



УДК 621.039

## ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ОБРАЩЕНИЯ СО СВЕЖИМ ТОПЛИВОМ НА АЭС С РЕАКТОРАМИ РБМК-1000 ПРИ ПОВЫШЕНИИ СОДЕРЖАНИЯ ЧЕТНЫХ ИЗОТОПОВ УРАНА В ИСХОДНОМ СЫРЬЕ

Гераскин И. Н. (geraskin\_in@nrcki.ru), Мясников А. А. (myasnikov\_AA@nrcki.ru),  
Смирнова А. К. (smirnova\_ak@nrcki.ru) (НИЦ «Курчатовский институт»)

*В работе приведены результаты расчетных исследований радиационной безопасности при обращении со свежим топливом, содержащим предельное по техническим условиям для таблеток топлива реактора РБМК-1000 количество  $^{232}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$  и  $^{236}\text{U}$ . Показано, что при обращении со свежим топливом за счет повышенного содержания  $^{232}\text{U}$  возрастают мощности доз от тепловыделяющей сборки и транспортного упаковочного комплекта и, как следствие, дозовые нагрузки на персонал. При ограничении времени между получением обогащенного гексафторида урана и загрузкой топлива в реактор дозовые нагрузки на персонал не превышают нормативных пределов.*

► **Ключевые слова:** радиационная безопасность, мощность дозы, ядерное топливо, РБМК-1000, четные изотопы.

DOI: 10.26277/SECNRS.2019.91.1.001

### RADIATION SAFETY STUDIES OF FRESH FUEL HANDLING AT INCREASED CONTENT OF EVEN URANIUM ISOTOPES IN THE RAW MATERIAL ON RBMK-1000 NUCLEAR POWER PLANTS

Geraskin I. N., Myasnikov A. A., Smirnova A. K. (National Research Center «Kurchatov Institute»)

*The article presents the results of radiation safety calculation studies of handling with fresh fuel with maximum permissible concentrations of  $^{232}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$  and  $^{236}\text{U}$  isotopes in the fuel pellets of RBMK-1000 reactor. It is shown that during handling with this fuel composition the dose rates from fuel assembly and transport and packing set are increased due to the increased content of  $^{232}\text{U}$ . As a consequence, the dose rates to nuclear plant personnel are also increased. If the time between enriched uranium hexafluoride producing and reactor fuel loading is limited, dose rates to nuclear plant personnel do not exceed regulatory limits.*

► **Key words:** radiation safety, dose rate, nuclear fuel, RBMK-1000, even isotopes.

DOI: 10.26277/SECNRS.2019.91.1.001

Технология изготовления топлива из регенерированного урана широко применяется в ядерном топливном цикле. Использование отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в качестве исходного сырья для производства обогащенного гексафторида урана (ГФУ) (уранового продукта) оказывается оправданным ввиду повышения стоимости топлива, изготовленного из природного урана, и большого количества накопленных запасов ОЯТ на предприятиях хранения. Уже более двадцати лет в качестве исходного сырья для изготовления топлива реакторов РБМК-1000 используется регенерированный уран.

При изготовлении топлива из регенерированного урана в его состав неизбежно будут попадать отсутствующие в природной урановой руде четные изотопы урана<sup>1</sup>. В настоящий момент ГФУ марки «РТ», используемый при изготовлении топлива для реакторов РБМК-1000, имеет следующее содержание четных изотопов урана:  $^{232}\text{U} \leq 2,0 \cdot 10^{-7} \%$ ,  $^{234}\text{U} \approx 0,03 \%$ ,  $^{236}\text{U} \approx 0,3 \%$ . Далее по тексту статьи, топливо с таким содержанием четных изотопов урана будет называться штатным.

В рамках проекта Производственной системы Росатома «Создание отраслевого образца тянущей системы в сквозном потоке производства топлива для реакторов РБМК» предполагается увеличение массовой доли четных изотопов до предельных значений по техническим условиям (ТУ) и перевод АЭС с реакторами РБМК-1000 на полномасштабную загрузку тепловыделяющими сборками (ТВС) с повышенным содержанием четных изотопов урана (ПЧИ). ТУ на таблетки уран-эрбиевого топлива и ТВС ограничивают содержание (условную массовую долю)  $^{236}\text{U}$  величиной 1 %,  $^{234}\text{U}$  – величиной 0,1 % и  $^{232}\text{U}$  – величиной  $5 \cdot 10^{-7} \%$ .

