

*Костарев В. С., Литвинов Д. Н., Литовченко В. Ю.,
Климова В. А., Ташлыков О. Л.*

МОДЕЛИРОВАНИЕ КОМБИНИРОВАННОЙ КОНСТРУКЦИИ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ И ТЕПЛОИЗОЛЯЦИИ ТРУБОПРОВОДОВ С РАДИОАКТИВНЫМИ СРЕДАМИ

Аннотация. В работе рассмотрены пути снижения дозозатрат персонала АЭС. Проведено сравнение обычной и блочной тепловой изоляции. Приведены требования к быстросъемной тепловой изоляции. Выполнен сравнительный анализ обычной и быстросъемной тепловой изоляции по трудозатратам на монтаж и демонтаж. Предложена конструкция быстросъемной комбинированной радиационной и тепловой защиты оборудования и систем АЭС, предназначенная для снижения доз облучения путем экранирования и уменьшения времени пребывания в радиационных полях.

Ключевые слова: теплоизоляция, радиационно-защитный экран, атомная электрическая станция, коллективная доза, быстросъемная теплоизоляция.

Abstract. The paper discusses ways to reduce doses in repair and maintenance of nuclear power plants, a comparison of conventional and quick-release thermal insulation, the requirements for quick-release thermal insulation. Comparative analysis of conventional and quick-detachable thermal insulation on labor costs for assembly and disassembly. The construction of the quick-release combined radiation shielding and heat insulation for NNP's equipment and systems is considered. It is meant for decreasing radiation doses by shielding and shortening of time periods in radiation fields.

Keywords: insulation, radiation protective shielding, nuclear power plant, collective dose, quick-release thermal insulation.

Введение

Благодаря проведению комплекса организационных и технических мероприятий в целом по всем АЭС России, начиная с 1996 г., коллективные дозы облучения снизились примерно в три раза. Дозы облучения достигли стационарного уровня, незначительно меняются в зависимости от продолжительности ремонтных кампаний. Исключено несанкционированное превышение индивидуальной дозы облучения 18 мЗв в год [1].

Однако перед специалистами по радиационной защите все еще стоит ряд важных задач, принимая во внимание продолжающееся старение и продление срока эксплуатации атомных станций, масштабное строительство новых АЭС. При этом усиливается актуальность задачи оптимизации радиационной защиты, то есть обеспечения того, чтобы профессиональное облучение было настолько

низким, насколько это практически достижимо (принцип ALARA), учитывая эксплуатационные расходы и социальные факторы [2].

Имеется целый ряд технологий в различных областях, относящихся к снижению облучения, которые широко внедрялись в атомной отрасли. Это технологии уменьшения мощности источника, механизации, автоматизации и дистанционного мониторинга. Развитие и применение таких технологий следует рассматривать в свете вопросов радиационной защиты, которые будут актуальными в будущем, включая снижение облучения на строящихся и проектируемых АЭС (это имеет потенциально возрастающее значение), работ по полномасштабной модернизации в связи со старением и продлением срока эксплуатации ядерных реакторов, и вывода энергоблоков АЭС из эксплуатации [3].

Существует три метода снижения дозозатрат персонала АЭС. Это снижение радиационного параметра, увеличение расстояния от радиоактивного оборудования до работника и уменьшение времени пребывания персонала вблизи радиоактивного оборудования [4].

Тепловая изоляция (ТИ) является неотъемлемым элементом теплоэнергетического оборудования, влияющим на надежность и экономичность АЭС. Назначение тепловой изоляции оборудования и трубопроводов первого и второго контура – снижение тепловых потерь от оборудования и трубопроводов в окружающую среду при эксплуатации реакторной установки и обеспечение безопасных условий труда. Снятие и установка традиционной теплоизоляции представляет собой трудоемкий процесс, который при работе на радиоактивных системах приводит к заметному вкладу в коллективную дозу (несколько десятков чел·мЗв/блок).

