



УДК 621.039.58

## НАВЕДЕННАЯ АКТИВНОСТЬ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ В ПРОБЛЕМЕ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Былкин Б.К., д.т.н. (bbylkin@rambler.ru), Кожевников А.Н., к.т.н. (kozhevnikov\_an@nrcki.ru)  
(НИЦ «Курчатовский институт»),  
Енговатов И.А., д.т.н. (eng46@mail.ru) (НИУ МГСУ),  
Синюшин Д.К. (dimesin@bk.ru) (АО «ГСПИ»)

*В статье представлены обобщающие результаты выполненных авторами исследований активации защитных бетонов для действующих и вновь проектируемых АЭС с ВВЭР с учетом стадии вывода из эксплуатации.*

► **Ключевые слова:** ядерные установки, блоки АЭС, вывод из эксплуатации, наведенная активность, радиоактивные отходы, бетоны радиационной защиты.

## INDUCED ACTIVITY OF RADIATION SHIELDING BEFORE NPP DECOMMISSIONING

Bylkin B., Ph. D., Kozhevnikov A., Ph. D.  
(NRC «Kurchatov Institute»),  
Engovatov I., Ph. D. (NRU MGSU),  
Sinyushin D. (JSC «SSPI»)

*Generalized result data of shielding concrete activation in NPP with WWER are presented for a case of decommissioning.*

► **Key words:** nuclear facilities, NPP unit, decommissioning, neutron induced activity, radioactive waste, radiation shielding concrete.

## Введение

Радиационная опасность при выводе из эксплуатации ядерных установок, в которых генерируются интенсивные потоки нейтронного излучения за счет протекающей в них цепной реакции деления (к таким установкам относятся все энергоблоки атомных электростанций (АЭС), а также некоторые из исследовательских реакторов), определяется наведенной радиоактивностью за счет активации части оборудования, систем, конструкционных и защитных материалов, а также, отчасти, загрязнения их радионуклидами в процессе эксплуатации. Данные факторы в значительной степени определяют объемы радиоактивных отходов (РАО) на стадии вывода из эксплуатации.

В связи с этим как научный, так и практический интерес представляет изучение пространственного распределения продуктов активации материалов, оборудования и конструкций (корпус реактора, внутрикорпусные устройства, «сухая» и биологическая защита, железобетонная шахта реактора) при облучении их нейтронами, генерируемыми в активной зоне реактора.

Экспериментальные и расчетные исследования наведенной активности проводились как за рубежом, так и в России [1 – 8]. Исследования велись по нескольким направлениям:

- исследование содержания в составе конструкционных и защитных материалов химических элементов, на изотопах которых образуются долгоживущие радионуклиды, – активационно-опасных элементов;
- расчетные исследования уровней активации защитных материалов и конструкций на остановленных ядерных установках;
- расчетное прогнозирование объемов и классификации РАО при будущем выводе из эксплуатации действующих ядерных установок.

Наибольший вклад в общий объем активированных радиоактивно загрязненных материалов, в том числе РАО, вносят материалы и конструкции бетонной радиационно-тепловой («сухой») и биологической защиты реактора.

В настоящее время в атомной отрасли сложилась ситуация, когда, с одной стороны, выводятся и будут выводиться из эксплуатации десятки ядерных установок, а, с другой стороны, сооружаются и вводятся в эксплуатацию установки нового поколения. При этом современный подход к проектированию и строительству АЭС нового поколения требует, в частности, учета вопросов вывода из эксплуатации

уже на стадии проектирования как с точки зрения радиационной безопасности, так и с точки зрения экономической составляющей данного процесса. Эти требования прописаны в документах МАГАТЭ [9] и в отечественных нормативных документах [10].

Кроме того, такие факторы, как намеченный количественный рост АЭС, практика продления срока эксплуатации АЭС, увеличение назначенного срока службы АЭС нового поколения и высокая стоимость захоронения РАО различных классов, в соответствии с Постановлением Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069 [11], явились предпосылкой критического анализа ранее полученных результатов и проведения новых расчетных исследований по проблеме активации конструкционных и защитных материалов [6, 7, 8, 12 – 15].

## Основные результаты

### **Исследование содержания элементов в составе конструкционных и защитных материалов, на изотопах которых образуются долгоживущие радионуклиды**

Материалы и конструкции железобетонной радиационной защиты ядерных установок играют важную роль как на стадии эксплуатации (обеспечивают безопасность персонала, населения и окружающей среды), так и на стадии вывода из эксплуатации (определяют факторы радиационной опасности при выполнении работ по демонтажу строительных конструкций зданий и сооружений, а также объем и класс образующихся при этом РАО).

Наведенная активность зависит от радиационно-физических параметров ядерной установки, включая плотности потока и энергетические спектры нейтронов, величины соответствующих сечений активации, времени облучения, выдержки и др. При прочих равных условиях одним из основных показателей, определяющих активационные характеристики металлов и бетонов, является химический состав (включая основные, примесные и следовые элементы). В количественном отношении под основными принято подразумевать элементы с массовым содержанием в материале более 1 %, под примесными – с содержанием от 0,01 до 1 % и под следовыми – с содержанием менее 0,01 % масс.

В исходных компонентах защитных материалов (как правило, бетоны радиационной и биологической защиты) в качестве основных, примесных и следовых присутствует большинство элементов периодической системы. При облучении этих материалов нейтронами за счет нейтронных реакций на изотопах элементов, входящих в их состав, образуются радионуклиды с различными периодами полураспада.

Долгоживущая наведенная активность бетонов радиационно-тепловой и биологической защиты корпусных реакторов на стадии вывода из эксплуатации определяется ограниченным числом элементов в различные периоды после окончательного останова реактора, важнейшими из которых являются литий, железо, кобальт, никель, кальций, европий, цезий, торий, уран. Реакции образования и характеристики долгоживущих радионуклидов приведены в [1, 3, 4, 6, 8].

Основной реакцией образования долгоживущих радионуклидов в конструкционных и защитных материалах является реакция радиационного захвата нейтронов ( $n, \gamma$ ), за исключением реакции образования трития  ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$ . Нуклиды, определяющие наведенную активность бетонных защитных конструкций реакторов, имеют значительно

отличающиеся периоды полураспада и различные спектрально-энергетические характеристики излучения [15].

Установлено, что распространенность активационно-опасных элементов в природе и, как следствие, их содержание в защитных бетонах и их составляющих изменяются в широких пределах. В таблице ниже приведены усредненные концентрации этих элементов в земной коре [1, 2, 3, 12], а также (в качестве примера) результаты определения содержания активационно-опасных элементов в сырье для производства бетонов и в бетонах защиты некоторых АЭС. Кроме того, в таблице приведен элементный состав бетонной радиационно-тепловой («сухой») и биологической защиты реактора, принятый при расчетах в настоящей работе.

