

МОДЕЛИРОВАНИЕ ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА, ЗАДЕЙСТВОВААННОГО В ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМ ПРОЦЕССЕ РАЗДЕЛКИ ОЯТ АМБ ПОД ВОДОЙ

В.П. Смирнов, А.З. Гаязов, И.В. Кузьмин, А.Ю. Лещенко, С.В. Семеновых, В.В. Серебряков*, А.С. Хренов*

ООО НПФ «Сосны», г. Димитровград

** ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград*



Рассмотрены основные факторы радиационного воздействия на персонал при выполнении работ в комплексе по обращению с ОЯТ АМБ на территории ФГУП «ПО «Маяк». Приведены результаты экспериментальных исследований механизмов формирования источников излучения, оказывающих влияние на дозиметрическую обстановку. Представлены основные подходы к разработке модели формирования доз облучения персонала и результаты расчетов параметров дозиметрической обстановки на рабочих местах с применением вновь разработанной модели.

Ключевые слова: радиационная безопасность, ОТВС АМБ, гранулометрический состав продуктов резки, выход РВ в воду, выход радиоактивных аэрозолей с поверхности воды в воздух.

Key words: radiation safety, AMB SFAs, fractional composition of the products resulting from SNF cutting, inflow of radionuclides into the water, escape of radionuclides from water into the air.

ВВЕДЕНИЕ

Согласно техническим решениям, принятым при проектировании первой очереди Белоярской АЭС, бассейны выдержки (БВ) предназначались для временного хранения ОТВС в семнадцатиместных кассетах из углеродистой стали типа К-17у. Время выдержки ОТВС определялось необходимостью снижения тепловыделения и активности радиоактивных веществ, и должно было составлять три года. Однако кассеты с ОТВС остаются на хранении в БВ до настоящего времени. Максимальная длительность хранения кассет с ОЯТ в БВ-1,2 составляет более 40 лет. Общее количество ОТВС, хранимых в БВ, – 5000 штук.

По консервативным оценкам, чехловые трубы кассет К-17у могут сохранять свою герметичность в течение ~ 14,5 лет, после чего в результате язвенной коррозии в этих кассетах возможен контакт твэлов (в том числе и негерметичных) с водой БВ. Необходимость безотлагательного решения проблемы хранения кассет с ОЯТ АМБ, находящихся в бассейнах выдержки первой очереди БАЭС, не вызывает сомнений.

В настоящее время для решения обозначенной проблемы выполняются работы по созданию на территории ФГУП «ПО «Маяк» комплекса по обращению с ОЯТ АМБ.

Технология обращения с кассетами с ОТВС АМБ, предполагаемая к реализации во

© *В.П. Смирнов, А.З. Гаязов, И.В. Кузьмин, А.Ю. Лещенко, С.В. Семеновых, В.В. Серебряков, А.С. Хренов, 2013*

вновь создаваемом комплексе, предусматривает выполнение следующих операций [1]:

- фрагментация кассеты с ОТВС АМБ в водном объеме бассейна;
- размещение фрагментов твэлов, содержащих топливо, в пеналах для ОЯТ;
- загрузка фрагментов кассеты и ОТВС, не содержащих топливо, в первичные упаковки с последующей подготовкой и передачей в хранилища ТРО ФГУП «ПО «Маяк»;
- перемещение пеналов с ОЯТ на специализированный участок и удаление из них влаги методом термовакуумной осушки;
- формирование партии пеналов и передача ее в штатную технологическую цепочку радиохимической переработки ОЯТ.

Анализ радиационного воздействия на персонал при разделке ОЯТ АМБ под водой, представленный в статье, является одним из ключевых вопросов обоснования безопасности рассматриваемой технологии.

