

УДК 621.039.546

ХАРАКТЕРИСТИКИ ИЗЛУЧЕНИЯ ПРИ СУХОМ ХРАНЕНИИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА ЗАПОРОЖСКОЙ АЭС

С.П. Климов¹, В.Т. Лазурик², А.Е. Лучная¹, С.А. Письменецкий²,
В.Г. Рудычев², Е.В. Рудычев³

¹Запорожская АЭС, г. Энергодар, Украина

²Харьковский национальный университет им. В.Н. Каразина, г. Харьков, Украина

³Национальный Научный Центр «Харьковский физико-технический институт», г. Харьков, Украина

E-mail: rud@pht.univer.kharkov.ua

Поступила в редакцию 25 января 2009 г.

Для расчета поля излучения вокруг вентилируемого контейнера хранения сухим методом отработавшего ядерного топлива Запорожской АЭС модифицированы основанные на использовании метода Монте-Карло пакеты ModeASHE-M и MCNPX. Для уменьшения затрат времени в пакетах применены специальные методы уменьшения дисперсии: ModeASHE-M - методы трансляций траекторий гамма-квантов и экспоненциального преобразования; MCNPX - «геометрического расщепления» (“geometry splitting”). Рассчитаны спектры и угловые распределения излучения вне контейнера хранения, определено изменение параметров излучения в зависимости от времени выдержки топлива и зависимость мощности дозы от расстояния до поверхности контейнера. Показано, что характеристики излучения вне контейнера определяются отработавшими тепловыделяющими сборками, расположенными по периметру корзины хранения. Сравнение рассчитанных распределений мощности дозы вдоль поверхности вентилируемого контейнера хранения с измеренными на Запорожской АЭС значениями, показывает их качественное согласие и завышение абсолютного значения над измеренным примерно в 1,4 раза.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: отработавшее ядерное топливо, сухое хранение ОЯТ, тепловыделяющие сборки ВВЭР-1000, контейнер хранения, спектр гамма-квантов

На Запорожской АЭС (ЗАЭС) с 2001 года эксплуатируется сухое хранилище отработавшего ядерного топлива (СХОЯТ) [1]. В технологии сухого хранения используются вентилируемые контейнеры хранения (ВКХ-ВВЭР), заполненные отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) реакторов ВВЭР-1000 и размещенные на открытой площадке. ВКХ-ВВЭР являются модернизированными контейнерами VSC-24, разработанными американской компанией «Sierra Nuclear Corporation» [2] и адаптированными под шестигранные отработавшие тепловыделяющие сборки (ОТВС) ВВЭР-1000. Хранилище предназначено для промежуточного длительного хранения (до 50 лет) на территории ЗАЭС 380 ВКХ, в каждом из которых может быть размещено до 24 ОТВС.

Одним из основных требований при проектировании и эксплуатации СХОЯТ является соответствие его требованиям радиационной безопасности. Дозовые нагрузки, создаваемые СХОЯТ в процессе эксплуатации, определяются суммарными полями гамма-излучения, всех ВКХ, размещенных на площадке хранения.

Целью настоящей работы является определение как пространственных, так и временных характеристик поля гамма - квантов, создаваемого одиночным вентилируемым контейнером хранения ВКХ-ВВЭР.

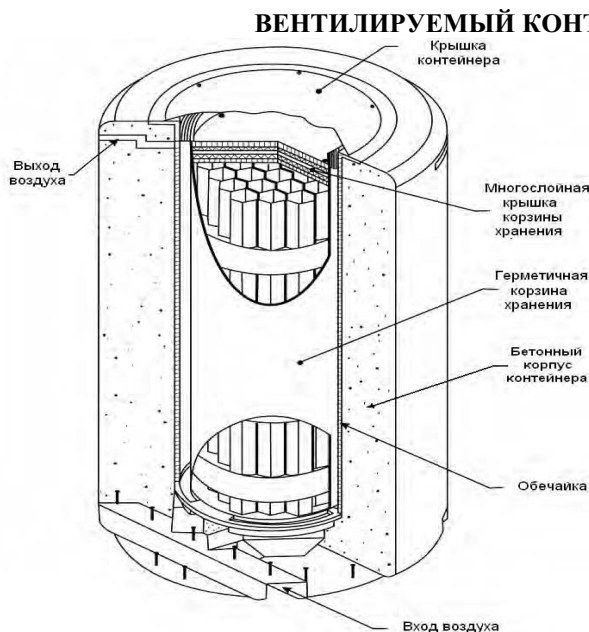


Рис.1. Схема ВКХ-ВВЭР.

Вентилируемый контейнер хранения предназначен для длительного промежуточного хранения ОЯТ реакторов ВВЭР-1000. Конструкция ВКХ (схема ВКХ-ВВЭР приведена на рис.1) обеспечивает как радиационную защиту, так и отвод тепла, выделяемого ОЯТ. Внутри бетонного контейнера установлена многослойная герметичная корзина из углеродистой стали, в которой в шестигранных направляющих трубах размещены 24 ОТВС. Корзина заполнена гелием под давлением, близким к атмосферному, улучшающим теплопередачу от ОТВС к стенам корзины. Между нагретыми стенами корзины и металлической обечайкой бетонного контейнера, вследствие естественной конвекции проходит воздух, унося излучаемое ОТВС тепло. В совокупности: стенка корзины (2,5 см стали), металлическая обечайка (7,5 см стали) и корпус контейнера (70 см бетона) служат противорадиационной биологической защитой в радиальном направлении. Хранилище

представляет собой открытую площадку, расположенную на территории промплощадки ЗАЭС и окруженную дополнительной радиационно-защитной стеной. 380 ВКХ ВВЭР-1000 устанавливаются рядами, по 10 штук в одном ряду.