Анализ данных показывает, что концентрация таких элементов, как европий, кобальт, цезий, никель, литий, уран и торий составляет  $10^{-2} - 10^{-6}\%$  масс. Содержание кальция, железа (основных элементов) достигает единиц и десятков процентов по массе. Разброс концентраций примесных и следовых элементов весьма значителен не только между видами однотипных материалов, но и в образцах материалов одного вида.

**Массовая концентрация основных, примесных и следовых элементов, определяющих наведенную активность конструкционных и защитных материалов**

Материал	Месторождение/ Производитель	Концентрация элемента, $10^{-4}$ % масс									
		Eu	Co	Cs	Fe, %	Ca, %	Ni	Nb	Li	U	Th
		Усредненное содержание в земной коре [11]									
		1,3	18,0	3,7	4,65	2,96	58	20	32	2,5	13
Заполнители											
Гранит	Урал	3,95	0,44	0,93	0,95	1,50	2,70	1,00	5,00	3,00	8,50
Гранит	Запорожье	0,85	5,00	2,90	5,34	1,50	2,00	1,00	5,00	3,50	8,00
Базальт	Ровно	0,20	55,8	0,01	9,58					3,40	6,40
Известняк	Украина	1,73	19,1	0,70	0,19	38,4	30,0	0,1	4,00	3,00	8,50
Известняк	Заволжье	0,05	0,31	0,05	0,07			0,1	5,00		
Габбро	Урал	2,97	11,45	0,10	3,19					5,00	3,00
Песчаник	Москва	0,25	4,19	1,13			2,00	1,00	15,00	4,50	13,00
Рудные породы											
Магнетит	Урал	0,01	97,1	0,50	52,10						
Гематит	Урал	0,01	2,1	0,10	58,40	1,20	2,00	0,50	12,00	3,00	8,00
Хромит	Урал	0,01	109,0	0,10	6,48						





Материал	Месторождение/ Производитель	Концентрация элемента, 10 <sup>-4</sup> % масс									
		Eu	Co	Cs	Fe, %	Ca, %	Ni	Nb	Li	U	Th
		Усредненное содержание в земной коре [11]									
		1,3	18,0	3,7	4,65	2,96	58	20	32	2,5	13
<b>Цементы</b>											
Портландцемент	Белгород	2,04	57,6	1,87	1,36	45,20	13,60	11,00	15,00	4,50	1,70
Высокоглиноземистый	Москва	0,20	1,30	0,02	0,22	16,90	10,00	12,20			
Белитоалюминатный	Москва	11,60	3,10	1,10	0,33	24,80	8,00				
<b>Бетоны АЭС</b>											
Белоярская АЭС	Блок 1	0,19	11,00		5,90						
Армянская АЭС	Блок 1	0,30	77,00		58,20						
	Блок 2	1,00	103,00		61,40						
Ново-Воронежская АЭС	Блок 1	0,02	100,00		5,10						
<b>Примерные составы бетонов защиты реакторов АЭС, принятые при расчетах в настоящей работе</b>											
Радиационно-тепловая («сухая») защита из серпентинитового бетона		0,02	186,00	0,51	2,18	5,86	116,00	34,00	21,00	8,00	24,00
Биологическая защита	Бетон на граните (бетон-М1)	7,10	75,00	2,10	3,80	9,30	4,70	12,00	31,00	11,00	12,60
	Бетон на известняке (бетон-М2)	3,20	14,60	2,20	0,59	26,80	42,00	15,00	36,00	12,00	14,00
	Стеклобетон (бетон-М3)	1,60	0,30	5,00	0,20	1,60	2,00	0,50	15,50	1,70	4,50

**Расчетные исследования уровней активации защитных материалов и конструкций на остановленных ядерных установках**

Расчетные исследования выполнены для геометрии реактора АЭС с ВВЭР-ТОИ по методике, изложенной в работах [6, 8]. Время облучения защитных материалов принималось равным 30-ти и 60-ти годам, что соответствует назначенному сроку службы действующих и остановленных для вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС и назначенному сроку службы проектируемых энергоблоков АЭС с реакторными установками (РУ) нового поколения. В качестве материала «сухой» защиты используется серпентинитовый бетон. В качестве материалов

биологической защиты выбраны составы бетонов, широко используемых в настоящее время.

Ниже приведены величины и распределения, которые рассчитаны с использованием данных о распределении потоков нейтронов по толщине защиты:

- поизотопная и суммарная удельная активность (УА) радионуклидов в материалах «сухой» и биологической защиты реактора при временах облучения 30 и 60 лет и выдержке от 1 года до 200 лет;
- распределение поизотопной и суммарной УА бетона по толщине «сухой» и биологической защиты для значений времени выдержки 1, 10, 25, 50, 100 и 200 лет для долгоживущих радионуклидов, определяющих наведенную активность;

▪ вклад различных радионуклидов в суммарную УА бетона и ее изменение в зависимости от времени выдержки.

С использованием полученных результатов определены классы РАО, образующихся при демонтаже активированной «сухой» и биологической защиты реактора, по допустимому способу захоронения в соответствии с классификацией [11].

На рис. 1 приведены типичные графики спада УА долгоживущих радионуклидов для бетона «сухой» защиты, выполненной из серпентинитового бетона в геометрии реактора ВВЭР-1200, в зависимости от времени выдержки при времени облучения 60 лет.

Элементы, на которых образуются долгоживущие радионуклиды, являются следовыми для бетонов, за исключением железа и кальция.

Данные рис. 1 показывают, что вклад радионуклидов в суммарную наведенную активность в различные интервалы времени выдержки будет различным, поскольку их периоды полураспада изменяются в широких пределах от 2,73 года для  $^{134}\text{Cs}$  до  $1,58 \cdot 10^5$  лет для  $^{233}\text{U}$ . При временах выдержки до 50–60 лет заметный вклад вносят такие радионуклиды, как  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{152}\text{Eu}$ . При временах выдержки более 100 лет основной вклад в суммарную наведенную активность будут вносить бета- и альфа-излучающие радионуклиды  $^{63}\text{Ni}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ . Необходимо отметить, что рассмотренные радионуклиды будут представлять радиационную опасность для персонала на стадии вывода из эксплуатации в качестве источников внутреннего и внешнего облучения при демонтаже, фрагментировании и контейнеризации конструкций «сухой» защиты реактора.

#### **Расчетное прогнозирование объемов и классификация радиоактивных отходов при будущем выводе из эксплуатации действующих ядерных установок**

Расчетные данные позволяют оценить толщину радиоактивного слоя защитного бетона, относящегося к РАО, образующимся на стадии вывода из эксплуатации блоков АЭС, в зависимости от времени выдержки и классифицировать эти РАО в соответствии с [11].

