

УДК 621.039.58

## ПРИМЕНЕНИЕ ВЕРОЯТНОСТНОЙ МОДЕЛИ ПРОЦЕССА ВЫГРУЗКИ ИЗ ЭНЕРГБЛОКОВ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ДЛЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ЗАПАСЕННОЙ РАДИОАКТИВНОСТИ ПРИ СНЯТИИ С ЭКСПЛУАТАЦИИ ИГНАЛИНСКОЙ АЭС

Горбачева Н.В., к.т.н., Скурат В.В., к.т.н., Кулич Н.В.

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
НАН Беларуси

*Обсуждаются вопросы обеспечения радиационной безопасности процедуры снятия с эксплуатации атомной электростанции. В случае ядерно- и радиационно-опасных технологий нарушение ритма технологического процесса создает угрозу аварийных ситуаций, сопряженную с высокими дозами облучения. Поэтому наиболее адекватной моделью технологии обращения с радиоактивными отходами высокого уровня являются дискретные вероятностные процессы, в которых интервалы выполнения отдельных операций являются случайными переменными. В настоящей работе разработана имитационная модель процесса выгрузки из энергоблоков АЭС отработавшего ядерного топлива и перемещения его в промежуточное хранилище на технологической площадке АЭС. Модель использована для получения количественных оценок запаса радионуклидов и оценки активности топлива 16 800 отработавших топливных сборок реакторов РБМК-1500 Игналинской АЭС при длительном хранении.*

(Материал статьи доложен на Международной научно-практической конференции «Инновационные технологии защиты от чрезвычайных ситуаций», Минск, 2008 г.)

(Поступила в редакцию 23 марта 2009 г.)

### Введение

Последние годы серьезную озабоченность природоохранных органов и правительства Республики Беларусь вызывают планы строительства в Литве технологических объектов по переработке и хранению радиоактивных отходов (РАО) и промежуточного хранилища отработавшего ядерного топлива (ПХОЯТ) Игналинской АЭС. Так, на площадке, расположенной на расстоянии около 10 км от границы с Беларусью, будет сооружено промежуточное хранилище отработавшего ядерного топлива вместимостью 2500 т  $UO_2$ . Планируемая хозяйственная деятельность будет выполняться на двух площадках: в помещениях на энергоблоках ИАЭС, где отработавшее ядерное топливо будет надлежащим образом обработано и загружено в контейнеры, и на площадке нового объекта хранения – ПХОЯТ. Реактор первого энергоблока остановлен в 2006 г., а к 2010 году будет остановлен и второй энергоблок ИАЭС. Упаковка, загрузка и транспортировка отработавшего ядерного топлива с энергоблоков ИАЭС в ПХОЯТ начнутся в 2009 г. К концу 2015 года все отработавшее ядерное топливо должно будет извлечено из бассейнов выдержки ИАЭС и размещено в ПХОЯТ. Этап эксплуатации завершится до конца 2065 г. В ходе выполнения планируемой хозяйственной деятельности в последующем предусматривается загрузка на энергоблоках в контейнеры около 16 800 отработавших тепловыделяющих сборок (ТВС) РБМК-1500. После загрузки в контейнеры типа CONSTOR<sup>®</sup> RBMK1500/M2 топливо будет перевезено в новое ПХОЯТ для подготовки к хранению и долгосрочного промежуточного хранения на срок предположительно 100 лет.

Обращение с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами, образовавшимися при снятии с эксплуатации АЭС, представляет собой сложную техническую проблему, включающую операции разгрузки реакторов и бассейнов выдержки от отработавшего ядерного топлива и последующий демонтаж облученного оборудования энергоблоков. Основное положение обеспечения экологической безопасности этого процесса состоит в том, что уровень экологической безопасности его не должен быть ниже уровня, соответствующего нормальной эксплуатации АЭС [1].