Для компенсации дополнительного поглощения на  $^{236}\text{U}$  содержание  $^{235}\text{U}$  в регенерате будет увеличено с 2,8 % до 3,0 %, исходя из компенсации 0,2 кг  $^{235}\text{U}$  на 1 кг  $^{236}\text{U}$ . Повышение содержания  $^{235}\text{U}$  требует дополнительного исследования ядерной безопасности при обращении со свежим и выгоревшим топливом. В рамках данной статьи широ-

кое освещение результатов проведенного НИЦ «Курчатовский институт» расчетного исследования ядерной безопасности хранения свежего ядерного топлива (ЯТ) и ОЯТ в хранилищах ЯТ АЭС с реакторами РБМК в рамках работ по обоснованию безопасности обращения с топливом с повышенным содержанием четных изотопов урана будет излишним. Ниже приведем только основные выводы, сделанные по результатам данной работы. Расчеты ядерной безопасности показали, что в соответствии с требованием Правил безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики (НП-061-05) [1] для всех хранилищ ЯТ эффективный коэффициент размножения не превышает значения 0,95 при нормальной эксплуатации и авариях. Отличие в значениях  $K_{\text{эфф}}$  для всех систем хранения при заполнении их топливом с повышенным содержанием четных изотопов урана по сравнению со «штатным» топливом не превышает 0,8 %. Все расчетные исследования ядерной безопасности проведены с использованием программного средства (ПС) MCNP-4C2 [2] и ПС STEPAN-БВ, аттестованного в составе ПС STEPAN-3 [3], с учетом погрешности обогащения и погрешности использованных ПС в соответствии с требованием п. 3.6 [1].

Значительно больший интерес при переводе АЭС с реакторами РБМК на топливо с ПЧИ представляет радиационная безопасность персонала, задействованного в системах хранения и транспортирования свежего топлива в пределах АЭС. В свежем топливе, содержащем четные изотопы урана,  $^{232}\text{U}$  является основным изотопом, определяющим мощность дозы от свежего топлива, поскольку при распаде его дочерних радионуклидов (РН) генерируется жесткое  $\gamma$ -излучение (например, энергия  $\gamma$ -квантов при  $\beta$ -распаде  $^{208}\text{Tl}$  – 2,6 МэВ). При обращении со свежим топливом с ПЧИ для снижения дозовых нагрузок на персонал необходимо минимизировать время<sup>2</sup> между изготовлением<sup>3</sup> и загрузкой топлива в реактор. Приведенное выше утверждение подтверждается расчетно-экспериментальными исследованиями и хорошо иллюстрируется цепочкой распада  $^{232}\text{U}$ , которая приведена ниже на рис. 1.

<sup>1</sup>  $^{232}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ .

<sup>2</sup> Обычно в рамках общепринятой терминологии под временем выдержки подразумевают время, прошедшее с момента выгрузки топлива из активной зоны реактора, однако в рамках данной статьи здесь и далее под временем выдержки будет подразумеваться время, прошедшее с момента получения обогащенного ГФУ до момента загрузки топлива, изготовленного из данного ГФУ, в активную зону.

<sup>3</sup> Под изготовлением топлива в данном контексте подразумевается изготовление обогащенного ГФУ (уранового продукта), а не изготовление таблеток или ТВС.

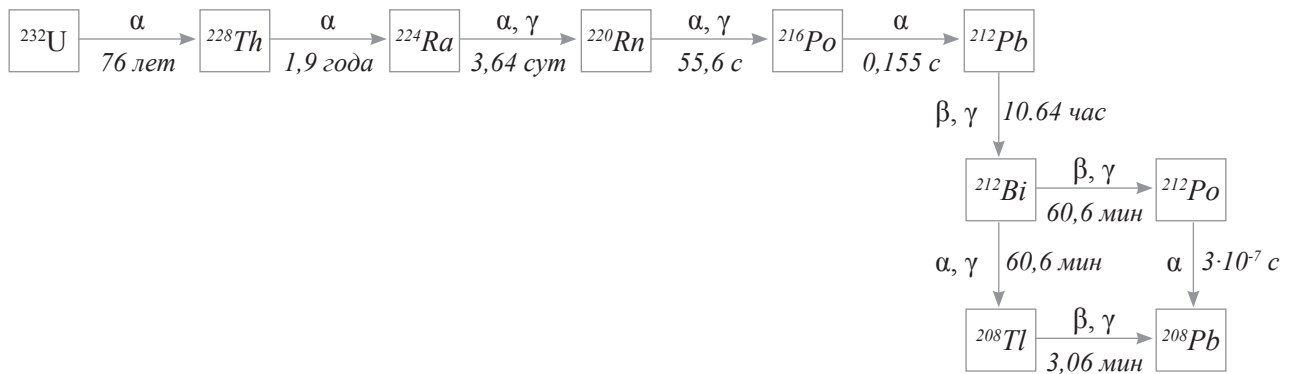


Рис. 1. Цепочка распада <sup>232</sup>U

В 2005 – 2006 гг. на ОАО «МСЗ» было переработано 150 т ГФУ марки «Fm», произведенного ФГУП «СХК» из урана, регенерированного из облученного топлива легководных реакторов PWR и BWR, с глубиной выгорания до 40 МВт·сут/кг [4].

