

УДК 621.039

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ГОМОГЕННЫХ ЗАЩИТ ОТ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Ташлыков О.Л., к.т.н., Щеклеин С.Е., д.т.н., Хомяков А.П., д.т.н.
(Россия, г. Екатеринбург, УрФУ)
Русских И.М., Селезнев Е.Н.
(Россия, г. Заречный, Свердловская обл.,
ОАО «Институт реакторных материалов»)

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

► **Ключевые слова:** *оптимизация радиационной защиты, кратность ослабления, метод «Монте-Карло», гомогенный радиационно-защитный материал.*

NUMERICAL AND EXPERIMENTAL RESEARCH OF HOMOGENOUS PROTECTION AGAINST GAMMA RADIATION

Tashlykov O.L., Ph.D., Shsceklein S.E., Ph.D., Chomjakov A.P., Ph.D.
(Ural Federal University, Ekaterinburg)
Russkikh I.M., Seleznev E.
(JSC «Institute of Nuclear Materials», Zarechny)

It is shown the possibilities of design of optimal compositions of homogenous radiation protective materials filling for the given isotopic composition of radioactive pollution. significance of the optimization of the radiation protective material components content which is determined by the isotopic composition of radioactive pollution depending on the reactor type, operation duration and other factors. The results of computational and experimental research of weakening ability of homogenous radiation protective materials with different fillings for gamma-radiation are given.

► **Key words:** *optimization of radiation protection, degree of weakening, «Monte-Carlo» method, homogenous radiation protective material*

Введение

К основным положениям Рекомендаций Международной Комиссии по радиационной защите (МКРЗ) от 2007 года [1] относится дальнейшее использование фундаментальных принципов обоснования и оптимизации защиты от всех контролируемых ситуаций облучения, которые характеризуются как ситуации планируемого облучения, аварийные ситуации и ситуации существующего облучения, исходя из ранее предложенного процесса обеспечения радиационной защиты на основе подходов практики и вмешательства. В публикации [1] подчеркивается усиление принципа оптимизации радиационной защиты, который должен равно применяться ко всем ситуациям облучения при условии ограничений индивидуальных доз и радиационных рисков, а именно: введение граничных доз и рисков для ситуаций планируемого облучения и референтных уровней для ситуаций аварийного облучения и существующего облучения.

Среди способов снижения доз облучения персонала (увеличение расстояния от источника до человека, уменьшение времени пребывания в радиационных полях, снижение мощности дозы излучения от источника) 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 гамма-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 гамма-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. В связи с этим в состав коррозионных отложений на оборудовании и трубопроводах таких АЭС входят, в основном, одни и те же радионуклиды (например, ^{58}Co , ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{51}Cr), которые образуются из химических элементов, входящих в состав конструкционных материалов [3].

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

При возможности отсрочки выполнения работ на радиоактивных системах (например, демонтаж энергоблоков АЭС, выводимых из эксплуатации), радиационный фон определяется долгоживущими изотопами ^{137}Cs и ^{60}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 гамма-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 г.), 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 однородных защитных материалов, адаптированных к радиоактивным загрязнениям АЭС, различающимся по 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 марки «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, позволяющая в условиях радиационных полей быстро закреплять защиту вокруг трубопроводов и оборудования [6].

Для проведения исследований были выбраны пять источников гамма-излучения с различными энергиями гамма-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 марки «Абрис» в виде листов размерами 500x500 мм и толщиной 5, 10, 15, 20 мм с концентрациями (содержанием) наполнителей (барита, свинца, вольфрама)

от 20 до 90 %.

1.2 Расчет коэффициентов ослабления гамма-излучения защитным материалом

Для определения коэффициентов ослабления мощности дозы гамма-излучения от различных источников образцами защитного материала использовался программный код MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code) [7], реализующий метод «Монте-Карло» для расчета переноса совокупности нейтронов, фотонов, электронов с непрерывной энергией в обобщенной геометрии и с зависимостью от времени. Метод полезен при решении сложных задач, которые невозможно смоделировать с помощью программы, основанной на детерминистском методе. Для каждой частицы моделируются случайные события. Совокупность отдельных событий, носящих статистический характер, составляет полную картину происходящего процесса. По распределению вероятностей отдельных событий можно судить о процессе в целом. В задачах переноса частиц приема метода «Монте-Карло» наиболее близки к реальности.

Расчетная модель включает в себя точечный источник гамма-излучения, детектор гамма-излучения в виде сферы диаметром 20 мм, заполненной воздухом, и защитный материал в виде квадратной пластины определенной толщины d со стороной 500 мм.