Следует отметить, что радиоактивность облученных конструкций АЭС со сложной геометрией достаточно сложно оценить, неопределенность в этих данных, а, следовательно, и в оценке дозы облучения при обращении с РАО, может быть весьма высокой. Существенной задачей в плане совершенствования стратегии обращения с РАО и ОЯТ при снятии с эксплуатации АЭС является прогнозирование запасенной радиоактивности отработавшего ядерного топлива.

Цель данной работы состояла в изучении перспективных методов анализа радиационной безопасности в технологии снятия с эксплуатации АЭС, разработке имитационной модели и проведении расчетных исследований уровня активности отработавшего ядерного топлива, перемещаемого на длительное хранение в ПХОЯТ ИАЭС.

### Методика исследований

Наиболее предпочтительным подходом к анализу сложных процессов являются процедуры системного анализа с применением имитационного моделирования. В качестве математической модели для создания рациональной организационной структуры технологического процесса используются сетевые модели [2, 3]. При моделировании реального технологического процесса вполне возможны нарушения выполнения технологического цикла, что приводит к случайным отклонениям во времени от графика. В случае ядерно- и радиационноопасных технологий нарушение ритма технологического процесса создает угрозу аварийных ситуаций, сопряженную с высокими дозами облучения персонала. Поэтому наиболее адекватными моделями технологий обращения с ОЯТ являются дискретные вероятностные процессы, в которых интервалы выполнения отдельных операций являются случайными переменными [4]. Эти методы целесообразно использовать при создании конструктивного математического аппарата для анализа радиационной безопасности технологических процессов при обращении с радиоактивными отходами АЭС.

В данной работе в качестве первого шага при создании имитационной модели технологического процесса снятия с эксплуатации АЭС с реакторами типа РБМК разработана вероятностная модель процесса выгрузки ОТВС для размещения их на длительное хранение. В принципе, момент выгрузки  $t_n$ , как и некоторые другие характеристики каждой из  $N$  ОТВС, содержатся в архивных данных на атомной станции. Однако в данном исследовании, что существенно, сведения о сроках облучения в реакторе по каждой ОТВС из числа наработанных за весь период эксплуатации неизвестны, а имеется информация лишь о временных рамках, определяющих интервал  $[t_A, t_B]$ , где  $t_A$  – момент выгрузки первой ОТВС,  $t_B$  – момент выгрузки последней ОТВС, выгружаемой из реактора при снятии с его эксплуатации АЭС. При этом учитывалась такая специфика облучения ядерного топлива в реакторах РБМК, как возможность непрерывной перегрузки топлива без останова реактора с частотой 1–2 перегрузочных операции в сутки [5]. В условиях неопределенности момент выгрузки  $n$ -ой ОТВС  $t_n$  является случайной величиной на интервале  $[t_A, t_B]$ . Следовательно, случайной величиной будет параметр  $\Theta_s = t_p - t_n$  – длительность выдержки ОТВС, и зависящая от него активность  $r$ -го радионуклида в  $n$ -ой ОТВС  $A^r_n(t_p - t_n)$  в интересующий момент времени  $t_p$ .

Алгоритм расчета активности массы отработавшего ядерного топлива состоит в следующем. При известном радионуклидом составе и активности  $r$ -го радионуклида в выгружаемой ОТВС  $A^r(t_n)$  в начальный момент  $t_n$ , полагая его случайным, рассчитывается активность радионуклида в интересующий момент времени  $t_p$  в  $n$ -ом ОТВС в зависимости от случайного параметра  $\Theta_s$  и константы радиоактивного распада  $\lambda_r$ . Затем выполняется суммирование активности по всему перечню образовавшихся радионуклидов  $R$  и всему количеству отработавших топливных сборок  $N$  по следующей формуле:

$$A(t_p) = \sum_{n=1}^N \sum_{r=1}^R A^r_n(t_p - t_n) = \sum_{n=1}^N \sum_{r=1}^R \left[ A^r(t_n) \cdot \exp\left(-\frac{\ln 2}{T_{1/2}^r} (t_p - t_n)\right) \right], \quad (1)$$

где  $T_{1/2}^r = \ln 2 / \lambda_r$  – период полураспада  $r$ -го нуклида.