В [11] установлен перечень радионуклидов, которые необходимо учитывать при отнесении твердых отходов, образующихся при осуществлении связанных с использованием атомной энергии видов деятельности и содержащих радионуклиды,

к РАО, а также определены предельные значения УА каждого радионуклида (ПЗУА), при превышении которых загрязненные данным радионуклидом отходы должны быть отнесены к РАО. При загрязнении отходов смесью радионуклидов эти отходы относятся к РАО в случае, если сумма отношений УА радионуклидов в отходах к соответствующим ПЗУА превышает единицу. Таким образом, в [11] установлен точный критерий отнесения (нижняя граница отнесения) загрязненных отходов к РАО для любых смесей входящих в РАО радионуклидов.

Кроме того, в [11] для удаляемых твердых РАО (к которым относятся и РАО, образующиеся при выводе АЭС из эксплуатации) установлены критерии их отнесения к классам, однозначно определяющим допустимый для данных РАО способ захоронения (по потенциальной опасности РАО). Для каждого класса (для твердых РАО – с 1-го по 4-й класс) установлены от одного до двух типов РАО, которые «подлежат в соответствии с критериями приемлемости, установленными федеральными нормами и правилами, регулирующими обращение с радиоактивными отходами, захоронению» [11] по данному способу.

Для каждого типа РАО устанавливается 4 допустимых для него диапазона изменения полной УА (критерия отнесения к типу) в зависимости от их радионуклидного состава:

- для тритийсодержащих РАО;
- для РАО, содержащих бета-излучающие радионуклиды (за исключением трития), или для долгоживущих РАО, содержащих радионуклиды с периодом полураспада, превышающим 31 год;
- для РАО, содержащих альфа-излучающие радионуклиды (за исключением трансурановых);
- для РАО, содержащих трансурановые радионуклиды.

Допустимый диапазон изменения УА и тип РАО определяются по самому жесткому критерию.

В настоящей работе расчеты проводились для бетонов радиационной защиты, в изотопном составе которых присутствуют как долгоживущие радионуклиды  $^{41}\text{Ca}$ ,  $^{59}\text{Ni}$ ,  $^{63}\text{Ni}$ ,  $^{94}\text{Nb}$  (согласно [11] с периодом полураспада, превышающим 31 год), так и трансурановые радионуклиды. Для них установлены самые жесткие ограничения по УА для данных классов. В соответствии с данными, приведенными на рис. 1, в состав РАО, образующихся при выводе из эксплуатации, войдут:

- высокоактивные РАО (ВАО), содержащие трансурановые радионуклиды и относящиеся ко

второму классу (то есть подлежащие захоронению в пунктах глубинного захоронения РАО (далее – ПГЗРО) без предварительной выдержки в целях снижения их тепловыделения), с суммарной УА более  $10^5$  Бк/г;

- среднеактивные долгоживущие РАО (САО-дж), содержащие трансурановые радионуклиды и также относящиеся ко второму классу, с суммарной УА от  $10^2$  до  $10^5$  Бк/г;

- низкоактивные долгоживущие РАО (НАО-дж), содержащие радионуклиды с периодом полураспада более 31-го года и трансурановые радионуклиды, относящиеся к третьему классу (то есть подлежащие захоронению в пунктах приповерхностного захоронения РАО (далее – ППЗРО), размещаемых на глубине до 100 м), с суммарной УА от 10 до  $10^2$  Бк/г;

- очень низкоактивные РАО (ОНРАО), содержащие трансурановые радионуклиды, относящиеся к четвертому классу (то есть подлежащие захоронению в ППЗРО, размещаемых на одном уровне с поверхностью земли), с суммарной УА до  $10^1$  Бк/г.

Объемы РАО разного типа, относящихся к разным классам по допустимому способу захоронения, зависят не только от времени выдержки бетонной радиационной защиты после ее облучения нейтронами в период эксплуатации энергоблока, но и от распределения суммарной наведенной УА по толщине «сухой» и биологической радиационных защит.

Для иллюстрации этого обстоятельства на рис. 2 представлены распределения суммарной активности по толщине «сухой» защиты при времени облучения  $T = 60$  лет и значениях времени выдержки  $t = 1, 10, 25, 50$  и 100 лет.

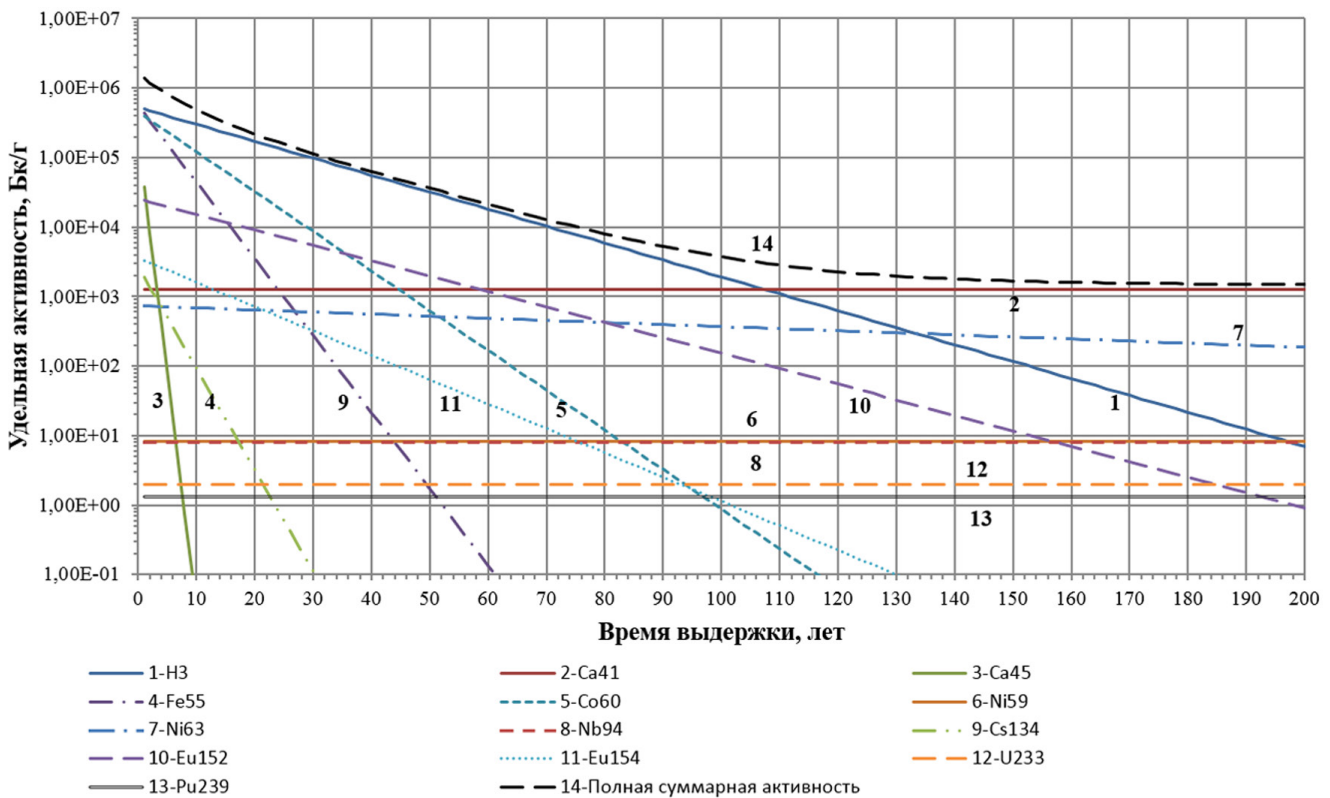


Рис. 1. График спада удельной наведенной активности «сухой» защиты из серпентинита при времени облучения  $T = 60$  лет с увеличением времени выдержки  $t$  от 1 года до 200 лет