ФАКТОРЫ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ПЕРСОНАЛ

Основными факторами радиационного воздействия на персонал, работающий на защитной плите бассейна, при внешнем пути облучения являются гамма-излучение, обусловленное нуклидами, локализованными в ОЯТ, находящимся в бассейне; гамма-излучение, обусловленное радиоактивными веществами, перешедшими в воду бассейна из ОЯТ; гамма-излучение от радиоактивных сред в трубопроводах обеспечивающих систем; ионизирующие излучения от радиоактивных аэрозолей в воздухе рабочей зоны, перешедших с зеркала воды бассейна.

При внутреннем пути облучения к этим факторам относятся радиоактивные аэрозоли в воздухе на рабочих местах персонала, диспергированные с загрязненных поверхностей инструмента и оборудования, а также радиоактивные аэрозоли, перешедшие с зеркала воды бассейна.

При этом вклад факторов внутреннего облучения в дозовые нагрузки персонала минимизирован за счет

- организации направленного движения воздушных потоков;
- дезактивации инструмента при его выгрузке из среды контакта с веществами, содержащими РВ;
- применения высокоэффективных средств индивидуальной защиты органов дыхания.

Таким образом, индивидуальные дозы персонала, выполняющего технологические операции на защитной плите бассейна, можно вычислить, используя выражение

$$H_i = (K_1 \cdot A_1 + K_2 \cdot A_{v2}^{\text{вода}} + K_3 \cdot A_{v3}^{\text{вода}}) \cdot t_i, \quad (1)$$

где K_{1-3} – дозовые коэффициенты для факторов внешнего радиационного воздействия (мощность эффективной дозы гамма-излучения, нормированная на абсолютную или объемную активность источника, обуславливающего каждый из перечисленных выше факторов), соответственно $[(Зв \cdot ч^{-1})/Бк]$ и $[(Зв \cdot ч^{-1})/(Бк \cdot м^{-3})]$; A_1 – активность радионуклидов в кассете (в пеналах) с ОЯТ, [Бк]; $A_{v2}^{\text{вода}}$ – объемная активность радионуклидов, перешедших в воду бассейна, [Бк/м³]; $A_{v3}^{\text{вода}}$ – объемная активность радионуклидов в воде, поступающей в трубопроводы обеспечивающих систем бассейна, [Бк/м³]; t_i – время выполнения i -той технологической операции, [ч].

Значения дозовых коэффициентов для факторов внешнего радиационного воздействия были рассчитаны с помощью MicroShield. Поскольку среднее время выдержки кассет с ОТВС АМБ превышает 30 лет, в качестве основного дозообразующего изотопа рассматривался только ¹³⁷Cs.

Следует отметить, что конструкция оборудования, используемого при разделке кассет с ОТВС в бассейне, обеспечивает выполнение транспортно-технологических опера-

ций с ОЯТ под слоем воды толщиной не менее 2,5 м. Наличие экранирующего слоя воды позволяет обеспечить вклад данного фактора радиационного воздействия в МЭД на защитной плите не более 1 мкЗв/ч.

Из выражения (1) следует, что мощность эффективной дозы гамма-излучения, обусловленная радиоактивными веществами в воде бассейна и трубопроводах обеспечивающих систем, зависит от удельной активности воды бассейна. Изменение объемной активности воды бассейна, в котором предполагается осуществлять разделку кассет с ОТВС АМБ, зависит от скорости выхода радиоактивных веществ из продуктов резки (опилок) и фрагментов твэлов в воду. Следует отметить, что интенсивность поступления радиоактивных веществ в воду зависит от гранулометрического состава продуктов резки ОЯТ.

С целью получения количественных характеристик процессов взаимодействия ОЯТ АМБ с водой бассейна, необходимых для расчета удельной активности РВ в воде бассейна и в воздухе надводного пространства, в ОАО «ГНЦ НИИАР» была проведена серия экспериментов:

- исследование зависимости гранулометрического состава продуктов резки ОТВС от режима резки;
- определение скорости выхода РВ из продуктов резки облученных твэлов в воду и анализ зависимости кинетики выхода РВ от гранулометрического состава продуктов резки;
- исследование выхода радиоактивных аэрозолей с поверхности воды, содержащей продукты резки, в воздух.

