемом 200 л (общепринятый стандарт при обращении с высокоактивными отходами). Кроме того, проведены расчеты переноса нейтронов для упаковок объемом 10 л (небольшие упаковки могут применяться в демонстрационном эксперименте в ходе отработки технологии извлечения ТСМ) и 2000 л (модель небольшого скопления ЛТСМ или штабеля с десятью упаковками объемом 200 л). При проведении расчетов использовался метод Монте-Карло, реализованный с использованием программ GEANT3, MCNP4 и собственных разработок авторов [4, 6].

© В. Г. Батий, В. В. Егоров, В. М. Рудько, В. Н. Щербин, Н. А. Кочнев, И. М. Прохорец, С. И. Прохорец, М. А. Хажмурадов, 2004

Исходные данные

Известно, что источниками нейтронного излучения в ТСМ являются элементы, наработанные в процессе выгорания топлива в разрушенном реакторе, среди которых наиболее значимые ^{240}Pu , ^{242}Pu и ^{244}Cm , характеризующиеся испусканием нейтронов спонтанного деления. Энергетический спектр нейтронов спонтанного деления может быть описан зависимостью $N(E) = \text{const } E^{1/2} e^{-E/T}$, где E - энергия нейтронов, МэВ; T - температура спектра, $T \sim 1,4$ МэВ. Константа в приведенном уравнении находится из соображения, что интеграл спектра по энергии равен выходу нейтронов спонтанного деления из единицы массы делящегося вещества.

На 2005 г. выход нейтронов спонтанного деления составит (с учетом распада ^{244}Cm) $4,3 \text{ с}^{-1}\text{г}^{-1}$ (U), в том числе ^{240}Pu - 1,0, ^{242}Pu - 0,15, ^{244}Cm - 3,1 $\text{с}^{-1}\text{г}^{-1}$ (U).

Для элементного состава «черной» и «коричневой» керамик, приведенного в табл. 1 (средняя плотность $2,1 \text{ г/см}^3$), он равен 0,36 и 0,20 $\text{с}^{-1}\text{г}^{-1}$ соответственно (в пересчете на 2005 г.).

Таблица 1. Элементный состав ЛТСМ, мас. %

Элемент	Черная керамика	Коричневая керамика ("куча" в бассейне-барботере)
B	$(4 \pm 2) \cdot 10^{-2}$	$(7 \pm 2) \cdot 10^{-2}$
O	43 ± 6	38 ± 4
Na	4.2 ± 1.7	4.0 ± 0.4
Mg	2.4 ± 0.8	4.0 ± 0.9
Al	4.8 ± 1.3	3.5 (7)
Si	30 ± 5	31 ± 4
Ca	5.5 ± 2.0	4.7 ± 0.8
Ti	0.11 ± 0.03	0.11 ± 0.02
Cr	0.18 ± 0.01	0.20 ± 0.05
Mn	0.32 ± 0.16	0.5 ± 0.2
Fe	1.4 ± 1.2	0.8 ± 0.2
Ni	0.14 ± 0.06	0.18 ± 0.06
Cu	0.45 ± 0.18	$(1.8 - 18) \cdot 10^{-3}$
Zr	3.2 ± 1.2	4.8 ± 1.1
Ba	0.12 ± 0.03	0.18 ± 0.04
Pb	$(6.5-110) \cdot 10^{-6}$	$(12-240) \cdot 10^{-6}$
U	4.7 ± 1.1	8.4 ± 1.1

В настоящей работе не учитывался вклад реакций (α, n) в выход нейтронов, хотя он может достигать 50 % от выхода спонтанного деления [7]. Для их корректного учета необходимо рассчитать выходы и спектры нейтронов из таких реакций на легких элементах матрицы ЛТСМ. При этом необходимо учитывать, что вследствие большой тормозной способности α -частиц результаты расчетов будут сильно зависеть от степени однородности ЛТСМ (из крупной топливной частицы они не смогут вылететь и попасть в ядро элемента с низким порогом (α, n)-реакции). В настоящее время проводятся дополнительные исследо-

вания характеристик ЛТСМ, после завершения которых будут проведены расчеты для учета указанного эффекта. Такие расчеты необходимы, так как со временем вклад нейтронов от (α, n) -реакции возрастает - выход нейтронов спонтанного деления падает за счет распада ^{244}Cm (период полураспада 18 лет), а выход α -частиц возрастает в связи с накоплением ^{241}Am в результате β -распада ^{241}Pu (период полураспада 14 лет).