ХАРАКТЕРИСТИКИ ЗАГРУЖАЕМОГО В КОНТЕЙНЕР ОЯТ

Проектные характеристики отработавшего топлива, выгружаемого из реакторов ВВЭР-1000, определяются при его начальном обогащении 4,4%, среднем выгорании 41,5 МВт·сут/кгU после 3-х летней кампании. Разработчики VSC-24 (ВКХ-ВВЭР) определили, что при нормальной эксплуатации ВКХ температура оболочек ТВЭЛов не должна превышать 350°C. Для рассматриваемой конструкции ВКХ (см. рис.1) это означает, что максимальная тепловая мощность, выделяемая одной ОТВС, не должна превышать 1 кВт [1]. Выполнение этого условия обеспечивается выдержкой ОТВС в приреакторных бассейнах выдержки в течение 5 лет. Энергетический спектр гамма-квантов и их число зависят от концентрации радионуклидов, содержащихся в ОЯТ (продуктов деления, актиноидов, продуктов активации элементов ОТВС). Активности продуктов деления и концентрации долгоживущих актиноидов ОТВС, время выдержки которых 3 и более лет, приведены в [3]. Для расчета с использованием пакета SpectrOJAT [4] энергетического спектра гамма-квантов, испускаемых ОЯТ, нами учитывались 60 радионуклидов, имеющих наибольшие активности, и 20 долгоживущих актиноидов. База данных выходов гамма-квантов для каждого радионуклида и актиноида была сформирована на основе пакета JEF - 2.2 (оцененные данные 1994 г. [5]), а для ряда нуклидов использовались оцененные данные 1999 года из пакета JEF - 3 [6]. Особенностью пакета SpectrOJAT является возможность рассчитать спектральный состав и интенсивность гамма-излучения ОЯТ на любой заданный момент времени с разбиением по произвольно заданным энергетическим группам. Достоверность результатов, получаемых в пакете SpectrOJAT, подтверждается хорошим согласием расчетных данных с результатами, даваемыми пакетом FISPACT [7], сертифицированным Nuclear Energy Agency. Однако, пакет FISPACT обладает тем недостатком, что разбивает спектр на фиксированное число энергетических интервалов, причем ширина интервала в диапазоне энергий 0,4 ÷ 2 МэВ может составлять 200 кэВ и более.

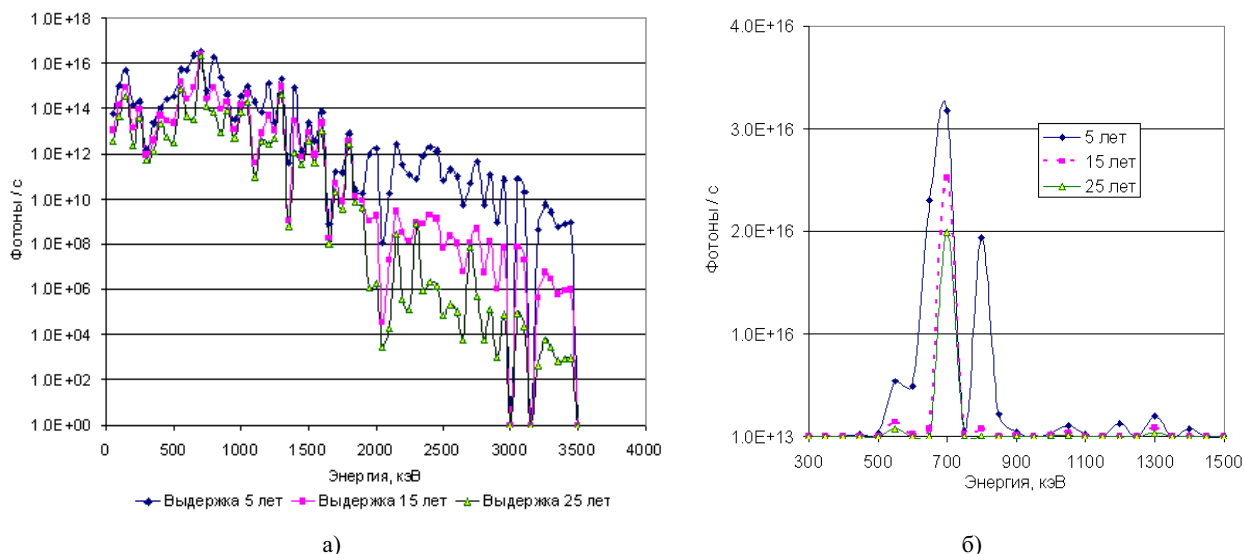


Рис.2. Дифференциальные спектры гамма-излучения ОЯТ (24 ОТВС) с выгоранием 41,5 МВт·сут/кгU, рассчитанные при помощи пакета SpectrOJAT для энергетических интервалов 50 кэВ.

а) логарифмический масштаб; б) линейный масштаб.

Для определения зависимости от времени выдержки характеристик излучения снаружи ВКХ-ВВЭР исходные спектры излучения ОЯТ были рассчитаны пакетом SpectrOJAT с постоянными энергетическими интервалами 50 кэВ. На рис. 2 представлены спектры гамма-излучения ОЯТ внутри корзины ВКХ-ВВЭР для времен выдержки 5, 15, 25 лет для ОТВС с выгоранием 41,5 МВт·сут/кгU и 3-х летней кампанией.