Предмет исследования

Одним из способов уменьшения времени пребывания персонала вблизи радиоактивного оборудования является использование быстросъемной теплоизоляции (БСТИ). Суммарные дозовые затраты персонала при производстве технического обслуживания и ремонта тепломеханического оборудования складываются из доз облучения, получаемых при собственно ремонтных работах и при подготовительных и завершающих операциях (деактивация, оборудование рабочего места, установка и разборка лесов, подмостей, демонтаж-монтаж теплоизоляции и т.д.) [5]. Использование БСТИ вместо обычной ТИ позволяет сократить коллективную дозу на 27-38 % при монтаже и на 31-63 % при демонтаже теплоизоляции. Использование БСТИ также сокращает трудозатраты и, соответственно, дозозатраты при проведении эксплуатационного контроля металла и сварных соединений радиоактивного

оборудования и трубопроводов. Применение БСТИ позволит снизить объем радиоактивных отходов на АЭС [6].

В 2017-2018 гг. на кафедре «Атомные станции и возобновляемые источники энергии» в рамках комплексного исследования путей оптимизации радиационной защиты персонала был проведен ряд научно-исследовательских работ, по исследованию комбинированной радиационной и тепловой защиты трубопроводов с радиоактивными средами. Были проведены теплотехнические исследования различных модификаций гомогенного радиационно-защитного материала Абрис. Расчетно-экспериментальные исследования радиационно-защитных свойств этого материала, изготавливаемого ООО «ЗГМ» [7], проводились совместно со специалистами АО «Институт реакторных материалов» в 2011-2015 гг. [8], [9] для оценки потенциальной возможности его влияния в составе защиты на ее теплоизолирующие свойства [10]. Были проведены теоретические расчеты и компьютерное моделирование радиационных параметров и теплогидравлических характеристик, на основании результатов которых сформулированы основные требования к быстросъемной комбинированной радиационной защите и теплоизоляции трубопроводов с радиоактивными средами [11]. На основании результатов этих исследований был разработан прототип блочной быстросъемной комбинированной радиационной защиты и тепловой изоляции, получен патент на изобретение [12].

В представленной работе, в продолжение описанных выше исследований, выполнено компьютерное моделирование теплогидравлических и радиационно-защитных характеристик комбинированной быстросъемной тепловой изоляции и радиационной защиты, отличающейся тем, что в составе защиты используется стандартный теплоизоляционный материал, а в качестве экранирующего материала используется сплав вольфрама, что позволяет не ограничивать предельную температуру теплоизоляционного слоя, контактирующего с трубопроводом.

Моделируемая жидкая среда содержит радиоактивный изотоп цезий-137, являющийся источником гамма-излучения. Выбор данного изотопа для исследования связан с тем, что наряду с кобальтом-60 он определяет радиационную обстановку во многих случаях, в частности при обращении с ЖРО.

Материалы и технологии. Требования к теплоизоляции аэс

Некоторые трубопроводы с радиоактивными средами при температурах, требующих применения теплоизоляции, находятся вблизи маршрутов перемещения персонала или выполнения работ, создавая дополнительный

радиационный фон, который может вносить заметный вклад в суммарную дозу облучения. В связи с этим представляет интерес исследование характеристик комбинированной с радиационной защитой блочной теплоизоляции для трубопроводов с высокотемпературной радиоактивной средой.

При проведении исследований учитывались требования, предъявляемые к тепловой изоляции на АЭС [13]:

