

Методы обращения с щелочным теплоносителем, оборудованием и конструкционным металлом оборудования после завершения срока службы энергоблоков АЭС

И.И. Сидоров¹, О.Л. Ташлыков², С.Е. Щеклеин², С.А. Мокшин¹, И.А. Филин¹

¹Белоярская АЭС,

624250 Россия, Свердловская область, г. Заречный, а/я 149

²Уральский федеральный университет,

620062 Россия, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19

Реферат. Приведен опыт использования в качестве теплоносителя в реакторах на быстрых нейтронах жидких металлов. Описаны основные свойства жидкометаллического натрия как теплоносителя, его преимущества и недостатки. Представлены сведения о величине радиоактивного загрязнения натрия и поверхностей оборудования и трубопроводов натриевых контуров, о зависимости состава отложений от температуры. Обобщены сведения о способах очистки натрия от примесей. Подробно рассмотрена технология очистки натрия от цезия с помощью малогабаритных адсорберов МАВР и ловушек-накопителей цезия, приведены результаты очистки натрия перед дренированием первого контура на примере реакторной установки БН-350. Показана важность проведения очистки натрия от изотопов цезия перед выводом из эксплуатации быстрых натриевых реакторов (БН) для снижения дозовых нагрузок персонала. Обоснована важность повышения эффективности модели обращения с радиоактивными отходами за счет возврата в отрасль максимально возможного объема загрязненного металла. Обобщены результаты работ, выполненных в рамках подготовки энергоблоков первой очереди Белоярской АЭС к выводу из эксплуатации, после окончательного останова реакторов АМБ-100, 200, включая работы по демонтажу оборудования и систем, не участвующих в работах по выводу из эксплуатации.

Ключевые слова: жидкометаллический теплоноситель, реактор на быстрых нейтронах, очистка натрия от цезия, радиоактивные отходы, жидкие радиоактивные отходы (ЖРО), переработка и кондиционирование РАО, вывод из эксплуатации.

Для цитирования: Сидоров И.И., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Мокшин С.А., Филин И.А. Методы обращения с щелочным теплоносителем, оборудованием и конструкционным металлом оборудования после завершения срока службы энергоблоков АЭС. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2025;3:186–201. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.13>

Введение

Образование радиоактивных отходов является специфической особенностью функционирования АЭС. Поэтому решение проблемы экологически безопасного обращения с радиоактивными отходами (РАО) наряду с обеспечением безопасной эксплуатации АЭС является определяющим условием приемлемости атомной энергетики как надежного источника, обеспечивающего устойчивое развитие человечества.

В зависимости от агрегатного состояния РАО подразделяются на твердые, жидкие и газообразные. Скорость образования эксплуатационных РАО зависит от типа реакторной установки АЭС, качества ее эксплуатации и многих других причин. Все РАО подвергаются на АЭС очистке или дополнительной обработке на специальных установках. При этом одной из главных задач является уменьшение объемов (концентрирование) радиоактивных отходов, а также перевод их в форму (вид), удобную для надежного длительного хранения и захоронения.

Текущая практика обращения с металлическими радиационно-загрязненными отходами в отрасли практически ничем принципиальным не отличается от стандартного обращения с РАО, при котором после выдержки и кондиционирования их отправляют на захоронение. Однако такая ситуация видится в корне неверной, так как потенциально большой объем загрязненного металла оборудования и трубопроводов, имеющего только поверхностное радиоактивное загрязнение в виде окисных пленок и отложений, можно вернуть в отрасль, повысив эффективность модели обращения с РАО в целом.

Оборудование реактора (корпус, внутрикорпусные устройства и т.д.), подвергавшееся в процессе эксплуатации нейтронному облучению, становится радиоактивным по всему его объему за счет активации химических элементов, входящих в состав конструкционных материалов. Эти элементы РУ не могут быть дезактивированы до безопасного уровня и подлежат захоронению после фрагментации.

На Белоярской АЭС ведется строгий учет количества радиоактивных отходов. Имеющиеся на Белоярской АЭС пункты хранения радиоактивных отходов соответствуют требованиям по надежности и изоляции их от окружающей среды. Все пункты размещения РАО обеспечены надежной физической (от несанкционированного использования), биологической (от радиационного воздействия на персонал и население) и экологической (от массопереноса в биосферу) защитой. В процессе нормальной эксплуатации, при проведении ремонтных работ на АЭС образуются твердые радиоактивные отходы следующих категорий: очень низко активные (ОНРАО), низкоактивные (НАО), среднеактивные (САО), высокоактивные (ВАО). Система обращения с РАО на Белоярской АЭС функционирует в соответствии с нормативной, проектной документацией, техническим обоснованием безопасности, программами обеспечения качества.

