

УПРАВЛЕНИЕ ЖИЗНЕННЫМ ЦИКЛОМ ОБЪЕКТОВ СТРОИТЕЛЬСТВА / LIFECYCLE MANAGEMENT OF CONSTRUCTION OBJECTS

DOI: <https://doi.org/10.23670/IRJ.2023.129.20>

АКТИВАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ЗАЩИТНЫХ БЕТОНОВ ДЛЯ АЭС ВВЭР ТОИ

Научная статья

Былкин Б.К.<sup>1</sup>, Енговатов И.А.<sup>2</sup>, Коваленко Ж.А.<sup>3,\*</sup>

<sup>3</sup>ORCID : 0000-0002-2242-7609;

<sup>1</sup> Курчатовский институт, Москва, Российская Федерация

<sup>2,3</sup> Национальный исследовательский Московский государственный строительный университет, Москва, Российская Федерация

\* Корреспондирующий автор (zhannakovalenko1994[at]yandex.ru)

**Аннотация**

В статье приводятся и анализируются результаты расчетных исследований активационных характеристик бетонов (уровни активации) нескольких наиболее часто используемых составов применительно для АЭС ВВЭР ТОИ.

Анализ результатов позволяет оценить уровни активации защитных бетонов, выбрать наименее активированные из них, что в свою очередь, обеспечивает возможность уменьшения объемов образовавшихся радиоактивных отходов, существенно сократить финансовые затраты на обращение и их захоронение, снизить дозовые нагрузки на персонал на стадии вывода из эксплуатации. А также анализ результатов позволяет оптимизировать состав бетонов для биологической защиты на стадии проектирования ядерных установок нового поколения.

**Ключевые слова:** защитные бетоны, стадии жизненного цикла блоков АЭС, эксплуатация, вывод из эксплуатации, радиационная защита, активация, наведенная активность, активационные радионуклиды, радиоактивные отходы, основные, примесные и следовые элементы.

THE ACTIVATING CHARACTERISTICS OF PROTECTIVE CONCRETES IN A TYPICAL OPTIMIZED AND COMPUTERIZED WATER-COOLED POWER REACTOR IN AN ATOMIC POWER STATION

Research article

Bylkin B.K.<sup>1</sup>, Engovatov I.A.<sup>2</sup>, Kovalenko Z.<sup>3,\*</sup>

<sup>3</sup>ORCID : 0000-0002-2242-7609;

<sup>1</sup> Kurchatov Institute, Moscow, Russian Federation

<sup>2,3</sup> Moscow State University of Civil Engineering (National Research University), Moscow, Russian Federation

\* Corresponding author (zhannakovalenko1994[at]yandex.ru)

**Abstract**

The article presents and analyses the results of computational studies of the activative characteristics of concretes (activation levels) of several of the most commonly used compositions as applied to a typical optimized and computerized water-cooled power reactor in an atomic power station.

Analysis of the results makes it possible to evaluate activation levels of protective concretes, select the least activated of them, which, in turn, provides the possibility to reduce the volume of generated radioactive waste, significantly decrease financial costs for handling and disposal, reduce dose loads on personnel at the stage of decommissioning. The analysis of the results also allows to optimize the composition of concretes for biological protection at the stage of design of new generation nuclear facilities.

**Keywords:** protective concretes, plant unit life cycle stages, operation, decommissioning, radiation protection, activation, induced activity, activation radionuclides, radioactive waste, basic, impure and trace elements.

**Введение**

Масштабное использование атомной энергетики привело к необходимости разработки проектов атомных электростанций (далее по тексту – АЭС) нового поколения III<sup>+</sup> повышенной безопасности с улучшенными технико-экономическими показателями. В настоящее время госкорпорацией «Росатом» с этой целью реализуется проект «ВВЭР-ТОИ».

АЭС ВВЭР ТОИ – проект двухблочной АЭС с реактором технологии ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) типовой оптимизированный и информатизированный.

Типовой – выделена неизменяемая часть, которая не зависит от условий выбранной площадки строительства. Объем типовой части оценивается в 60% от проекта.

Информатизированный – в проекте предусматривается создание единого информационного пространства, объединяющего в себе данные на всех этапах жизненного цикла.