ХАРАКТЕРИСТИКИ ОБЪЕКТОВ ИССЛЕДОВАНИЯ

Анализ состава топлива, подлежащего разделке, свидетельствует, что наибольшие изменения радиационной обстановки на рабочих местах персонала следует ожидать при резке ОТВС с дисперсным топливом УС+Са (наиболее химически активный вид топливной композиции). Кроме того, исследовали ОЯТ с наиболее распространенной топливной композицией – (U 9%Mo)+Mg (более 40% от всех ОТВС реакторов АМБ).

Для исследований применяли образцы, представляющие собой отрезки облученных твэлов реактора АМ, имеющих идентичный твэлам АМБ состав топливной композиции и аналогичную трубчатую конструкцию. Единственное отличие твэлов реактора АМ – меньшие диаметры внутренней и наружной оболочек [2].

Для выбора участков вырезки образцов твэлов проводили аттестационные исследования, включавшие в себя измерение диаметра, длины и массы, а также гамма-сканирование фрагментов твэлов АМ. Подробное описание примененных методик измерений приведено в [3].

По результатам аттестационных исследований из фрагментов центральной части облученных твэлов с равномерным распределением ^{137}Cs были выбраны и вырезаны образцы длиной 130 мм. Оценка выгорания топлива на выбранном участке для образцов с топливом (U-9%Mo)+Mg составила 23 МВт·сут/кг U, с топливом УС+Са – 7 МВт·сут/кг U.

МЕТОДИКА ИССЛЕДОВАНИЯ

Для получения образцов продуктов резки подготовленные фрагменты твэлов подвергали механической резке на внутрикамерной установке. Резку проводили под водой с помощью кольцевой биметаллической пилы. В конструкции ленточной пилы для разделки ОЯТ в условиях комплекса по обращению с ОЯТ реакторов АМБ предусматривается использование полотна пилы этой же модели.

Гранулометрический анализ опилок производили дистанционно на внутрикамерном устройстве отсева. Массу частиц каждой фракции определяли как разность масс сита или фильтра до и после отсева. После взвешивания опилки из каждого сита передавали на гамма-спектрометрические измерения для определения удельной активности частиц разных фракций.

В экспериментах по определению кинетики выхода РВ из продуктов резки в воду использовали устройство выдержки, представляющее собой емкость, содержащую образец – раствор РВ с опилками ОЯТ.

Определение кинетики выхода РВ из продуктов резки твэла в воду проводили методом гамма-спектрометрического анализа периодически отбираемых проб раствора РВ из устройства выдержки.

Исходное содержание РВ в топливе, необходимое для расчета относительного выхода РВ в воду, определяли методом растворения образцов топлива известной массы в азотной кислоте с последующим измерением абсолютной активности РВ в полученном растворе.

В экспериментах по определению выхода радиоактивных аэрозолей при испарении воды исследуемый образец представлял собой воду, в которой проводились резка образцов облученных твэлов реактора АМ и дальнейшая выдержка продуктов резки. Перед проведением эксперимента измеряли объемную активность раствора с РВ.

Для организации продувки воздуха над поверхностью раствора к устройству подключали газовую линию. В течение эксперимента измеряли температуру раствора и продуваемого воздуха, а также контролировали расход воздуха через устройство.

Коэффициент распределения гамма-излучающих нуклидов между водой и воздухом определяли по активности радионуклида на фильтре, объемной активности раствора РВ, расходу и времени продувки воздуха.

Для альфа-излучающих радионуклидов определяли скорость выхода, так как измерения их объемной активности в воде не проводились.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Для определения гранулометрического состава продуктов резки были проведены два эксперимента с продуктами резки фрагментов облученных твэлов с топливом (U-9%Mo)+Mg, полученными для различных скоростей резки подачи пилы. Результаты гранулометрического и гамма-спектрометрического анализа продуктов резки при разных режимах резки показаны на рис. 1.