Объем натрия в первом контуре (корпусе) реактора БН-600 составляет 820 м³, во втором 900 м³ (объем петли второго контура 300 м³). В представленной статье основное внимание уделено вопросам возможности утилизации натрия с целью повторного его использования в новых реакторах.

Металлические РАО и методы обращения с ними

Натриевый теплоноситель

Жидкие металлы являются практически единственной группой теплоносителей для реакторов на быстрых нейтронах с высокой энергонапряженностью активной зоны (до 500 кВт/л) благодаря их уникальным теплофизическим свойствам. В качестве жидкометаллических теплоносителей (ЖМТ) были исследованы и в некоторых случаях использованы на практике литий, натрий, калий, ртуть, свинец, сплавы натрия с калием, свинца с висмутом. В настоящее время основным ЖМТ, используемым в быстрых реакторах, является натрий несмотря на ряд его недостатков (активация, химическая активность к воде и воздуху, твердое состояние при комнатной температуре и т.д.) [1, 2]. Натрий по сути является идеальным теплоносителем для реакторных установок типа «БН» с точки зрения его нейтронно-физических характеристик. Малые сечения взаимодействий с нейтронами делают его «прозрачным» для нейтронов, что позволяет в максимальной степени сохранить требуемый спектр нейтронов и максимально эффективно вовлекать изотоп уран-238 в процесс воспроизводства нового ядерного топлива.

Как показал опыт эксплуатации быстрых реакторов, натрий имеет низкий уровень коррозионной активности по отношению к конструкционным материалам. Главной особенностью коррозионного воздействия натрия являются значительные изменения состава и структуры поверхностного слоя материала. Процесс коррозии конструкционных материалов контура, заполненного натрием, происходит менее интенсивно, чем контура с водой. Окисление поверхностей конструкционных материалов обусловлено присутствием в натрии примесей и в первую очередь кислорода: скорость коррозии и поступления в натрий железа увеличивается примерно в 15 раз при увеличении концентрации кислорода от 100 до 400 млн⁻¹. Основным процессом, приводящим к появлению в натрии продуктов коррозии (ПК), является растворение. Поэтому при эксплуатации происходит изменение химического состава поверхностного слоя конструкционного материала контура – обеднение легко растворимыми компонентами сталей (Ni и Cr). Скорость поступления ПК в натрий зависит от скорости его циркуляции по контуру.

В работе [3] приведены данные исследования выхода из стали в натрий радионуклидов ⁵⁴Mn и ⁶⁰Co показывающие, что скорость выхода ⁵⁴Mn примерно в три раза выше, а скорость выхода ⁶⁰Co в четыре раза ниже суммарной скорости коррозии стали, причем на скорость выхода существенное влияние оказывает содержание в натрии кислорода. При увеличении содержания кислорода в четыре раза (от 25 млн⁻¹) скорость выхода различных ПК возрастает в четыре – пять раз.

В натрии первого контура, циркулирующем через активную зону реактора, под действием нейтронного излучения образуются изотопы ²⁴Na и ²²Na, испускающие γ -излучение высоких энергий [4]. В процессе эксплуатации натрий первого контура постепенно накапливает в себе радиоактивные продукты коррозии и деления. В случае нарушения герметичности оболочек твэлов радиационную обстановку в первом контуре определяют изотопы цезий-134 и цезий-137. При работе реактора БН-600 радиоактивность теплоносителя первого контура определяется радионуклидом ²⁴Na ($T_{1/2} = 15,005$ ч). Это влечет за собой ряд ограничений при обслуживании оборудования первого контура. В частности, к работам в помещениях первого контура приступа-

ют только через девять дней после остановки реактора. После остановки 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), небольшой вклад вносят ^{134}Cs ($T_{1/2} = 2,062$ лет) и ^{54}Mn ($T_{1/2} = 312,3$ дня).