Учитывая, что запасы отработавшего ядерного топлива АЭС при снятии ее с эксплуатации исчисляются десятками тысяч топливных сборок, в условиях неопределенности по срокам выгрузки из активной зоны оценка суммарной активности всей массы отработавшего ядерного топлива является непростой задачей. Для ее решения нами разработана вероятностная модель процесса, считая, что наиболее подходящей идеализацией технологического процесса выгрузки отработавших топливных сборок из реакторов РБМК будет Марковский процесс с дискретными состояниями и непрерывным временем [3]. Для формализации процесса формирования запасов ОЯТ в хранилище использован метод статистического моделирования Монте-Карло, с помощью которого реальная последовательность моментов выгрузки ОТВС моделируется равномерной случайной выборкой значений на интервале  $[t_A, t_B]$ . С помощью уравнения (1) строим соответствующую выборку  $A(\Theta_s)$ . Размер выборки принимает значение  $N$ , равное числу ОТВС, наработанных на АЭС. Вышеизложенные идеи реализованы на языке FORTRAN в виде программного модуля *CUB*.

## Результаты

Вероятностная модель адаптирована к технологическому процессу выгрузки ОТВС из реакторов РБМК1500, установленных на энергоблоках № 1 и 2 ИАЭС, а также размещения в ПХОЯТ.

Данные по отработавшему топливу при снятии с эксплуатации энергоблоков №1 и 2 ИАЭС по обогащению  $^{235}\text{U}$  и глубине выгорания даны в отчете «Промежуточное хранение ОЯТ РБМК с блоков 1 и 2 Игналинской АЭС» (Отчет по ОВОС. Литовский энергетический институт, вып. 2, версия 3, 16 ноября 2006 г.). Технические характеристики отработавших топливных сборок ИАЭС, количество и сроки выгрузки ОТВС приведены в таблице 1, где представлены данные для стандартного топлива с 2 %-ным обогащением и усовершенствованного топлива с более высоким обогащением – 2,4 и 2,8 % по  $^{235}\text{U}$ , использованного на энергоблоках № 1 и 2 ИАЭС [6]. Количество ОТВС, наработанных на энергоблоках № 1 и 2 ИАЭС, равно 16 800 единиц. Данные по начальному радионуклидному составу и активности выгружаемого из РБМК1500 ядерного топлива с обогащением 2 % по  $^{235}\text{U}$ , были получены авторами методом математического моделирования по программе *DECA* [7]. При сопоставлении полученных данных с результатами Литовского энергетического института (ЛЭИ) в общей части перечня радионуклидов, приведенного в таблице 2, сделан вывод о высокой достоверности результатов моделирования по программе *DECA*. Это дало нам возможность расширить перечень радиационно-опасных радионуклидов, в частности, нами оценены активности  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{155}\text{Eu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{236}\text{U}$ .

Таблица 1 – Технические характеристики отработавших топливных сборок, облученных в реакторах РБМК1500 ИАЭС

Технические характеристики	Энергоблок					
	№ 1	№ 2	№ 1	№ 2	№ 1	№ 2
Количество ОТВС и сроки выгрузки	~6000 ед. 1986–1998	~2900 ед. 1990–1997	~1100 ед. 2000–2005	~2400 ед. 1998–2010	~1400 ед. 2002–2005	~3000 ед. 2001–2010
Обогащение по $\text{U}^{235}$ , %	2,0	2,1	2,4		2,6	2,8
Количество ОТВС	8500	400	3500		2000	2400
Среднее выгорание, МВт-сут/кг U	1900	1700	2500		2700	3000
Масса урана в ОТВС, кг	111,20 ± 1,60				111,08 ± 1,60	

Таблица 2 – Активность радионуклидов в ОТВС (длительность выдержки топлива 5 лет): расчет по программе DECA в сопоставлении с данными, полученными в Литовском энергетическом институте (ЛЭИ)