РАСЧЕТНЫЕ МЕТОДИКИ

При реализации метода Монте-Карло на ЭВМ необходимо оценивать время расчета, которое является характеристикой эффективности метода в целом. В некоторых случаях решения задач переноса излучений время расчета становится критическим параметром, поскольку ограничивает число историй и делает невозможной оценку дисперсии полученного результата. В связи с этим, в алгоритмы, основанные на методе Монте-Карло, вносятся дополнительные приемы, позволяющие ускорить моделирование и уменьшить дисперсию. Краткий обзор применения таких приемов дан в [8,9]. Нами в данной работе для расчета излучений, проникающих наружу сквозь боковую стенку контейнера ВКХ (70см бетон + 10см сталь) была

использована техника уменьшения дисперсии “variance reduction techniques” в пакете MCNPX, включающая геометрическое расщепление “geometry splitting” и выборку по важности “cell importance”. В пакете MCNPX была построена пространственная модель контейнера, с гомогенным распределением ОЯТ по объему многоместной корзины. Для расчетов также использовался модифицированный пакет ModeASHE [10-12].

В коде MCNPX предусмотрена возможность графического отображения пространственной конфигурации объекта. На рис. 3 показана пространственная конфигурация ВКХ в модели гомогенного распределения ОЯТ, используемая в расчетах пакетом MCNPX.

Та же модель равномерного распределения ОЯТ по объему использовалась в пакете ModeASHE-M. Расчетная схема в этом пакете имеет следующие особенности:

- при моделировании характеристик излучения объемного источника используется метод трансляций траекторий гамма-квантов;
- при моделировании траекторий гамма-квантов используется метод экспоненциального преобразования, обобщенный на случай цилиндрических слоев;
- статистическая оценка величины экспозиционной дозы проводится с использованием метода соударений и метода пересечений конечного объема.

Геометрическая модель ВКХ-ВВЭР для пакета ModeASHE-M представлена на рис. 4. В этой модели контейнер представляет собой набор соосных цилиндров конечной высоты и состоит из внешнего (4) и внутреннего (7) цилиндров, имеющих стенки заданной толщины. Цилиндры ограничены крышкой (6) и дном (8) контейнера. Относительно размещения контейнера на площадке хранилища предполагается, что контейнер установлен на плоском слое вещества (платформе 5) заданной толщины. Предполагается, что все основные функциональные элементы конструкции ВКХ (элементы конструкции контейнера, элементы области топлива, окружающая среда и слой для установки контейнера) выполнены из материалов, представляющих собой гомогенные смеси химических элементов. Параметрами материала являются плотность, состав химических элементов и их массовые концентрации в составе вещества. Относительно области размещения ОЯТ предполагается, что она представлена в виде трех отдельных цилиндрических зон: верхней (головки ОТВС - 1), центральной (ОЯТ - 2) и нижней (хвостовики ОТВС - 3). Каждый элемент области ОЯТ является пространственно однородным источником гамма-квантов. Значения энергий квантов источника и их интенсивности задаются как параметры ОЯТ.

Описанная выше модификация пакета MCNPX и пакет ModeASHE-M позволяют провести расчеты спектрального и углового распределений как на поверхности ВКХ, так и на заданном расстоянии, определить влияние изменения спектрального состава ОЯТ на характеристики излучения вне ВКХ, исследовать изменение характеристик излучения по высоте контейнера.

Однако загружаемые в ВКХ ОТВС имеют как различные времена выдержки, так и уровни выгорания, а, следовательно, различные активности и спектральные характеристики содержащегося в них ОЯТ. Как видно из рис.1, конструкция корзины допускает различные варианты загрузки ОТВС в контейнер. Для определения характеристик излучения вне ВКХ при загрузке многоместной корзины ОТВС с различной активностью в пакете MCNPX были построены пространственные модели контейнера, приближенные к реальным.

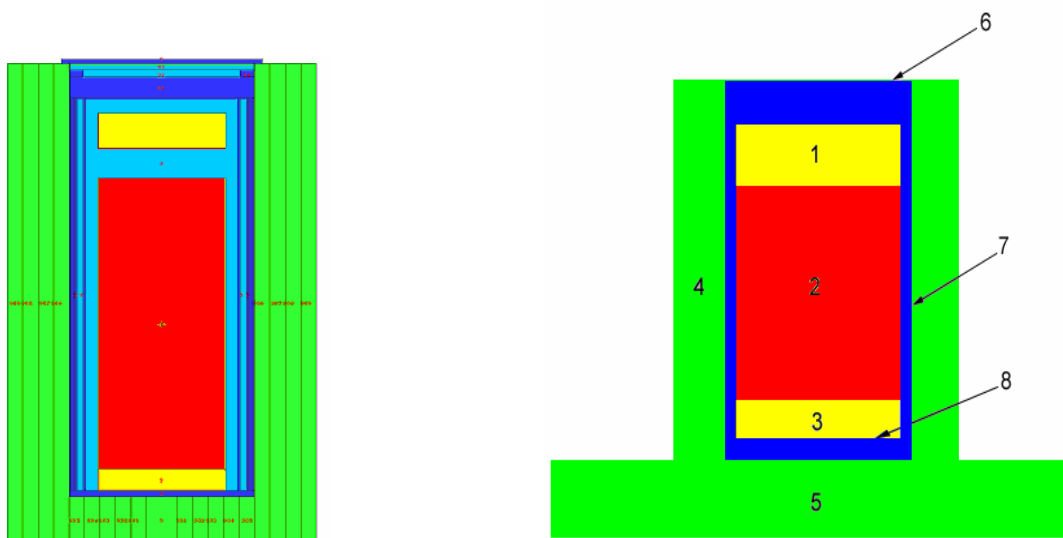


Рис. 3. Пространственная конфигурация ВКХ для расчета в пакете MCNPX.