Кинетика относительного выхода ^{137}Cs в воду из продуктов резки ОЯТ (U9%Mo)+Mg и UC+Ca приведена на рис. 2.

Результаты экспериментов по определению выхода радиоактивных аэрозолей при испарении воды, содержащей растворенные РВ, а также параметры их проведения приведены в табл. 1.

Таблица 1

Параметры и результаты экспериментов по определению выхода радиоактивных аэрозолей с поверхности раствора РВ

Тип топлива	U-9% Mo			UC+Ca		
	Проектный	Консервативный		Консервативный		
Режим резки						
Скорость воздуха, м/с	0,3	0,29	1,40	0,3	0,58	1,4
Коэффициент распределения ^{137}Cs , $\times 10^{-9}$	$3,8 \pm 0,4$	$5,0 \pm 0,8$	$3,5 \pm 0,5$	$0,47 \pm 0,09$	$0,83 \pm 0,13$	$0,24 \pm 0,04$
Скорость выхода альфа-излучающих радионуклидов, Бк/(с·м ²)	$3,1 \pm 0,5$	$1,6 \pm 0,3$	$9,3 \pm 2,0$	–	$2,3 \pm 0,7$	$16,5 \pm 3,4$

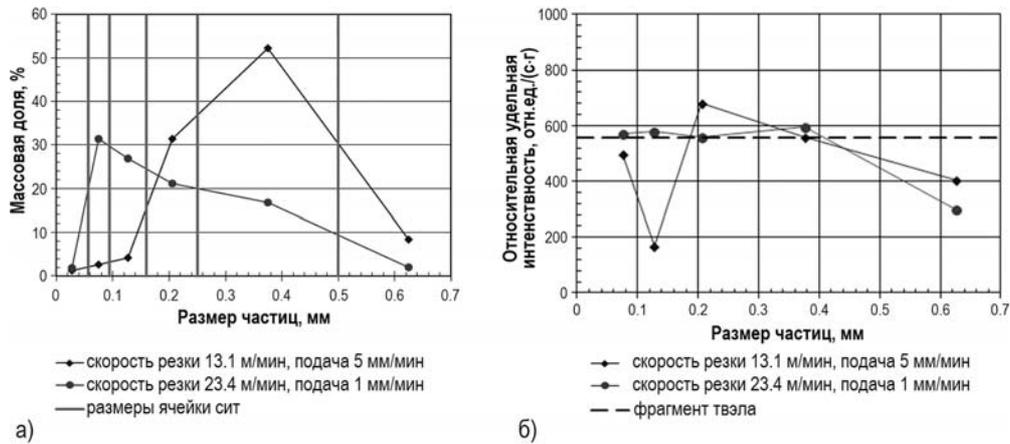


Рис. 1. Гранулометрический состав (а) и результаты гамма-спектрометрического анализа (б) просеянных фракций продуктов резки твэла АМ с топливом (U-9%Mo)+Mg

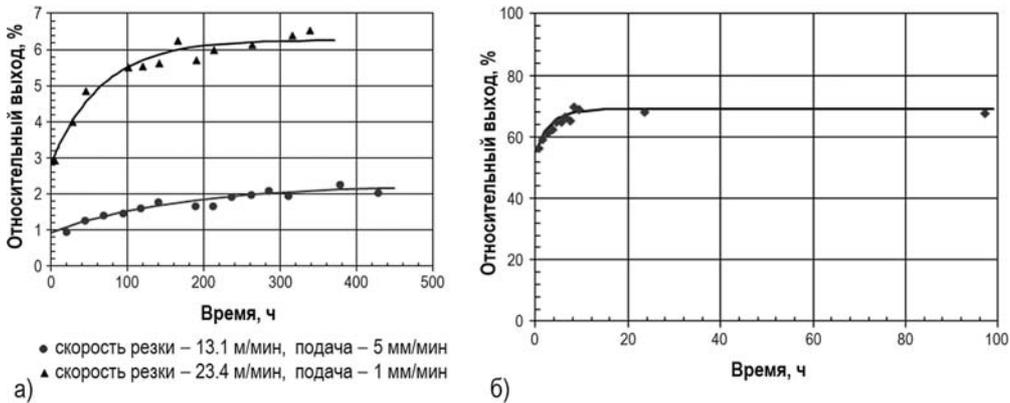


Рис. 2. Кинетика выхода ^{137}Cs из продуктов резки ОЯТ АМ: а) для (U-9% Mo)+Mg; б) для U+Ca