Проект «ВВЭР-ТОИ» реализуется у нас в стране и за рубежом. Требования по радиационной безопасности в нормативных документах (внутренних и международных) и экономическая составляющая в плане оптимизации расходов на обращение с радиоактивными отходами (далее по тексту – РАО) диктуют необходимость сокращения объемов РАО и снижения дозовых нагрузок на персонал, в том числе и на стадии вывода из эксплуатации. Ранее в работах [1], [2], [3] отмечалось, что одним из источников РАО при выводе из эксплуатации АЭС с ВВЭР являются активированные материалы и конструкции радиационной защиты, включая «сухую» и биологическую защиту

реактора. Таким образом, вопрос выбора материалов радиационной защиты с позиции их активации актуален, и рекомендации к выбору наименее активируемых из них необходимы.

Наибольшее распространение при возведении зданий АЭС получили бетоны различного химического и технологического составов. Бетоны являются оптимальным материалом с точки зрения изменения в широком диапазоне их технических и физических свойств, в том числе – и защитных.

В настоящей работе объектом исследования являются бетоны, наиболее часто используемые в качестве материала радиационной защиты реактора АЭС.

Предметом исследования являются активационные характеристики бетонов (уровни активации) нескольких наиболее часто используемых или перспективных составов, а целью – определение наименее активируемых, что позволит сократить уровень наведенной активности материала защиты после эксплуатации, а, следовательно, и уменьшить как объем образовавшихся РАО, так и существенные финансовые затраты на обращение и их захоронение [4], снизить дозовые нагрузки на персонал на стадии вывода из эксплуатации (ВЭ) [5], [6], [7], [8].

### Методика расчета

Активированные конструкции и материалы невозможно дезактивировать, они подлежат безусловному захоронению в соответствии с классом, определяющимся уровнем активации. В работах [5], [6], [7] приведены основные радионуклиды, определяющие активацию за счет реакций на изотопах химических элементов, входящих в состав защитных бетонов в качестве основных (массовое содержание в материале более 1%), примесных (с содержанием от 0,01 до 1%) и следовых (с содержанием менее 0,01% по массе). Радиационно-физические характеристики, исследуемые в работе, приведены в табл. 1.

Таблица 1 - Характеристики важнейших радионуклидов, определяющих суммарную удельную активность защитных бетонов АЭС с ВВЭР

DOI: <https://doi.org/10.23670/IRJ.2023.129.20.1>

№	Радионуклид	Реакция образования	Определяющий вид излучения: α, β, γ-излучение, КХ-излучение, электроны Оже	Период полураспада, T <sub>1/2</sub>	Предельные значения удельной активности (ПЗУА) радионуклида, Бк/г [8].
1.	<sup>3</sup> H	<sup>6</sup> Li(n,α) <sup>3</sup> H	β	12,35 года	1.10 <sup>6</sup>
2.	<sup>41</sup> Ca	<sup>40</sup> Ca(n,γ) <sup>41</sup> Ca	электроны Оже	1,031E+05 лет	1.10 <sup>4</sup>
3.	<sup>55</sup> Fe	<sup>54</sup> Fe(n,γ) <sup>55</sup> Fe	КХ	2,73 года	1.10 <sup>4</sup>
4.	<sup>60</sup> Co	<sup>59</sup> Co(n,γ) <sup>60</sup> Co	γ	5,27 лет	10
5.	<sup>63</sup> Ni	<sup>62</sup> Ni(n,γ) <sup>63</sup> Ni,	β	101,1 лет	1.10 <sup>5</sup>
6.	<sup>59</sup> Ni	<sup>58</sup> Ni(n,γ) <sup>59</sup> Ni,	β,КХ	7,5. 10 <sup>4</sup> лет	1.10 <sup>4</sup>
7.	<sup>94</sup> Nb	<sup>93</sup> Nb(n,γ) <sup>94</sup> Nb	γ	2,03. 10 <sup>4</sup> лет	10
8.	<sup>134</sup> Cs	<sup>133</sup> Cs(n,γ) <sup>134</sup> Cs,	γ	2,065 лет	10
9.	<sup>152</sup> Eu	<sup>151</sup> Eu(n,γ) <sup>152</sup> Eu,	γ	13,542 лет	10
10.	<sup>154</sup> Eu	<sup>153</sup> Eu(n,γ) <sup>154</sup> Eu.	γ	8,592 лет	10
11.	<sup>233</sup> U	<sup>232</sup> Th(n,γ) <sup>233</sup> U	α	1,58. 10 <sup>5</sup> лет	10
12.	<sup>239</sup> Pu	<sup>238</sup> U(n,γ) <sup>239</sup> Pu	α	24065 лет	1