- средние удельные тепловые потери с наружной поверхности теплоизоляции каждой единицы оборудования и трубопроводов не должны превышать 290 Вт/м^2 ;
- температура наружной поверхности оборудования, расположенного в помещениях, доступных для осмотра при работе блока на мощности, не должна превышать $60 \text{ }^\circ\text{C}$;
- тепловая изоляция не должна впитывать воду, загрязняться радиоактивными элементами;
- конструкция быстросъемной теплоизоляции должна быть разработана исходя из условия надежного выполнения ее функций и сохранения прочности при воздействии эксплуатационных и сейсмических нагрузок, возникающих при эксплуатации быстросъемной теплоизоляции в режимах нормальной эксплуатации, нарушения нормальной эксплуатации, максимальной проектной аварии, а также при сочетании указанных условий с максимальным расчетным землетрясением;
- крепление блоков быстросъемной теплоизоляции на оборудовании и трубопроводах должно осуществляться без применения сварки с помощью быстросъемных замков, что позволяет производить быстрый локальный демонтаж блоков для периодического осмотра и эксплуатационного контроля основного металла и сварных соединений;
- металлопокрытие теплоизолирующей конструкции должно быть выполнено в брызгозащитном исполнении, исключающем попадание внутрь теплоизоляции дезактивирующих растворов, масла;
- температура наружной поверхности теплоизоляции в местах, доступных для персонала не должна превышать $45 \text{ }^\circ\text{C}$;
- в качестве теплоизоляционного материала для быстросъемной теплоизоляции могут применять маты марки МТП-АС из супертонкого стекловолокна или другие теплоизоляционные материалы, обладающие необходимыми показателями по стойкости в условиях гермообъема реакторной установки атомной электростанции.

- массогабаритные характеристики блоков быстросъемной теплоизоляции должны позволять манипулировать ими без применения грузоподъемных механизмов.

Моделирование радиационной защиты

Моделирование радиационной защиты проводилось при помощи программного кода MCNP, являющегося универсальной программой, использующей метод Монте-Карло для моделирования процесса переноса совокупности нейтронов, фотонов, электронов с непрерывным энергетическим спектром в обобщенной геометрии и с зависимостью от времени. MCNP моделирует реакции рассеяния, захвата, деления ядер нейтронами, а также генерацию вторичных частиц, образующихся в ядерных реакциях (нейтроны деления, фотоны, электроны) или при электрон-электронном взаимодействии. В основу кода заложен метод Монте-Карло, то есть математическая модель с генерацией случайных величин, которая рассчитывает вероятностные характеристики случайного процесса, например, взаимодействия нейтронов с веществом.

Для моделирования радиационной защиты были приняты следующие исходные данные:

- Материал радиационной защиты – сплав МТ-17С, содержащий 90% W, 6%Ni, 4% Cu толщиной от 2 до 14 мм. Данный сплав представляет потенциальный интерес для применения его в качестве радиационной защиты на современных АЭС.
- При определении радиоизотопного состава теплоносителя было принято допущение, что в теплоносителе содержится только изотоп Cs-137 с удельной активностью $7,96 \cdot 10^3$ Бк/г.
- Рассматривается трубопровод диаметром 100 мм, изготовленный из нержавеющей стали 12Х18Н10Т.

Целью моделирования было определение мощности дозы излучения на различном расстоянии от поверхности трубопровода при различных толщинах экранирующего слоя.

Теплогидравлическое моделирование

Для исследования характеристик тепловой изоляции было проведено моделирование процесса теплопередачи в программном пакете SolidWorks. Данный программный пакет используется на кафедре атомных станций и ВИЭ УрФУ в течение нескольких лет и зарекомендовал себя как надежный и

достоверный инструмент для моделирования теплогидравлических процессов [14], [15].

В данной работе было использовано коммерческое программное обеспечение Solidworks Flow Simulation. Flow Simulation моделирует гидродинамику и теплообмен с использованием усредненных по Рейнольдсу уравнений Навье-Стокса, которые являются формулировками законов сохранения массы, углового момента и энергии в декартовой системе координат:

$$\frac{\partial p}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial t} (\rho u_i) = 0 \quad (1)$$

$$\frac{\partial \rho u_i}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x_i} (\rho u_i u_j) + \frac{\partial p}{\partial x_i} = \frac{\partial}{\partial x_j} (\tau_{ij} + \tau_{ij}^R) + S_i, \quad i = 1, 2, 3 \quad (2)$$

$$\frac{\partial \rho H}{\partial t} + \frac{\partial \rho u_i H}{\partial x_i} = \frac{\partial}{\partial x_i} (u_j (\tau_{ij} + \tau_{ij}^R) + q_i) + \frac{\partial p}{\partial t} - \tau_{ij}^R \frac{\partial u_i}{\partial x_j} + \rho \varepsilon + S_i u_i + Q_H, \quad (3)$$