РАСЧЕТ ПОСТУПЛЕНИЯ ^{137}CS В ВОДУ БАСЕЙНА ОРП

На основании значений скорости коррозии топливных матриц ($v_i^{\text{кор}}$) была получена глубина, на которую прокорродирует после реза один топливный фрагмент каждой ОТВС за один час контакта с водой, отнесенная к полной длине топливной части ОТВС (H). В этом случае произведение полученной величины на абсолютную активность ^{137}Cs в ОТВС (A_i) отражает скорость поступления ^{137}Cs в воду бассейна из одного фрагмента ОТВС. Суммируя указанные скорости поступления ^{137}Cs по всем ОТВС (n), содержащимся в кассете, получали скорость поступления ^{137}Cs в воду из одного топливного фрагмента каждой кассеты:

$$\dot{A}^{\text{кор}} = \frac{\bar{A}_{(2)}}{\bar{A}_{\text{CB}}} \cdot \frac{1}{365 \cdot 24} \cdot \frac{1}{H} \sum_{i=1}^n A_i \cdot v_i^{\text{кор}}, \quad (2)$$

где $\bar{A}_{(2)}$ – среднее значение активности ОТВС АМБ, рассчитанное по эмпирической формуле; \bar{A}_{CB} – среднее значение активности ОТВС АМБ, указанное в сводном реестре активности РАО, образующихся при разделке ОЯТ АМБ.

Результаты выполненных расчетов показывают, что из всего спектра кассет с ОТВС АМБ, с которыми предполагается обращение на ФГУП «ПО «Маяк», максимальное значение скорости поступления активности ^{137}Cs в воду бассейна за счет коррозии топли-

ва, содержащегося в одном фрагменте кассеты, составляет $3,3310^9$ Бк/ч.

Активность ^{137}Cs , содержащаяся в продуктах одного реза (опилках), равна произведению абсолютной активности ^{137}Cs в топливной части кассеты и отношения ширины реза к полной длине топливной части кассеты. Принято, что из продуктов реза по топливу в воду поступает не все содержащееся в них количество ^{137}Cs , а фиксированная доля, соответствующая представленным выше результатам экспериментальных работ:

$$A^{\text{рез}} = \frac{A_{(2)}}{A_{\text{CB}}} \cdot k \cdot \frac{d}{H} \cdot \sum_{i=1}^n A_i, \quad (3)$$

где d – ширина реза (2,5 мм); k – доля активности, переходящей в воду из продуктов резки.

По результатам проведенных расчетов установлено, что максимальная активность ^{137}Cs , поступающая в воду бассейна из продуктов резки, составляет $4,3 \cdot 10^{11}$ Бк (на один рез).

РАСЧЕТ ИЗМЕНЕНИЯ ОБЪЕМНОЙ АКТИВНОСТИ ВОДЫ БАСЕЙНА В ПРОЦЕССЕ РАЗДЕЛКИ КАССЕТЫ

Расчет динамики изменения объемной активности радионуклидов в воде бассейна в процессе разделки кассет проводился в предположении мгновенного поступления в воду активности из продуктов резки в начале каждого реза по топливной части ОТВС АМБ и равномерного (с постоянной скоростью) поступления активности за счет коррозии топливных фрагментов, пропорционального продолжительности нахождения каждого фрагмента в воде.