1.3. Измерение коэффициентов ослабления мощности дозы гамма-излучения защитным материалом

Для получения источников гамма-излучения использовался «мокрый» канал реактора ИВВ-2М (алюминиевая труба диаметром 29 мм и длиной 7,5 м.) 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}Co , никель ^{58}Ni , золото, сплав с алюминием ^{197}Au , железо ^{54}Fe , алюминий ^{27}Al) из аттестованных наборов (АКН-Т-10 № 014, СН-60/10, СН-65/11). Для проведения эксперимента были получены источники гамма-излучения ^{60}Co , ^{58}Co , ^{198}Au , ^{54}Mn , ^{24}Na (таблица 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}Co	4–7	20 мин	$3,40 \cdot 10^6$	$3,40 \cdot 10^6$	151	147
^{58}Co	4–7	1,8 ч	$6,83 \cdot 10^6$	$6,83 \cdot 10^6$	144	147
^{198}Au	4–7	15 мин	$3,45 \cdot 10^7$	$1,73 \cdot 10^7$	146	141
^{54}Mn	7–8	28 ч	$9,45 \cdot 10^6$	$9,45 \cdot 10^6$	166	168
^{24}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 гамма-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:

- измерение фонового значения мощности

дозы гамма-излучения в помещении;

- измерение мощности дозы от «голового» источника гамма-излучения;
- измерение мощности дозы гамма-излучения от источника, закрытого защитным материалом;
- расчет кратности ослабления мощности дозы гамма-излучения защитным материалом.

2. Результаты и их обсуждение

На рис. 1 – 4 в качестве примеров приведены результаты расчетной оценки и проведенных экспериментальных исследований зависимости кратности ослабления мощности дозы гамма-излучения (на примере изотопов ^{60}Co , ^{198}Au , ^{58}Co) от толщины защитного материала марки «Абрис» с наполнителями барит и свинец.

Как следует из сравнения результатов исследования коэффициентов ослабления мощности дозы гамма-излучения защитными материалами марки «Абрис РЗ», отличие экспериментальных данных от значений, полученных расчетным методом, не превышает 5 %.

Результаты проведенных расчетно-экспериментальных исследований 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.

Алгоритм проектирования состава гомогенных защитных материалов с заданными ослабляющими свойствами по отношению к гамма-излучению укрупненно может быть представлен в следующем виде (рис. 5). На основании исследования изотопного состава радиоактивных загрязнений в соответствующих элементах АЭС определяется энергетический спектр излучения.

Используя данные по пооперационным трудовозаг­рам, производится планирование дозовых затрат персонала. При этом выявляются места рабочей зоны, для которых необходимо экранирование от излучения. Вводятся требования к характеристикам защитного материала (например, ограничения по толщине).

Дополнительно могут возникнуть ограничения по облучаемости специалистов отдельных катего­рий (например, высококвалифицированных свар­щиков, дефектоскопистов), что потребует снижения мощности дозы, не смотря на стоимость защитных мероприятий [3].

