

УДК 621.039.54: 621.039.743

ОЦЕНКА СОСТОЯНИЯ ОЯТ РЕАКТОРА БН-350 В РЕЖИМЕ ДОЛГОВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ

¹⁾ Кривицкий П.Е., ¹⁾ Мустафина Е.В., ²⁾ Прозорова И.В., ²⁾ Прозоров А.А., ¹⁾ Чернов А.А.¹⁾ Филиал «Институт радиационной безопасности и экологии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан²⁾ Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В статье представлены результаты γ -спектрометрического обследования контейнеров, содержащих ОЯТ реактора БН-350. На основании теоретической оценки приведены результаты расчета дозовых полей нейтронного и фотонного излучения, создаваемого одиночным контейнером с отработавшим ядерным топливом, с различными вариантами разрушения стенок ТВС и разной степенью осыпания топлива. Определены первоначальные значения, необходимые для проведения мониторинга состояния ОЯТ, а также время экспозиции и сеть обследования. При сопоставлении результатов теоретической оценки с экспериментальными данными, установлено, что оптимальными позициями для последующего мониторинга состояния ОЯТ в режиме длительного хранения являются точки измерения на высоте 2 м от днища контейнера. Данные позиции являются максимально репрезентативными и в случае осыпания топлива, данный процесс отразится при мониторинговых измерениях.

Ключевые слова: БН-350, отработавшее ядерное топливо (ОЯТ), длительное хранение, гамма-спектрометр.

ВВЕДЕНИЕ

Правовой основой для создания площадки длительного контейнерного хранения отработавшего ядерного топлива (ДКХОЯТ) реакторной установки БН-350 послужило Постановление Правительства Республики Казахстан от 22 апреля 1999 года № 456 «О выводе из эксплуатации реактора БН-350 в городе Актау Мангистауской области», согласно которому РУ БН-350 должна быть приведена в состояние безопасного хранения.

Для длительного хранения отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) было размещено в металлобетонные контейнеры двухцелевого назначения, выступающие и в качестве основного транспортного упаковочного комплекта (ТУК), и в качестве упаковочного комплекта для хранения (УКХ). Метод сухого хранения, выбранный для хранения ОЯТ БН-350, является относительно новым [1]. В отличие от хранения ОЯТ в бассейнах выдержки история сухого хранения в мире насчитывает чуть более 30 лет (первая лицензия на эксплуатацию сухого контейнерного хранилища ОЯТ на площадке АЭС Сарри в штате Вирджиния была выдана в 1986 году). Для конструкторских бюро РФ, разработавших проект длительного сухого хранения ОЯТ БН-350, опыт такого рода проектирования получен впервые. Таким образом, несмотря на теоретические расчеты, обосновывающие надежность и безопасность сухого длительного хранения (в течение 50–100 лет), экспериментального подтверждения этому на данный момент не имеется.

ОЯТ – это неизбежный побочный продукт производства атомной энергии, в состав которого входит уран, плутоний и осколочные продукты деления, радиоактивность которых составляет до 99% активности всех материалов. Присутствие делящихся нуклидов урана и плутония требует исключения риска самопроизвольной цепной ядерной реакции при обращении с ОЯТ, что фундаментально отличает обрабо-

тавшее топливо от радиоактивных отходов, образующихся в ядерно-оружейной и гражданских сферах применения энергии атома. В то время как, система радиационного контроля топлива, размещенного на площадке ДКХОЯТ, предназначена для получения и обработки информации, характеризующей общее радиационное состояние объектов ДКХОЯТ и физическую целостность внешних корпусов. Данная система не имеет возможности установления характера процессов, происходящих внутри контейнеров и определения структурной целостности конструктивных материалов ОЯТ и внутренних элементов контейнеров.

В процессе хранения материалы контейнеров с ОЯТ и материалы самих тепловыделяющих сборок (ТВС) могут деградировать. Их механические свойства будут ухудшаться из-за облучения нейтронами и гамма-квантами, высоких тепловых нагрузок, коррозии и пр. Скорость деградации может оказаться выше расчетной из-за неверного выбора материалов или нарушений при упаковке ОЯТ в контейнеры. Это может привести к тому, что часть защитных барьеров контейнерного хранилища окажется разрушена ещё до окончания срока хранения ОЯТ. При разрушении возможно возникновение ситуаций с выходом продуктов деления (ПД) в окружающую среду с последующим облучением персонала и населения; ситуаций с изменением конфигурации ОЯТ, что может привести к его расплавлению и/или уменьшению уровня ядерной безопасности и т.д.