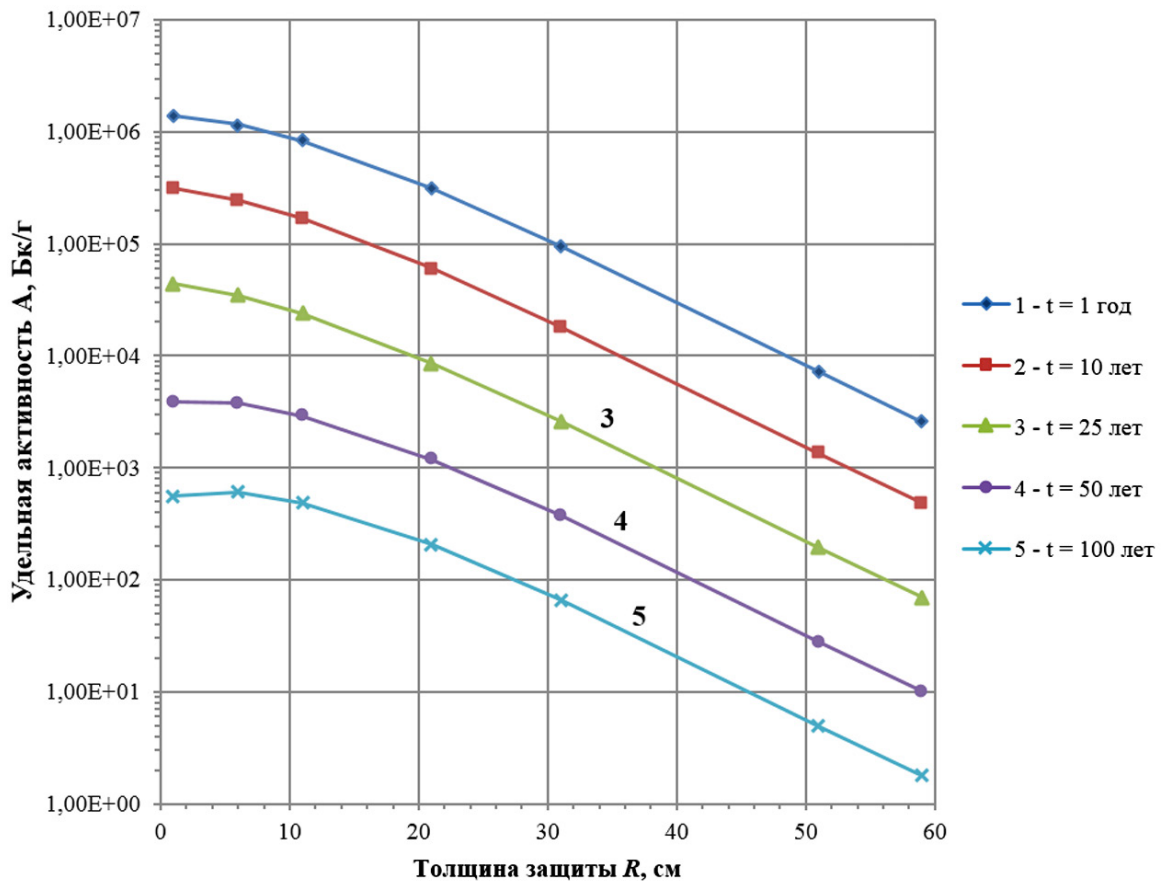


Рис. 2. Распределения суммарной удельной активности по толщине «сухой» защиты при времени облучения  $T = 60$  лет и значениях времени выдержки  $t = 1, 10, 25, 50$  и  $100$  лет

Для определения уровней активности и объемов РАО на момент вывода из эксплуатации АЭС необходимо знать в каждом конкретном случае элементный состав всех конструкционных и защитных материалов в приреакторном пространстве, которые подвергаются облучению потоками нейтронов.

Проведенные расчетные исследования показали, что за счет целенаправленного выбора малоактивируемых составов защитных бетонов шахты реактора типа ВВЭР возможно на 1 – 2 порядка снижение уровней наведенной активности, а следовательно, и в несколько раз объемов РАО.

Иллюстрацией к сказанному являются данные рис. 3, на котором приведены графики спада суммарной наведенной активности по толщине биологической защиты реактора ВВЭР для различных бетонов при времени выдержки  $t = 1$  год.

Для того, чтобы оценить распределение РАО, образующихся при выводе из эксплуатации энергоблоков АЭС, по классам потенциальной опасности, предписывающим допустимый способ их захоронения в соответствии с [11], в работе был выпол-

нен детальный совместный анализ временного (рис. 1) и пространственного (рис. 2 и 3) распределений суммарной УА материалов защиты.

Этот анализ показал следующее (рис. 4): первые 20 см «сухой» защиты до времени выдержки 40 лет будут относиться к типу ВАО (класс 2); часть «сухой» защиты от 20 до 50 см до времени выдержки 200 лет и далее будет относиться к типу САО-дж (тот же класс 2); последние 10 см «сухой» защиты будут относиться к САО-дж до времени выдержки 60 лет, после чего станут относиться к типу НАО-дж (класс 3), а после 130 лет – к типу ОНРАО (класс 4).

Бетон биологической защиты до времени выдержки 6 лет будет относиться также к САО-дж (подлежащим захоронению в ППЗРО), постепенно, с увеличением времени выдержки до 36 лет, послойно (начиная с последних слоев) он полностью перейдет в тип НАО-дж (подлежащие захоронению в ППЗРО на глубине 100 м), а начиная со времени выдержки 10 лет, к 80 годам полностью перейдет в тип ОНРАО (подлежащих захоронению в ППЗРО на одном уровне с поверхностью земли).