При постоянной скорости поступления радионуклидов в воду бассейна и работающей системе СВО динамику изменения активности ^{137}Cs (как и других радионуклидов) в воде бассейна можно рассчитать по формуле

$$dA = -A \cdot \frac{v(1-k)}{V} \cdot dt + Q \cdot dt, \quad (4)$$

где A – активность ^{137}Cs в воде бассейна, [Бк]; v – расход системы водоочистки, [$\text{м}^3/\text{ч}$]; k – эффективность очистки (отношение ОА радионуклидов после очистки к ОА до очистки); V – объем воды бассейна, [м^3]; Q – скорость поступления активности в воду бассейна, [Бк/ч].

Решение уравнения (4) можно записать в следующем виде:

$$A(t) = C \cdot e^{-\frac{v(1-k)}{V}t} + \frac{Q \cdot V}{(1-k)v}, \quad (5)$$

$$C = A_0 - \frac{Q \cdot V}{(1-k)v}, \quad (6)$$

где A_0 – активность ^{137}Cs в воде бассейна ОРП в начальный момент времени.

В соответствии с технологией разделки в бассейне выполняются девять резов по топливной части кассет и технологические операции по обращению с фрагментированным ОЯТ. Полное время разделки единичной семнадцатиместной кассеты составляет восемь суток, тридцатипятиместной кассеты – 14,3 суток. Динамика изменения активности ^{137}Cs в воде бассейна ОРП в ходе i -го реза по топливной части и последующей разделки фрагментов кассеты описывается уравнением

$$A_i(t) = \left[A_{i-1} + A^{\text{рез}} - \frac{Q + i \cdot \dot{A}^{\text{КОП}}}{\alpha} \right] \cdot e^{-\alpha t} + \frac{Q + i \cdot \dot{A}^{\text{КОП}}}{\alpha}, \quad (7)$$

где $\alpha = (1-k) \cdot v/V$ – коэффициент, характеризующий режим работы СВО.

Результаты расчета зависимости объемной активности воды в процессе разделки реперной семнадцатиместной кассеты с максимальным содержанием ^{137}Cs от производительности системы спецводоочистки представлены на рис. 3.

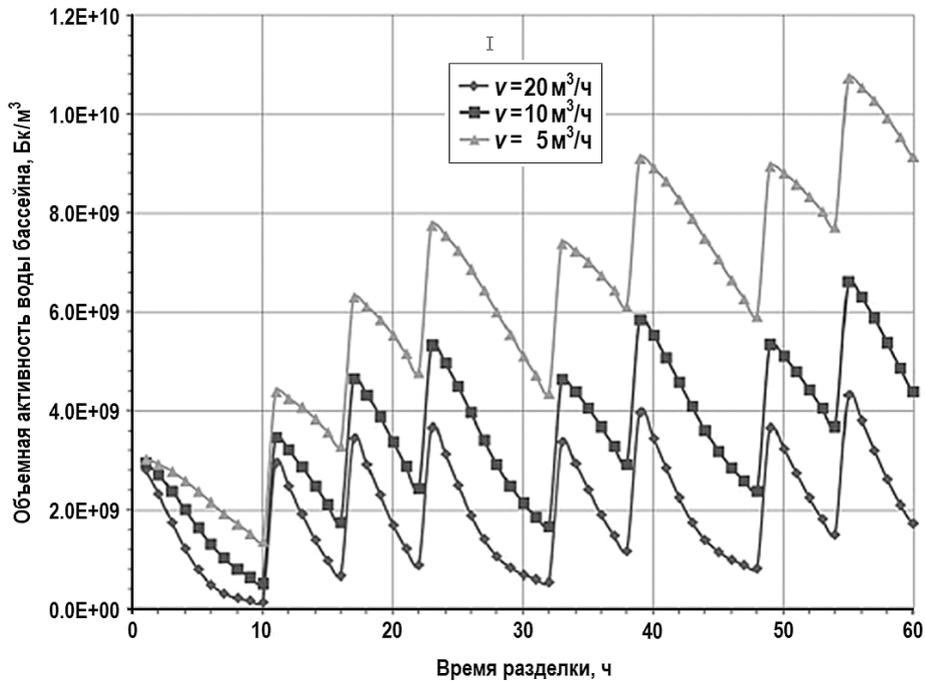


Рис. 3. Объемная активность воды бассейна в процессе разделки семнадцатиместной кассеты для различного расхода (v) системы спецводоочистки (эффективность очистки воды – 0,1)