Активность долгоживущих нуклидов цезия зависит от продолжительности работы реактора с поврежденными твэлами, их количества, проведения очистки натрия от цезия. Так с середины 1981 г. накопление ^{137}Cs шло медленно, так как имела место только газовая неплотность твэлов. Начиная с первой разгерметизации твэлов до контакта теплоносителя с топливом (октябрь 1982 г.) шло интенсивное накопление ^{137}Cs [5]. Очистка натрия от цезия (1984 г., 1986 г.) и ввод в эксплуатацию системы обнаружения дефектных сборок в реакторе снизили интенсивность накопления ^{137}Cs . После модернизаций активной зоны начиная с 1987 г. резко сократилось количество разгерметизаций твэлов как «по газу», так и «по топливу». В этот период содержание ^{137}Cs в натрии снизилось.

Как показали результаты измерений систем КГО, при отмывках в 2001–2009 гг. ситуация с разгерметизацией значительно улучшилась. За этот период отмечены только единичные случаи разгерметизации штатных твэлов в активной зоне [6].

Радионуклид ^{131}I ($T_{1/2} = 8,04$ дня) на радиационную обстановку практически не влияет, так как быстро соединяется с натрием и в виде NaI удерживается в холодных ловушках.

Активность в газовой полости реактора (ГПР) в отсутствие негерметичных твэлов определяется изотопом ^{41}Ar ($T_{1/2} = 1,83$ ч). При разгерметизации твэлов в активной зоне активность газообразных продуктов деления (ГПД) значительно превышает активность ^{41}Ar . На этапе эксплуатации реактора с модернизированной активной зоной значения активности ГПД в ГПР стали значительно ниже, чем в предыдущий период.

Поверхностная загрязненность оборудования первого контура является важной характеристикой при проведении ремонтных работ. Радиоактивность отложений на поверхностях трубопроводов первого контура (входной и выходной коллекторы фильтр-ловушек) и бака реактора, в основном, определяется изотопом ^{54}Mn . Его активность (по результатам спектрометрических измерений в 1989 г.) на поверхности входного коллектора достигала $2,8 \text{ ГБк/м}^2$ [5], на поверхности выходного коллектора – в три раза меньше. На боковой поверхности бака реактора активность ^{54}Mn составляла $1,1 - 1,8 \text{ ГБк/м}^2$, а в районе центральной части днища – до $3,5 \text{ ГБк/м}^2$.

На рисунках 1, 2 представлены средняя активность основных радионуклидов в отложениях на поверхностях ГЦН-I, контактирующих с натрием и газом, а также их вклад в поверхностную активность.

Из приведенных данных следует, что максимальная поверхностная активность наблюдается в отложениях на поверхностях, омываемых натрием. В отложениях доминирует изотоп ^{54}Mn . Активность других радиоактивных продуктов коррозии (^{58}Co , ^{60}Co), а также деления (^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{95}Nb , ^{140}La) на этих поверхностях на порядок меньше. На поверхностях, контактирующих с аргоном ГПР, преобладают отложения ^{137}Cs . Его активность составляет $0,5 - 9 \text{ ГБк/м}^2$ [7, 8].

Во втором контуре радиоактивность натриевого теплоносителя определяется изотопом ^{24}Na , образующимся за счет активации натрия при прохождении его через промежуточные теплообменники натрий-натрий. В расположенных рядом с элеваторами загрузки-выгрузки петлях активность ^{24}Na достигает $500 - 700 \text{ Бк/кг}$, в петле напротив элеваторов – 110 Бк/кг .

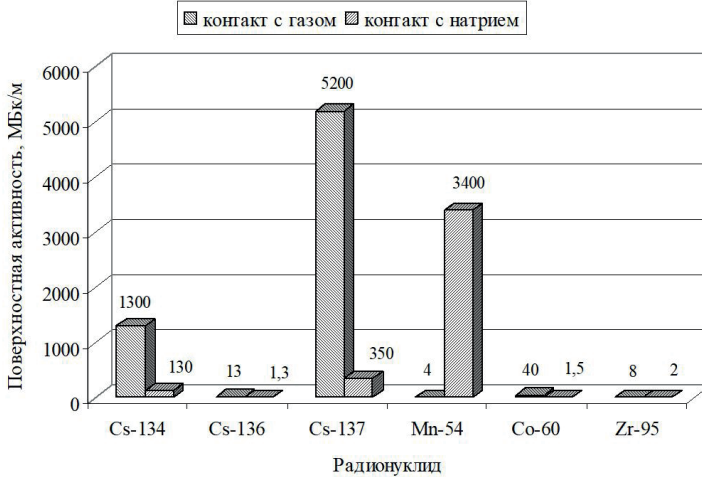


Рис. 1. Средняя активность основных радионуклидов в отложениях на поверхностях ГЦН-I, контактирующих с натрием и газом