Повышенное содержание <sup>232</sup>U в ГФУ марки «Fm» поставило вопрос о детальном изучении вредного воздействия различных видов излучения на персонал ОАО «МСЗ» на всех этапах производства опытной партии топлива с повышенным содержанием <sup>232</sup>U. Данный вопрос подробно освещался в статье [4].

Обоснование ядерной и радиационной безопасности при обращении с опытной партией ТВС с ПЧИ на Ленинградской АЭС было выполнено в 2005 г. ФГУП «ВНИПИЭТ» в соответствии с техническим заданием ОАО «ТВЭЛ». В рамках программы измерения  $\gamma$ -фона от свежих ТВС и транспортного упаковочного комплекта (ТУК) с РТ (Fm)-топливом на ОАО «МСЗ» 2005 и 2006 гг. были выполнены необходимые измерения мощности доз. Обобщение результатов этих работ предоставило возможность верификации результатов исследования радиационной безопасности обращения со свежим топливом с ПЧИ при подготовке перевода в 2019 г. реакторов РБМК-1000 Ленинградской, Курской и Смоленской АЭС на полномасштабную загрузку топливом с повышенным до ТУ содержанием четных изотопов урана.

Этапы обращения с топливом для Ленинградской, Курской и Смоленской АЭС имеют несущественные отличия, кроме того, также отличаются друг от друга некоторые параметры<sup>4</sup> систем хранения топлива. Данные отличия, как показывают исследования, не вносят значимых изменений

в выводы относительно вопросов радиационной безопасности обращения с топливом, которые оказываются одинаковыми для Ленинградской, Курской и Смоленской АЭС. Учитывая вышесказанное, в данной статье приводятся наиболее консервативные значения дозовых нагрузок без привязки к конкретной АЭС.

Расчеты мощностей доз от свежей ТВС и ТУК (ТК-6С) проводились по ПС «MCNP-4C2», выполняющему расчет переноса  $\gamma$ -излучения методом Монте-Карло и широко применяемому для таких расчетов. Для расчета активности регенерированного топлива в зависимости от времени с момента изготовления топлива использовалось ПС «ORIGEN2.1» [5]. Для верификации результатов расчета активности топлива также использовалось ПС «CHAIN» [6].

Ниже на рис. 2 и 3 приведены модели твэлов и ТВС соответственно, использованные при расчетах радиационной безопасности по ПС «MCNP».

На рис. 4 приведены аксиальное и поперечное сечения расчетной модели ТК-С6, используемого для транспортировки и хранения свежего топлива. Относительно реальной конструкции ТК-С6 сделан ряд упрощений, вносящих дополнительный консерватизм, – отсутствие дистанционирующих ребер, упрощенная геометрия крышки, отсутствие торцевой опоры, что приводит к некоторому завышению расчетных значений мощности дозы от ТУК.

В расчетах были рассмотрены изотопные составы как штатного регенерированного топлива, так и топлива с ПЧИ. Это дает возможность оценить не только конкретные величины мощности доз от ТВС и ТУК, но и определить, насколько возрастает величина мощности дозы в сравнении с ТВС (ТУК) со штатным топливом.

<sup>4</sup> Количество рядов штабелей ТУК в хранилище свежего топлива, разное количество ТВС на стенде развески в помещении подготовки свежего топлива и т. д.