При определении уровней активации элементов бетонных конструкций принимались во внимание следующие параметры:

- распространенность элемента и материнского изотопа в природе;
- сечение взаимодействия (активации) под действием нейтронов и протонов;
- период полураспада образовавшегося радионуклида;
- компонентно-энергетический состав излучения образовавшегося радионуклида.

Исходя из этих критериев, были выбраны элементы, на изотопах которых в результате ядерных реакций образуются радионуклиды, удовлетворяющие вышеизложенным требованиям.

Как видно из табл. 1 нуклиды, определяющие наведенную активность бетонных защитных конструкций реакторов, имеют значительно отличающиеся периоды полураспада и различные спектрально-энергетические характеристики излучения. Среди них присутствуют гамма-излучатели (дозообразующие радионуклиды), бета-излучатели, нуклиды, испускающие характеристическое излучение и электроны Оже и альфа-излучатели, трансураниевые элементы (<sup>239</sup>Pu).

Для учета важности радионуклида при определении категории и класса радиоактивных отходов в табл. 1 приведены предельные значения удельной активности (далее по тексту – ПЗУА) радионуклида Бк/г для твердых радиоактивных отходов в соответствии с российским законодательством [7]. С этой точки зрения их влияние различно. Наиболее опасными являются дозообразующие радионуклиды. Влияние других радионуклидов (излучателей низко энергетических фотонов и бета-частиц) менее значительно. Радионуклид  $^{41}\text{Ca}$  вообще не нормируется при определении категории РАО, поскольку его вклад в дозу пренебрежимо мал. Эти факты следует принимать во внимание, когда в качестве РАО рассматриваются такие сложные композиционные материалы как бетоны радиационной защиты. Кроме того, следует обратить внимание на влияние таких радионуклидов как  $^{233}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  ввиду их малого предельного содержания для классификации РАО и больших периодов полураспада.

Расчеты выполнены для геометрии реактора АЭС ВВЭР ТОИ (рис. 1).

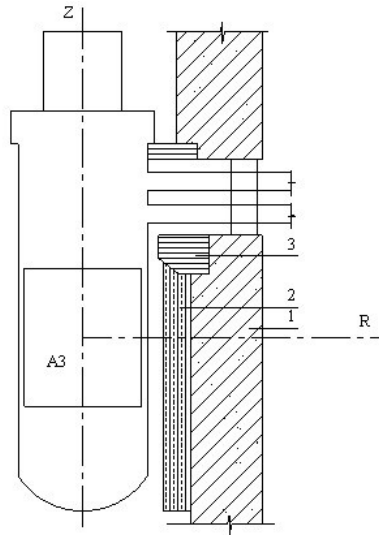


Рисунок 1 - Геометрия расчета активационных характеристик защитных бетонов:

A3 – активная зона; 1 – биологическая защита – бетон (варианты); 2 – радиационно-тепловая защита – бетон на серпентините; 3 – опорная ферма

DOI: <https://doi.org/10.23670/IRJ.2023.129.20.2>

Расчеты приведены для одномерной модели «реактор – радиационно-тепловая защита – биологическая защита», типичной для АЭС с ВВЭР. Источником нейтронов принята гомогенизированная активная зона реактора ВВЭР-ТОИ при номинальной тепловой мощности. Нейтронное излучение, генерируемое в активной зоне, последовательно проходит через элементы реактора и слои конструкций радиационно-тепловой («сухой») и биологической защиты. Используемая одномерная модель соответствует двумерной модели в радиальном направлении на середине высоты активной зоны.