Дозообразующие коэффициенты для различных энергий нейтронов рассчитаны на основании данных справочника (табл. 3.6 [8]). Полученные коэффициенты хорошо согласуются с данными справочника Fermilab Radiological Control Manual (<http://www-esh.fnal.gov/FRCM/Ch08/Ch08.html>, Table 8-2 "Neutron Quality Factors"). После того, как будет подготовлено приложение к НРБУ-97 (в соответствии с [5] такая работа проводится), регламентирующее оценку доз при облучении нейтронами, результаты расчетов мощности эквивалентных доз (МЭД) могут быть уточнены при необходимости.

Для оценки изменения эффективности регистрации нейтронов спонтанного деления BF_3 счетчиками (обычно они используются в установках для измерения содержания ядерноопасных делящихся материалов на основе пассивного нейтронного метода) были рассчитаны выходы реакции $^{10}\text{B}(n, \alpha)$ для различных спектров нейтронов. Оцененные сечения этой реакции брались из библиотеки JENDL-3,2 (1999 г.).

В качестве примера расчета характеристик нейтронов, излучаемых ТСМ, ниже приведены спектры от упаковок с ЛТСМ (черная керамика) с коэффициентом заполнения 0,7. В качестве упаковки объемом 200 л используется стандартная бочка высотой $h = 86$ см и радиусом $r = 29,4$ см, в качестве упаковок объемом 10 л (2000 л) рассмотрены бочки высотой 29,4 (60) см и радиусом 10,1 (180) см с таким же отношением высоты и радиуса.

Моделирование переноса нейтронов

Спектр нейтронов на боковой поверхности упаковки объемом 200 л (влияние окружающих материалов не учитывается) приведены на рис. 1. Спектр нейтронов на поверхности упаковки достаточно жесткий (близкий к исходному спектру нейтронов спонтанного деления) вследствие отсутствия в составе ЛТСМ эффективных замедлителей.

На этом же рисунке показан рассчитанный спектр нейтронов на внешней поверхности окружающего контейнер цилиндрического свинцового экрана с толщинами стенки 1, 3 и 10 см. Заметно смягчение спектра с увеличением толщины свинца.

На рис. 2 показаны зависимости от толщины свинца плотности потока нейтронов для двух характерных групп нейтронов (14 МэВ и 1 кэВ) в жесткой и мягкой частях спектра. Мягкая часть спектра увеличивается за счет неупругого рассеяния быстрых нейтронов в свинце и дополнительного замедления в ЛТСМ замедленных нейтронов. Вклад радиационного захвата и других реакций незначителен, о чем свидетельствует незначительное уменьшение полного выхода нейтронов из упаковки - от $2,43 \cdot 10^5$ до $2,38 \cdot 10^5 \text{ с}^{-1}$ при увеличении толщины свинца от 0 до 10 см. При этом полная плотность потока нейтронов заметно уменьшается за счет изменения геометрии (увеличение площади испускания) - от 11 до $6,6 \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$.

МЭД от нейтронов на поверхности упаковки уменьшается от 15 мкЗв/ч (на поверхности упаковки) до 7,2 мкЗв/ч (за свинцом толщиной 10 см). Реально доза может быть несколько выше из-за вклада (α, n) -реакций в выход нейтронов [7].