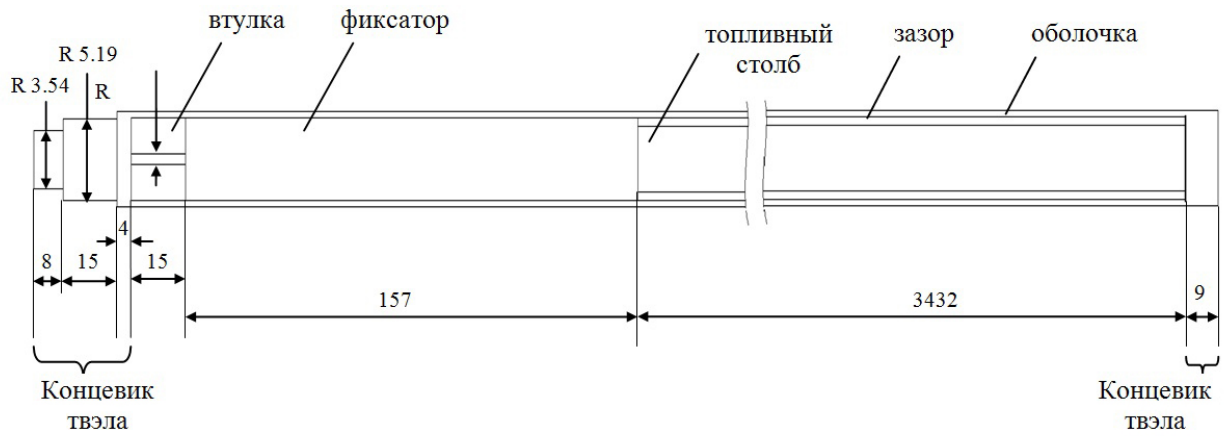


Рис. 2. Модель твэла

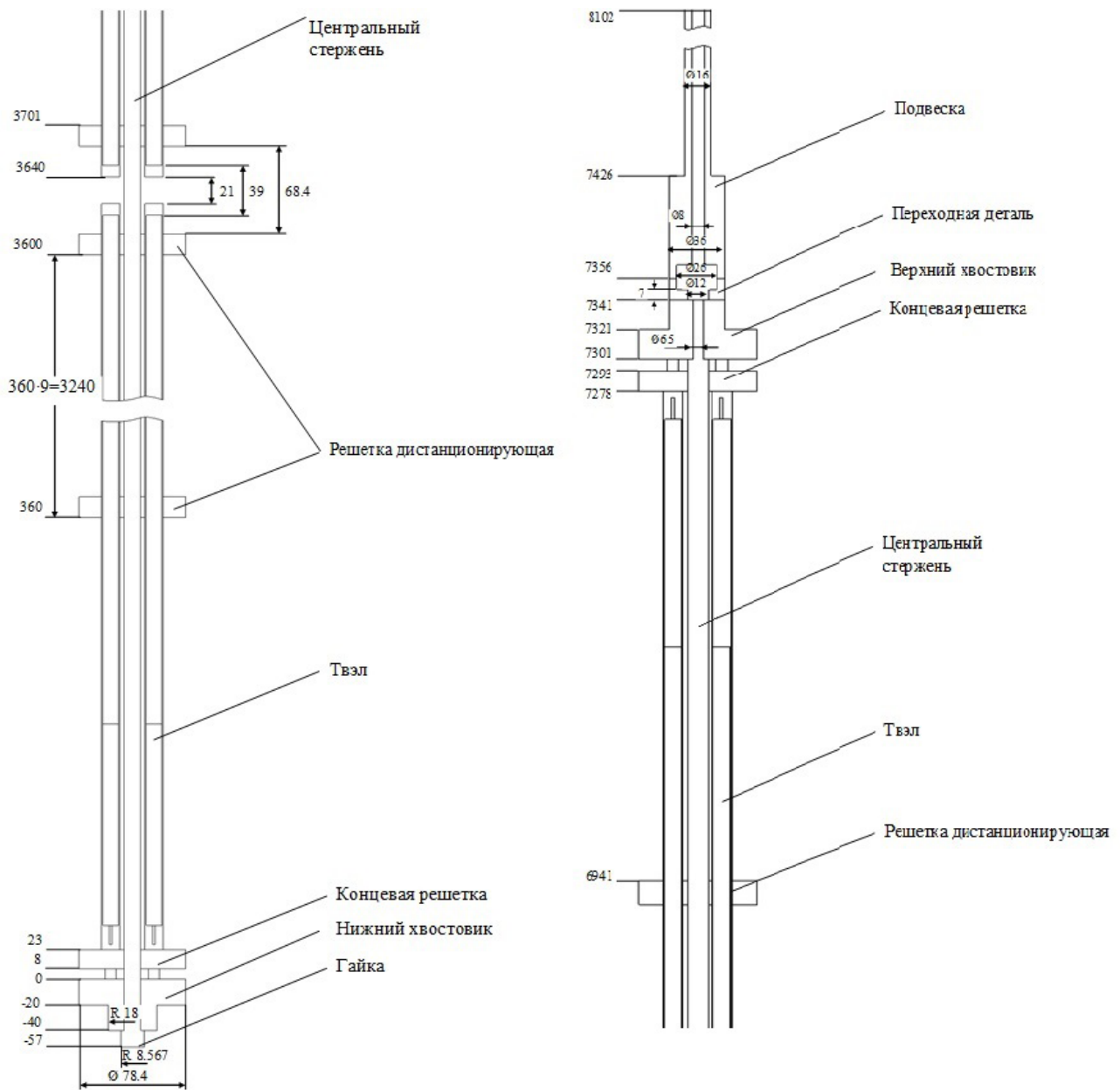


Рис. 3. Модель ТВС – нижняя и верхняя части  
(слева приводятся аксиальные отметки конструктивных элементов)

