

**ИЗЫСКАНИЕ, ПРОЕКТИРОВАНИЕ,  
СТРОИТЕЛЬСТВО И МОНТАЖ  
ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ  
ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ**

УДК 621.039

**ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАЩИТ  
ОТ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ  
ОРГАНО-МЕТАЛЛИЧЕСКИХ КОМПОЗИЦИЙ**

© 2015 г. **О.Л. Ташлыков\***, **С.Е. Щеклеин\***, **А.П. Хомяков\***  
**И.М. Русских\*\***, **Е.Н. Селезнев\*\***

\* *Уральский федеральный университет, Екатеринбург, Свердловская обл.*

\*\* *ОАО «Институт реакторных материалов», Заречный, Свердловская обл.*

Показан потенциал проектирования оптимального состава наполнителей гомогенных радиационно-защитных материалов для заданного изотопного состава радиоактивных загрязнений. Приведены результаты экспериментального исследования ослабляющей способности гомогенных радиационно-защитных материалов с различными наполнителями по отношению к гамма-излучению.

*Ключевые слова:* оптимизация радиационной защиты, кратность ослабления, гомогенный радиационно-защитный материал.

Поступила в редакцию 20.05.2015

**ВВЕДЕНИЕ**

Среди способов снижения доз облучения персонала [1] важную роль играет экранирование источника ионизирующего излучения. В настоящее время использование экранов ограничено небольшим выбором материалов, часто не обладающих удобством использования, что затрудняет их установку и снятие.

Для защиты от  $\gamma$ -излучения применяют защитные экраны, изготовленные из материалов с большим атомным номером и высокой плотностью (например, железо, свинец, вольфрам). В некоторых случаях для защиты (например, рентгеновских кабинетов) используют барит, как добавку в строительные материалы. Наилучшей защитной эффективностью среди традиционных материалов обладают вольфрам, свинец. Однако их стоимость весьма значительна. Соотношение стоимости барита, свинца и вольфрама составляет примерно 1:6:140 [2].

Поглощающая способность защитного материала зависит от спектра  $\gamma$ -излучения (изотопного состава) источника. Поэтому значительный потенциал в реализации принципа оптимизации радиационной защиты имеет подбор состава поглотителей (химических элементов), обеспечивающих необходимую кратность ослабления излучения для конкретных ситуаций облучения, при минимальных затратах.

В реакторных установках, охлаждаемых водой под давлением, оборудование контура теплоносителя изготавливается из коррозионно-стойких сталей, а некоторые узлы конденсатно-питательного тракта АЭС с кипящими реакторами – из низколегированных и углеродистых сталей. Поэтому в состав коррозионных отложений на оборудовании и трубопроводах таких АЭС входят в основном одни и те же радионуклиды (например,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ), которые образуются из

химических элементов, входящих в состав конструкционных материалов. [3]

В реакторных установках с жидкометаллическим теплоносителем состав радионуклидов, определяющих радиационный фон, отличается от реакторов с водным теплоносителем. Так, радиоактивность натриевого теплоносителя первого контура БН-600 при работе реактора определяется радионуклидом  $^{24}\text{Na}$  ( $T_{1/2} = 15,005$  ч). После останова реактора и распада  $^{24}\text{Na}$  радиоактивность натрия определяется  $^{22}\text{Na}$  ( $T_{1/2} = 2,602$  лет) и  $^{137}\text{Cs}$  ( $T_{1/2} = 30,174$  лет), меньший вклад вносят  $^{134}\text{Cs}$  ( $T_{1/2} = 2,062$  лет) и  $^{54}\text{Mn}$  ( $T_{1/2} = 312,3$  дня). Радиоактивность отложений на поверхностях трубопроводов и оборудования первого контура, омываемых натрием, определяется изотопом  $^{54}\text{Mn}$ . Активность других радионуклидов коррозионного происхождения ( $^{58}\text{Co}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ), а также продуктов деления ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{140}\text{La}$ ) на таких поверхностях в 10 и более раз меньше. На поверхностях, находящихся в газовой полости, преобладают отложения  $^{137}\text{Cs}$  [4].