□ поверхности, контактирующие с газом ■ поверхности, контактирующие с натрием

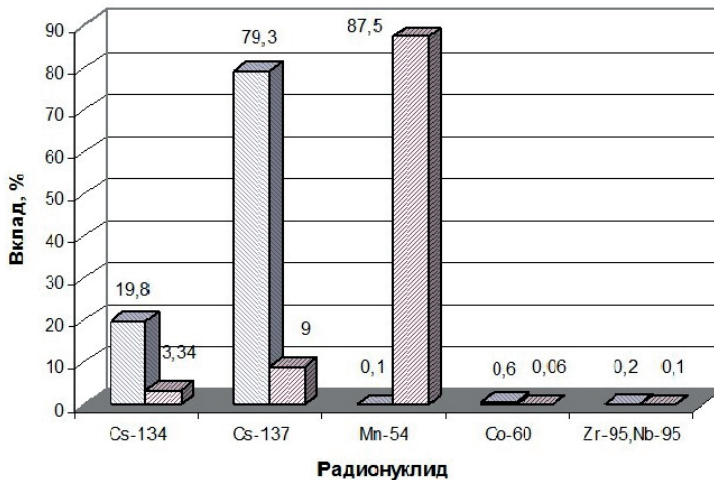


Рис. 2. Вклад отдельных радионуклидов в поверхностную активность отложений на выемной части ГЦН-I

В неизотермическом контуре радионуклиды сорбируются поверхностью конструкционных материалов в соответствии с их коэффициентами распределения. Отложение марганца и кобальта происходит преимущественно на горячих участках контура, так как их коэффициенты распределения растут с увеличением температуры.

Коэффициенты распределения цезия, наоборот, уменьшаются с ростом температуры, и поэтому его изотопы более эффективно сорбируются на холодных участках контура. Наименьшим коэффициентом распределения обладает ^{137}Cs , являющийся химическим аналогом натрия. Он менее других сорбируется на конструкционных материалах и находится преимущественно в элементарной растворимой форме в расплаве натрия.

Очистка натриевого теплоносителя от радиоактивных примесей

В условиях радиоактивного первого контура накопление продуктов коррозии в натриевых контурах существенно усложняет радиационную обстановку при проведении

инспекций и ремонтов оборудования. Для снижения скорости коррозии материалов ограничивается массовая концентрация кислорода в натрии. Это обеспечивается методом «холодной» очистки натрия, основанным на уменьшении растворимости кислорода при снижении температуры натрия. Прокачка части теплоносителя через охлаждаемые ловушки позволяет отфильтровывать окислы, выпадающие в осадок.

Фильтрационные устройства, основанные на методе «холодного улавливания» («холодные фильтр-ловушки» – ХФЛ), являются основным и в большинстве случаев единственным средством очистки теплоносителя в РБН [9]. Для очистки от окислов натрия выводится из контура, охлаждается до температуры, при которой окислы кристаллизуются, а натрия находится еще в жидком состоянии, а затем пропускается через механический фильтр с увеличивающейся плотностью набивки, где окислы отфильтровываются. Перед возвращением в контур натрия подогревается в рекуператоре [10].

При работе реактора с негерметичными твэлами важной задачей является очистка натрия от цезия-134 и цезия-137, определяющих радиационную обстановку в первом контуре. Эффективность улавливания цезия обычными ХФЛ мала. Цезий удаляют из натрия с использованием специальных ловушек с графитовым материалом.

Графитовые материалы образуют с цезием устойчивые химические соединения – графитиды и являются наиболее эффективными материалами для ловушек цезия для натриевого теплоносителя. Наибольшая эффективность улавливания цезия соответствует температуре работы этих ловушек 250 – 350°C. Концентрирование цезия в графите ловушки приводит к уменьшению поверхностного загрязнения контура циркуляции натрия за счет десорбции цезия [11].

Впервые устройства с использованием графита для очистки натрия от цезия-134 и цезия-137 были опробованы на реакторе БОР-60 (1975 г.), затем на реакторах EBR-2, «Рапсодия», БР-10, БОР-60 и БН-350 (1978–1981 гг.), БН-600 (1984 г., 1986 г.) [3].

Потребность применения этих ловушек на БОР-60 и БН-350 была вызвана увеличением удельной активности цезия в контуре. Так на РУ БОР-60 спустя три года эксплуатации с негерметичными твэлами (до 40 шт. за кампанию) удельная активность цезия-134 и цезия-137 в натрии возросла до 0,74 Гбк/кг, суммарная – до 18 Тбк. Гамма-излучение изотопов цезия-134 и цезия-137 на 80% определяло в некоторых местах значение мощности дозы 3,9 и 10 мкГр/с соответственно [12].