где u – скорость жидкости, ρ – плотность жидкости, $S_i = -\rho g_i$ – распределенная по массе внешняя сила, обусловленная выталкивающей силой, где g_i – гравитационное ускорение вдоль i -й координаты, $H = h + u^2/2$, h – энтальпия, Q_H – источник или сток теплоты на единицу объема, τ_{ik} – тензор вязкостной распределенной нагрузки, q_i – диффузионный тепловой поток. Индексы обозначают суммирование по трем координатным направлениям.

Система уравнений дополняется уравнениями состояния жидкости, определяющими природу жидкости, и эмпирическими зависимостями характеристик жидкости от температуры. Ламинарные, турбулентные и переходные течения моделируются с помощью одних и тех же уравнений.

Уравнения решаются методом конечных объемов. Объем жидкости заполнен прямоугольными осевыми ячейками. Вблизи границы твердое тело/жидкость сетка получается путем вырезания исходных параллелепипедных ячеек, пересекающих геометрию. В результате такого подхода граничные ячейки представляют собой многогранники как с осевыми, так и с произвольными гранями. Все рассчитанные физические параметры определяются в центрах ячеек сетки. Полученные ячейки уточняются в процессе расчета в соответствии с градиентом физических параметров.

В проекте SolidWorks Flow Simulation были заданы следующие исходные данные:

- материал тепловой изоляции – минеральная вата.
- окружающая среда – воздух.
- радиоактивная среда в трубопроводе – вода при температуре 330 °с.
- скорость течения в трубопроводе – 0,5 м/с.

Рассматривалась внешняя задача с учетом теплопроводности в твердых телах.

В модель для расчета эффективности теплоизоляции были внесены некоторые упрощения, а именно, не рассматривались конструктивные элементы, обеспечивающие возможность быстрого монтажа или демонтажа изоляции. На рис. 1 представлен рендер модели, построенной в SolidWorks.



Рисунок 1 – Модель участка трубопровода с тепловой изоляцией и радиационной защитой

Моделирование радиационной защиты

В результате моделирования радиационной защиты с помощью MCNP были получены зависимости изменения мощности дозы излучения от расстояния до трубопровода при различной толщине защиты. На рис. 2. Представлены результаты одного из этапов расчета.