Радионуклиды		Активность, Бк/ТВС		
		Программа DECA Обогащение 2 %, выгорание 2573 МВт·сут/ТВС	Данные ЛЭИ:	
			Обогащение 2 %, выгорание 2504 МВт·сут/ТВС	Обогащение 2,8 %, выгорание 3268 МВт·сут/ТВС
<sup>3</sup> T	12,34 года	1,206·10 <sup>12</sup>	–	–
<sup>85</sup> Kr	10,74 года	2,31·10 <sup>13</sup>	2,24·10 <sup>13</sup>	1,01·10 <sup>8</sup>
<sup>93</sup> Zr	1,5·10 <sup>6</sup> года	5,3·10 <sup>9</sup>	5,12·10 <sup>8</sup>	2,49·10 <sup>10</sup>
<sup>93m</sup> Nb	13,6 года	7,67·10 <sup>8</sup>	9,41·10 <sup>8</sup>	1,25·10 <sup>14</sup>
<sup>94</sup> Nb	2·10 <sup>4</sup> лет	2,6·10 <sup>5</sup>	2,21·10 <sup>10</sup>	2,93·10 <sup>13</sup>
<sup>90</sup> Sr	28,5 лет	1,91·10 <sup>14</sup>	1,84·10 <sup>14</sup>	2,47·10 <sup>14</sup>
<sup>90</sup> Y	61,4 ч	1,91·10 <sup>14</sup>	1,85·10 <sup>14</sup>	2,47·10 <sup>14</sup>
<sup>90m</sup> Y	3,19 ч	1,91·10 <sup>14</sup>	–	–
<sup>99</sup> Tc	2·10 <sup>5</sup> лет	4,0·10 <sup>14</sup>	–	–
<sup>106</sup> Ru	368 сут	4,53·10 <sup>13</sup>	4,94·10 <sup>13</sup>	5,09·10 <sup>13</sup>
<sup>106</sup> Rh	29,9 с	4,53·10 <sup>13</sup>	4,94·10 <sup>13</sup>	5,09·10 <sup>13</sup>
<sup>106m</sup> Rh	132 мин	4,53·10 <sup>13</sup>	–	–
<sup>125</sup> Sb	2,77 года	5,64·10 <sup>13</sup>	6,52·10 <sup>13</sup>	7,43·10 <sup>12</sup>
<sup>125m</sup> Te	58 сут	5,64·10 <sup>13</sup>	–	–
<sup>129</sup> I	1,6 10 <sup>7</sup> лет	9,1·10 <sup>7</sup>	1,12·10 <sup>8</sup>	1,45·10 <sup>8</sup>
<sup>134</sup> Cs	2,062 года	6,81·10 <sup>13</sup>	5,77·10 <sup>13</sup>	7,95·10 <sup>13</sup>
<sup>135</sup> Cs	2,3·10 <sup>6</sup> лет	9,21·10 <sup>8</sup>	–	–
<sup>137</sup> Cs	30 л	2,82·10 <sup>14</sup>	2,67·10 <sup>14</sup>	3,44·10 <sup>14</sup>
<sup>137m</sup> Ba	153 с	2,82·10 <sup>14</sup>	2,67·10 <sup>14</sup>	3,44·10 <sup>14</sup>
<sup>144</sup> Ce	284 сут	3,04·10 <sup>13</sup>	3,34·10 <sup>13</sup>	3,55·10 <sup>13</sup>
<sup>144</sup> Pr	17,3 мин	3,04·10 <sup>13</sup>	3,34·10 <sup>13</sup>	3,55·10 <sup>13</sup>
<sup>144m</sup> Pr	7,2 мин	3,04·10 <sup>13</sup>	–	–
<sup>147</sup> Pm	2,6 года	1,27·10 <sup>13</sup>	1,42·10 <sup>14</sup>	1,63·10 <sup>14</sup>
<sup>154</sup> Eu	8,5 лет	1,82·10 <sup>13</sup>	6,95·10 <sup>12</sup>	9,64·10 <sup>12</sup>
<sup>154m</sup> Eu	46,0 мин	1,82·10 <sup>13</sup>	–	–
<sup>155</sup> Eu	4,96 лет	5,67·10 <sup>12</sup>	3,2·10 <sup>12</sup>	4,11·10 <sup>12</sup>
<sup>236</sup> U	7,03·10 <sup>8</sup> лет	0,704·10 <sup>9</sup>	–	–
<sup>237</sup> Np	2,14·10 <sup>6</sup> лет	5,2·10 <sup>8</sup>	4,3·10 <sup>8</sup>	6,90·10 <sup>8</sup>
<sup>238</sup> Pu	87,75 лет	2,97·10 <sup>12</sup>	3,04·10 <sup>12</sup>	5,09·10 <sup>12</sup>
<sup>239</sup> Pu	24380 лет	6,33·10 <sup>11</sup>	6,37·10 <sup>11</sup>	6,82·10 <sup>11</sup>
<sup>240</sup> Pu	6537 лет	1,87·10 <sup>12</sup>	1,82·10 <sup>12</sup>	1,96·10 <sup>12</sup>
<sup>241</sup> Pu	14,54 года	1,99·10 <sup>14</sup>	2,16·10 <sup>14</sup>	2,48·10 <sup>14</sup>
<sup>242</sup> Pu	3,87·10 <sup>5</sup> лет	7,02·10 <sup>9</sup>	–	–
<sup>241</sup> Am	433 года	1,77·10 <sup>12</sup>	2,23·10 <sup>12</sup>	2,62·10 <sup>12</sup>
<sup>242m</sup> Am	152 года	9,32·10 <sup>9</sup>	8,89·10 <sup>9</sup>	1,29·10 <sup>10</sup>
<sup>243</sup> Am	7400 лет	4,07·10 <sup>10</sup>	4,26·10 <sup>10</sup>	6,03·10 <sup>10</sup>
<sup>242</sup> Cm	163 сут	5,23E+09	5,15·10 <sup>10</sup>	6,94·10 <sup>10</sup>
<sup>243</sup> Cm	30 лет	3,73·10 <sup>10</sup>	2,11·10 <sup>10</sup>	3,15·10 <sup>10</sup>
<sup>244</sup> Cm	18,1 лет	1,63·10 <sup>12</sup>	2,87·10 <sup>12</sup>	4,82·10 <sup>12</sup>