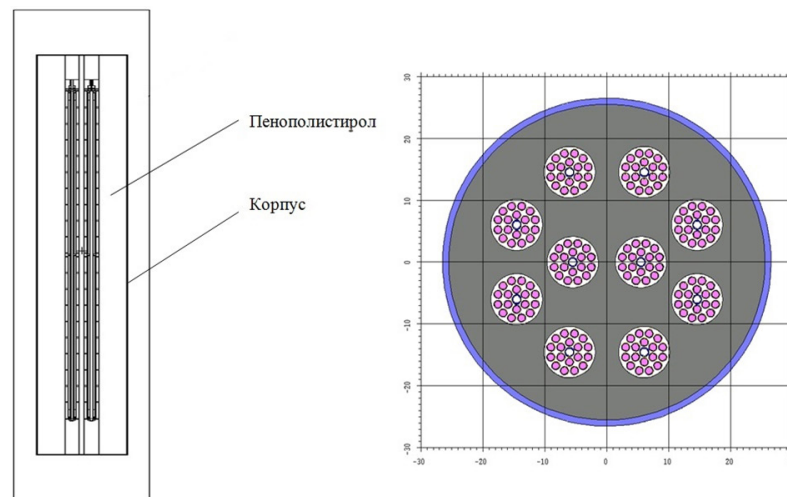


Рис. 4. Аксиальное и поперечное сечения расчетной модели ТУК (ТК-С6)

В расчетной модели вокруг ТВС выделялось 4 радиальные зоны толщиной 1 см с удалением от центральной оси ТВС на 4,42 см (вплотную к ТВС), 53,42 см, 103,42 см и 203,42 см. Для расчета мощности дозы вокруг ТУК выделялось также 4 радиальных зоны толщиной 1 см с удалением от центральной оси модели на 26 см (вплотную к ТУК), 76 см, 126 см и 226 см. В каждой из радиальных зон для ТВС и ТУК выделялось три аксиальных участка высотой 10 см, центры которых совпадали:

с серединой нижнего пучка твэлов (ПТ), серединой ТВС, серединой верхнего ПТ. Статистическая погрешность расчета значений мощности дозы составляла < 1,0 % для доверительного интервала 0,68.

В таблицах 1 и 2 приведены значения мощностей доз от ТВС и ТУК соответственно в зависимости от расстояния для времени выдержки 1 год (значения для топлива с содержанием  $2 \cdot 10^{-7} \%$  и  $5 \cdot 10^{-7} \%$  приводятся с разделителем «/»).

Таблица 1

**Мощность дозы от ТВС с регенерированным топливом с содержанием изотопа  $^{232}\text{U } 2 \cdot 10^{-7} / 5 \cdot 10^{-7} \%$**

Время выдержки, лет	Аксиальная зона	Мощность дозы, мкЗв/час			
		Расстояние от ТВС, м			
		Вплотную	0,5	1,0	2,0
1	Середина нижнего ПТ	57,6 / 125	4,58 / 9,99	2,21 / 4,82	0,94 / 2,05
	Середина ТВС	42,0 / 91,9	4,48 / 9,79	2,28 / 4,99	1,03 / 2,24
	Середина верхнего ПТ	57,8 / 126	4,56 / 9,96	2,21 / 4,81	0,95 / 2,06

Таблица 2

**Мощность дозы от ТУК, загруженного до своей проектной вместимости ТВС с регенерированным топливом с содержанием изотопа  $^{232}\text{U } 2 \cdot 10^{-7} / 5 \cdot 10^{-7} \%$**

Время выдержки, лет	Аксиальная зона	Мощность дозы, мкЗв/час			
		Расстояние от ТВС, м			
		Вплотную	0,5	1,0	2,0
1	Середина нижнего ПТ	43,0 / 96,0	13,04 / 29,0	7,39 / 16,4	3,55 / 7,91
	Середина ТВС	38,9 / 86,5	12,8 / 28,6	7,6 / 16,9	3,92 / 8,77
	Середина верхнего ПТ	43,8 / 97,3	13,0 / 29,0	7,4 / 16,5	3,55 / 7,93

Обращает на себя внимание разная зависимость мощности дозы от расстояния для ТВС и ТУК, этот факт имеет довольно простое объяснение – мощность дозы на определенном расстоянии от источника сильно зависит от габаритных размеров источника. В случае цилиндрического источника (если его высота намного больше его радиуса) падение мощности дозы при удалении от источника будет сильно зависеть от его радиуса. Учитывая, что ТУК имеет радиус 26 см, а ТВС ~ 4см, мощность дозы от ТУК будет медленнее спадать с расстоянием.