Прямые измерения содержания ядерноопасных делящихся материалов в упаковке с ЛТСМ затруднены за счет высокого гамма-фона. Поэтому представляет интерес рассмотреть возможность проведения измерений нейтронов из упаковки, окруженной свинцовым экраном. Смягчение спектра нейтронов позволяет ожидать некоторого увеличения эффективности регистрации замедленных нейтронов вследствие увеличения сечения реакции $^{10}\text{B}(n, \alpha)$ с уменьшением энергии нейтронов. Расчеты показали, что выход реакции $^{10}\text{B}(n, \alpha)$ для рассчитанных спектров практически одинаков в случае отсутствия свинца и при толщине 10 см.

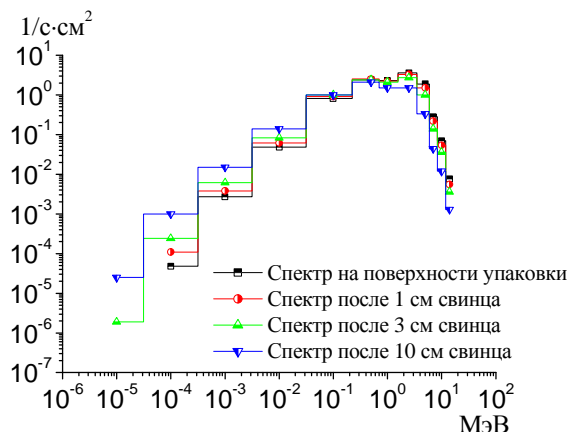


Рис. 1. Спектр нейтронов на поверхности упаковки объемом 200 л и на поверхностях свинцовых экранов с толщиной стенки 1, 3 и 10 см, окружающих упаковку.

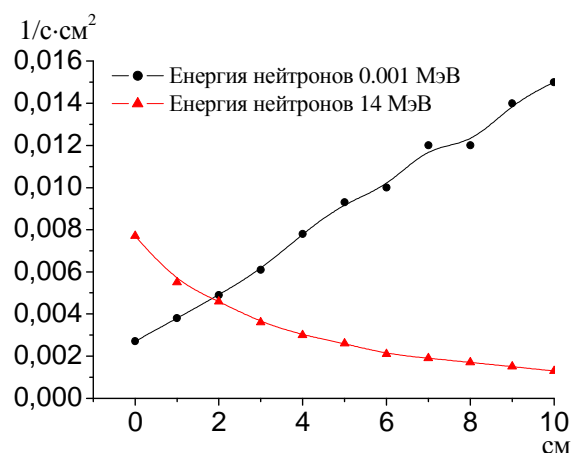


Рис. 2. Зависимости плотности потока нейтронов от толщины свинца для двух характерных групп нейтронов 14 МэВ и 1 кэВ.

В зависимости выхода от толщины даже наблюдается небольшой максимум при 4 см свинца, когда выход возрастает почти на 4 %. Таким образом, можно ожидать, что эффективность регистрации нейтронов установкой на основе ВF₃ счетчиков не уменьшится при уменьшении гамма-фона при помощи свинца. Учитывая достаточно большой выход нейтронов спонтанного деления ($2.43 \cdot 10^5 \text{ с}^{-1}$) установка с регистрацией нейтронов в 4π-геометрии может быть достаточно эффективной для обнаружения относительно небольших количеств ТСМ в упаковке.

На рис. 3 приведены отнормированные по полному выходу спектры нейтронов на поверхности для упаковок различного объема. Как и следовало ожидать, спектр нейтронов смягчается по мере увеличения объема упаковки за счет более эффективного замедления в ЛТСМ. Суммарная плотность потока составит для упаковки объемом 10 л $3,9 \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ (МЭД - 5,5 мкЗв/ч) на поверхности упаковки и $1,0 \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ (МЭД - 1,3 мкЗв/ч) после 10 см свинца. Для упаковки объемом 2000 л эти величины составят $32 \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ (МЭД - 35 мкЗв/ч) и $22 \text{ с}^{-1} \cdot \text{см}^{-2}$ (МЭД - 21 мкЗв/ч) соответственно.