При возможности отсрочки выполнения работ на радиоактивных системах (например, демонтаж энергоблоков АЭС, выводимых из эксплуатации), радиационный фон определяется долгоживущими изотопами  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$ . Однако, в условиях эксплуатации, в том числе во время ремонта, модернизации и реконструкции, радиационная обстановка может определяться также изотопами с небольшими периодами полураспада и многообразием спектра гамма-излучения в зависимости от типа реакторной установки, конструктивных особенностей оборудования и т.д. В отдельных случаях требуется защита от комбинированного нейтронного и  $\gamma$ -излучения. К таким работам относится, например, замена парогенераторов (ПГ) на АЭС с ВВЭР-1000, при которой наиболее дозозатратными операциями являлись, начиная с Южно-Украинской АЭС (1987), сварка, контроль, термообработка, восстановление аустенитной нержавеющей наплавки внутри главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ). Оптимизация конструкции специальной защиты в районе соединения коллектора теплоносителя с ГЦТ при замене ПГ на блоке №2 Балаковской АЭС в 1999-2000 гг. позволила значительно снизить дозозатраты по сравнению с использовавшейся ранее защитой [5].

В данной статье представлены результаты одного из этапов комплекса работ, проводимых в последние годы специалистами УрФУ и ОАО «Институт реакторных материалов» по проектированию оптимального состава гомогенных защитных материалов, адаптированных к радиоактивным загрязнениям АЭС, различающимся изотопному составу.

## 1 МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

### 1.1 МАТЕРИАЛЫ

В настоящее время разработан ряд радиационно защитных материалов (РЗМ), представляющих собой матрицу, включающую наполнитель в виде вещества, хорошо ослабляющего гамма-излучение. К ним относятся РЗМ серии Абрис РЗ, разработанные специалистами ООО «Завод герметизирующих материалов», и представляющие собой композицию на основе полимерного связующего, наполнителя, пластификатора и технологических добавок. Технология производства РЗМ позволяет формировать необходимые защитные свойства материала с учетом изотопного состава радиоактивных загрязнений за счет использования различных наполнителей (барита, свинца, вольфрама и т.д.) и их концентраций.

Положительными свойствами защитного материала являются возможность его изготовления в виде эластичных клейких пластин, позволяющих в условиях радиационных полей быстро закреплять защиту вокруг трубопроводов и

оборудования [6].

Для проведения исследований были выбраны пять источников гамма-излучения с различными энергиями  $\gamma$ -квантов. При их выборе учитывались результаты анализа изотопных составов радиоактивных загрязнений реакторных установок различных типов, а также возможности получения изотопов на исследовательском реакторе ИВВ-2М [2].

Для проведения эксперимента были изготовлены образцы защитного материала Абрис в виде листов размерами 500x500 мм толщиной 5, 10, 15, 20 мм с концентрациями (содержанием) наполнителей (барита, свинца, вольфрама) от 20 до 90%.

## 1.2 ИЗМЕРЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТОВ ОСЛАБЛЕНИЯ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ЗАЩИТНЫМ МАТЕРИАЛОМ

Для получения источников гамма-излучения использовался «мокрый» канал реактора ИВВ-2М, представляющий из себя алюминиевую трубу  $\varnothing 29 \times 1$  длиной 7,5 метров. Канал устанавливался в полость, образованную внутренней чехловой трубой тепловыделяющей сборки реактора. Для облучения детекторов использовались две ячейки активной зоны реактора.

В качестве мишеней для получения источников гамма-излучения использованы активационные детекторы (металлические кобальт  $^{59}\text{Co}$ , никель  $^{58}\text{Ni}$ , золото, сплав с алюминием  $^{197}\text{Au}$ , железо  $^{54}\text{Fe}$ , алюминий  $^{27}\text{Al}$ ) из аттестованных наборов (АКН-Т-10 №014, СН-60/10, СН-65/11). Для проведения эксперимента были получены источники гамма-излучения  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{198}\text{Au}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{24}\text{Na}$  (табл. 1).