На рис. 5 и 6 приведены зависимости мощности дозы от времени выдержки для ТВС и ТУК соответственно (содержание  $^{232}\text{U}$   $5 \cdot 10^{-7}$  %). Зависимости приведены для двух аксиальных точек, соответствую-

ющих середине ПТ и середине ТВС, и радиальной точки вплотную к ТВС и ТУК.

Расчетные исследования, на основе которых строился материал для данной статьи, показали, что мощность дозы для времени выдержки топлива 1 год на 83 % определяется изотопами цепочки распада  $^{232}\text{U}$ , порядка 15 % приходится на изотоп  $^{234\text{m}}\text{Pa}$ , образующийся из цепочки распада  $^{238}\text{U}$ . В доле мощности дозы, приходящейся на цепочку распада  $^{232}\text{U}$ , изотоп, вносящий основной вклад, – это  $^{208}\text{Tl}$  (~ 90 %), некоторый вклад в мощность дозы вносят  $^{212}\text{Bi}$  (~ 10 %) и  $^{212}\text{Pb}$  (~ 1 %). Очевидно, что для больших времен выдержки вклад в мощность дозы от  $^{234\text{m}}\text{Pa}$  снижается до тех пор, пока мощность дозы от РН цепочки распада  $^{232}\text{U}$  не выйдет на насыщение.

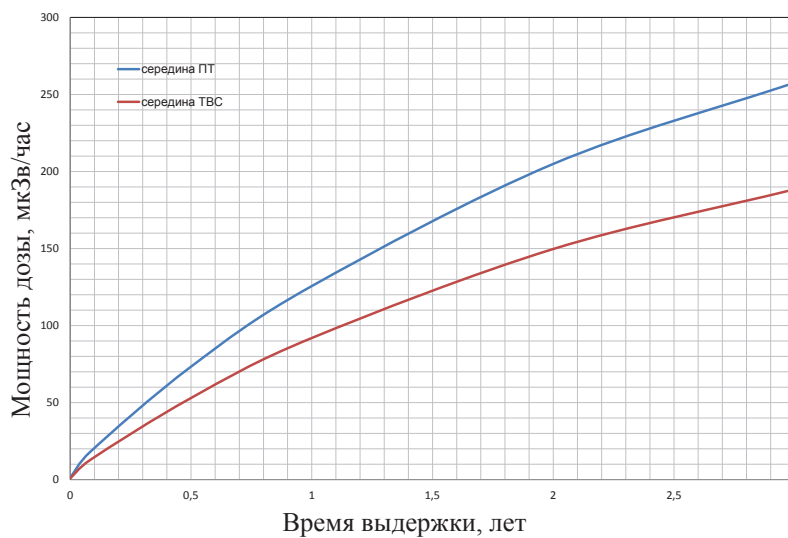


Рис. 5. Мощность дозы на расстоянии 4,42 см от центра ТВС (вплотную к ТВС) для аксиальных зон центра ПТ и центра ТВС в зависимости от времени выдержки

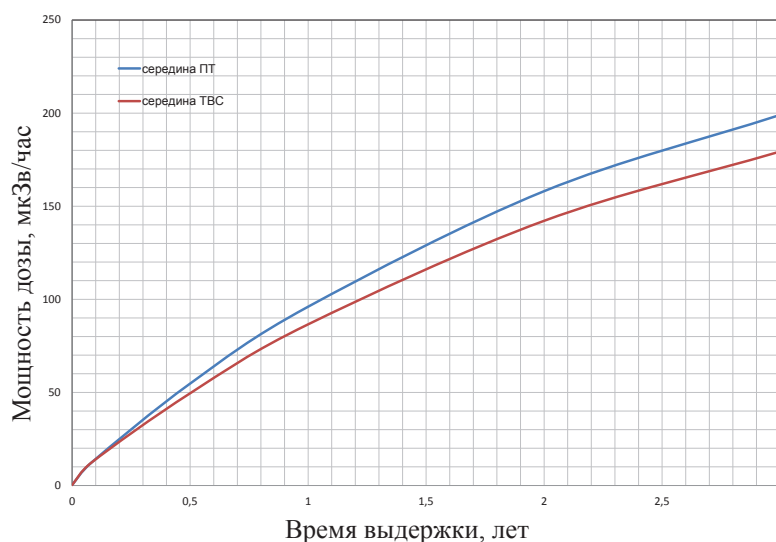


Рис. 6. Мощность дозы на расстоянии 26 см от центра ТУК (вплотную к ТУК) для аксиальных зон центра ПТ и центра ТВС в зависимости от времени выдержки