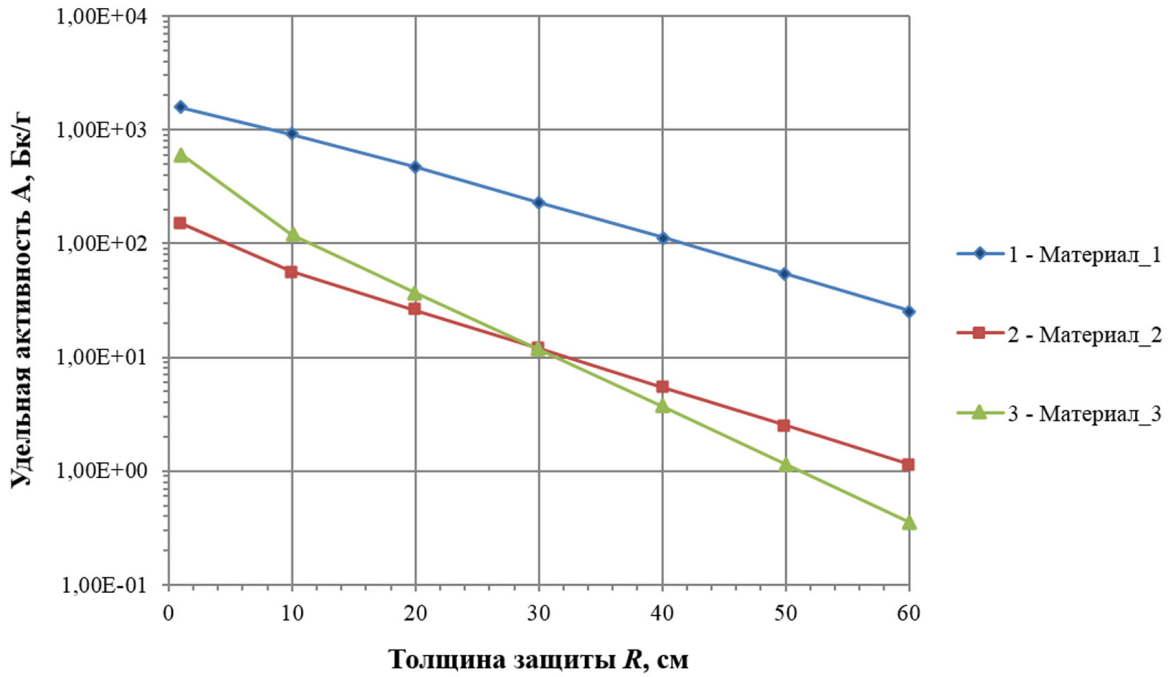


Рис. 3. Зависимость суммарной удельной активности бетонов от толщины биологической защиты при времени облучения  $T = 60$  лет и времени выдержки  $t = 1$  год (бетон на граните-М1, бетон на известняке-М2, стеклобетон-М3 [13])

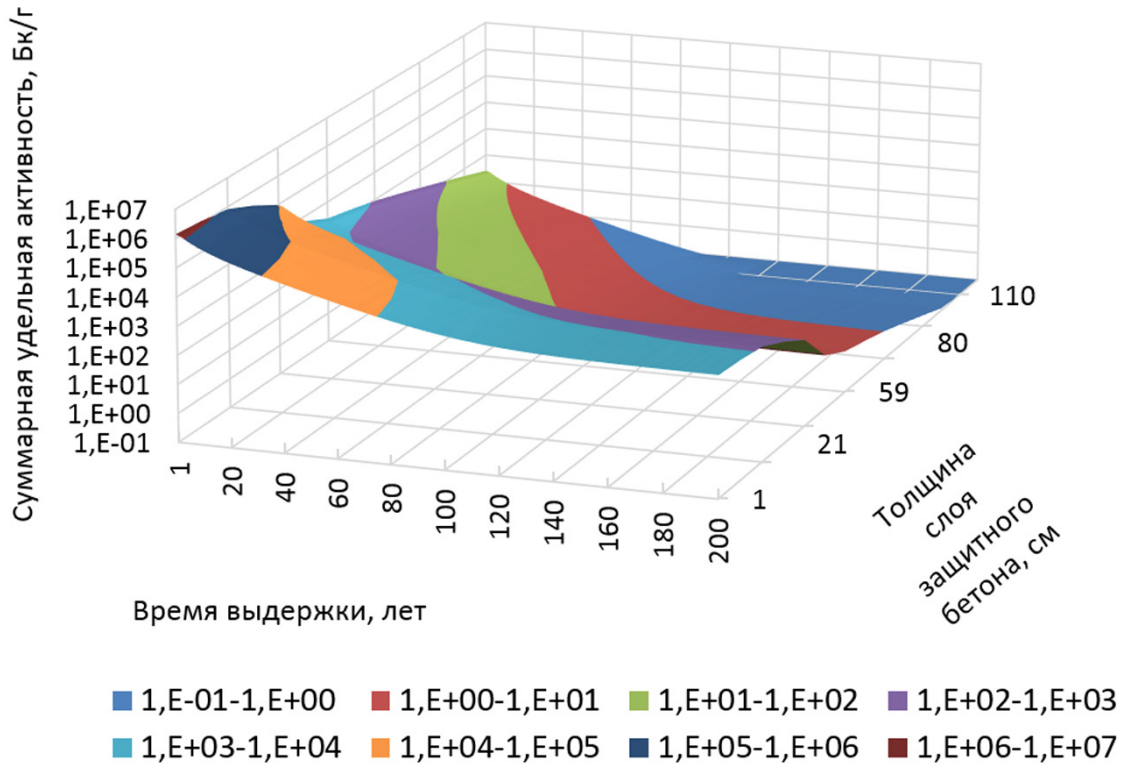


Рис. 4. Зависимость суммарной удельной активности бетонов от времени выдержки и толщины радиационной защиты (0–60 см – «сухая» защита; 61–120 см – биологическая защита (бетон на граните-М1)) при времени облучения  $T = 60$  лет



Такое распределение РАО, образующихся при выводе из эксплуатации энергоблоков АЭС, по классам потенциальной опасности, на первый взгляд, является несколько неожиданным, поскольку свидетельствует о том, что существующие ранее представления о затратах на окончательное решение проблемы обращения с этими РАО были весьма оптимистичными. Однако причина столь «жестких» результатов их классификации очевидна. При незначительных УА в РАО трансурановых элементов, а также долгоживущих радионуклидов с периодом полураспада более 31-го года, наличие которых в РАО определяет их отнесение к наиболее высоким классам по потенциальной опасности с наиболее жесткими ограничениями верхнего предела суммарной УА всех радионуклидов, входящих в состав РАО, наибольший вклад в эту суммарную УА вносит наименее радиотоксичный тритий, для которого, если бы только он один был в составе РАО, значения верхних пределов допустимой суммарной УА были бы на 6 порядков выше, чем те, которые были приняты при проведении классификации РАО в настоящей работе.

С одной стороны, полученные результаты проведенной классификации показали, что наличие в составе этих РАО трития, и ранее считавшегося создающим основные проблемы при их захоронении, на самом деле создает проблемы даже более серьезные, по сравнению с ожидавшимися ранее.

С другой стороны, эти дополнительные проблемы не являются следствием какого-то маловероятного стечения неблагоприятных обстоятельств – напротив, для РАО, образующихся при выводе энергоблоков АЭС из эксплуатации, эти проблемы станут типичными.