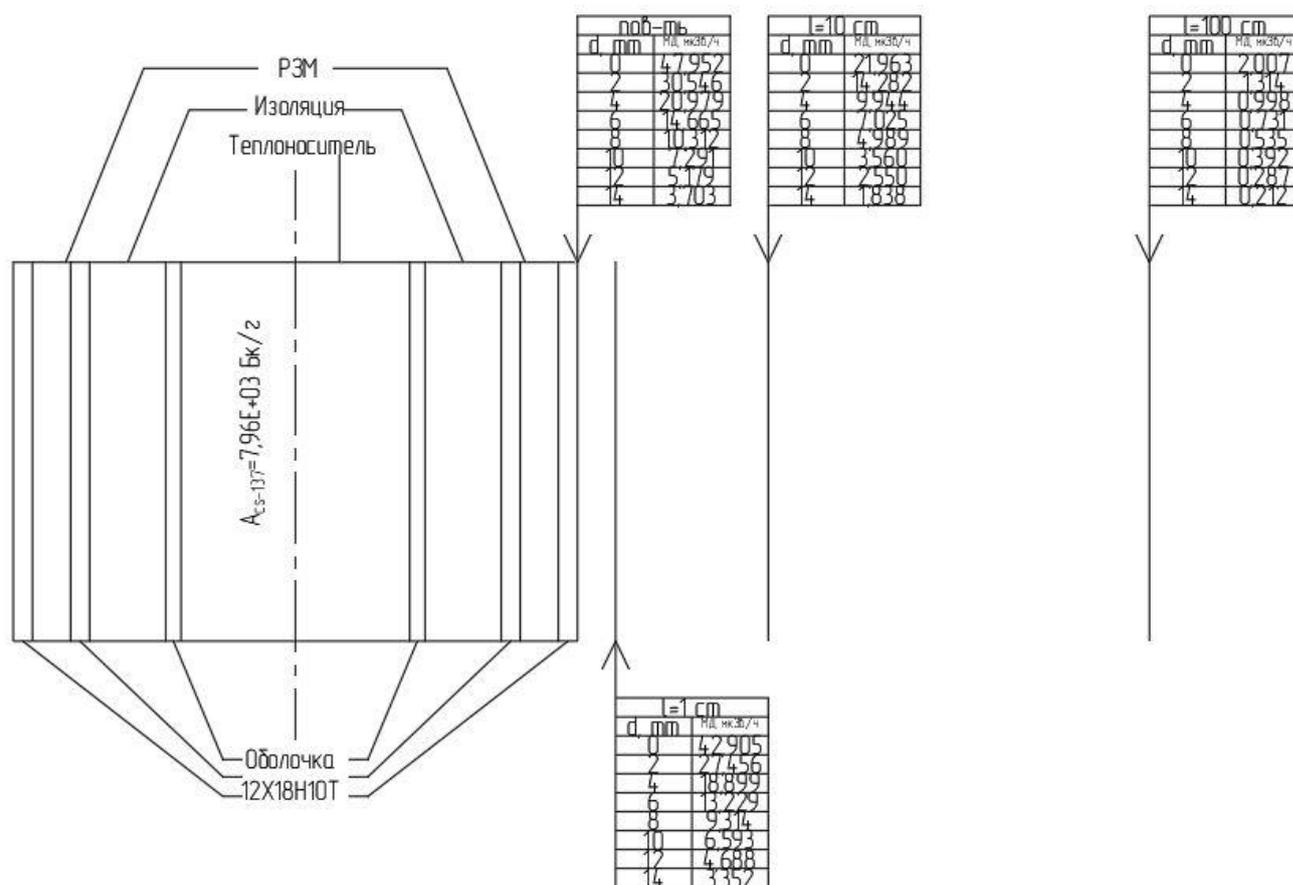


Рисунок 2 – Схема расчета мощности дозы излучения

Оптимальная толщина защиты была определена в соответствии с методикой, рекомендуемой в работе «Практическая реализация методологии ALARA на АЭС» [17]. В частности, использовался анализ «Затраты-выгода». После проведения вычислений по различным вариантам определяется подходящий вариант защиты, который зависит от того, сколько средств может быть затрачено, чтобы снизить коллективную дозу на 1 чел·мЗв. Для принятия решений в радиационной защите существует стандартное значение, известное как параметр «альфа» (α) – стоимость 1 чел·мЗв или денежный эквивалент единицы коллективной дозы. Его значение рекомендовано государственными организациями, ответственными за радиационную защиту в каждой стране, либо устанавливается внутри организаций [18].

Теплогидравлическое моделирование

Результаты моделирования тепловой изоляции с радиационной защитой в SolidWorks представлены на рис.3.