Для первой очистки натрия использовалась ловушка в виде емкости, содержащей слой гранул графита ГМЗ и фильтр из прессованной стружки нержавеющей стали. В дальнейшем использовалась ловушка в корпусе, аналогичном корпусу ТВС, позволяющая использовать для ее установки и извлечения систему перегрузки реактора. Затем была разработана ловушка цезия для реактора БН-350 МАВР (малогабаритный адсорбер для выведения радионуклидов), состоящая из шестигранного корпуса с хвостовиком и головкой, идентичными ТВС. Отличительной особенностью МАВРа, повышавшей эффективность очистки, являлось наличие в корпусе четырех капсул с гранулированным сорбентом, в каждую из которых натрия поступал параллельно по отдельным трубкам из входной камеры в хвостовике.

Аналогичный адсорбер типа МАВР использовался для очистки теплоносителя реактора БН-600 в период остановки реактора. Параметры в первом контуре в период остановки реактора (температура натрия 220 – 230°C, перепад давления на активной зоне 0,04 – 0,05 МПа при работе двух насосов 270 – 280 об/мин) при использовании

одного адсорбера обеспечивают за время 110 – 150 ч снижение активности в контуре БН-600 в 2,6 раза. При использовании последовательно подключенных друг к другу двух – трех адсорберов можно добиться более глубокой очистки.

Утилизация металлических отходов

Скорость накопления загрязненного металла только на атомных станциях при штатном режиме работы энергоблоков составляет порядка 1–2 тыс.т/год [13]. Гораздо большее количество металла будет образовываться при выводе энергоблоков АЭС из эксплуатации.

В России услуги по переработке и утилизации металлических отходов, загрязненных радиоактивными веществами, в целях уменьшения объема ТРО, направляемых на долговременное хранение (захоронение), и возврата металла в промышленность для неограниченного использования оказывает компания ЭКОМЕТ-С. У АЭС есть два варианта: признавать образующийся металл радиоактивными отходами, кондиционировать и сдавать национальному оператору или сдавать его в ЭКОМЕТ-С. Анализ международной практики показывает, что такая модель обращения не является оптимальной, а решение захоранивать потенциально полезный материал выглядит не вполне логично. Анализ международного опыта показывает, что перспективными могут быть следующие варианты использования металла: металлические упаковки для обращения с РАО или компоненты для них (вкладыш и др.); металлическая крошка для строительных нужд и как материал для улучшения защитных свойств бетонных контейнеров; металлическая арматура для использования при строительстве ПЗРО, контейнеров и т.д. [14].

Результаты и их обсуждение

Очистка натрия от цезия с помощью адсорбера МАВР

Очистка натрия от цезия на БН-350 проводилась в период перегрузки топлива. В адсорбере МАВР в качестве сорбента цезия использованы сферические гранулы реакторного графита, размещенного в сборке, размеры которой соответствуют штатной ТВС БН-350. Для загрузки и выгрузки адсорбера МАВР использовалась штатная

система перегрузки. Всего были проведены четыре очистки натрия (1979, 1980, 1984 и 1989 гг.), при каждой из которых уменьшение мощности дозы в боксах первого контура составило от полутора до трех раз (рис. 3).

Использованные адсорберы МАВР помещали в защитные контейнеры (рис. 4). Три контейнера с адсорберами МАВР находятся в ХТРО, еще один контейнер с адсорбером был заполнен расплавленным свинцом и находится на хранении в центральном зале [15].