Таблица 1. – Характеристики полученных источников гамма-излучения

Источник гамма - излучения	Ячейка активной зоны	Время облучения	Активность на конец облучения, Бк	Активность на момент измерения, Бк	Мощность дозы на расстоянии 90 мм, мкЗв/ч	
					эксперимент	расчет
$^{60}\text{Co}$	4-7	20 мин	$3,40 \cdot 10^6$	$3,40 \cdot 10^6$	151	147
$^{58}\text{Co}$	4-7	1,8 ч	$6,83 \cdot 10^6$	$6,83 \cdot 10^6$	144	147
$^{198}\text{Au}$	4-7	15 мин	$3,45 \cdot 10^7$	$1,73 \cdot 10^7$	146	141
$^{54}\text{Mn}$	7-8	28 ч	$9,45 \cdot 10^6$	$9,45 \cdot 10^6$	166	168
$^{24}\text{Na}$	4-7	1 ч	$2,77 \cdot 10^6$	$9,10 \cdot 10^5$	55	56

Поскольку при облучении мишени нейтронным потоком помимо «основной» реакции, в ходе которой нарабатывается нуклид-источник, протекают «мешающие» реакции, в процессе использования источника гамма-излучения необходимо учитывать вклад в мощность дозы излучения от нуклидов, являющихся продуктами «мешающих» реакций, либо выдерживать источник после облучения для снижения мощности дозы от короткоживущих «мешающих» нуклидов. Пороговые детекторы облучались в кадмиевом экране, вследствие чего отсекались «мешающие» реакции, протекающие на тепловых нейтронах[2].

Для проведения измерений кратности ослабления мощности дозы  $\gamma$ -излучения защитными материалами использовалось специальное приспособление и измерительный прибор ДКС-АТ1123 («Дозиметр рентгеновского и гамма-излучения»). Принцип действия дозиметра основан на использовании высокочувствительного метода

сцинтилляционной дозиметрии с применением пластмассового детектора и фотоэлектронного умножителя. Диапазон измерений мощности дозы гамма-излучения составляет от 50 нЗв/ч до 10 Зв/ч, по энергии излучения – от 15 кэВ до 10 МэВ. Алгоритм работы прибора помимо оперативных показаний обеспечивает статистическую обработку результатов измерений и оценку статистических флуктуаций. При измерениях мощности дозы приборная ошибка составляла не более 1%.

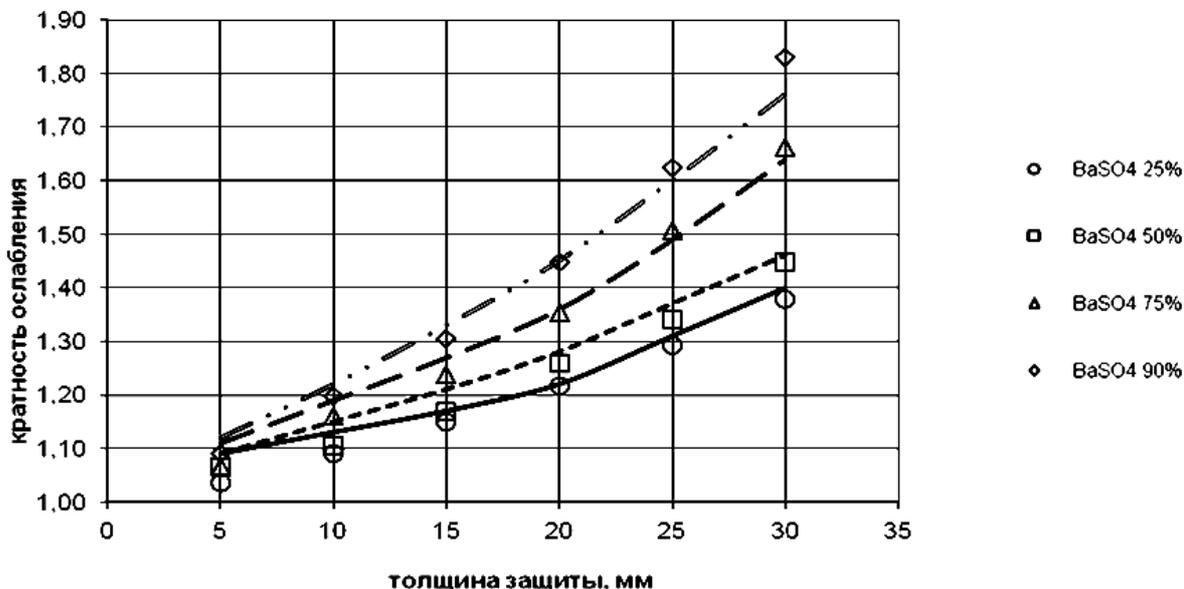
Расстояние от чувствительной части измерительного прибора до источника гамма-излучения составляло 90 мм. Между источником излучения и чувствительным элементом прибора устанавливались образцы исследуемого защитного материала.