Рис. 4. Геометрическая модель ВКХ для проведения расчетов в пакете ModeASHE-M.

Область топлива представлена в виде набора шестигранных призм, каждая из которых может иметь разную активность. На рис. 5 показана пространственная конфигурация (inhomo)-ВКХ для неоднородного распределения ОЯТ, используемая в пакете MCNPX.

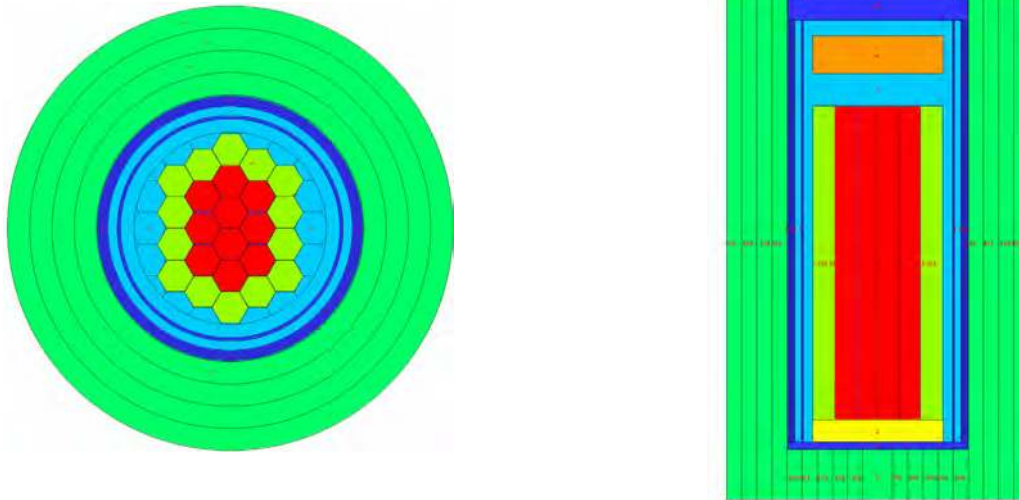


Рис.5. Пространственная конфигурация ВКХ-ВВЭР с неоднородным распределением активности источника (горизонтальный и вертикальный разрез).

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ ХАРАКТЕРИСТИК ИЗЛУЧЕНИЯ ОДИНОЧНОГО ВКХ-ВВЭР

Спектральный и угловой состав излучения вне ВКХ-ВВЭР определяет как дозовые нагрузки вблизи контейнеров, так и распространение гамма-квантов по воздуху и через защитные сооружения. Были выполнены расчеты изменения спектрального состава гамма-излучения вне ВКХ-ВВЭР в зависимости от времени хранения. На рисунке 6 представлено спектральное распределение (отношение потока гамма-квантов в интервале 50 кэВ с данной средней энергией к полному потоку для всех энергий) внешнего излучения вблизи поверхности ВКХ-ВВЭР для времени хранения ОТВС 5, 10 и 20 лет (выдержке 5 лет соответствуют ОТВС, загружаемые в контейнеры хранения). Рисунок 6 иллюстрирует существенную трансформацию исходного спектра ОЯТ (см. рис.2б) и образование значительного количества гамма-квантов с низкими энергиями. При этом с увеличением времени хранения спектральный состав излучения смягчается. На рисунке 7 представлено распределение по полярному углу (отношение потока гамма-квантов в интервале углов $\Delta\theta=6^\circ$ к полному потоку для всех углов) внешнего излучения вблизи поверхности ВКХ-ВВЭР для времени хранения ОЯТ 5 и 20 лет. Угол отсчитывается от нормали к поверхности ВКХ-ВВЭР. Отметим, что с увеличением времени выдержки угловое распределение практически не изменяется.

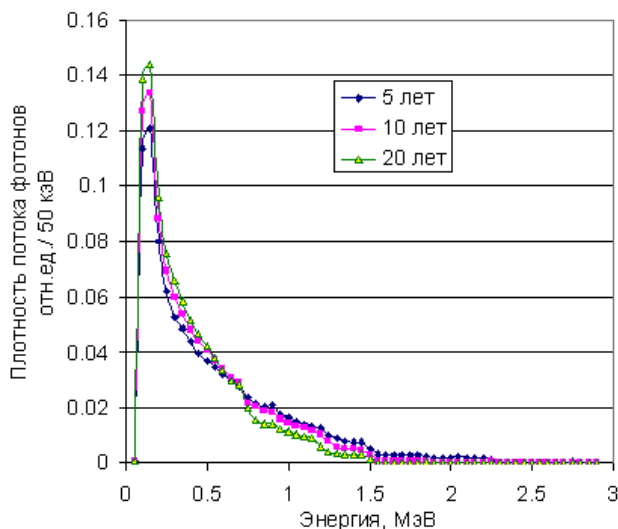


Рис.6 Спектральное распределение излучения вблизи поверхности ВКХ-ВВЭР для времен хранения ОТВС 5, 10 и 20 лет.