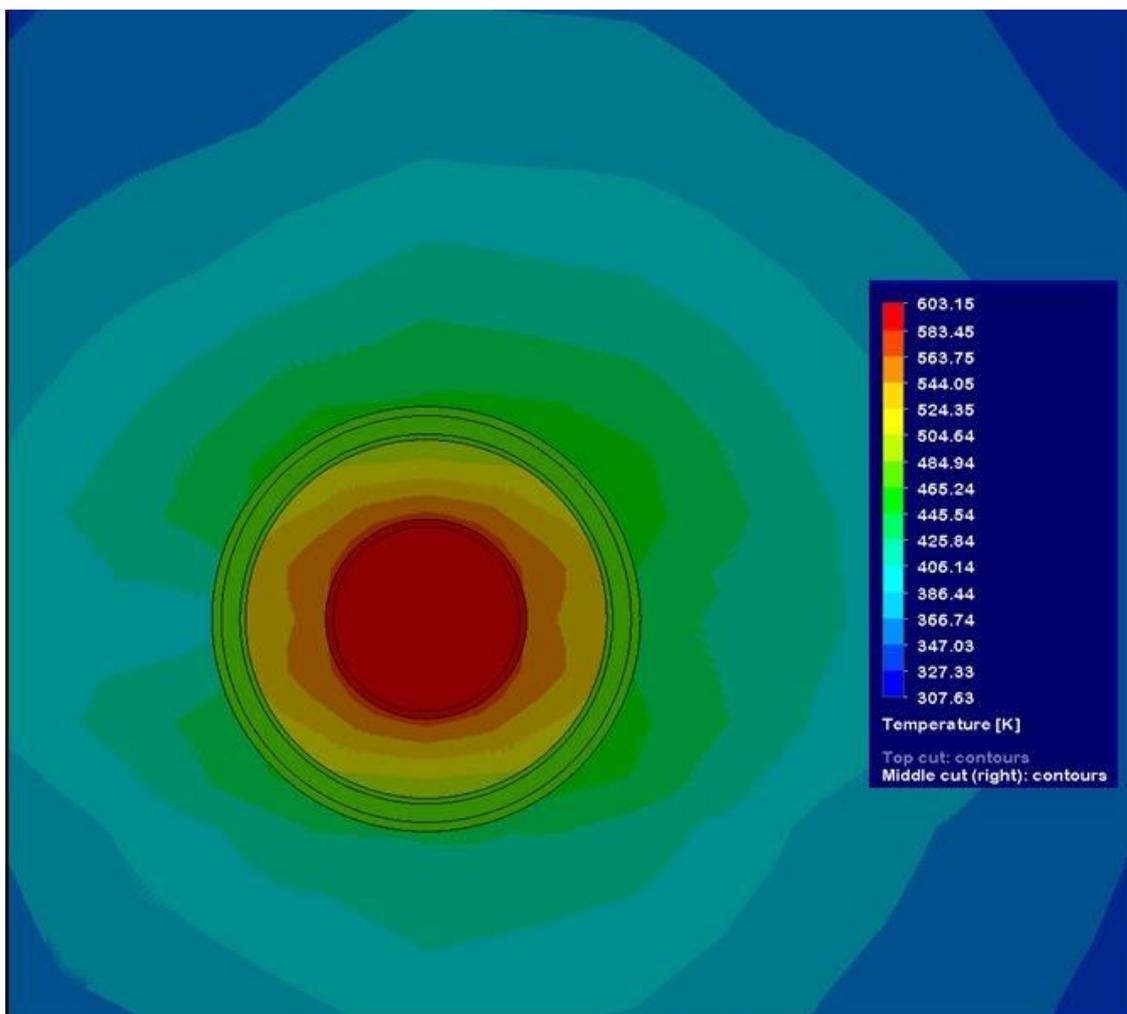


Рисунок 3 – Распределение температуры на расстоянии от трубопровода

Можно сделать вывод, что применение тепловой изоляции в виде минеральной ваты толщиной 43 мм обеспечит соответствие температуры на поверхности трубопровода и в помещении требованиям нормативных документов [13].

Заключение

Комбинированная радиационная защита и тепловая изоляция может быть полезной с точки зрения снижения дозовых затрат в помещениях АЭС с временным пребыванием персонала, где расположены трубопроводы с радиоактивными средами, имеющими высокую температуру, требующие использования теплоизоляции. Компьютерное моделирование радиационных и теплотехнических параметров позволяет оптимизировать состав и геометрические характеристики комбинированной радиационной защиты и теплоизоляции трубопроводов с радиоактивными средами.