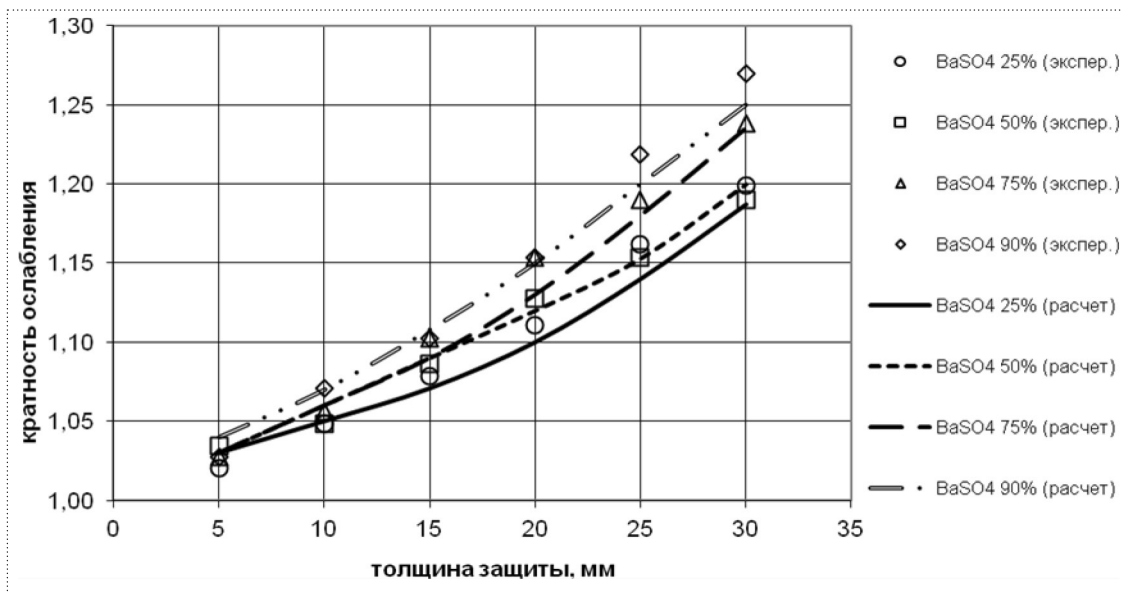


Рис. 1. Расчетные и экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы гамма-излучения (источники ⁶⁰Co) от толщины защитного материала марки «Абрис РЗнк-01» с наполнителем BaSO₄

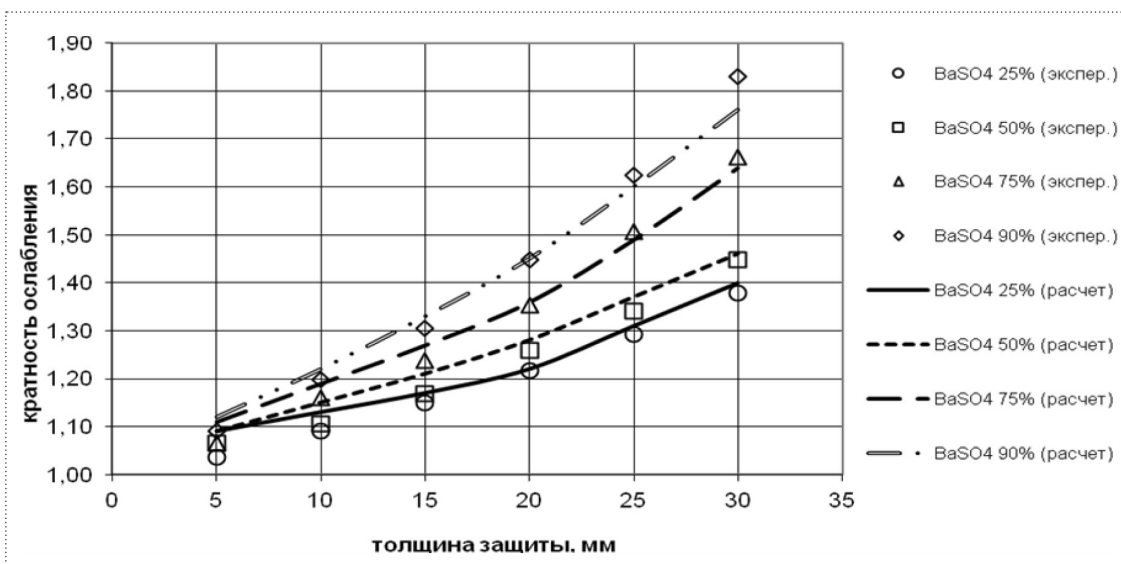


Рис. 2. Расчетные и экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы гамма-излучения (источники ¹⁹⁸Au) от толщины защитного материала марки «Абрис РЗнк-01» с наполнителем BaSO₄