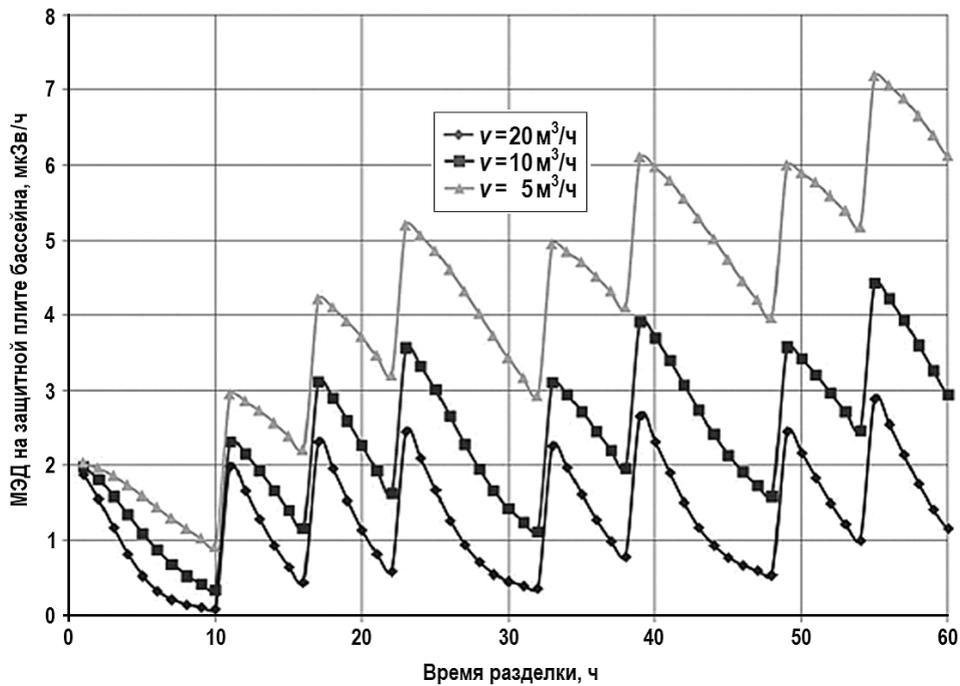


Рис. 4. Результат расчета МЭД на защитной плите в процессе разделки 17-местной кассеты

Умножив полученные значения объемной активности на значение дозового коэффициента K_2 , получим зависимость мощности дозы гамма-излучения на рабочей площадке от производительности системы спецводоочистки (рис. 4).

Полученные значения мощностей доз на защитной плите бассейна были использованы при определении необходимой численности персонала, участвующего в работах по разделке кассет с ОТВС АМБ. Расчеты доз облучения, выполненные с учетом выбранной численности персонала и оценки длительности каждой технологической операции, показали, что при реализации технологии ожидаемые значения годовых доз персонала не превысят 10,2 мЗв, что составляет 51% от основного предела доз для персонала группы А.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

По результатам проведенной работы были установлены основные факторы радиационного воздействия на персонал, выполнены экспериментальные исследования по определению количественных характеристик механизмов формирования источников излучения. На основании результатов проведенных исследований был разработан алгоритм, проанализированы изменения параметров радиационной обстановки на рабочих местах персонала и выданы рекомендации по производительности и параметрам очистки сред обеспечивающих систем.

Расчеты доз облучения, выполненные с учетом выбранной численности профессиональных групп и оценки длительности каждой технологической операции, позволили сделать выводы о поддержании индивидуальных доз персонала в пределах основного предела доз для персонала группы А.