Приведенные выше данные использованы для расчетов методом статистического моделирования на основе процедур Монте-Карло по программе CUB. Результаты прогноза, показывающие суммарную активность топлива и вклад в активность наиболее опасных радионуклидов по топливу, облученному на ЭБ № 1 и ЭБ № 2, приведены в таблице 3.

Таблица 3 – Вклад в активность топлива с различным обогащением наиболее опасных радионуклидов на промежуточном этапе хранения 2010–2114 гг., Бк

Радио- нуклид	Энергоблок № 1		Энергоблок № 2	
	Обогащение топлива 2,0% по $^{235}\text{U}$			
	2010 г.	2114 г.	2010 г.	2114 г.
1	2	3	4	5
$^{241}\text{Pu}$	$0,654 \cdot 10^{18}$	$0,458 \cdot 10^{16}$	$0,335 \cdot 10^{18}$	$0,235 \cdot 10^{16}$
$^{241}\text{Am}$	$0,304 \cdot 10^{17}$	$0,448 \cdot 10^{17}$	$0,141 \cdot 10^{17}$	$0,217 \cdot 10^{17}$
$^{240}\text{Pu}$	$0,112 \cdot 10^{17}$	$0,111 \cdot 10^{17}$	$0,541 \cdot 10^{16}$	$0,535 \cdot 10^{16}$
$^{238}\text{Pu}$	$0,164 \cdot 10^{17}$	$0,723 \cdot 10^{16}$	$0,804 \cdot 10^{16}$	$0,353 \cdot 10^{16}$
$^{239}\text{Pu}$	$0,3796 \cdot 10^{16}$	$0,378 \cdot 10^{16}$	$0,183 \cdot 10^{16}$	$0,183 \cdot 10^{16}$
$^{244}\text{Cm}$	$0,601 \cdot 10^{16}$	$0,112 \cdot 10^{15}$	$0,306 \cdot 10^{16}$	$0,570 \cdot 10^{14}$
$^{90}\text{Sr}$	$0,840 \cdot 10^{18}$	$0,669 \cdot 10^{17}$	$0,419 \cdot 10^{18}$	$0,334 \cdot 10^{17}$
$^{137}\text{Cs}$	$0,126 \cdot 10^{19}$	$0,115 \cdot 10^{18}$	$0,629 \cdot 10^{18}$	$0,577 \cdot 10^{15}$
$^{99}\text{Tc}$	$0,240 \cdot 10^{15}$	$0,240 \cdot 10^{15}$	$0,116 \cdot 10^{15}$	$0,116 \cdot 10^{15}$
$^{129}\text{I}$	$0,546 \cdot 10^{12}$	$0,546 \cdot 10^{12}$	$0,264 \cdot 10^{12}$	$0,264 \cdot 10^{12}$
$^{135}\text{Cs}$	$0,552 \cdot 10^{13}$	$0,552 \cdot 10^{13}$	$0,267 \cdot 10^{13}$	$0,267 \cdot 10^{13}$
$^{125}\text{Sb}$	$0,185 \cdot 10^{16}$	$0,923 \cdot 10^{04}$	$0,103 \cdot 10^{16}$	$0,515 \cdot 10^{04}$
$^{154}\text{Eu}$	$0,392 \cdot 10^{17}$	$0,814 \cdot 10^{13}$	$0,208 \cdot 10^{17}$	$0,432 \cdot 10^{13}$
$^{155}\text{Eu}$	$0,379 \cdot 10^{16}$	$0,805 \cdot 10^8$	$0,211 \cdot 10^{16}$	$0,448 \cdot 10^8$
Обогащение топлива 2,4% по $^{235}\text{U}$				
$^{241}\text{Pu}$	$0,195 \cdot 10^{18}$	$0,137 \cdot 10^{16}$	$0,462 \cdot 10^{18}$	$0,325 \cdot 10^{16}$