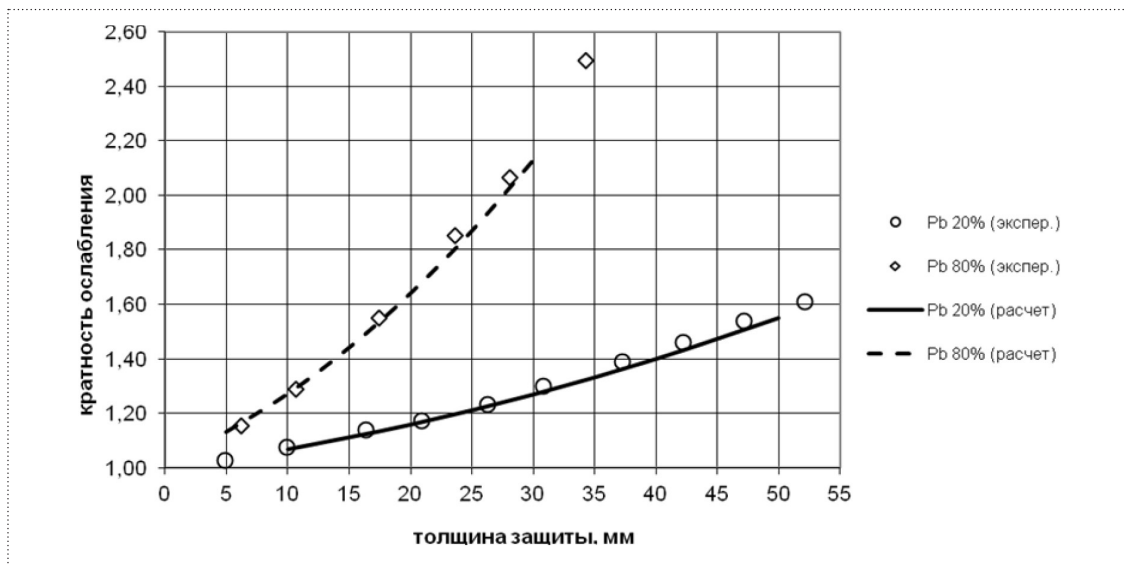


Рис. 3. Расчетные и экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы гамма-излучения (источники ^{58}Co) от толщины защитного материала марки «Абрис РЗнк-02» с наполнителем Pb

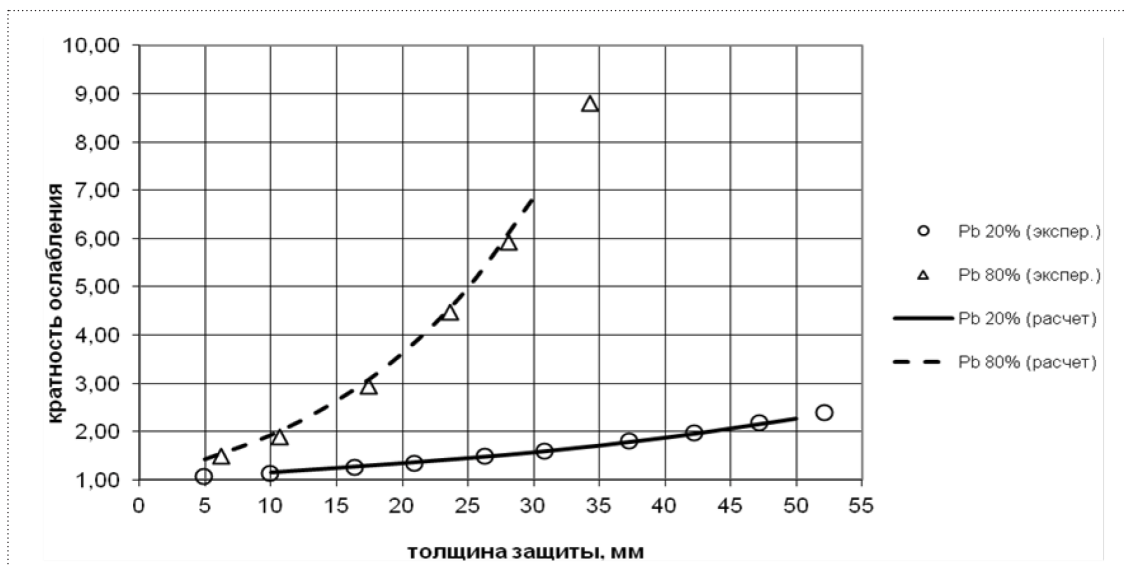


Рис. 4. Расчетные и экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы гамма-излучения (источники ^{198}Au) от толщины защитного материала марки «Абрис РЗнк-02» с наполнителем Pb