Зависимость плотности потока нейтронов от объема упаковки приведена на рис. 4.

Моделирование переноса гамма-излучения

В настоящих расчетах учитывалось гамма-излучение ^{137m}Ba в результате β-распада наиболее значимого радионуклида ¹³⁷Cs. В ЛТСМ его активность составляет около 90 % суммарной активности гамма-излучающих радионуклидов, а в других видах ТСМ - еще больше (в ЛТСМ наблюдается "обеднение" по цезию вследствие его испарения в процессе образования ЛТСМ). В дальнейшем планируется провести расчеты с учетом всех значимых радионуклидов. Не учитывалось также гамма-излучение, обусловленное неупругим рассеянием нейтронов в свинце. Вследствие невысокой плотности потока нейтронов и самопоглощения таких гамма-квантов в свинце их вклад в дозу не ожидается существенным. Тем не менее, в будущем предполагается учесть и этот эффект.

В настоящих расчетах использовалось усредненное по имеющимся данным значение удельной активности ¹³⁷Cs - $3,4 \cdot 10^8 \text{ Бк/г (U)}$ в пересчете на 2005 г. Если в ходе проводимых исследований это значение будет уточнено, то настоящие расчеты могут быть легко скорректированы.

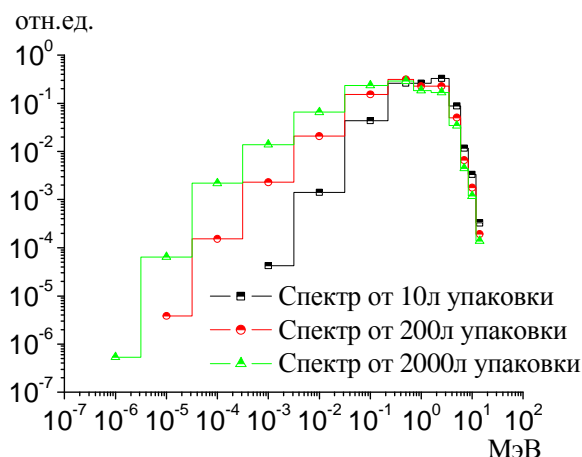


Рис. 3. Отнормированные на полный выход спектры нейтронов на поверхности упаковок различного объема.

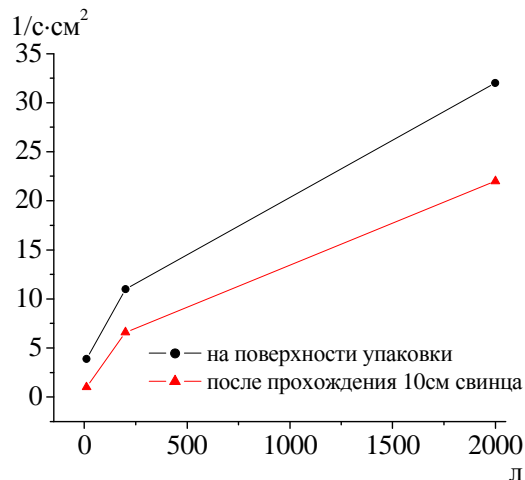


Рис. 4. Зависимость интегральной плотности потока нейтронов от объема упаковки.

На рис. 5 приведены спектры гамма-излучения из ЛТСМ на поверхности упаковки объемом 200 л и после 1, 2 и 3 см свинца. Пики при низкой энергии обусловлены характеристическим рентгеновским излучением урана (спектр на поверхности упаковки с ЛТСМ) и свинца (пик с более низкой энергией в спектрах за свинцовыми экранами). Рентгеновское излучение урана поглощается тонким слоем свинца и на остальных спектрах отсутствует. Спектр из ЛТСМ несколько более жесткий, чем расчетные [4] и экспериментальные [9] спектры из объекта "Укрытие" (излучение ТСМ, проходящее через слой бетона) из-за самопоглощения в уране. При прохождении свинца происходит его "смягчение", в частности из-за того, что рентгеновское излучение свинца более мягкое, чем урана. Средняя энергия гамма-излучения составляет около 590 кэВ.