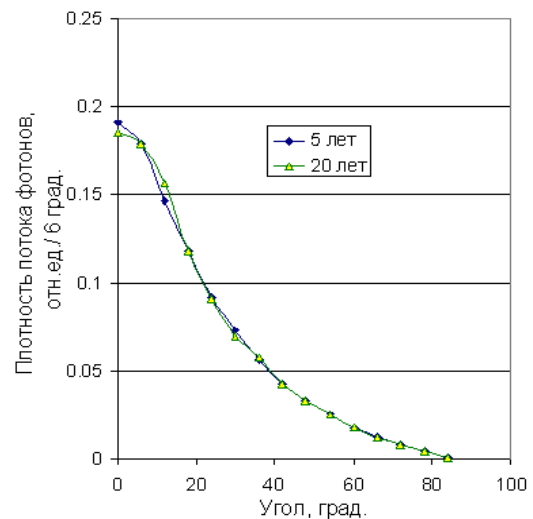


Рис.7 Угловое распределение излучения вблизи поверхности ВКХ-ВВЭР для времен хранения ОТВС 5 и 20 лет.

На рис.8 представлена плотность потока фотонов вблизи боковой поверхности ВКХ (на высоте 1,5 м) для времени выдержки 5, 10 и 20 лет. Изменение плотности потока фотонов от времени характеризует изменение мощности дозы как на поверхности ВКХ, так и на расстоянии от него. Были получены зависимости мощности дозы вблизи поверхности контейнера от времени выдержки ОТВС, представленные на рис.9 (предполагается, что все ОТВС имеют одинаковое выгорание и время выдержки). Следует отметить, что спад мощности дозы от времени выдержки идет быстрее, чем спад числа гамма-квантов, испускаемых ОЯТ. Это связано с тем, что периоды полураспада продуктов деления, испускающих высокоэнергетические гамма-кванты, в среднем меньше, чем времена распада радионуклидов, испускающих гамма-кванты малой энергии. Следовательно, относительное количество высокоэнергетических фотонов в спектре уменьшается (см. рис.6), а существенный вклад в мощность дозы на поверхности дают гамма-кванты с большей энергией.

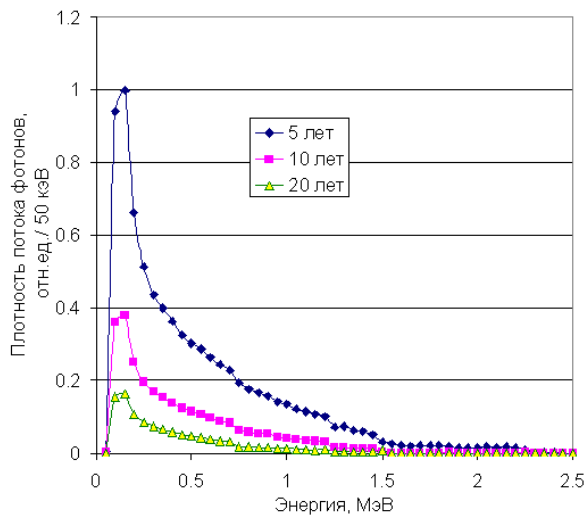


Рис.8. Плотность потока фотонов вблизи поверхности ВКХ-ВВЭР для времени хранения ОТВС 5, 10 и 20 лет.

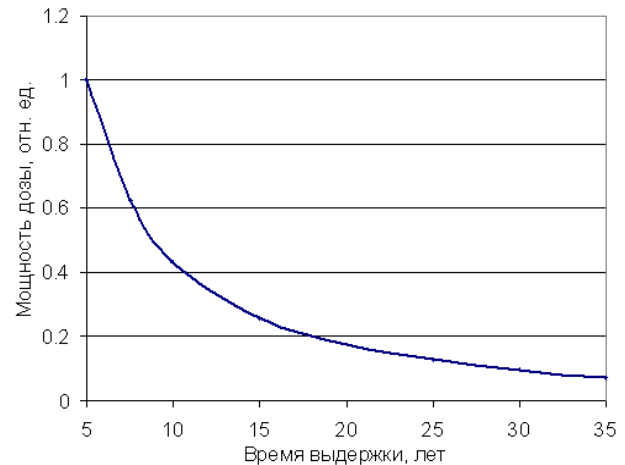


Рис.9. Зависимость мощности дозы вблизи поверхности ВКХ-ВВЭР от времени выдержки ОТВС.

Отметим, что основной вклад в дозу для произвольного времени хранения на площадке СХОЯТ, на поверхности ВКХ-ВВЭР и на заданной дистанции от него создают гамма-кванты ОЯТ с энергиями из интервала $500 \text{ кэВ} < E_\gamma < 2500 \text{ кэВ}$. Гамма-кванты с энергиями, меньшими 500 кэВ, невзирая на их большое количество, из-за поглощения в самом ОЯТ и стенках ВКХ-ВВЭР дают вклад в полную дозу внешнего излучения ВКХ-ВВЭР меньше 0,1% для всего диапазона времени хранения ОЯТ. Количество гамма-квантов с энергиями, большими 2500 кэВ, невелико и хотя они обладают большой проникающей способностью и возможностью создавать рассеянное излучение, их вклад в дозу для времени выдержки 5 лет составляет меньше 3%, а с ростом времени выдержки спадает до 1%.

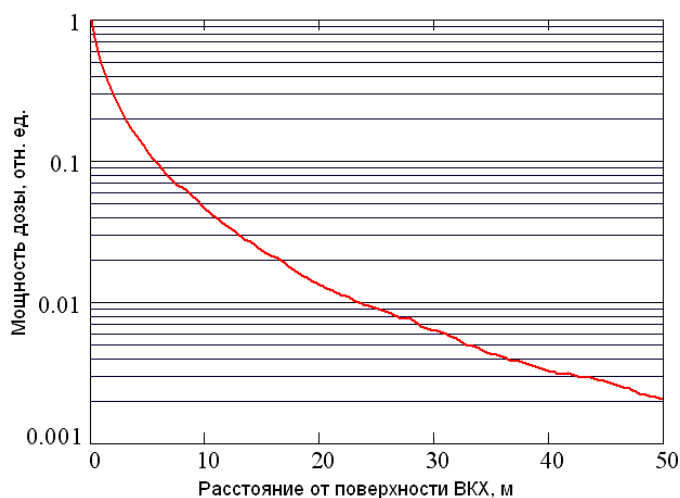


Рис.10. Мощность дозы в зависимости от расстояния до поверхности ВКХ-ВВЭР для ОТВС с временем выдержки 5 лет.