В соответствии с вышеизложенным представляется актуальным уже сейчас, на начальном этапе эксплуатации ДКХОЯТ, разработать методику комплексной оценки состояния ОЯТ и установить порядок проведения оценки. Это позволит заблаговременно выявлять изменения состояния контейнеров и предпринимать меры по предотвращению или смягчению последствий этих изменений на персонал, население и окружающую среду.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Для установления характера процессов, происходящих внутри контейнеров проведены γ -спектрометрические измерения поверхностей 60 контейнеров при помощи специально разработанной методики γ -спектрометрического измерения.

Основой комплекса является сцинтилляционный гамма-спектрометр (ORTEC) на основе бромида лантана и портативный компьютер. Размер кристалла сцинтилляционного гамма-спектрометра – 1,5 дюйма (разрешение на 662 кэВ – 2,8–4 кэВ). Выбор данного гамма-спектрометра обусловлен тем, что он является портативным. Это являлось одним из основных критериев выбора, так как УКХ, расположенные на площадке ДКХОЯТ установлены стационарно, без возможности их перемещения.

Измерения проводились согласно схемы обследования, включающей в себя 40 позиций (рисунок 1) с временем экспозиции – 60 с. При измерении использовался коллиматор с целью уменьшения влияния внешнего излучения от других контейнеров.

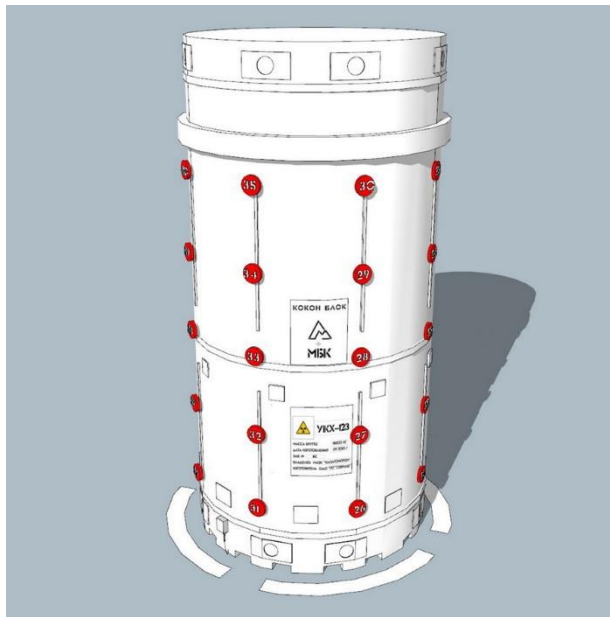


Рисунок 1. Схема обследования УКХ

Точки обследования лежат равномерно с определенным шагом на всей поверхности УКХ. После проведения ряда измерений суммарная активность в каждой точке сравнивалась с суммарной активностью, полученной ранее в тех же самых точках и на основании этого определялось наличие или отсутствие каких-либо процессов внутри УКХ.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Для разработки методики расчетной оценки состояния ОЯТ в режиме длительного хранения первоначально важно определить возможные уязвимые места системы. Предварительно проведена теоретическая оценка состояния ОЯТ внутри контейнеров. Целью расчета являлась оценка величины МЭД

при различных вариантах разрушения металлической облицовки чехла ТВС в УКХ.

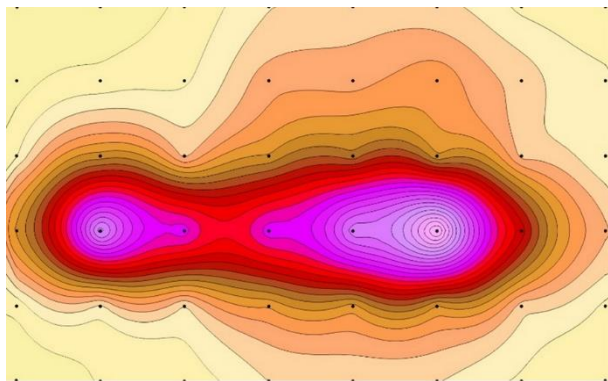
Нейтронно-физические расчеты по определению МЭД от одиночного контейнера УКХ с ОЯТ проведены с помощью многоцелевой программы MCNP5 с использованием библиотек констант ENDF/B5 и ENDF/B6 [2]. Плотность потока излучения рассчитывалась при условии учета всех процессов, связанных с рассеянием и поглощением γ -излучения и нейтронов. Перевод флюенса фотонного и нейтронного излучений в эквивалентную дозу осуществлялся с помощью коэффициентов, описанных в [3]. Расчетная модель УКХ для программы MCNP5 максимально приближена к реальной конструкции: заданы характеристики топлива, защита контейнера [4]. Все исходные данные, предположения и допущения принимались исходя из принципа консервативности расчета.

В результате расчетов установлено, что максимальные значения МЭД находятся на уровне ~2 м от днища контейнера, при этом для исходного варианта УКХ в неразрушенном состоянии составляют 36 мкЗв/ч на расстоянии 1 м и 0,54 мкЗв/ч на 10 м, а для варианта УКХ в полностью разрушенном состоянии – 550 мкЗв/ч и 6 мкЗв/ч соответственно.