$^{241}\text{Am}$	$0,313 \cdot 10^{16}$	$0,834 \cdot 10^{16}$	$0,561 \cdot 10^{16}$	$0,182 \cdot 10^{17}$
$^{240}\text{Pu}$	$0,205 \cdot 10^{16}$	$0,203 \cdot 10^{16}$	$0,448 \cdot 10^{16}$	$0,444 \cdot 10^{16}$
$^{238}\text{Pu}$	$0,327 \cdot 10^{16}$	$0,144 \cdot 10^{16}$	$0,724 \cdot 10^{16}$	$0,318 \cdot 10^{16}$
$^{239}\text{Pu}$	$0,696 \cdot 10^{15}$	$0,694 \cdot 10^{15}$	$0,152 \cdot 10^{16}$	$0,151 \cdot 10^{16}$
$^{244}\text{Cm}$	$0,164 \cdot 10^{16}$	$0,305 \cdot 10^{15}$	$0,381 \cdot 10^{16}$	$0,710 \cdot 10^{14}$
$^{90}\text{Sr}$	$0,198 \cdot 10^{18}$	$0,158 \cdot 10^{17}$	$0,450 \cdot 10^{18}$	$0,358 \cdot 10^{17}$
$^{137}\text{Cs}$	$0,293 \cdot 10^{18}$	$0,269 \cdot 10^{17}$	$0,665 \cdot 10^{16}$	$0,609 \cdot 10^{17}$
$^{99}\text{Tc}$	$0,440 \cdot 10^{14}$	$0,440 \cdot 10^{14}$	$0,960 \cdot 10^{14}$	$0,960 \cdot 10^{14}$
$^{129}\text{I}$	$0,100 \cdot 10^{12}$	$0,100 \cdot 10^{12}$	$0,218 \cdot 10^{12}$	$0,218 \cdot 10^{12}$
$^{135}\text{Cs}$	$0,101 \cdot 10^{13}$	$0,10 \cdot 10^{13}$	$0,221 \cdot 10^{13}$	$0,221 \cdot 10^{13}$
$^{125}\text{Sb}$	$0,352 \cdot 10^{16}$	$0,175 \cdot 10^{05}$	$0,148 \cdot 10^{17}$	$0,738 \cdot 10^{05}$
$^{154}\text{Eu}$	$0,164 \cdot 10^{17}$	$0,340 \cdot 10^{13}$	$0,417 \cdot 10^{17}$	$0,866 \cdot 10^{13}$
$^{155}\text{Eu}$	$0,360 \cdot 10^{16}$	$0,765 \cdot 10^{08}$	$0,116 \cdot 10^{17}$	$0,246 \cdot 10^{09}$
Обогащение топлива 2,8% по $^{235}\text{U}$				
$^{241}\text{Pu}$	$0,323 \cdot 10^{18}$	$0,227 \cdot 10^{16}$	$0,762 \cdot 10^{18}$	$0,536 \cdot 10^{16}$
$^{241}\text{Am}$	$0,511 \cdot 10^{16}$	$0,137 \cdot 10^{17}$	$0,864 \cdot 10^{16}$	$0,296 \cdot 10^{17}$
$^{240}\text{Pu}$	$0,274 \cdot 10^{16}$	$0,271 \cdot 10^{16}$	$0,588 \cdot 10^{16}$	$0,581 \cdot 10^{16}$
$^{238}\text{Pu}$	$0,678 \cdot 10^{16}$	$0,298 \cdot 10^{16}$	$0,147 \cdot 10^{16}$	$0,649 \cdot 10^{16}$
$^{239}\text{Pu}$	$0,955 \cdot 10^{15}$	$0,952 \cdot 10^{15}$	$0,205 \cdot 10^{16}$	$0,204 \cdot 10^{16}$
$^{244}\text{Cm}$	$0,637 \cdot 10^{16}$	$0,119 \cdot 10^{16}$	$0,147 \cdot 10^{17}$	$0,275 \cdot 10^{16}$
$^{90}\text{Sr}$	$0,332 \cdot 10^{18}$	$0,265 \cdot 10^{17}$	$0,746 \cdot 10^{18}$	$0,595 \cdot 10^{17}$