Мощность дозы на границе раздела грунт - воздух от излучающего цилиндра (ВКХ-ВВЭР) определяется спектрально-угловыми характеристиками излучения на поверхности цилиндра и его геометрическими размерами. Условия распространения гамма-квантов слабо изменяются со временем (мало изменяется спектральный состав), а существенно изменяется только их количество и пропорционально количеству - мощность дозы на заданном расстоянии. На рисунке 10 представлена зависимость мощности дозы от расстояния от поверхности ВКХ-ВВЭР в диапазоне от 0,1 до 50 м для ОТВС с начальной выдержкой 5 лет. Расчеты выполнены с учетом поглощения излучения в воздухе и рассеяния гамма-квантов от бетонного основания СХОЯТ.

В многоместную корзину ВКХ могут загружаться ОТВС с различным выгоранием и выдержкой, т.е. разной активностью и спектральным составом. В [12] было показано, что для ВКХ-ВВЭР дозовое распределение на поверхности контейнера определяется ОТВС, размещенными по периметру корзины. Используя пространственную конфигурацию (inhomo)-ВКХ в пакете MCNPX были выполнены расчеты для нескольких вариантов заполнения ВКХ. На рис.11 показаны дозовые распределения вокруг ВКХ, в который загружены 24 ОТВС с выгоранием 41,5 МВт-сут/кг U и временем выдержки 6 лет (пунктир). Для сравнения приведено дозовое распределение вокруг ВКХ при загрузке многоместной корзины по периметру 14 ОТВС с выдержкой 6 лет. Внутри установлены 10 ОТВС с выдержкой 5 лет, активность которых приблизительно на 25% выше (выгорание 41,5 МВт-сут/кг U для всех ОТВС). Распределения, как видно, практически совпадают, т.е. ОТВС, размещенные по периметру корзины, экранируют излучение более активных сборок, размещенных во внутренних рядах корзины.

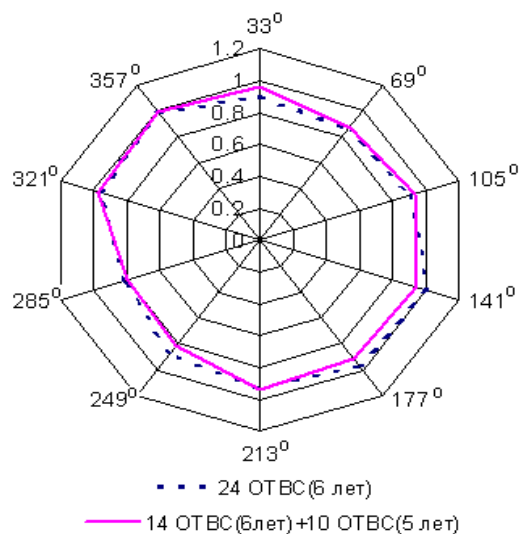


Рис.11. Мощность дозы вокруг ВКХ, загруженного ОТВС с разной активностью.

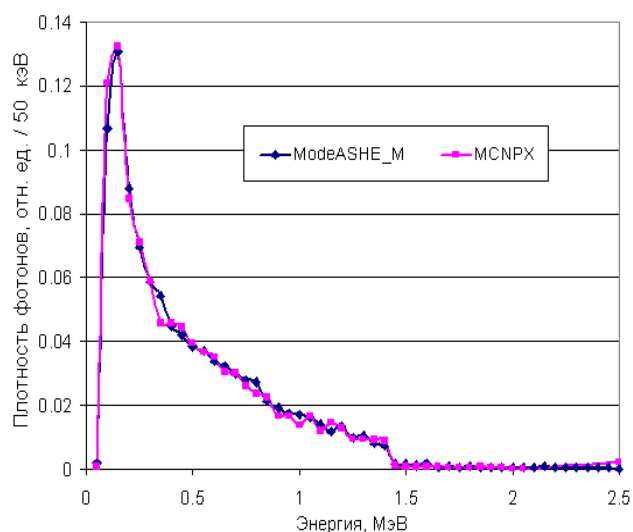


Рис.12. Спектральное распределение излучения вблизи поверхности ВКХ-ВВЭР рассчитанное в пакетах ModeASHE-M и MCNPX.

ОБОСНОВАНИЕ НАДЕЖНОСТИ РАСЧЕТОВ И СРАВНЕНИЕ С ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫМИ ДАННЫМИ

Основным фактором, определяющим мощность дозы внешнего излучения ВКХ-ВВЭР, является спектральный состав исходного излучения ОЯТ. На рис. 12 показаны спектры гамма-квантов на внешней поверхности ВКХ-ВВЭР, рассчитанные с применением кодов ModeASHE-M и MCNPX для спектра гамма-излучения ОЯТ с выгоранием 41,5 МВт-сут/кгU, выдержкой 5 лет при разбиении на группы шириной 50 кэВ, полученного программой SpectrOJAT. Данные, приведенные на рис.8 показывают, что спектральные распределения, рассчитанные с применением кодов ModeASHE-M, MCNPX практически не отличаются, отличие в величине дозы, создаваемой этими спектрами, не превышает 2%.