Концентрации активационно-опасных элементов, на изотопах которых образуются радионуклиды, получены из данных по содержанию элементов и химическому составу бетонов и их составляющих [5], [7], [9], [12].

Расчеты прохождения нейтронного излучения через последовательные слои конструкций радиационной защиты РУ выполнены с использованием модулей программного комплекса DOORS3.2 [13] с использованием 67-групповой библиотеки сечений BUGLE-96 [14]. Сечения активации для элементов были взяты из библиотеки ORIGEN программного комплекса SCALE [15].

Рассчитывались следующие величины и характеристики:

- удельная и суммарная активность радионуклидов в материалах радиационно-тепловой («сухой») и биологической защиты реактора ВВЭР ТОИ при времени облучения 60 лет и времени выдержки 1, 5, 10, 25, 50 и 100 лет;
- вклад радионуклидов в суммарную наведенную активность материала защиты в зависимости от времени выдержки;
- распределение удельной и суммарной активности по толщине радиационно-тепловой и биологической защиты реактора ВВЭР ТОИ в зависимости от времени выдержки 1, 5, 10, 25, 50 и 100 лет для радионуклидов, определяющих наведенную активность;
- объемы и категория РАО и их изменения в зависимости от состава бетона биологической защиты и времени выдержки.

#### **Обоснование выбора материалов радиационной защиты**

Для исследования выбраны следующие составы бетонов:

- состав бетона №1 – серпентинитовый бетон «сухой» защиты;
- состав бетона №2 – бетон биологической защиты на граните;
- состав бетона №3 – бетон биологической защиты на известняке;
- состав бетона №4 – бетон биологической защиты на известняке с карбидом бора;

· состав бетона №5 – бетон биологической защиты на известняке с карбидом бора и высокоглиноземистым цементом.

Серпентинитовый бетон – основной материал конструкции «сухой» защиты реактора. Конструкция «сухой» защиты применяется на всех АЭС с ВВЭР новых поколений. Она окружает корпус реактора и выполняет функции радиационно-теплого экрана, а также обеспечивает работу ионизационных камер в устойчивом режиме.

Составы бетона на граните и известняке – распространенные строительные бетоны, используемые обычно в качестве материала биологической защиты реактора. Для достижения целей работы также приняты к расчету бетон с добавкой бора. Выбранные к расчету бетоны имеют различные плотности – от 2061,7 до 2237,8 кг/м<sup>3</sup>.

### Результаты расчетов

Результаты расчетов удельной наведенной активности серпентинитового бетона «сухой защиты» (бетон №1) в зависимости от времени выдержки позволяют заключить:

1. Несмотря на высокую удельная активность трития <sup>3</sup>H, ее значение меньше ПЗУА [7].
2. Удельная активность <sup>3</sup>H, <sup>41</sup>Ca, <sup>63</sup>Ni, <sup>59</sup>Ni, <sup>233</sup>U при всех временах выдержки меньше предельного значения удельной активности радионуклида, Бк/г ПЗУА [8].
3. <sup>60</sup>Co, <sup>154</sup>Eu – дозообразующие радионуклиды, необходимые для учета до 50 лет выдержки.
4. <sup>134</sup>Cs – дозообразующий радионуклид необходим для учета до 10 лет выдержки.
5. <sup>94</sup>Nb, <sup>152</sup>Eu – дозообразующие радионуклиды при всех рассмотренных временах выдержки.
6. <sup>55</sup>Fe является значимым радионуклидом до 10 лет выдержки.
7. <sup>239</sup>Pu является  $\alpha$ -излучателем, его необходимо учитывать при всех рассмотренных временах выдержки.

Таким образом, из всех радионуклидов, представленных в табл. 1, необходимо учитывать в соответствии с [7] при определении класса и категории РАО для «сухой» защиты только 7.

Ниже приводятся и анализируются результаты расчета удельной и суммарной наведенной активности для бетонов биологической защиты (составы №№2-5). Отметим, что на биологическую защиту падает меньший поток нейтронов, так как существенная их часть поглощается в бетоне «сухой» защиты. Толщина биологической защиты достигает 2-х и более метров, и она определяется из условий не превышения допустимой дозы за биологической защитой.