Единственным доступным в настоящее время способом, позволяющим снизить остроту этих выявленных типичных проблем, авторы сочли корректное применение установленного в [11] критерия отнесения радиоактивно загрязненных отходов к РАО, так как именно в нем количественно учтены существенные различия значений радиотоксичности всех радионуклидов, входящих в состав РАО, безотносительно к тому, к каким видам эти РАО относятся: тритийсодержащим, содержащим только бета-излучающие радионуклиды (за исключением трития), содержащим альфа-

излучающие радионуклиды (за исключением трансурановых) или к содержащим трансурановые радионуклиды.

Результаты соответствующих расчетов, выполненных для всего рассмотренного диапазона пространственно-временного распределения наведенной активности в бетонах радиационной защиты энергоблоков АЭС, иллюстрируются уточненным распределением РАО по типам и классам, представленным на рис. 5. Они показали, что из этого распределения полностью исчезли объемы ОНРАО (класс 4), почти полностью – НАО-дж (класс 3) и частично САО-дж (класс 2), то есть корректно определенная нижняя граница отнесения радиоактивно загрязненных материалов к РАО для типичных радионуклидов, входящих в состав РАО, образующихся при выводе энергоблоков АЭС из эксплуатации, во всем диапазоне времени выдержки, рассматриваемого при выводе из эксплуатации, оказалась всегда выше верхней границы отнесения этих РАО к классу 4, почти всегда – к классу 3, а в ряде случаев – и к классу 2.

Отметим также следующее. Из данных, приведенных на рис. 5, видно, что сумма отношений УА радионуклидов, содержащихся в отходах, к соответствующим ПЗУА не превышает единицы примерно у половины радиоактивно загрязненных отходов, не являющихся РАО согласно [11], и ниже 0,01 – у другой половины. Таким образом, у половины этих отходов не превышает единицы сумма отношений УА к значениям УА техногенных радионуклидов, при которых допускается неограниченное использование твердых материалов, установленных в приложении 3 к ОСПОРБ-99/2010 [16]. Это означает, что все вопросы дальнейшего обращения с образующимися отходами из первой половины следует решать в соответствии с требованиями [16], а отходами из второй половины эксплуатирующая организация может распорядиться полностью по своему усмотрению.

Поскольку стоимости захоронения 1 м<sup>3</sup> РАО разных классов существенно различаются между собой [14], то очевидно, что необходимая и возможная существенная оптимизация экономических и дозовых затрат эксплуатирующих организаций на осуществление вывода из эксплуатации в случае использования при ее проведении предлагаемого в статье подхода будет наиболее полной.

### Выбор перспективных малоактивируемых конструкционных и защитных материалов для ядерных установок нового поколения

Отметим, что значительный разброс справочных значений концентраций следовых активационно-опасных элементов в рудных породах и минералах и сложность корректного инструментального определения их содержания в конструкционных и защитных материалах приводят к недооценке уровней активации и, как следствие, объемов РАО при выводе энергоблоков АЭС из эксплуатации. Для демонстрации справедливости этого утверждения авторы в несколько раз уменьшили (до минимального, но реально возможного значения) содержание

природного урана в материале «сухой» защиты, принятое в расчетах настоящей работы. В результате в приведенном на рис. 5 примере после 170 лет слой «сухой» защиты от 10 до 30 см вообще перестал относиться к РАО, хотя до этого до 200 лет и более относился к САО-дж (класс 2), подлежащим захоронению в ПГЗРО.

Анализ проектной документации новых ядерных установок показывает, что, как и много лет назад, выбор конструкционных и защитных материалов для действующих в настоящее время и окончательно остановленных РУ осуществлялся и осуществляется на стадии проектирования без детального анализа и определения их химического состава на содержание активационно-опасных примесных и следовых элементов.

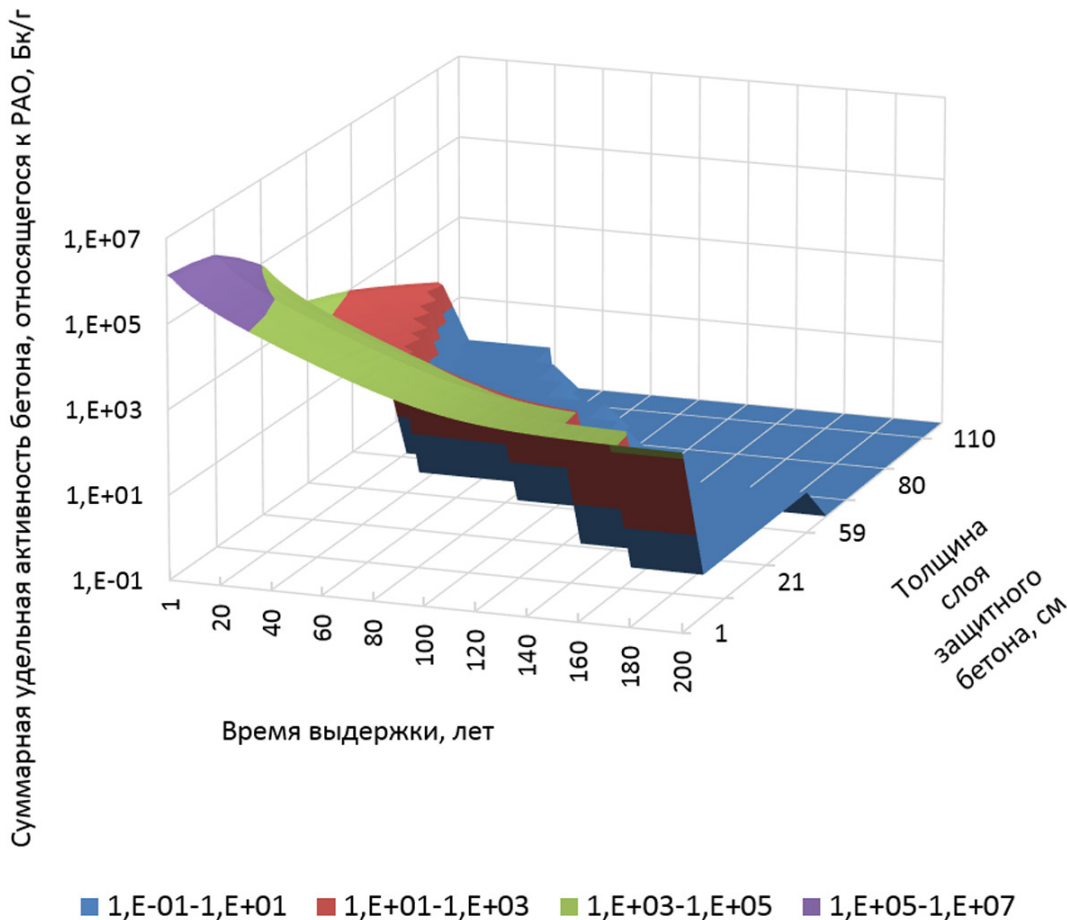


Рис. 5. Зависимость суммарной удельной активности бетонов, относящихся к РАО согласно [11], от времени выдержки и толщины радиационной защиты (0–60 см – «сухая» защита; 61–120 см – биологическая защита (бетон на граните-М1)) при времени облучения  $T = 60$  лет

При выводе из эксплуатации и подготовке к выводу из эксплуатации ядерных установок (в основном блоков АЭС и исследовательских реакторов) возникает практическая потребность оценить объемы РАО, образованных за счет активации активационно-опасных элементов, входящих в состав бетонной защиты блоков АЭС, выполнить текущую классификацию этих РАО согласно [11] и прогноз изменения их класса в зависимости от времени выдержки. К сожалению, информации по содержанию активационно-опасных элементов (на уровне примесей и следов) в материалах радиационной защиты практически нет и, что самое печальное, пока даже нет понимания, где такая информация должна собираться и храниться.