Измерение кратности ослабления мощности дозы гамма-излучения защитными материалами выполнено по схеме:

- 1) Измерение фонового значения мощности дозы гамма-излучения в помещении;
- 2) Измерение мощности дозы от «голого» источника гамма-излучения;
- 3) Измерение мощности дозы гамма-излучения от источника закрытого защитным материалом;
- 4) Расчет кратности ослабления мощности дозы гамма-излучения защитным материалом.

## 2 РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

На рисунках 1–3 в качестве примеров приведены результаты проведенных экспериментальных исследований зависимости кратности ослабления мощности дозы гамма-излучения (на примере изотопов  $^{198}\text{Au}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ) от толщины защитного материала марки Абрисс наполнителями барит и свинец.



**Рис. 1.** – Экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы гамма-излучения (источники  $^{198}\text{Au}$ ) от толщины защитного материала марки Абрисс РЗнк-01 с наполнителем  $\text{BaSO}_4$

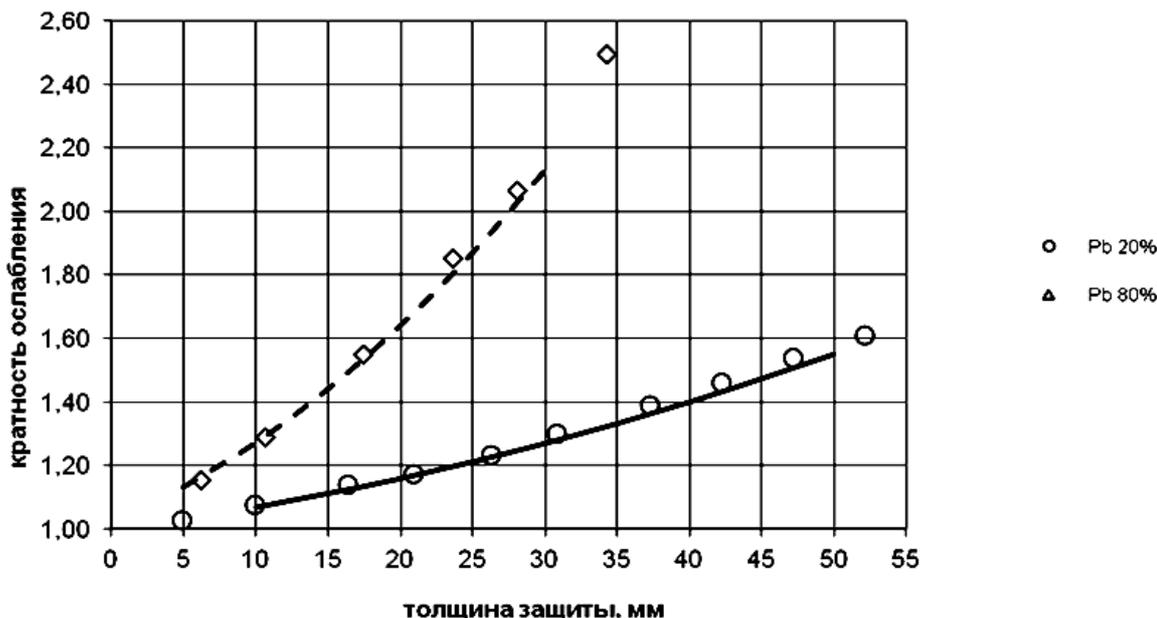


Рис. 2.– Экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы гамма-излучения (источники <sup>58</sup>Co) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-02 с наполнителем Pb