МЭД, обусловленная гамма-излучением, на поверхности упаковки объемом 200 л и после 1, 2 и 3 см свинца составляет 1120, 162, 37 и 9,8 мЗв/ч соответственно. Кратность ослабления свинцовыми экранами несколько выше (примерно в 1,5 раза) измеренной экспериментально средней кратности ослабления от основных скоплений ТСМ в объекте "Укрытие" [9] для зон производства работ по стабилизации, хотя в пределах погрешности она совпадает с измерениями в отдельных зонах, например с кратностями ослабления в направлении источников под конструкцией "собачий домик" (рис. 32 [9]). Учитывая различие в элементном составе ЛТСМ и скоплений других ТСМ в завалах объекта "Укрытие", можно говорить об удовлетворительном согласии расчетных и измеренных значений кратности ослабления.

Сравнение расчетных данных с результатами расчетов по программе Microshield [10] показало, что рассчитанные по этой программе кратности ослабления хорошо согласуются с полученными в настоящих расчетах кратностями ослабления гамма-излучения с энергией 661,6 кэВ. При учете всего спектра приведенные в [10] кратности ослабления несколько завышены (при 3 см в 1,5 раза). Это может свидетельствовать о недостаточно точном учете фактора накопления за счет многократного рассеяния в программе Microshield (в настоящих расчетах выполнено прямое моделирование процесса переноса гамма-излучения). Для уточнения кратности ослабления для больших толщин необходимо будет провести дополнительные расчеты. Это особенно важно для разработки защитных контейнеров для высокоактивных отходов, включая ТСМ.

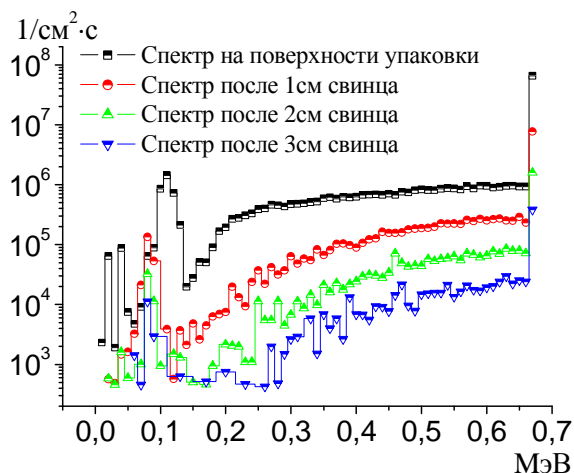


Рис. 5. Спектры гамма-излучения из ЛТСМ на поверхности упаковки объемом 200 л и после 1, 2 и 3 см свинца.

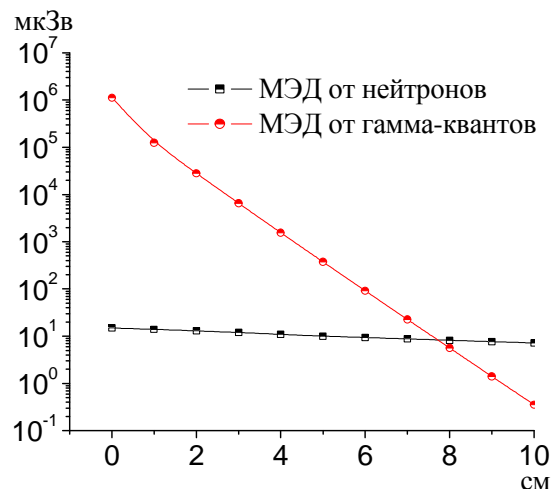


Рис. 6. Зависимости МЭД от нейтронного и гамма-излучения от толщины свинца (для упаковки объемом 200 л).