Анализ результатов расчетов для биологической защиты из бетона на граните (№2) позволяет заключить:

1. Значимыми радионуклидами для данного бетона являются три – <sup>60</sup>Co, <sup>152</sup>Eu и <sup>154</sup>Eu;
2. Вклад остальных 9-ти радионуклидов пренебрежимо мал;
3. Вклад <sup>60</sup>Co существенен только при времени выдержки 1 год;
4. Вклад <sup>152</sup>Eu существенен при времени выдержки до 50 лет, а <sup>154</sup>Eu – до 10 лет;
5. Суммарная активность этих трех радионуклидов требует учета для времени выдержки до 50 лет.

Аналогичные расчеты для бетонов биологической защиты №№ 3-5 показывают:

1. Определяющими радионуклидами наведенную активность бетонов биологической защиты для состава №3 так же как и для бетона №2 являются <sup>60</sup>Co, <sup>152</sup>Eu и <sup>154</sup>Eu, а для бетонов с добавками карбида бора (№4,5) определяющим является только <sup>152</sup>Eu. Причем данный радионуклид необходимо использовать только при выдержке до 10 лет.

2. Из всех 4-х бетонов биологической защиты наибольшую наведенную активность имеет бетон на граните №2, а наименьшую – бетоны с добавками бора (№ 4 и 5).

3. Важнейший вывод по результатам расчета активации бетона биологической защиты состава (№5) состоит в том, что значение наведенной активности меньше ПЗУА для всех интервалов выдержки.

### Расчет толщины активированного слоя

Расчет суммарной удельной активности ( $A_m$ , Бк/г) и ее распределение по толщине произведено аналогично расчету предыдущего раздела. Для каждого значения R (толщины защиты) с соответствующими значениями плотностей потоков нейтронов по каждому радионуклиду проведен расчет и найдена суммарная активность. Полученные суммарные активности для соответствующих времен выдержки по принятым к расчету материалам в качестве примера, приведены в табл. 2 и 3.

Таблица 2 - Суммарная активность для различного времени выдержки по толщине «сухой» защиты из серпентинитового бетона

DOI: <https://doi.org/10.23670/IRJ.2023.129.20.3>

R, см	$A_m$ 1 год	$A_m$ 5 лет	$A_m$ 10 лет	$A_m$ 25 лет	$A_m$ 50 лет	$A_m$ 100 лет
1	1, 88E+06	1,11 E+06	644 498.53	1,86 E+05	4,01 E+04	4,09E+03
10	1,26 E+06	7,57 E+05	4,52 E+05	1,47 E+05	3,42 E+04	3,52 E+03
20	4,23 E+05	2,55 E+05	1,56 E+05	5,42E+04	1,31 E+04	1.35 E+03
30	1,28 E+05	7,74 E+04	4,72 E+04	1,64 E+04	3, 96 E+03	4,10 E+03
50	1,04 E+04	6,31 E+03	3,48 E+03	1,33 E+03	3,23 E+02	3,34 E+01
58	3, 05 E+03	2, 21 E+03	1,35 E+03	4,69 E+02	1,13 E+03	1,17 E+01

Таблица 3 - Суммарная удельная активность для различного времени выдержки по толщине биологической защиты - бетон на граните

DOI: <https://doi.org/10.23670/IRJ.2023.129.20.4>

R, см	A <sub>м</sub> 1 год	A <sub>м</sub> 5 лет	A <sub>м</sub> 10 лет	A <sub>м</sub> 25 лет	A <sub>м</sub> 50 лет	A <sub>м</sub> 100 лет
341	1,57E+03	1,045T+03	7,08E+02	2,90 E+02	7,62 E+01	7.33
351	8,54 E+02	5,69 E+02	3,86 E+02	1,58 E+02	4,17 E+01	4.01
361	4,35 E+02	2,90 E+02	1,97 E+02	8,13 E+01	2,13 E+01	2.06
381	1,05 E+02	7,0 E+01	4,70 E+01	1,99 E+01	-	-
401	2,190 E+01	1,460 E+01	9.96	вклад пренебрежимо мал		
441	меньше ПЗУА [7]			вклад пренебрежимо мал		

Результаты расчетов показывают, что вся радиационно-тепловая «сухая» защита будет относиться к РАО для всех рассматриваемых времен выдержки.