В рамках программы измерения  $\gamma$ -фона от свежих ТВС на ОАО «МСЗ» были получены экспериментальные значения мощностей доз для малого времени выдержки ( $\sim 0,1$  года). Для ТУК измерения мощности дозы проводились как для времени выдержки 0,1 года, так и для времени выдержки 1 год. Малые времена выдержки не представляют интереса в рамках данной статьи. В таблице 3 приводится сравнение измеренных на ОАО «МСЗ» и расчетных значений мощностей доз от ТУК для времени выдержки 1 год.

- Мощность дозы от одной свежей ТВС (для времени выдержки 1 год) вплотную составляет  $\sim 125$  мкЗв/ч по  $\gamma$ -излучению, на расстоянии 1 м от ТВС мощность дозы не превысит  $\sim 10$  мкЗв/ч. Максимальная мощность дозы (для времени выдержки 1 год) на поверхности упаковки (ТУК) составляет  $\sim 100$  мкЗв/ч по  $\gamma$ -излучению, на расстоянии 1 м от поверхности упаковки мощность дозы не превышает  $\sim 25$  мкЗв/ч.
- Переход на топливо с повышенным содержанием изотопа  $^{232}\text{U}$  ( $5 \cdot 10^{-7}$  %) повышает мощность

Таблица 3

### Сравнение измеренных и расчетных значений мощности дозы от ТУК для времени выдержки 1 год

Расстояние от ТУК, см	Измеренная мощность дозы, мкЗв/час	Рассчитанная мощность дозы (1 год), мкЗв/час
Вплотную	101	97,3
100	22	16,5
200	11	7,93

Как можно видеть из данных таблицы 3, расчетные и измеренные значения мощностей дозы в целом показывают удовлетворительное совпадение.

Радиационная безопасность, согласно п. 3.4 из [1], при хранении, перегрузке, транспортировке ЯТ регламентируется Основными санитарными правилами работы с радиоактивными веществами [7], Санитарными нормами предприятий и установок атомной промышленности [8], Нормами радиационной безопасности [9], а также Санитарными правилами проектирования и эксплуатации атомных электростанций [10]. В соответствии с требованием, приведенным в [9], предел дозовой нагрузки на персонал группы А, то есть лиц, непосредственно работающих с техногенными источниками излучения, составляет 20 мЗв/год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв за год. Эксплуатирующей организацией ОАО «Концерн Росэнергоатом» в соответствии с приказом Генерального директора ОАО «Концерн Росэнергоатом» № 1578 от 29.11.2010 установлен дополнительный контрольный уровень дозы облучения персонала 18 мЗв/год, который не должен превышать.

Ниже приводятся основные выводы, к которым пришли авторы статьи в результате проведенного расчетного исследования мощностей доз от ТВС и ТУК, а также расчетный анализ дозовых нагрузок на персонал, работающий со свежим топливом.

дозы от ТВС/ТУК по отношению к штатному топливу (с содержанием  $^{232}\text{U}$   $2 \cdot 10^{-7}$  %) в 2 – 2,5 раза. Как следствие повышаются дозовые нагрузки на персонал, работающий со свежим топливом. Наибольшие дозовые нагрузки в системах хранения и обращения со свежим топливом на АЭС с реакторами РБМК получает персонал склада свежего топлива. Для времени выдержки топлива 1 год доза, которую получит персонал, обслуживающий склад свежего топлива на операциях по приемке и выдаче топлива, составит  $\sim 10$  мЗв/год. Для времени выдержки 1 год на всех этапах обращения со свежим регенерированным уран-эргиевым топливом с повышенным содержанием четных изотопов урана (с содержанием  $^{232}\text{U}$   $5 \cdot 10^{-7}$  %) требования нормативных документов по ограничению облучения выполняются с запасом.

- Мощность дозы от ТВС и ТУК сильно зависит от времени выдержки. При времени выдержки 3 года доза облучения персонала склада свежего топлива приблизится к нормативной величине только на операциях приемки и выдачи свежего топлива, несмотря на незначительное время, затрачиваемое на данные операции. Таким образом, для поддержания доз облучения персонала ниже дозового предела время с момента изготовления обогащенного ГФУ до момента загрузки топлива в реактор не должно превышать 3 года.