На ЗАЭС перед установкой на площадку хранения СХОЯТ были проведены измерения мощности дозы на боковой поверхности ВКХ-ВВЭР №36 (установленного 07.02.06). Схема размещения точек радиационного контроля приведена на рис.13 (в скобках точки контроля указаны условно для противоположной стороны). Измерения проводились с четырех сторон ВКХ-ВВЭР (без вентиляционных каналов) на расстояниях 0,1 м от поверхности контейнера. Время нахождения ОТВС в бассейнах выдержки 5-6 лет, суммарное остаточное энерговыделение 24 ОТВС 20,43кВт.

Для сравнения с результатами измерений были проведены расчеты распределения мощности дозы вдоль боковой поверхности ВКХ-ВВЭР в программном пакете MCNPX. Отметим, что при расчете зависимости мощности дозы от высоты точки наблюдения предполагается, что распределение топлива внутри корзины однородно по всему объему области размещения топлива. Поэтому данные измерений для 4-х сторон ВКХ-ВВЭР №36 нами были усреднены и на рис.14 приведено сравнение усредненных данных измерений с расчетными. Расчетные величины мощности дозы по абсолютной величине в среднем в 1,4 раза превышают измеренные значения. Для удобства сравнения полученные зависимости мощности дозы вблизи поверхности контейнера от высоты были нормированы в максимуме на экспериментальное значение. Известно, что для цилиндрического источника, заполненного РАО постоянной активности, мощность дозы в боковом направлении максимальна напротив середины высоты [13,14]. Приведенные на рис. 14 результаты

радиационных измерений ВКХ-ВВЭР №36 и их сравнение с нормированными результатами расчетов методом Монте-Карло в программном коде MCNPX показывают, что распределение мощности дозы по вертикали вдоль поверхности ВКХ-ВВЭР имеет широкий максимум в области размещения топлива.

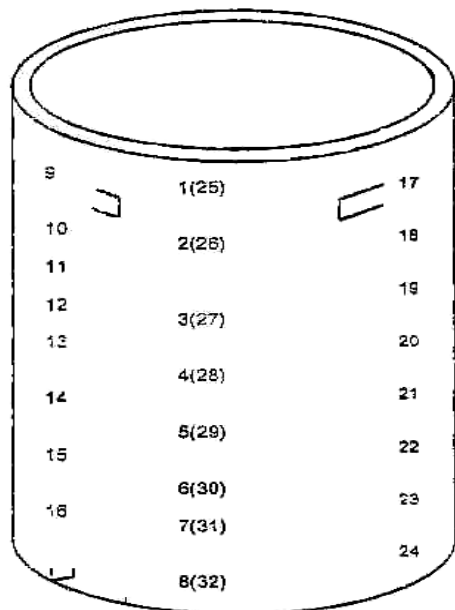


Рис.13. Схема размещения точек радиационного контроля на ВКХ-ВВЭР №35,36.

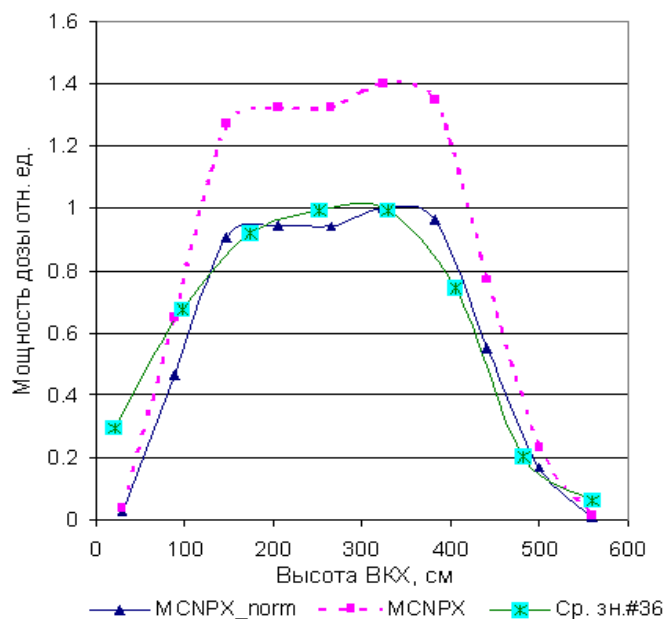


Рис.14. Расчетные вертикальные профили мощности дозы вблизи поверхности ВКХ-ВВЭР и данные замеров ЗАЭС.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для ОЯТ, предназначенного для сухого хранения, получены спектральные распределения гамма-квантов в виде, необходимом для выполнения расчетов защитных свойств контейнеров хранения. Проанализированы изменения гамма-спектров и числа фотонов от времени хранения отработавшего топлива, отмечен более быстрый спад высокоэнергетической составляющей спектра для больших времен хранения.

Для определения характеристик излучения ОЯТ вне контейнера хранения:

- разработан программный пакет ModeASHE-M с использованием методов трансляций траекторий гамма-квантов и экспоненциального преобразования, уменьшающих дисперсию.
- Для уменьшения затрат времени в пакете MCNPX применен специальный метод уменьшения дисперсии – «геометрическое расщепление» (“geometry splitting”).

В результате выполненных расчетов транспорта гамма-квантов ОЯТ с различным выгоранием и временем выдержки через биологическую защиту ВКХ получены следующие характеристики: спектры и угловые распределения излучения вне ВКХ, изменение параметров излучения в зависимости от времени выдержки топлива и зависимость мощности дозы от расстояния до поверхности ВКХ.