Проведенный анализ свидетельствует о соблюдении требований радиационной безопасности при реализации технологии разделки кассет с ОТВС в бассейнах комплекса по обращению с ОЯТ реакторов АМБ на ФГУП «ПО «Маяк».

Литература

1. *Кудрявцев Е.Г.* Обращение с ОЯТ АМБ / Е.Г. Кудрявцев, В.П. Смирнов В.П // Безопасность окружающей среды. – 2010. – № 1. – С. 66–68.
2. *Емельянов И. Я. и др.* Конструирование ядерных реакторов. / Под общ. ред. акад. Н.А. Доллежала. – М: Энергоиздат, 1982.
3. *Смирнов В.П.* Разработка и совершенствование методов и средств исследований ТВС и твэлов для лицензирования топлива ЯЭУ: автореферат диссертации на соиск. учен. степ. д-ра техн. наук. – Димитровград: ГНЦ РФ-НИИАР, 1995. – 47 с.

Поступила в редакцию 05.08.2013 г.

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039

Development of closed nuclear fuel cycle technologies of fast reactors for large scale nuclear energetic \ V.I. Rachkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scool. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 10 pages. – References, 11 titles.

Problems of modern nuclear power engineering are brought up and described are the possible solutions on the basis of closed nuclear fuel cycle with fast reactors that meet the requirements of inherent safety for large scale nuclear power industry. This article analyses the content of acting since 2010 Federal State Program “Nuclear power technologies of new generation for the period of 2010–2015 and in perspective until 2020” and its progress. The conclusion is that main principles of “Nuclear power engineering development strategy in Russia in the first half of XXI century”, approved by the government of RF in 2000, remain the same even though they require development concerning new reality at the market of organic fuels, state of Russian and world economies and higher safety requirements (Fukushima) as well as nuclear nonproliferation.

УДК 621.311.25

Model analysis of spent fuel pit severe accident for SUNPP (Unit 1) under blackout and heat removal failure using MELCOR 1.8.5 \ A.S. Balashevsky, D.V. Shevielov, N.I. Vlasenko, V.Ya. Kozlov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scool. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 9 pages, 1 table, 8 illustrations. – References, 7 titles.

The calculation model of the spent fuel pit for SUNPP (Unit 1) using MELCOR 1.8.5 computer code has been created. The loss of heat removal from spent fuel pit initiating event has been analyzed. Time limits of fuel damage, hydrogen generated mass and melt-concrete interaction having been estimated.

УДК 621.039.564.5

Methods for localization of failed fuel assemblies in MBIR reactor \ P.A. Dvornikov, S.N. Kovtun, D.A. Lukyanov, S.S. Shutov, A.S. Zhilkin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scool. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 10 pages, 4 illustrations. – References, 6 titles.

The paper describes the designed fuel element monitoring system for MBIR fast research reactor. The method for localization of failed fuel assemblies on the power operating reactor is proposed. As a result, the time of failed fuel assemblies search on shutdown reactor can be reduced. The method is based on monitoring of delayed neutrons emitted by fission products in coolant, and modeling of the loop distribution of liquid metal coolant.

УДК 621.039

Simulation of irradiation of the personnel involved in the process of AMB SNF cutting under water \ V.P. Smirnov, A.Z. Gayazov, I. V. Kuzmin, A.Yu. Leshchenko, S.V. Semenovych, V.V. Serebryakov, A.S. Hrenov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scool. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 8 pages, 1 table, 4 illustrations. – References, 3 titles.

The article presents the basic factors of radiation exposure of the personnel in the process of work implementation for handling AMB SNF on the site of FSUE “PA “Mayak”. The results of experimental researches of mechanisms of formation of radiation sources impacting dosimetric situation are provided. The basic approaches to develop the model of formation of radiation exposure of the personnel and results of calculation of the parameters of dosimetric situation at working places using newly developed model are presented.