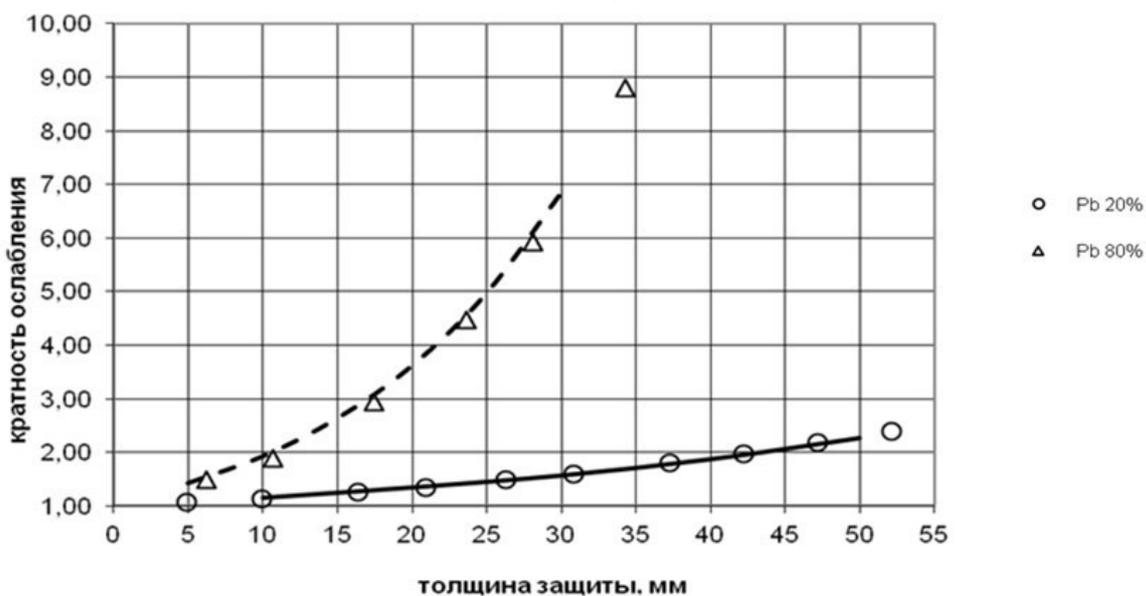


Рис. 3.– Экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы гамма-излучения (источники <sup>198</sup>Au) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-02 с наполнителем Pb

Как следует из сравнения результатов исследования коэффициентов ослабления мощности дозы гамма-излучения защитными материалами марки Абрис РЗ имеется выраженная зависимость от энергии излучения, что подтверждают возможность реализации принципа оптимизации радиационной защиты путем проектирования защитных материалов с заданными свойствами применительно к конкретному радиоизотопному составу радиоактивных загрязнений, зависящему не только от типа реакторной установки, но и от срока ее эксплуатации.

В ряде случаев при планировании радиационно опасных работ используется концепция предельно допустимых доз (ПДД). В этом случае на основании необходимой кратности ослабления мощности дозы гамма-излучения в отдельных точках рабочей зоны и ограничений по толщине экранирующего материала

производится определение необходимой концентрации возможных наполнителей и сравнение стоимости защитных материалов.