Не более первых 40 см биологической защиты для бетона на граните (состав №2) можно рассматривать в качестве РАО.

Результаты расчетов для остальных составов бетонов №№3-5 показывают, что они будут относиться к материалам повторного использования или к промышленным отходам [7].

#### Объемы и категории РАО

В таблице 4 в качестве примера приведены результаты расчета толщины активированного слоя биологической защиты и доля его от общего объема для различных времен выдержки после окончательного останова блока АЭС. Видно, что при выдержке блока АЭС 10 и более лет все отходы биологической защиты из всех рассмотренных марок бетона будут относиться к очень низкоактивным отходам (далее по тексту – ОНРАО) и материалам повторного использования (далее по тексту МПИ).

Таблица 4 - Результаты расчета толщины активированного слоя биологической защиты и доля его от общего объема для различных времен выдержки после окончательного останова блока АС

DOI: <https://doi.org/10.23670/IRJ.2023.129.20.5>

№ бетона	Толщина активированного слоя биологической защиты (см) и % от общего объема					
	Время выдержки 1 год					
	НАО (низкоактивные отходы)		ОНРАО (очень низкоактивные радиоактивные отходы)		МПИ (материалы повторного использования)	
	см	%	см	%	см	%
2	8	4	34	17	158	79
3	-	-	41	20,5	159	79,5
4	-	-	6	3	194	97
5	-	-	4	2	196	98
№ бетона	Толщина активированного слоя биологической защиты (см) и % от общего объема					
	Время выдержки 5 лет					
	НАО		ОНРАО		МПИ	
	см	%	см	%	см	%
2	1	0,5	37	18,5	162	81
3	-	-	33	16,5	167	83,5
4	-	-	2	1	198	99
5	-	-	-	-	200	100
№ бетона	Толщина активированного слоя биологической защиты (см) и % от общего объема					
	Время выдержки 10 лет					
	НАО		ОНРАО		МПИ	
	см	%	см	%	см	%
2	-	-	34	17	166	83
3	-	--	28	14	172	86
4	-	-	-	-	200	100

5	-	-	-	-	200	100
№ бетона	<b>Толщина активированного слоя биологической защиты (см) и % от общего объема</b>					
	<b>Время выдержки 25 лет</b>					
	НАО		ОНРАО		МПИ	
	см	%	см	%	см	%
2	-	-	18	9	182	91
3	-	-	12	6	188	94
4	-	-	-	-	200	100
5	-	-	-	-	200	100

Наиболее важными выводами, имеющими научное и практическое значение являются следующие:

- только небольшая часть биологической защиты толщиной 2 метра в соответствии с [8] на стадии вывода из эксплуатации будет относиться к ОНРАО для времен выдержки до 25 лет за исключением небольшого слоя для бетона №2 который до 5 лет будет относиться к НАО;
- практически вся биологическая защита после времени выдержки 25 лет будет относиться к МПИ;
- подбором состава бетона можно достичь того, что на момент начала работ по выводу из эксплуатации биологическая защита не будет относиться к какому-либо классу РАО.

### Заключение

1. Долгоживущая наведенная активность бетонов радиационно-тепловой и биологической защиты реакторов определяется радионуклидами с различными радиационными характеристиками и образованными в основном на химических элементах, входящих в состав защитных бетонов в качестве примесных и следовых.

2. Полученные результаты показали ряд существенных особенностей при классификации РАО защитных бетонов. К ним в частности относятся:

- незначительные удельные активности трансурановых элементов, а также долгоживущих радионуклидов с периодом полураспада более 31 года, наличие которых в РАО определяет их отнесение к наиболее высоким классам по потенциальной опасности с наиболее жесткими ограничениями верхнего предела суммарной удельной активности всех радионуклидов;

- несмотря на высокие значения удельной активности  $^3\text{H}$  и  $^{55}\text{Fe}$  они все же ниже предельных значений удельной активности  $10^6$  и  $10^5$  Бк/г, соответственно по критерию отнесения к РАО;

3. Результаты расчетов доказали возможность значительного уменьшения объемов РАО путем управления сроком выдержки на стадии вывода из эксплуатации и оптимизации состава бетонов для биологической защиты на стадии проектирования ядерных установок нового поколения.