Сравнительный анализ выхода нейтронов и гамма-квантов

На рис. 6 приведены зависимости МЭД от нейтронного и гамма-излучения от толщины свинцового экрана (для упаковки объемом 200 л). Для расчета МЭД гамма-излучения использованы данные по кратности ослабления из [10], поэтому значения МЭД гамма-излучения несколько занижены, особенно при больших толщинах свинца. Тем не менее, можно утверждать, что вклад МЭД, обусловленной нейтронным излучением, при толщинах более 5 - 7 см становится сравнимым с МЭД гамма-излучения и его необходимо будет учитывать при обеспечении радиационной безопасности в процессе обращения с ТСМ. При обращении с ЛТСМ необходимо будет также учитывать, что МЭД нейтронного излучения будет несколько выше за счет вклада нейтронов от (α, n) -реакции.

Эффективность установки для определения содержания ядерноопасных делящихся материалов остается неизменной и даже слегка возрастает при увеличении толщины свинца. С другой стороны, гамма-фон установки будет существенно уменьшаться как за счет ослабления гамма-излучения, так и за счет ужесточения его спектра. Таким образом, отношение эффект/фон такой установки возрастет до 10^5 раз при увеличении толщины свинца до 10 см. Оптимальная толщина должна подбираться для конкретных видов детекторов в зависимости от их чувствительности к гамма-фону.

Выводы

Проведенные расчеты показали, что спектры нейтронов из упаковок с ЛТСМ остаются достаточно жесткими вследствие отсутствия в составе ЛТСМ эффективных замедлителей. Если окружить упаковку свинцом, то спектр незначительно смягчается. Как и следовало ожидать, спектр нейтронов смягчается по мере увеличения объема упаковки. При этом плотность потока нейтронов возрастает.

Плотность потока нейтронов на боковой поверхности упаковки объемом 200 л с ЛТСМ (черная керамика) составляет $11 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, упаковки объемом 10 л - $3,9 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

Плотность потока нейтронов незначительно уменьшается по мере увеличения толщины свинца вокруг упаковки объемом 200 л с ЛТСМ - до $6.6 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ при толщине свинца 10 см. В большей степени (до $1 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$) уменьшится в этом случае выход из упаковки объемом 10 л. Это объясняется в первую очередь тем, что в этом случае резко возрастает площадь излучающей нейтроны поверхности.

Ожидаемая эффективность регистрации для упаковки объемом 200 л даже несколько возрастает с увеличения толщины свинца, так как спектр нейтронов смягчается, а эффективность регистрации замедленных нейтронов возрастает вследствие увеличения сечения реакции $^{10}\text{B}(n,\alpha)$ с уменьшением энергии нейтронов.

МЭД от нейтронов (упаковка объемом 200 л) уменьшается с увеличением толщины свинца от 15 (на поверхности упаковки) до 7,2 мкЗв/ч (за свинцом толщиной 10 см). Для упаковки объемом 10 л МЭД уменьшается от 5,5 до 1,3 мкЗв/ч, а для упаковки объемом 2000 л - от 35 до 21 мкЗв/ч.

Спектры гамма-излучения от упаковки с ЛТСМ более жесткие (выше отношение площадей фотопика и комптоновской части спектра), чем расчетные [4] и экспериментальные [5] спектры гамма-излучения от объекта "Укрытие" или радиоактивно загрязненного грунта. Это связано с относительно высоким содержанием урана в ЛТСМ, в связи с чем наблюдается сильное самопоглощение в мягкой части спектра.

МЭД гамма-излучения на поверхности упаковки объемом 200 л и после 1, 2 и 3 см свинца составляет 1120, 162, 37 и 9.8 мЗв/ч соответственно. Начиная с 8 см толщины свинца, основной вклад в МЭД будут давать нейтроны. Несмотря на то, что при этом МЭД по абсолютной величине будет незначительна, в определенных случаях при обращении с защитными контейнерами с ЛТСМ ее необходимо будет учитывать.