1	2	3	4	5
$^{137}\text{Cs}$	$0,465 \cdot 10^{18}$	$0,427 \cdot 10^{17}$	$0,104 \cdot 10^{19}$	$0,956 \cdot 10^{17}$
$^{99}\text{Tc}$	$0,123 \cdot 10^{15}$	$0,123 \cdot 10^{15}$	$0,264 \cdot 10^{15}$	$0,264 \cdot 10^{15}$
$^{129}\text{I}$	$0,203 \cdot 10^{12}$	$0,203 \cdot 10^{12}$	$0,435 \cdot 10^{12}$	$0,435 \cdot 10^{12}$
$^{135}\text{Cs}$	$0,129 \cdot 10^{14}$	$0,129 \cdot 10^{14}$	$0,277 \cdot 10^{14}$	$0,277 \cdot 10^{14}$
$^{125}\text{Sb}$	$0,759 \cdot 10^{16}$	$0,379 \cdot 10^{05}$	$0,309 \cdot 10^{17}$	$0,154 \cdot 10^{06}$
$^{154}\text{Eu}$	$0,120 \cdot 10^{17}$	$0,248 \cdot 10^{13}$	$0,304 \cdot 10^{17}$	$0,631 \cdot 10^{13}$
$^{155}\text{Eu}$	$0,450 \cdot 10^{16}$	$0,954 \cdot 10^{08}$	$0,144 \cdot 10^{17}$	$0,305 \cdot 10^{09}$
Сумма	$0,8027 \cdot 10^{19}$	$0,700 \cdot 10^{18}$	$0,170 \cdot 10^{20}$	$0,8051 \cdot 10^{18}$