Наличие в составе защитного материала Абрис РЗ легких химических элементов в сочетании с тяжелым наполнителем, а также положительные результаты предварительных испытаний материала по отношению к нейтронному излучению, проведенные в лабораторных условиях УрФУ [6], позволяют прогнозировать возможность эффективного использования данного материала для защиты от комбинированного нейтронного и гамма-излучения.

## ВЫВОДЫ

1) В результате проведенных исследований определены оптимальные концентрации различных поглотителей (барита, свинца, вольфрама) для источников с энергиями  $\gamma$ -излучения от 0,4 до 3 МэВ.

2) Полученные результаты подтверждают возможность реализации принципа оптимизации радиационной защиты путем проектирования защитных материалов с заданными свойствами применительно к конкретному радиоизотопному составу радиоактивных загрязнений, зависящему не только от типа реакторной установки, но и от срока ее эксплуатации и определять состав поглотителей для ситуаций планируемого облучения.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Публикация 103 Международной Комиссии по радиационной защите (МКРЗ). Пер с англ. [Текст]/ Под общей ред. М.Ф. Киселёва и Н.К. Шандалы. – М.: Изд. ООО ПКФ «Алана», 2009.
2. Русских, И.М. и др. Экспериментально-теоретическое исследование органометаллических радиационно-защитных материалов, адаптированных к источникам излучения со сложным изотопным составом [Текст]/ И.М. Русских, Е.Н. Селезнев, О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин // Ядерная физика и инжиниринг.– 2014.– Т. 5.– №5.– С.449–455.
3. Ташлыков, О.Л. Дозовые затраты персонала в атомной энергетике. Анализ. Пути снижения. Оптимизация [Текст]/ О.Л. Ташлыков: монография. – Saarbrücken, Germany: LAP LAMBERT Academic Publishing GmbH & Co. RG, 2011. – 232 с.
4. Ташлыков, О.Л. и др. О проблеме снижения дозовых затрат персонала АЭС [Текст]/О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, В.И. Булатов, А.Г. Шастин// Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №1. – С.55–60.
5. Ташлыков, О.Л. и др. Оптимизация дозовых затрат в процессе глубокой модернизации блоков АЭС с целью продления срока эксплуатации (на примере замены парогенераторов ПГВ-1000) [Текст] / О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, А.А. Кадников // Труды Одесского политехнического университета. – 2012. – Вып. 1(38). – С. 107–112.
6. Савченкова, Г.А. и др. Перспективы использования материалов серии Абрис для радиационной защиты персонала АЭС [Текст] / Г.А. Савченкова, Т.А. Артамонова, В.П. Савченков, О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин, И.М. Русских, Е.Н. Селезнев. // Сборник докладов восьмой международной научно-технической конференции 23-25 мая 2012 г. – М.: ОАО «Концерн Росэнергоатом», 2012. – С.504–508.
7. Briesmeister, Ed., “A General Monte Carlo N – Particle Transport code”, Los Alamos National Laboratory report, LA-12625-M, Version 4B (1997).
8. Практическая реализация методологии ALARA на АЭС [Текст]: методическое пособие. – М.: «Росэнергоатом», 1999. – 186 с.

## REFERENCES

- [1] Publikaciya 103 Mezhdunarodnoj Komissii po radiacionnoj zashhite (MKRZ) [ Publication 103 International Commissions on radiation protection (ICRP)]. Per s angl [Translation from English.]. Pod obshhej red. M.F. Kiselyova i N.K. Shandaly[ Edited by M.F. Kiselyov and N.K. Shandala]. M. Pub. Izd. ООО PKF «Alana» [JSC publishing house “Alana” business concern], 2009. (in Russian)
- [2] Russkih I.M., Seleznev E.N., Tashlykov O.L., Shheklein S.E. Eksperimentalno-teoreticheskoe