Наличие определенной толщины свинца вокруг упаковки существенно увеличивает отношение плотности потока нейтронов к МЭД гамма-излучения. Этот эффект можно будет использовать при создании установок для контроля содержания трансураниевых элементов в упаковках. При этом использование упаковок объемом 200 л является более предпочтительным, чем упаковок небольшого объема.

Представляется целесообразным продолжить такие исследования с учетом вклада всех значимых радионуклидов, вклада нейтронов от (α,n) -реакции и других вторичных процессов, а также с учетом уточненных исходных данных. Кроме того, необходимо провести математическое моделирование процесса характеристики различных видов упакованных ТСМ, оценить чувствительность пассивного нейтронного метода при различных положениях фрагментов ТСМ в упаковке (учесть возможную неоднородность), оценить возможность и целесообразность использования активного нейтронного метода для измерения содержания ядерноопасных делящихся материалов в упаковках с ТСМ. Необходимо оценить МЭД при хранении большого количества упаковок с ТСМ и необходимость организации защиты от нейтронного излучения. Многие из указанных вопросов целесообразно решить до разработки проекта нового безопасного конфайнмента с тем, чтобы биозащита его технологического комплекса была достаточной для обеспечения в будущем возможности извлечения ТСМ из объекта "Укрытие".

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Киселев А.Н., Ненагладов А.Ю., Сурин А.И., Чечеров К.П. Экспериментальные исследования лавообразных топливосодержащих масс (ТСМ) на 4-м блоке ЧАЭС (по результатам исследований 1986 – 1991 гг.). - М., 1992. - 120 с. - (Препр. / Ин-т атомной энергии им. И. В. Курчатова; ИАЭ-5533/3).

2. *Пазухин Э.М.* Лавообразные топливосодержащие массы 4-го блока Чернобыльской АЭС: топография, физико-химические свойства, сценарий образования // *Радиохимия*. – 1994. - Т. 36, вып. 2. - С. 97 - 142.
3. *Пазухин Э.М.* Выгорание и изотопный состав ядерного топлива в лавах 4-го блока Чернобыльской АЭС. - Чернобыль, 2000. - 12 с. - (Препр. / НАН Украины. МНТЦ "Укрытие"; 00-8).
4. *Батий В.Г., Кочнев Н.А., Кузьменко В.А., Рудько В.М.* Математическое моделирование в задачах по ликвидации последствий чернобыльской аварии // *Проблемы Чернобиля*. - 2002. - Вып. 10, ч. 1. - С. 59 - 72.
5. *Бондаренко О.А., Петришин В.М., Онищук Ю.Н.* Радиационное нормирование нейтронного излучения в условиях объекта "Укрытие" // Там же. - Ч. 2. - С.170-191.
6. *Прохорец И.М., Прохорец С.И., Хажмурадов М.А.* Математические модели прохождения нейтронов через вещество. // *Радиоэлектроника и информатика*. - 2003. - № 1. - С. 124 - 128.
7. *Ананич П.И., Герасько В.Н., Гульник С.И. и др.* Вклад реакций (α, n) в выход нейтронов в лавообразных топливосодержащих массах 4-го энергоблока Чернобыльской АЭС. - Чернобыль, 1997. - 12 с. - (Препр. / НАН Украины. МНТЦ "Укрытие"; 97-2).
8. *Машикович В.П., Кудрявцева А.В.* Защита от ионизирующих излучений. Справ. - М.: Энергоатомиздат, 1995.
9. *Августов В.В., Батий В. Г., Егоров В. В. и др.* Эффективная энергия и спектр гамма-излучения скоплений радиоактивных отходов объекта "Укрытие". - Чернобыль, 2002. - 38 с. - (Препр. / НАН Украины. МНТЦ "Укрытие"; 02-3).
10. *Боровой А.А., Горбачев Б.И., Карпов А.А.* Эффективность защиты от излучений топливосодержащих материалов объекта "Укрытие". Чернобыль, 1999. - 63 с. - (Препр. / НАН Украины. МНТЦ "Укрытие"; 99-6).

Поступила в редакцию 14.10.04,
после доработки - 15.11.04.