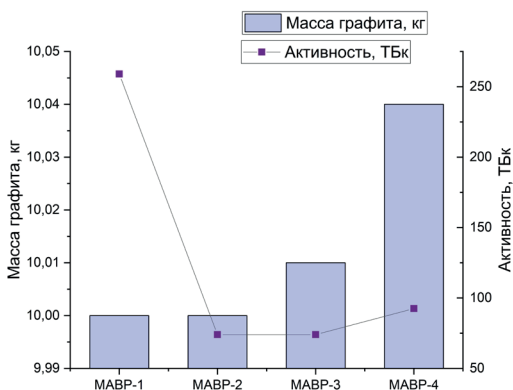


Рис. 3. Накопленная активность в адсорберах МАВР БН-350

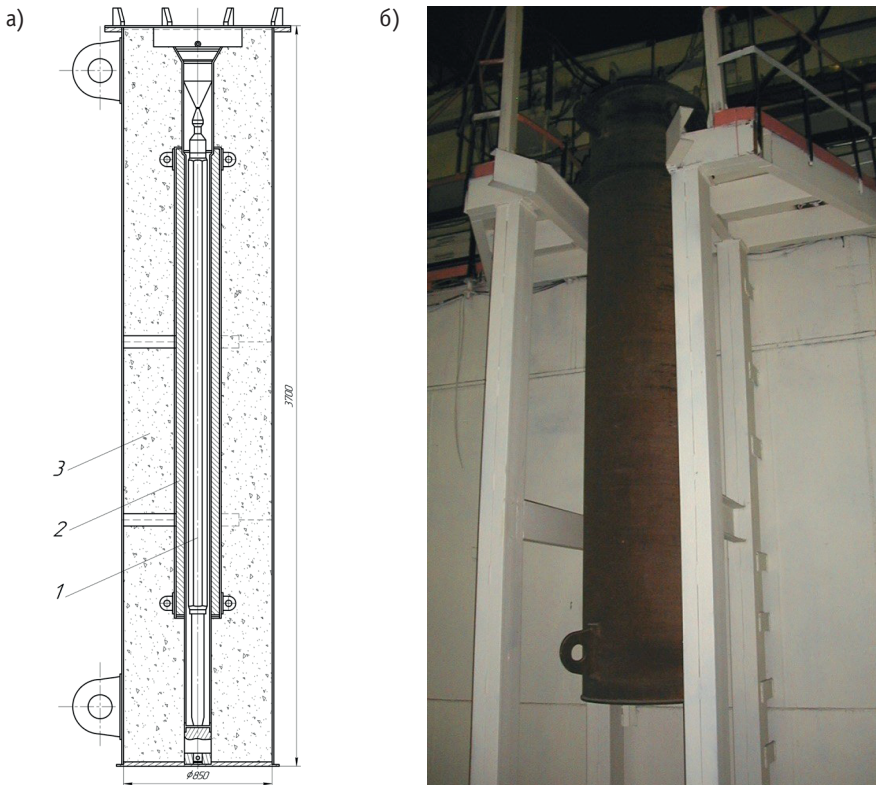


Рис. 4. Контейнер для МАВР БН-350 (а) и место его хранения (б): 1 – МАВР; 2 – свинцовая защита; 3 – бетон

Как показали результаты контрольных замеров в июне 2004 г., мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 10 см от поверхности защитного контейнера с МАВР-4 составляет от 0,03 до 0,29 мЗв/ч.

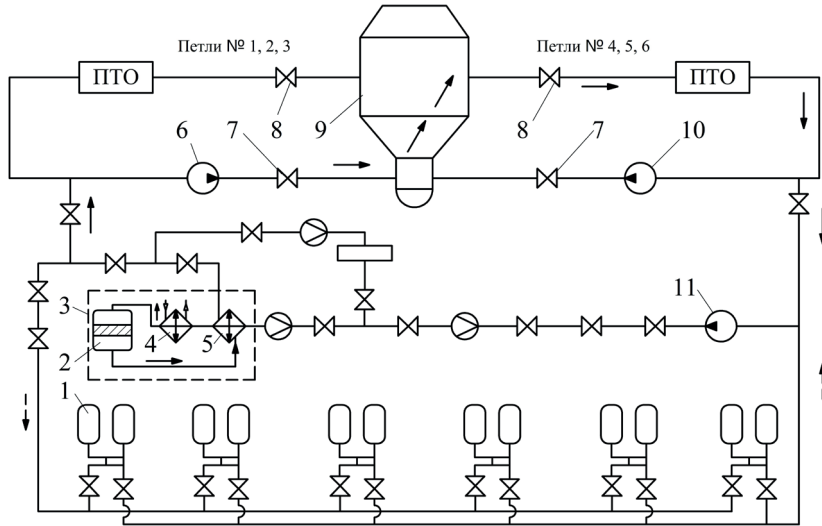
Очистка натрия от цезия с помощью ловушек цезия

Спустя два года после останова реактора удельная активность ^{22}Na и ^{134}Cs в первом контуре БН-350 достигала примерно 3% от активности ^{137}Cs (удельная активность ^{137}Cs ≈ 296 МБк/кг), что увеличивало риски для персонала и населения в случае возможной аварии, а также стоимость перевода РУ в безопасное состояние (SAFSTOR). Поэтому было принято решение очистить теплоноситель от цезия перед дренированием первого контура.