### Конфликт интересов

Не указан.

### Рецензия

Сообщество рецензентов Международного научно-исследовательского журнала

DOI: <https://doi.org/10.23670/IRJ.2023.129.20.6>

### Conflict of Interest

None declared.

### Review

International Research Journal Reviewers Community

DOI: <https://doi.org/10.23670/IRJ.2023.129.20.6>

### Список литературы / References

1. Laraia M. Nuclear Decommissioning. Planning, Execution and International Experience / M. Laraia. — Woodhead Publishing Limited, 2012. — 805 p.
2. Былкин Б.К. Основы вывода из эксплуатации блоков атомных электрических станций / Б.К. Былкин, Ю.А. Зверков, И.А. Енговатов [и др.]. — М.: Издательский дом МЭИ, 2019.
3. Engovatov I.A. Radiation Safety Assurance: Decommissioning Nuclear Reactors at Civil and Military Installations / I.A. Engovatov, V.P. Mashkovich, Y.V. Orlov et al. — Virginia: Arlington, 2005. — 208 p.
4. Иванов Е.А. Радионуклидный вектор / Е.А. Иванов, А.С. Коротков, И.В. Пырков // Росэнергоатом. — 2015. — 1.
5. Былкин Б.К. Выбор бетонов радиационной защиты для АЭС нового поколения / Б.К. Былкин, И.А. Енговатов, А.Н. Кожевников // Атомная энергия. — 2015. — Т. 118. — Вып. 6.
6. Былкин Б.К. Наведенная активность радиационной защиты в проблеме вывода из эксплуатации ядерных установок / Б.К. Былкин, И.А. Енговатов, А.Н. Кожевников [и др.] // Ядерная и радиационная безопасность. — 2017. — 3(85). — с. 1-14.
7. О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов: Постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. N 1069 // Собрание законодательства РФ.
8. Evans J.C. Long-lived Activation Products in Light-water Reactor Construction Materials: Implication for Decommissioning. / J.C. Evans, E.A. Lepel, R.W. Sundens et al. // Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle. — 1988. — 11(1). — p. 1-39.

9. Nazarov V.M. Activation Studies of Concrete Binding Agent Ingredients Used for Nuclear Radiation Shielding. / V.M. Nazarov, M.V. Frontyasyeva, N.G. Baboshin et al. // *Kernenergie*. — 1991. — 34. — p. 7-8.
10. Енговатов И.А. Минимизация радиоактивных отходов при выводе из эксплуатации атомных станций новых поколений / И.А. Енговатов, Д.К. Синюшин // *Вестник БГТУ им. В.Г. Шухова*. — 2017. — 10. — с. 45-51.
11. Войткевич Г.А. Краткий справочник по геохимии / Г.А. Войткевич, А.Е. Мирошников, А.С. Поваренных [и др.]. — М.: Недра, 1977.
12. May S. Activation of biological shields. Proceeding of European Conference on Decommissioning of Nuclear Power Plants / S. May, D. Piccot, L. Bergemann [et al.] // *Luxembourg*. — 1984. — p. 47-60.
13. DOORS 3.2: One- Two- and Three Dimensional Discrete Ordinates Neutron / Photon Transport Code System, ORNL-RSICC C-650. — 1998.
14. BUGLE-96: Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross Section Library Derived from ENDF / B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry Applications, ORNL-RSICC DLC-185. — 1999.
15. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. NUREG / CR-200. — Rev. 5. — 1995.