Инструментом решения данной проблемы должен быть банк данных по активационным характеристикам конструкционных и защитных материалов ядерных установок.

В укрупненном виде банк данных по наведенной активности должен состоять из трех основных разделов, условно названных: физический, материаловедческий и справочно-экономический.

Физический раздел включает: геометрические схемы расчета (расчетные модели); коды расчета переноса излучения; коды и инженерные методы расчета активации конструкционных и защитных материалов; основные реакции активации и радиационно-физические характеристики долгоживущих радионуклидов; характеристики РУ и историю их эксплуатации.

Материаловедческий раздел включает: типы и виды сырьевых материалов, используемых в конструкциях радиационной защиты АЭС; данные по элементному составу и концентрациям химических элементов, определяющих долгоживущую активность оборудования и железобетонных конструкций радиационной защиты; данные о химическом составе конструкционных и защитных материалов действующих ядерно-технических установок; основные месторождения сырьевых материалов; месторасположение действующих, проектируемых и сооружаемых АЭС.

Справочно-экономический раздел включает: законы, нормы и правила в области нормирования и обращения с РАО; оценку объемов РАО, образованных в результате активации материала радиационной защиты АЭС в течение этапа ее эксплуатации, стоимость транспортирования, хранения и захоронения при демонтаже блоков АЭС; расчет технико-экономической эффективности выбора материала защиты АЭС с учетом этапа вывода АЭС из эксплу-

тации; методы, критерии и основы выбора мало-активируемых материалов радиационной защиты АЭС с учетом стадии вывода из эксплуатации.

Первым шагом практического использования банка данных является выбор химического состава бетона из представленных в материаловедческом разделе (для действующих ядерных установок – если этот состав известен, для проектируемых ядерных установок – химический состав бетона, наиболее подходящего по своим технологическим характеристикам) с целью прогнозных расчетов наведенной радиоактивности.

После выбора и преобразования исходных данных с использованием расчетных кодов, характеристик, параметров, иной информации, представленной в физическом разделе, возможно получение следующей информации: распределение суммарной УА активности бетонов в зависимости от времени выдержки для долгоживущих радионуклидов, определяющих наведенную активность бетонов; вклад различных радионуклидов в суммарную наведенную активность бетонов и его изменение в зависимости от времени выдержки; толщина активированного радиоактивного слоя для различных бетонов в зависимости от времени выдержки после останова реактора.

Далее, используя информацию, представленную в физическом и справочно-экономическом разделах, можно получить данные по объемам и классам РАО, материалам повторного использования, образуемым при демонтаже радиационной защиты при выводе из эксплуатации блока АЭС, и выбрать наименее активируемый бетон для биологической защиты блоков нового поколения.

### **Выводы и заключения**

1. Долгоживущая наведенная радиоактивность бетонов радиационно-тепловой и биологической защиты реакторов определяется радионуклидами с различными радиационными характеристиками, образованными в основном за счет активации изотопов химических элементов, входящих в состав защитных бетонов в качестве примесных и следовых.

2. Сложность определения изотопного состава всех значимых радионуклидов, определяющих уровни наведенной активности, приводит к значительным неопределенностям в качественном и количественном отношении при подсчете объемов РАО и определении их класса.

3. Отсутствие в расчетах наведенной активности данных по содержанию отдельных следовых элементов или некорректное определение их содержания в защитных материалах приводит к необходимости переоценки (из консервативных соображений) объемов РАО при выводе РУ из эксплуатации. Это будет влиять на отнесение этих РАО к тому или иному классу по допустимому способу захоронения, а значит и на стоимость захоронения, приведет к ошибкам в оценках требуемых объемов хранилищ. С другой стороны, отказ от консервативного подхода может в конечном счете привести к недооценке радиационного воздействия РАО на персонал, население и окружающую среду.

4. Впервые проведенная по результатам расчетов активации бетонов радиационной защиты АЭС детальная классификация РАО (в соответствии с [11]), образуемых при выводе АЭС из эксплуатации, выявила ряд дополнительных осложнений, связанных с наличием в составе этих РАО больших количеств трития. Максимально возможное ослабление этих осложнений достигается корректным применением при классификации РАО полной системы критериев, установленных в [11].

5. Для повышения надежности определения уровней УА и объемов РАО, образуемых при демонтаже активированных защитных конструк-

ций, необходимо знать в каждом конкретном случае элементный состав всех конструкционных и защитных материалов в приреакторном пространстве, которые подвергаются облучению потоками нейтронов.

6. Представляется необходимым оптимизировать состав бетонов радиационной защиты для АЭС с ВВЭР-ТОИ, используя ограниченное количество наименее активизируемых из них. Информационная составляющая проектов АЭС нового поколения должна включать банк данных об активационных характеристиках защитных материалов, химический состав материалов защиты должен быть отражен в проектных документах в форме паспорта на химический состав с учетом содержания основных, примесных и следовых активационно-опасных элементов.

7. Необходимо провести комплексные экспериментальные исследования содержания активационно-опасных элементов в конструкционных и защитных материалах и в природных материалах, используемых для их изготовления (песок, глина, щебень и т. д.) с целью выбора малоактивируемых составов для ядерных установок нового поколения.

8. На действующих ядерных установках необходимо отобрать образцы конструкционных и защитных материалов и определить содержание в них активационно-опасных элементов.