Система очистки была спроектирована на основании конструкции, использовавшейся в реакторе EBR-II [16], в основе которой лежал принцип преимущественной адсорбции цезия углеродом из натриево-цезиевого раствора. Эффективным сорбентом цезия из натрия показал себя стеклоглерод в реакторе EBR-II и установке FFTF [17].

Семь ловушек-накопителей (ЛН) с сорбентом RVC¹ подсоединялись поочередно к первому контуру для проведения очистки натрия (рис. 5 – 7). Было удалено около

¹ RVC (сетчатый стекловидный углерод) – форма чистого углерода, структурно состоящего из маленьких стекловидных переплетающихся нитей углерода (конфигурация, похожая на фильтр, через который протекает натрий).



← Циркуляция при очистке натрия до дренирования теплоносителя из первого контура БН-350

← ← Циркуляция при очистке натрия после дренирования теплоносителя из первого контура БН-350

Рис. 5. Схема циркуляции натрия через ловушку цезия: 1 – баки хранения натрия первого контура; 2 – цезиевая ловушка; 3 – границы проектирования; 4 – теплообменник натрий-воздух; 5 – экономайзер; 6, 10 – насосы; 7, 8 – задвижка

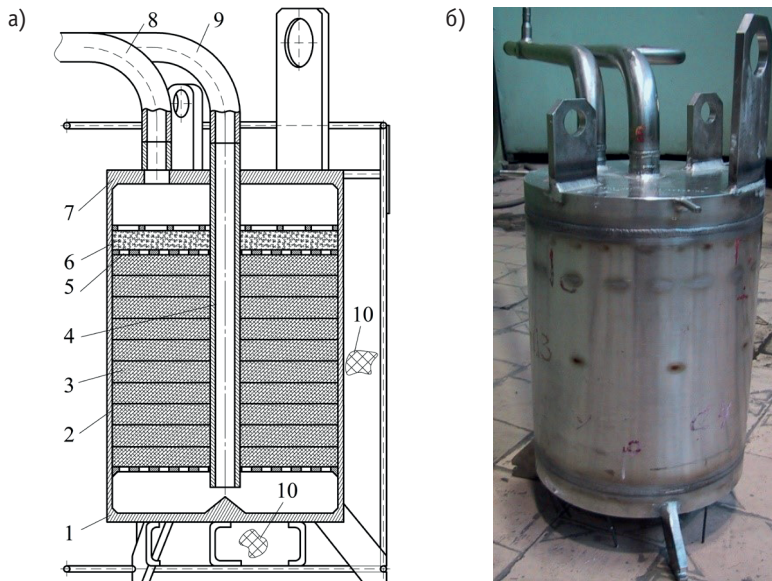


Рис. 6. Ловушка-накопитель: 1 – нижнее днище; 2 – обечайка; 3 – сорбент; 4 – входная труба; 5 – решетки; 6 – сетка-фильтр; 7 – верхнее днище; 8 – выходной патрубок; 9 – входной патрубок; 10 – теплоизоляция

255300 ГБк (6900 Ки) (более 98%) ^{137}Cs из первого контура, что снизило удельную активность цезия в 800 раз до концентрации 0,37 МБк/кг [15].

Для исключения выхода цезия из сорбента отработанных ловушек-накопителей (ОЛН) при удалении натрия из них нельзя превышать температуру в 140°C.

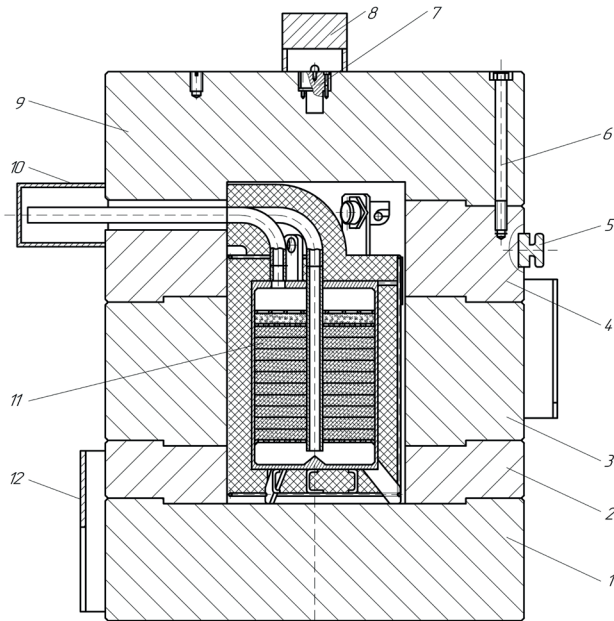


Рис. 7. Биологическая защита ЛН: 1 – днище; 2, 3, 4 – защитные кольца (нижнее, среднее, верхнее); 5 – цапфа; 6 – болт; 7 – заглушка места установки датчика МЭД; 8 – биозащита датчика; 9 – крышка; 10 – кожух; 11 – ЛН; 12 – направляющая