### Список литературы на английском языке / References in English

1. Laraia M. Nuclear Decommissioning. Planning, Execution and International Experience / M. Laraia. — Woodhead Publishing Limited, 2012. — 805 p.
2. Bylkin B. Osnovy vyvoda iz ekspluatatsii blokov atomnyh elektricheskikh stancij [Fundamentals of Decommissioning Units of Nuclear Power Plants] / Bylkin B., Zverkov Yu., Engovatov I. [et al.]. — М.: MPEI Publishing House. — 2019. [in Russian]
3. Engovatov I.A. Radiation Safety Assurance: Decommissioning Nuclear Reactors at Civil and Military Installations / I.A. Engovatov, V.P. Mashkovich, Y.V. Orlov et al. — Virginia: Arlington, 2005. — 208 p.
4. Ivanov E.A. Radionuklidnyj vektor [Radionuclide Vector] / E.A. Ivanov, A.S. Korotkov, B.V. Pyrkov // *Rosenergoatom*. — 2015. — 1. [in Russian]
5. Bylkin B.K. Vybor betonov radiacionnoj zashchity dlya AES novogo pokoleniya [Selecting Concrete for Radiation Protection for New-generation NPP] / B.K. Bylkin, I.A. Engovatov, A.N. Kozhevnikov // *Atomnaya energiya [Atomic Energy]*. — 2015. — Vol. 118. — Iss. 6. [in Russian]
6. Bylkin B.K. Navedennaya aktivnost' radiacionnoj zashchity v probleme vyvoda iz ekspluatatsii yadernykh ustanovok [Induced Activity of Radiation Shielding Before NPP Decommissioning] / B.K. Bylkin, I.A. Engovatov, A.N. Kozhevnikov [et al.] // *YAdernaya i radiacionnaya bezopasnost' [Nuclear and Radiation Safety]*. — 2017. — 3(85). — p. 1-14. [in Russian]
7. O kriteriyah otneseniya tverdykh, zhidkiy i gazoobraznykh othodov k radioaktivnym othodam, kriteriyah otneseniya radioaktivnykh othodov k osobym radioaktivnym othodam i k udalyaemym radioaktivnym othodam i kriteriyah klassifikatsii udalyaemykh radioaktivnykh othodov [On the criteria for the disposal of solid, liquid and gaseous waste to the release of radioactive waste, the criteria for the disposal of radioactive waste to the release of radioactive waste and the disposal of radioactive waste and the criteria for the disposal of disposed radioactive waste]: Decree of the Government of the Russian Federation date 19 October 2012. – N 1069 // *Collection of legislation of the Russian Federation*. [in Russian]
8. Evans J.C. Long-lived Activation Products in Light-water Reactor Construction Materials: Implication for Decommissioning. / J.C. Evans, E.A. Lepel, R.W. Sundens et al. // *Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle*. — 1988. — 11(1). — p. 1-39.
9. Nazarov V.M. Activation Studies of Concrete Binding Agent Ingredients Used for Nuclear Radiation Shielding. / V.M. Nazarov, M.V. Frontyasyeva, N.G. Baboshin et al. // *Kernenergie*. — 1991. — 34. — p. 7-8.
10. Engovatov I.A. Minimizatsiya radioaktivnykh othodov pri vyvode iz ekspluatatsii atomnykh stanciy novykh pokolenij [Minimization of Radioactive Waste During the Decommissioning of Nuclear Power plants of new generations / I.A. Engovatov, D.K. Sinyushin // *Vestnik BGTU im. V.G. SHuhova [Bulletin of Belgorod State Technological University named after V. G. Shukhov]*. — 2017. — 10. — p. 45-51. [in Russian]
11. Voytkевич G.,A. Kratkij spravochnik po geohimii [Quick Reference Guide to Geochemistry] / G.A. Voytkевич, A.E. Miroshnikov, A.S. Povarennykh [et al.]. — М.: Nedra, 1977. [in Russian]
12. May S. Activation of biological shields. Proceeding of European Conference on Decommissioning of Nuclear Power Plants / S. May, D. Piccot, L. Bergemann [et al.] // *Luxembourg*. — 1984. — p. 47-60.
13. DOORS 3.2: One- Two- and Three Dimensional Discrete Ordinates Neutron / Photon Transport Code System, ORNL-RSICC C-650. — 1998.
14. BUGLE-96: Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross Section Library Derived from ENDF / B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry Applications, ORNL-RSICC DLC-185. — 1999.
15. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. NUREG / CR-200. — Rev. 5. — 1995.