### Список литературы

1. Evans J., Lepel E., Sundens R. e.a. Long-lived activation products in light-water reactor construction materials: implication for decommissioning. – In: Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle, 1988, v. 11 (1).
2. Nazarov V.M., Frontyasyeva M.V., Engovatov I.A. at al. N.I. Activation studies of concrete binding agent ingredients used for nuclear radiation shielding. Kernenergie, 1991.
3. Енговатов И.А., Машкович В.П., Орлов Ю.В., Пологих Б.Г., Хлопкин Н.С., Цыпин С.Г. Радиационная безопасность при выводе из эксплуатации реакторных установок гражданского и военного назначения. Проект МНТЦ № 465-97. Под редакцией Хлопкина Н.С. – М., «ПАИМС», 1999.
4. Engovatov I.A., Mashkovich V.P., Orlov Y.V., Pologikh B.G., Khlopin N.S., Tsy-pin S.G. / Radiation Safety Assurance: Decommissioning Nuclear Reactors at Civil and Military Installations // Monography. Arlington, VA 22201 USA 2005.
5. Былкин Б.К., Енговатов И.А. / Вывод из эксплуатации реакторных установок // Монография. – М., МГСУ, 2014.
6. Енговатов И.А., Былкин Б.К., Кожевников А.Н. / Оптимизация составов бетонов радиационной защиты АЭС // Сборник докладов Девятой международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2014). – М., 2014.
7. Былкин Б.К., Давыдова Г.Б., Журбенко Е.А. / Радиоактивные отходы при демонтаже реакторных установок // Атомная энергия, 2011. – Т. 110, вып. 3.



8. Былкин Б.К., Енговатов И.А. Кожевников А.Н. / Выбор бетона радиационной защиты для АЭС нового поколения // Атомная энергия, 2015. – Т. 118, вып. 6.
9. Decommissioning Strategies for Facilities Using Radioactive Material. Safety Reports Ser. № 50. – Vienna: IAEA, 2007.
10. Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока АС. НП-012-16: утверждены Приказом Ростехнадзора от 10.01.2017 № 5 (зарегистрирован в Минюсте РФ 22.02.2017, рег. № 45740).
11. 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. № 1069 («Собрание законодательства РФ», 29.10.2012, № 44, ст. 6017; 09.02.2015, № 6, ст. 974).
12. Войткевич Г.А., Мирошников А.Е., Поваренных А.С., Прохоров В.Г. Краткий справочник по геохимии. – М., Недра, 1977.
13. Енговатов И.А., Лавданский П.А., Румянцев Б.М. Стеклобетоны для радиационно-тепловой и биологической защиты ядерно-технических установок. Тезисы докладов IX Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях». – Обнинск, 24 – 26 октября 2006.
14. Иванов Е.А., Коротков А.С., Пырклов И.В. Радионуклидный вектор. Росэнергоатом, № 1, 2015.
15. Былкин Б.К., Енговатов И.А. Кожевников А.Н., Синюшин Д.К. / К определению категории РАО для бетонов радиационной защиты ядерных установок при их выводе из эксплуатации // Атомная энергия. 2016. – Т. 121, вып. 5.
16. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010). СанПин СП 2.6.1.2612-10: утверждены Приказом Роспотребнадзора от 26.04.2010 № 40 (зарегистрирован в Минюсте РФ 11.08.2010, рег. № 18115).

## References

1. Evans J., Lepel E., Sundens R. e.a. Long-Lived Activation Products in Light-Water Reactor Construction Materials: Implication for Decommissioning. – In: Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle, 1988, v. 11 (1).
2. Nazarov V.M., Frontyasyeva M.V., Engovatov I.A. at al. N.I. Activation Studies of Concrete Binding Agent Ingredients Used for Nuclear Radiation Shielding. Kernenergie, 1991.
3. Engovatov I.A., Mashkovich V.P., Orlov Y.V., Pologikh B.G., Khlopkin N.S., Tsy-pin S.G. Radiation Safety at Decommissioning of Civil and Military Reactor Installations. ISTC Project No.465-97. Under the editorship of Khlopkin N.S. – Moscow, “PAIMS”, 1999.
4. Engovatov I.A., Mashkovich V.P., Orlov Y.V., Pologikh B.G., Khlopkin N.S., Tsy-pin S.G. / Radiation Safety Assurance: Decommissioning Nuclear Reactors at Civil and Military Installations // Monography. Arlington, VA 22201 USA 2005.
5. Bylkin B.K., Engovatov I.A. / Decommissioning of Reactor Installations // Monography. – Moscow, Moscow State University of Civil Engineering (MSUCE), 2014.
6. Engovatov I.A., Bylkin B.K., Kozhevnikov A.N. / Optimization of the Compositions of Concrete for Radiation Protection of NPP // in: IX International Scientific-Technical Conference “Safety, Efficiency and Economics of Nuclear Engineering” (ISTC-2014). – Moscow, 2014.
7. Bylkin B.K., Davydova G.B., Zhurbenko E.A. / Radioactive Wastes at Dismantling of Reactor Installations // Nuclear Energy, 2011. – Т. 110, Issue 3.
8. Bylkin B.K., Engovatov I.A., Kozhevnikov A.N. / Choice of Concrete Radiation Shielding for Next-Generation Nuclear Power Plants // Nuclear Energy, 2015. – Т. 118, Issue 6.
9. Decommissioning Strategies for Facilities Using Radioactive Material. Safety Reports Ser. No. 50. – Vienna: IAEA, 2007.
10. Safety Rules for Decommissioning of NPP Power Unit. NP-012-16: approved by Rostekhnadzor Order No.5 of 10.01.2017 (registered in the RF Ministry of Justice, reg.No. 45740 of 22.02.2017).

11. On Criteria of Referring Solid, Liquid and Gaseous Wastes to “Radioactive Wastes” Category; Criteria of Referring Radioactive Wastes to “Special Radioactive Wastes” Category and to “Disposed Radioactive Wastes” Category; and Criteria for Classification of “Disposed Radioactive Wastes”. Decree of the RF Government No.1069 of October 19, 2012 (“Collected Legislation of the Russian Federation”, 29.10.2012, No. 44, Art. 6017; 09.02.2015, No. 6, Art. 974).

12. Voytkevich G.A., Miroshnikov A.E., Povarennykh A.S., Prokhorov V.G. / Brief Reference-Book on Geochemistry. – Moscow, Nedra, 1977.

13. Engovatov I.A., Lavdansky P.A., Rummyantsev B.M./ Glass Concretes of Radiating Thermal and Biological Shield for Nuclear Installations. In: Book of Abstracts. IX Russian Scientific Conference “Radiation Shielding and Radiation Safety of Nuclear Technology”. Obninsk, October 24 – 26, 2006.

14. Ivanov E.A., Korotkov A.S., Pyrkov I.V. Radionuclide vector. Rosenergoatom, No.1, 2015.

15. Bylkin B.K., Engovatov I.A., Kozhevnikov A.N., Sinyushin D.K. / Definition of Radioactive Waste Categories for Concrete Radiation Protection Shielding of Nuclear Installation by their Decommissioning // Nuclear Energy. 2016. – T. 121, Issue 5.

16. Basic Sanitary Rules for Radiation Safety (OSPORB-99/2010). SanPin SP 2.6.1.2612-10: approved by Rospotrebnadzor Order No. 40 of 26.04.2010 (registered in the RF Ministry of Justice, reg. No.18115 of 11.08.2010).