Подводя итог вышесказанному, представляется крайне важной задача минимизации времени всех производственных и транспортно-технологических операций со свежим топливом и сырьем, используемым для его изготовления. С учетом введенной на АЭС системы зонирования помещений хранения свежего топлива при размещении в нем ТУК

с ТВС ПЧИ должно быть отнесено ко второй зоне (помещения временного пребывания персонала) в соответствии с [7, 10]. Кроме того, для топлива с повышенным содержанием четных изотопов урана, возможно, потребуется корректировка установленного в настоящее время предельного срока хранения ТВС РБМК-1000, который составляет 4 года.

### Список литературы

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии. НП-061-05. Утверждены постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30.12.2005 № 23. М., Ростехнадзор.
2. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 4C. Ed. J. F. Briesmeister, LA-13709-M, 2000.
3. Аттестационный паспорт программного средства STEPAN-3, регистрационный номер 453 от 24.10.2018. Ростехнадзор.
4. Кислов А. И., Титов А. А., Дмитриев А. М., Синцов А. Е., Романов А. В. Радиационные аспекты использования регенерированного урана на ОАО МСЗ при производстве ядерного топлива // Ядерная и радиационная безопасность, специальный выпуск, 2012.
5. ORIGEN 2.1 - Isotope Generation and Depletion Code - Matrix Exponential Method, ORNL, RSIC Computer Code Collection, CCC-371, August 1996.
6. Программа расчета изотопного состава и радиационных характеристик – CHAIN. – Отчет РНЦ КИ, №33-05/03 от 24.02.05.
7. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010). СП 2.6.1.2612-10. Утверждены постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 26 апреля 2010 года № 40. – М., Минздрав РФ, 2010.
8. СанПиН 2.6.1.07-03 «Гигиенические требования к проектированию предприятий и установок атомной промышленности (СПП ПУАП-03)». Утверждены постановлением главного государственного санитарного врача РФ от 4 февраля 2003 г. № 6.
9. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). СанПиН 2.6.1.2523-09. Утверждено постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 07.07.2009 № 47. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009.
10. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03). СанПиН 2.6.1.24-03. Утверждены Главным государственным санитарным врачом Российской Федерации, Первым заместителем министра здравоохранения Российской Федерации Г. Г. Онищенко 22.04.2003. – М. Минздрав РФ, 2003.

### References

1. Federal Safety Regulations in the Field of the Use of Atomic Energy. Safety Rules for Storage and Transportation of Nuclear Fuel at Nuclear Facility. NP-061-05. Endorsed by the Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service Order № 23 of 30.12.2005. M., Rostekhnadzor.
2. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 4C. Ed. by J. F. Briesmeister, LA-13709-M, 2000.
3. ‘STEPAN-3’ Code Certificate № 453 of 24.10.2018. Rostekhnadzor.
4. A. I. Kislov, A. A. Titov, A. M. Dmitriev, A. E. Sintsov, A. V. Romanov. Radiological Aspects of Using Recovered Uranium for Nuclear Fuel Fabrication at the JSC ‘Mashinostroitelnny Zavod’. Nuclear and Radiological Safety, special issue, 2012.



5. ORIGEN 2.1 – Isotope Generation and Depletion Code - Matrix Exponential Method, ORNL, RSIC Computer Code Collection, CCC-371, August 1996.
6. ‘CHAIN’ Software for Calculation of Isotopic Composition and Radiation Characteristics. RRC KI Report №33-05/03 of 24.02.05.
7. Basic Sanitary Rules for Radiological Safety (OSPORB 99/2010). SP 2.6.1.2612-10. Approved by the RF Chief State Health Officer Order № 40 of April 26, 2010. M., RF Minzdrav, 2010.
8. SanPiN 2.6.1.07-03 ‘Health Requirements for Designing Nuclear Enterprises and Facilities’ (SPP PUAP-03). Approved by the RF Chief State Health Officer Order № 6 of February 4, 2003.
9. Radiation Safety Standards (NRB-99/2009). SanPiN 2.6.1.2523-09. Approved by the RF Chief State Health Officer Order № 47 of 07.07.2009. M., Federal Center for Hygiene and Epidemiology with Rospotrebnadzor, 2009.
10. Sanitary Rules for Design and Operation of Nuclear Plants (SP AS-03). SanPiN 2.6.1.24-03. Approved by the Chief State Health Officer of the Russian Federation, First Deputy Minister of Health of the Russian Federation G.G. Onishchenko on 22.04.2003. M., RF Minzdrav, 2003.