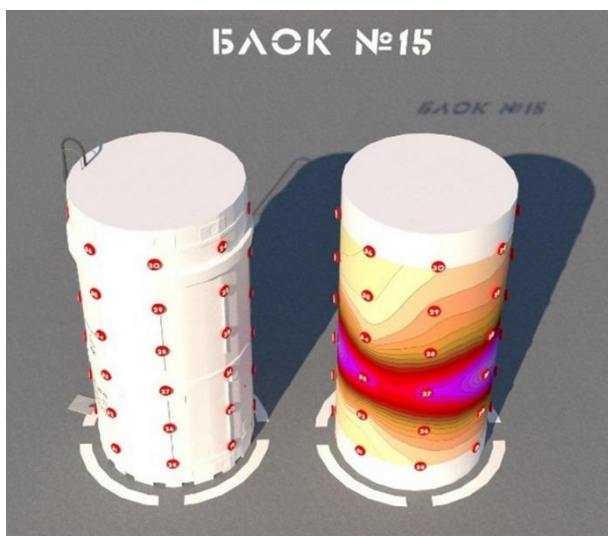
При условии протекания каких-либо процессов по перемещению ОЯТ внутри контейнера изменения показательней вероятнее всего будут регистрироваться в местах максимальных значений МЭД и на дне внутреннего чехла (1 м от днища контейнера), соответственно их соотношение и будет основным показателем. Для исходного варианта УКХ в неразрушенном состоянии определено, что разница в значениях МЭД на уровне 1 и 2 м от днища контейнера составляет ~2,6.

Для определения точек, в которых планируется проведение мониторинга, полученные данные изначально визуализированы в виде плоскости (рисунок 2, а), а после нанесены на 3D-модели контейнеров с распределением по суммарной скорости счета γ -импульсов (рисунок 2, б).

Таким образом, обследовано 60 контейнеров, находящихся на долговременном хранении (рисунок 3). По результатам обследования установлено, что суммарная скорость счета γ -импульсов варьирует от 500 до 23 000 CPS. Наименьшие значения регистрируются на контейнерах, расположенных в углах площадки ДКХОЯТ, что, безусловно, связано с меньшим влиянием соседних контейнеров, но также, вполне возможно, связано с загрузкой в данные контейнеры ОЯТ с меньшей активностью по гамма-излучающим радионуклидам, чем в другие контейнеры. В пользу этого говорит тот факт, что контейнеры, находящиеся в центральной части (№№ 33 и 48), имеют максимальную суммарную скорость счета γ -импульсов в районе 9 000 CPS, что меньше максимальной суммарной скорости счета γ -импульсов (~14 000 CPS) углового контейнера № 15.



а)



б)

Рисунок 2. Распределение по суммарной скорости счета γ -импульсов: в виде развертки на плоскость (а); на 3D-модели контейнера (б)



Рисунок 3. Модель площадки ДКХОЯТ с нанесением распределения по суммарной скорости счета γ -импульсов на УКХ

Из проведенного в рамках данной работы сопоставительного анализа следует, что для дальнейшего мониторинга состояния ОЯТ необходима оценка каждого отдельно взятого УКХ, так как небольшое перераспределение ПД в контейнере может не повлиять на общий фон.

В ходе измерений установлено, что максимальные значения суммарной скорости счета γ -импульсов приходятся на высоту 2–2,5 м от дна контейнера. Средняя разница значений суммарной скорости счета γ -импульсов на уровне 1 и 2 м от дна контейнера составляет ~2,7.

При сопоставлении результатов теоретической оценки с экспериментальными данными, установлено, что в обоих случаях максимальные значения МЭД находятся на уровне ~2 м от дна контейнера. Также разница значений суммарной скорости счета γ -импульсов и МЭД на уровне 1 и 2 м от дна контейнера составляет 2,7 и 2,6 соответственно, что показывает хорошую сходимость результатов теоретической оценки с экспериментальными данными.

Учитывая результаты всех проведенных измерений и расчетов, определено, что высоты в 1 м и 2 м от дна контейнера будут максимально показательными для мониторинга. При условии протекания каких-либо процессов по перемещению ОЯТ внутри контейнера изменения значений суммарной скорости счета γ -импульсов на этих высотах будут наиболее информативны.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате работ проведены γ -спектрометрические измерения поверхности всех 60 контейнеров при помощи γ -спектрометрического комплекса. На основании теоретической оценки приведены результаты расчета дозовых полей нейтронного и фотонного излучения, создаваемого одиночным контейнером с отработавшим ядерным топливом, с различными вариантами разрушения стенок ТВС и разной степенью осыпания топлива. Определены первоначальные значения, необходимые для проведения мониторинга состояния ОЯТ, а также время экспозиции и сеть обследования. При сопоставлении результатов теоретической оценки с экспериментальными данными, установлено, что оптимальными позициями для последующего мониторинга состояния ОЯТ в режиме длительного хранения являются точки измерения на высотах 1 и 2 м от дна контейнера. Данные позиции являются максимально репрезентативными и в случае осыпания топлива, данный процесс отразится при мониторинговых измерениях. Последующий мониторинг планируется проводить ежеквартально в 8 позициях на каждом контейнере, всего 480 измерений, с временем экспозиции 60 с.