Показано, что характеристики излучения вне ВКХ определяются ОТВС, расположенными по периметру корзины хранения.

Сравнение результатов расчетов, выполненных в пакетах MCNPX и ModeASHE-M, показывает их хорошее согласие. Сравнение рассчитанных распределений мощности дозы вдоль поверхности ВКХ с измеренными на ЗАЭС значениями, показывает их качественное согласие и завышение абсолютного значения над измеренным примерно в 1,4 раза. Таким образом, результаты расчета радиационных характеристик ВКХ-ВВЭР, основанные на модели гомогенизации области ОЯТ, можно оценить как консервативные.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. А. Є. Лучна, А. І. Лавренчук, В. А. Седнев, В. М. Васильченко, О. М. Двоєглазов, В. І. Медведєв, Ю. М. Печера, Сухе сховище відпрацьованого ядерного палива запорізької АЕС. Забезпечення безпеки. Міжнародна конференція "Актуальні проблеми ядерної фізики і атомної енергетики", 2006, Київ, http://www.kinr.kiev.ua/NPAE_Kyiv2006/proc/Luchna.pdf.
2. Ventilated Storage Cask VSC-24. US NRC Certificate of Compliance. 05.07.93. NUREG-1350.
3. В.М. Колобашкин и др. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива.- М.: Энергоатомиздат, 1983.- 384 с.
4. С.А. Письменецкий, В.Б. Пышкин, В.Г. Рудычев, Е.В. Рудычев Спектральные характеристики отработавшего ядерного топлива ВВЭР-1000, предназначенного для сухого хранения // Вісник Харківського національного університету ім. В.Н. Каразіна. Сер. Фізична “Ядра, частинки, поля”. -2007. -№784.-В. 4(36). -С.117-120.
5. JEF-2.2 Radioactive Decay Data, OECD Nuclear Energy Agency, JEF Report 13, 1994.

6. A.L. Nichols 'Assessment and evaluation of decay data for EAF – 1999/2000', UKNSF(99). - 1999. - P.130.
7. FISPACT is the inventory code in the EASY-2003 (European Activation System), PACKAGE-ID: NEA-1564.
8. Н.Г. Гусев, В.А. Климанов, В.П. Машкович, А.П. Суворов. Защита от ионизирующих излучений. Физические основы защиты от излучений, 3-е изд. - М.: Энергоиздат, 1989. - Т.1. - 512 с.
9. Thomas E. Booth, Monte Carlo Variance Comparison for Expected Value Versus Sampled Splitting // Nuclear Science and Engineering. -1985.-Vol. 89. -P. 305-309.
10. V. Lazurik, Yu. Rogov, V. Rudychev Simulation of Gamma Radiation Fields from Active Nucleus Distributed in Large Spatial Regions. Abstract Book. 1997 IEEE Nuclear Science Symposium and Medical Imaging Conference, November 9-15, 1997, Albuquerque, New Mexico. - P.53.
11. V. Lazurik, V. Moskvina, Yu. Rogov, V. Rudychev Gamma Radiation in a Dry Spent-Fuel Storage // Proceedings of the International Conference on the Physics of Nuclear Science and Technology. - 1998. - Vol.2. - P. 1005-1011.
12. V. Rudychev, A. Adadurov, A. Kalinichenko, V. Lazurik, V. Moskvina, S. Pismenetskiy, Yu. Rogov Calculation of Radiation Fields at the Nuclear Power Plant During a Severe Accident // Proceedings of the International Conference on the Physics of Nuclear Science and Technology. - 1998. - Vol.2. - P.1012-1017.
13. Н.Г. Гусев, В.Е. Ковалев, Д.П. Осанов, В.И. Попов Защита от излучения протяженных источников. - М.: Госатомиздат, 1961.-287 с.
14. С.А. Письменецкий, В.Г. Рудычев, Е.В. Рудычев, О.К. Тютюнник Анализ внешнего излучения цилиндрической емкости с РАО // Вісник Харківського національного університету ім. В.Н. Каразіна. Сер. Фізична "Ядра, частинки, поля". - 2008. - №808.- В.2(38). -С.53-60.

THE CHARACTERISTICS OF RADIATION FIELD FROM DRY STORAGE OF SPENT NUCLEAR FUEL ON ZAPOROZHYE NPP

S.P. Klimov¹, V.T. Lazurik², A.E. Luchnaja¹, S.A. Pismenetskiy², V.G. Rudychev², Y.V. Rudychev³

¹Zaporozhye NPP, Energodar

²V.N. Karazin Kharkov National University, Kharkov

³National Scientific Center, Kharkov Institute of Physics and Technology, Kharkov

For the calculation of the radiation field around the ventilated cask for dry spent nuclear fuel storage of Zaporozhye NPP the methods were modified that based on the use of Monte Carlo packages MODEASHE-M and MCNPX. For time expenses decreasing the special methods of diminishing of dispersion were used: method of translations of trajectories of quanta and exponential transformation in MODEASHE-M code; the «geometrical spallation» ("geometry splitting") in MCNPX code. For ventilated cask VSC spectra have been obtained and angular distributions of radiation out of cask and also the change of parameters of radiation depending on time keeping and dependence of dose rate on the distance to the surface of VSC. It was shown that characteristics of VSC radiation are dependent on the fuel assemblies located on the perimeter of basket of cask. Comparison of the calculated distributions of dose power along the surface of VSC with their measured values shows the excess approximately at 1.4 times.

KEY WORDS: irradiated nuclear fuel, spent fuel storage, gamma-ray spectrum, concrete ventilated cask, spent fuel assemblies