Прогнозные данные по динамике снижения активности топлива в хранилище ПХОЯТ ИАЭС в течение 2010–2014 гг. показали, что в первые годы эксплуатации хранилища наибольший вклад в интегральную активность ОЯТ дают актиноиды –  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ , из продуктов деления –  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{125}\text{Sb}$ ,  $^{154}\text{Eu}$ ,  $^{155}\text{Eu}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ . На текущий момент суммарная активность всей массы отработавшего топлива составляет величину  $2,58 \cdot 10^{19}$  Бк, а через 100 лет, в конце срока эксплуатации хранилища, активность снизится в 18 раз и составит  $1,5 \cdot 10^{18}$  Бк.

### Заключение

Принимая во внимание особенности технологического процесса выгрузки отработавших топливных сборок из реактора РБМК, для оценки запасов активности отработавшего топлива, размещаемого в промежуточном хранилище ИАЭС, разработана имитационная модель с использованием методов статистического моделирования Монте-Карло. Подготовлены данные по радиационным характеристикам отработавшего топлива РБМК-1500. Проведены расчетные исследования радиационных характеристик по широкому перечню радионуклидов и динамики активности отработавшего ядерного топлива на период хранения 2010–2114 гг. в промежуточном хранилище на промышленной площадке Игналинской АЭС. Показано, что промежуточное хранение дает снижение суммарной активности отработавшего топлива в 18 раз, однако уровень потенциальной опасности останется весьма высоким и составит  $1,5 \cdot 10^{18}$  Бк.

Результаты оценки потенциальной опасности отработавшего топлива могут быть использованы для определения оптимальной стратегии управления радиационной безопасностью при снятии с эксплуатации ИАЭС.

При использовании более сложной схемы перемещения радиоактивных материалов при снятии с эксплуатации АЭС и необходимости оптимизации дозовых затрат можно рекомендовать вычислительные технологии имитационного моделирования, разработанные в работе [4].

### ЛИТЕРАТУРА

1. Былкин, Б.К. Обеспечение экологической безопасности снятия АЭС с эксплуатации / Б.К. Былкин, Ю.А. Егоров // Инж. экология. – 2007. – № 5. – С. 48–62.
2. Былкин, Б.К. Системный анализ радиационной безопасности при демонтаже оборудования энергоблоков АЭС / Б.К. Былкин, В.Я. Шпицер // Атомная энергия. – 1993. – Т. 74, вып. 5. – С. 431–435.
3. Вентцель, Е.С. Исследование операций / Е.С. Вентцель. – М. : Наука, – 1972. – 552 с.

4. Смородин, В.С. Методы и средства имитационного моделирования технологических процессов производства / В.С. Смородин, И.В. Максимей ; Мин-во образования РБ ; Гомельский гос. ун-т им. Ф. Скорины. – Гомель, 2007. – 369 с.
5. Доллежалъ, Н.А. Канальный энергетический реактор / Н.А. Доллежалъ, И.В. Емельянов – М. : Атомиздат, 1980. – 208 с.
6. Шевалдин, В.Н. Опыт использования уран-эрбиевого топлива на Игналинской АЭС / В.Н. Шевалдин // Атомная энергия. – 1998. – Т. 85, вып. 2. – С. 91–96.
7. Горбачева, Н.В. Радиационные характеристики топлива при авариях на объектах с ядерной технологией : автореф. ... дис. канд. техн. наук: 05.14.03 / Н.В. Горбачева ; Объед. ин-т энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси. – Минск, 2002. – 19 с.