- issledovanie organometallicheskih radiacionno-zashhitnyh materialov, adaptirovannyh k istochnikam izlucheniya soslozhnym izotopnym sostavom [Experimental and theoretical research the organometallicheskih of the radiation protective materials adapted for radiation sources with difficult isotope structure]. *Yadernayafizika i inzhiniring* [Nuclear physics and engineering], 2014, Vol. 5, №5, ISSN 2079-5629, DOI 10.1134/S207956291405008X, p. 449–455. (in Russian)
- [3] Tashlykov O.L. Dozovye zatraty personala v atomnojenergetike. Analiz. Putisnizheniya. Optimizaciya [Dose expenses of the personnel in nuclear power. Analysis. Ways of decrease. Optimization]: Monographia [monograph]. – Saarbrücken, Germany, Pub. LAP LAMBERT Academic Publishing GmbH & Co. RG, 2011, 232 p. (in Russian)
- [4] Tashlykov O.L., Shheklein S.E., Bulatov V.I., Shastin A.G. O problem snizheniya doz ovyh zatrat personala AES [About a problem of decrease in dose expenses of the NPP personnel]. *Izvestiya vysshih uchebnyh zavedenij. Yadernaya energetika* [News of higher education institutions. Nuclear power], 2011, №1, ISSN 0204-3327, p.55–60. (in Russian)
- [5] Tashlykov O.L., Shheklein S.E., Kadnikov A.A. Optimizaciya dozovyh zatrat v processe glubokoj modernizacii blokov AES s celyu prodleniya sroka ekspluatcii (na primere zameny parogeneratorov PGV-1000) [Optimization of dose expenses in the course of deep modernization of blocks of the NPP for the purpose of extension of term of operation (on the example of replacement of PGV-1000 steam generators)]. *Trudy Odesskogo politexnicheskogo universiteta* [Works of the Odessa polytechnical university], 2012, Vypusk [Issue] 1(38), ISSN 2076-2429, p. 107–112. (in Russian)
- [6] Savchenkova G.A., Artamonova T.A., Savchenkov V.P., Tashlykov O.L., Shheklein S.E., Russkix I.M., Seleznev E.N., Savchenkova G.A., Artamonova T.A., Savchenkov V.P., Tashlykov O.L., Shheklein S.E., Russkix I.M., Seleznev E.N. Perspektivy ispolzovaniya materialov serii Abris dlya radiacionnoj zashhity personala AES [Prospects of use of materials of the Outline series for radiation protection of the NPP personnel]. *Sbornik докладов восьмой международной научно-технической конференции 23-25 мая 2012 г.* [Collection of reports of the eighth international scientific and technical conference on May 23-25, 2012.]. M. Pub. OAO «Koncern Rosenergoatom», 2012, p. 504–508. (in Russian)
- [7] Briesmeister, Ed., “A General Monte Carlo N – Particle Transport code”, Los Alamos National Laboratory report, LA-12625-M, Version 4B (1997). (in English)
- [8] Prakticheskaya realizaciya metodologii ALARA na AES [Practical realization of methodology of ALARA on the NPP]: metodicheskoe posobie [methodical manual]. M. Pub. «Rosenergoatom», 1999, ISBN 5-98298-264-4, 186 p. (in Russian)

### **Experimental Research Protection against Gamma Radiation of Organic and Metallic Compositions**

**O.L. Tashlykov\*, S.E. Shsheklein\*, A.P. Chomjakov\*,  
I.M. Russkikh\*\*, E.N. Seleznev\*\***

*Ural Federal University, Ekaterinburg, Sverlovsk region  
JSC «Institute of Nuclear Materials», Zarechny, Sverlovsk region  
e-mail: otashlykov@list.ru*

**Abstract** – Potential of design of optimum structure of fillers of homogeneous radiation protective materials for the given isotope structure of radioactive pollution is shown. Pilot study results of the weakening ability of homogeneous radiation protective materials with various fillers in relation to gamma radiation are given.

**Keywords:** radiation protection optimization, frequency rate of weakening, homogenous radiation protective material.