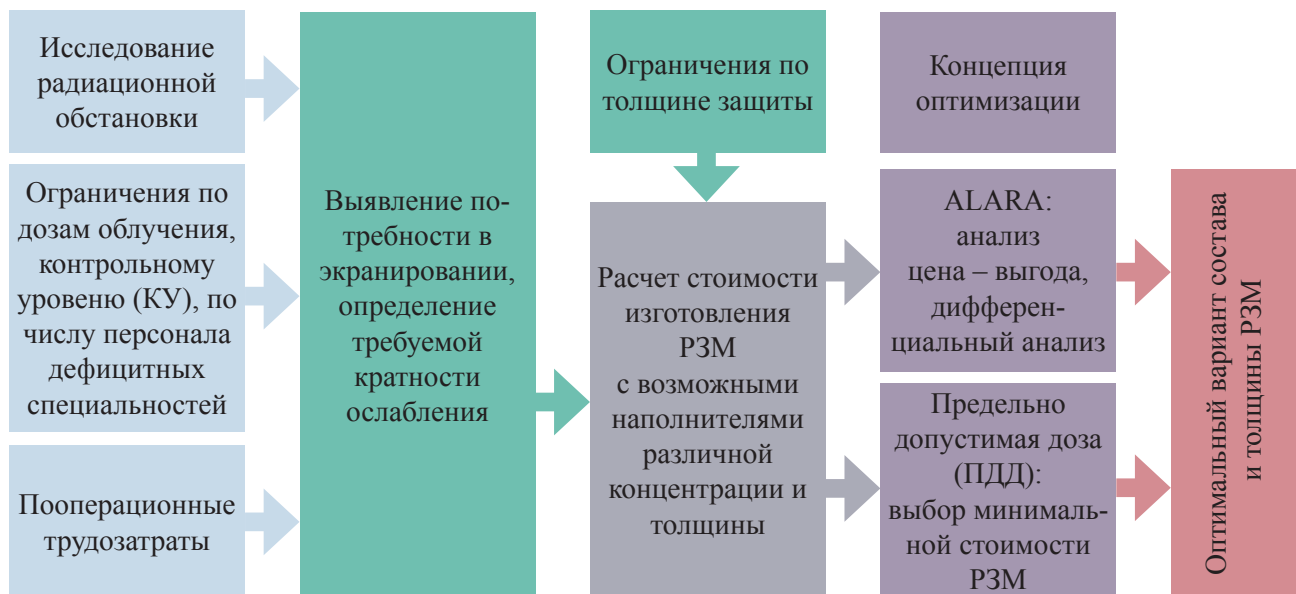


Рис. 5. Алгоритм определения оптимального состава РЗМ

Используя принцип ALARA (As Low As Reasonably Achievable – настолько низко, насколько разумно достижимо), определяется оптимальная концентрация возможных наполнителей и толщина гомогенного защитного материала с использованием одного из методов, применяемых в рамках процедуры ALARA (например, анализа «Затраты-выгода») [8].

В ряде случаев при планировании радиационно опасных работ используется концепция предельно допустимых доз. При этом 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 марки «Абрис РЗ» легких химических элементов в сочетании с тяжелым наполнителем, а также положительные результаты предварительных испытаний материала по отношению к нейтронному излучению, проведенных в лабораторных условиях УрФУ [6], позволяют прогнозировать возможность эффективного использования данного материала для защиты от комбинированного нейтронного и гамма-

излучения. В настоящее время ведутся работы по расчетному обоснованию оптимального состава и экспериментальному исследованию защитных свойств гомогенных материалов по отношению к нейтронному излучению.

Еще одним перспективным направлением научно-исследовательских работ, проводимых в УрФУ, является создание высокотемпературных РЗМ с заданными свойствами на основе керамики. Планируется проведение работ по расчетно-экспериментальному обоснованию состава РЗМ для конкретных ситуаций облучения.

Выводы

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

2. Расчеты, выполненные с использованием программного кода MCNP, показывают хорошую сходимость полученных результатов с экспериментальными данными, что позволяет определять состав поглотителей для ситуаций планируемого облучения.

Список литературы

1. Публикация 103 Международной Комиссии по радиационной защите (МКРЗ). Пер с англ. Под общей ред. Киселёва М.Ф., Шандалы Н.К. М.: Изд. ООО ПКФ «Алана», 2009.
2. Русских И.М., Селезнев Е.Н., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Экспериментально-теоретическое исследование органометаллических радиационно-защитных материалов, адаптированных к источникам излучения со сложным изотопным составом. Ядерная физика и инжиниринг, том 5, № 5, 2014.
3. Tashlykov O.L. Personnel Dose Costs in the Nuclear Industry. Analysis. Ways to Decrease. Optimization. 2011. Saarbrucken, Germany: LAP LAMBERT Academic Publishing GmbH & Co. RG.
4. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Булатов В.И., Шастин А.Г. О проблеме снижения дозовых затрат персонала АЭС. Известия вузов. Ядерная энергетика, № 1, 2011.
5. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Кадников А.А. Оптимизация дозовых затрат в процессе глубокой модернизации блоков АЭС с целью продления срока эксплуатации (на примере замены парогенераторов ПГВ-1000). Труды Одесского политехнического университета, Вып.1 (38), 2012.
6. Савченкова Г.А., Артамонова Т.А., Савченков В.П., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Русских И.М., Селезнев Е.Н. Перспективы использования материалов серии Абрис для радиационной защиты персонала АЭС. Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики. Сборник докладов восьмой международной научно-технической конференции 23–25 мая 2012 г. М., ОАО «Концерн Росэнергоатом», 2012.
7. Briesmeister J. «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: методическое пособие. М., «Росэнергоатом», 1999.