Работа выполнена в рамках темы «Исследование дозовых полей для мониторинга состояния ОЯТ реактора БН-350 в режиме длительного сухого хранения» РБП 036 «Развитие атомных и энергетических проектов», подпрограммы 105 «Прикладные научные исследования технологического характера в сфере атомной энергетики», мероприятие «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан» на 2018–2020 гг.

ЛИТЕРАТУРА

1. Нечаев А., Онуфриев В., Томас К. Долговременное хранение и захоронение отработавшего топлива // Обращение с радиоактивными отходами: Бюл. МАГАТЭ. – 1986. – 17 с.
2. Briesmeister J.F. MCNP – a general Monte-Carlo Code for neutron and photon Transport. LA-7396M, 1997.
3. Гигиенические нормативы. «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности». Утверждены приказом Министра национальной экономики Республики Казахстан от 27 февраля 2015 г.
4. ПБЯ-06-09-90. Правила ядерной безопасности при хранении и транспортировании ядерноопасных делящихся материалов: утв. Министерством атомной энергетики и промышленности 04 февраля 1991 г.

ҰЗАҚ УАҚЫТ САҚТАУ РЕЖИМІНДЕ ЖН-350 РЕАКТОРЫНЫҢ ПЯО ЖАЙ-КҮЙІН БАҒАЛАУ

¹⁾ П.Е. Кривицкий, ¹⁾ Е.В. Мустафина, ²⁾ И.В. Прозорова, ²⁾ А.А. Прозоров, ¹⁾ А.А. Чернов

¹⁾ ҚР ҰЯО РМК «Радиациялық қауіпсіздік және экология институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

²⁾ ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

Мақалада, ЖН-350 реакторынан ПЯО бар контейнерлерді γ -спектрометриялық зерттеу нәтижелері келтірілген. Теориялық бағалау негізінде отынның әртүрлі құйылу дәрежесінің және ЖБҚ қабырғаларының бұзылуының түрлі нұсқаларымен, ядролық отын қалдықтары бар жалғыздық контейнерлерде пайда болатын нейтронды және фотонды сәуле шығару өрісінің дозасын есептеу нәтижелері келтірілді. ПЯО жай-күйін бақылау үшін қажетті бастапқы мәндер, сондай-ақ экспозиция уақыты мен зерттеу желісі анықталды.

Теориялық бағалау нәтижелерін тәжірибелік мәліметтермен салыстыру кезінде ұзақ мерзімді сақтау режимінде пайдаланылған ПЯО жай-күйін мониторингілеуден кейінгі оңтайлы позиция контейнер түбінен 2 м биіктіктегі өлшеу нүктелері екендігі анықталды. Бұл позициялар мүмкіндігінше өкілетті және жанармай құйылған жағдайда бұл процесс мониторингілік өлшеулерінде көрініс береді.

Кілт сөздер: ЖН-350, пайдаланылған ядролық отын (ПЯО), ұзақмерзімді сақтау, гамма-спектрометр.

ASSESSMENT OF BN-350 SPENT NUCLEAR FUEL STATUS IN CONDITIONS OF A LONG-TERM STORAGE

¹⁾ P.Ye. Krivitsky, ¹⁾ Ye.V. Mustafina, ²⁾ I.V. Prozorova, ²⁾ A.A. Prozorov, ¹⁾ A.A. Chernov

¹⁾ Branch “Institute of Radiation Safety and Ecology” RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

²⁾ Branch “Institute of Atomic Energy” RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The article provides outputs of γ -spectrometric survey of containers containing nuclear spent fuel (SNF) of BN-350 reactor. Based upon a theoretical assessment, calculation results of dose fields of neutron and photon radiation produced by a single container with spent nuclear fuel are given, with various options of FA wall destruction and different rates of fuel fall. Initial values necessary for monitoring SNF status as well as the exposure time and a survey grid were determined. When comparing results of the theoretical assessment with experimental data, it was found that measurement points at a height of 2 m above the container bottom are optimal positions for the subsequent monitoring of SNF status in conditions of a long-term storage. These positions are the most representative and in case of fuel fall, this process will be shown in monitoring measurements.

Keywords: BN-350, spent nuclear fuel (SNF), long-term storage, gamma-spectrometer.