Библиографический список

1. Кропачев Ю. А. Оптимизация радиационной защиты на этапе вывода энергоблоков АЭС из эксплуатации / Ю. А. Кропачев, О. Л. Ташлыков, С. Е. Щеклеин // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2019. – № 1. – С. 119–130.
2. МУ 2.6.5.054–2017. Оптимизация радиационной защиты персонала предприятий Госкорпорации «Росатом» : метод. указания. – Москва : Федеральное медико-биологическое агентство, 2017. – 52 с.
3. Организация работы в целях оптимизации радиационной защиты от профессионального облучения на атомных электростанциях : публикация ОЭСР. – Париж : OECD Nuclear Energy Agency (NEA), 2009. – 114 с.
4. Наумов А. А. Минимизация дозовых затрат при ремонтном обслуживании систем и оборудования АЭС / А. А. Наумов, О. Л. Ташлыков // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 1. – С. 80–88.
5. Ташлыков О. Л. Ремонт оборудования атомных станций / О. Л. Ташлыков. – Екатеринбург : Изд-во УМЦ УПИ, 2003. – 323 с.
6. Таширева И. А. Использование быстросъемной тепловой изоляции на АЭС / И. А. Таширева, О. Л. Ташлыков // Труды второй научно-технической конференции молодых ученых Уральского энергетического института (Екатеринбург, 20–23 мая 2016 г.). – Екатеринбург : УрФУ, 2017. – С. 365–368.
7. Перспективы использования материалов серии Абрис для радиационной защиты персонала АЭС / Г. А. Савченкова, Т. А. Артамонова, В. П. Савченков [и др.] // Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики : сб. докл. Восьмой междунар. науч.-техн. конф. (Москва, 23–25 мая 2012 г.). – Москва : Концерн Росэнергоатом, 2012. – С. 504–508.
8. Experimental and Theoretical Study of Organometallic Radiation-Protective Materials Adapted to Radiation Sources with a Complex Isotopic Composition / I. M. Russkikh, E. N. Seleznev, O. L. Tashlykov, S. E. Shcheklein // Physics of Atomic Nuclei. – 2015. – Vol. 78, Is. 12. – P. 1451–1456.
9. Composition Optimization of Homogeneous Radiation-Protective Materials for Planned Irradiation Conditions / O. L. Tashlykov, S. E. Shcheklein, I. M. Russkikh [et al.] // Atomic Energy. – 2017. – Vol. 121, Is. 4. – P. 303–307.
10. Экспериментальное исследование теплопроводности гомогенных радиационно-защитных материалов / С. А. Попов, К. А. Щербинин, С. А. Ченский, О. Л. Ташлыков // Труды третьей научно-технической конференции молодых ученых Уральского энергетического института (Екатеринбург, 23–25 мая 2017 г.). – Екатеринбург : УрФУ, 2018. – С. 315–317.
11. Popov S. A. The quick-release combined radiation shield and heat insulation development for NPP's equipment and systems / S. A. Popov, O. L. Tashlykov // AIP Conference Proceedings. – 2018. – Vol. 2015, Is. 020075. – P. 1–8.
12. Пат. № 2686428 Рос. Федерации, МПК F16L 59/10. Блочная быстросъемная защита трубопроводов АЭС : № 2017144965 : заявл. 20.12.2017 : опубл. 25.04.2019 / Ташлыков О. Л., Попов С. А. ; патентообладатель Урал. Федерал. ун-т. – 2 с.

13. РД ЭО 0586-2004. Нормы проектирования тепловой изоляции оборудования и трубопроводов атомных станций. – Москва : Концерн Росэнергоатом, 2004. – 98 с.
14. Numerical simulation of residual heat removal from the spent fuel assemblies storage pit / A. V. Kurteev, V. A. Klimova, M. M. Sevastyanov., O. L. Tashlykov // AIP Conference Proceedings. – 2019. – Vol. 2174, Is. 020170. – P. 1–8.
15. Kostarev V. S. Simulation of natural cooling modes of containers with radioactive wastes / V. S. Kostarev, V. A. Klimova, O. L. Tashlykov // AIP Conference Proceedings. – 2018. – Vol. 2015, Is. 020044. – P. 1–8.
16. Практическая реализация методологии ALARA на АЭС : метод. пособие. – Москва : Росэнергоатом, 1999. – 186 с.
17. Оптимизация радиационной защиты при контроле облучения персонала : серия докл. по безопасности № 21 / МАГАТЭ. – Вена : МАГАТЭ, 2003. – 92 с.