После герметизации ОЛН были установлены в выгородку помещения центрального зала (ЦЗ) с возможностью осмотра каждой ловушки (рис. 8). После отработки технологии дренирования натрия из ловушек, определения оптимальной температуры и режимов разогрева ловушек (проведено на макетах) натрий из ловушек дренирован и проведено заполнение ловушек свинцом (иммобилизация).

Очистка баков системы хранения теплоносителя первого контура осуществлялась путем последовательной перекачки натрия электромагнитными насосами из одной пары баков в другую через ЛН.



Рис. 8. ОЛН в выгородке помещения ЦЗ РУ БН-350

Утилизация оборудования энергоблоков первой очереди Белоярской АЭС

В рамках подготовки энергоблоков № 1 и № 2 с реакторами АМБ-100 и АМБ-200 к выводу из эксплуатации после их окончательного останова был проведен ряд работ по демонтажу оборудования и систем, не участвующих в работах по выводу из эксплуатации.

В период 2011–2014 гг. был проведен демонтаж ТГ-1 (турбоустановки в составе турбогенератора, ПВД, ПНД, барботера, трубопроводов и паропроводов в пределах бокса) в машинном зале первой очереди и оборудования газгольдерной локализации. Образующиеся в результате выполнения работ отходы сортировались, паспортизировались и направлялись на переработку и временное хранение в специализированную организацию (ФГУП «НО РАО»), металлические отходы направлялись в специализированную организацию ЭКОМЕТ-С для переплавки и дальнейшего использования после вывода из-под радиационного контроля.

В 2017 г. после выполнения работ по демонтажу ГЦН-1А, 2А, 2Б, 2В, 2Г были проведены работы по вывозу металлических отходов, в том числе оставшихся от выполнения работ по демонтажу ТГ-1, в АО «ЭКОМЕТ-С» для переработки (кондиционирования) и реализации металла, выведенного из под радиационного контроля в количестве 460-ти тонн. Направлено на переработку, кондиционирование и временное хранение в специализированную организацию (ФГУП «ФЭО») порядка 230-ти кубических метров тепловой изоляции, образовавшейся при демонтажных работах.

В 2024–2025 гг. выполнены работы по вывозу в АО «ЭКОМЕТ-С» на переработку (кондиционирование) и реализацию металла, выведенного из под радиационного контроля в количестве 400 тонн металлических отходов, образовавшихся в результате работ по демонтажу циркуляционных водоводов ТГ-3 в пределах машинного зала, трубопроводов водяного пожаротушения кабельных тоннелей. Перед вывозом металла из машинного зала первой очереди выполнялась дезактивация металла в существующей ванне дезактивации, что позволило снизить загрязнение до уровней НАО, ОНАО.

В рамках подготовительных работ к получению лицензии на вывод из эксплуатации первой очереди Белоярской АЭС ведутся работы по созданию инфраструктуры для обращения с РАО. Для обращения с ЖРО и работ по освобождению ХЖО получена лицензия на сооружение комплекса переработки ЖРО (КП ЖРО) с готовностью в 2029 г. КП ЖРО позволит извлекать ранее накопленные в ХЖО отходы, выполнять их переработку и на УИОС и дальнейшее цементирование для размещения на площадке промежуточного хранения. В рамках обращения с ТРО образующихся при выполнении работ по выводу из эксплуатации, а также освобождению ХСО-1 в машинном зале первой очереди планируется размещение установок по обращению с ТРО (сортировка, дезактивация, прессование, паспортизация и упаковка). С целью хранения образующихся упаковок с РАО после КП ЖРО и КП ТРО ведется строительство хранилища ТРО, предназначенного для временного размещения кондиционированных РАО до передачи их на захоронение.

Заключение

Существующая в настоящее время практика обращения с металлическими радиационно-загрязненными отходами практически ничем принципиальным не отличается от обращения с неметаллическими радиоактивными отходами. Планируется, что после выдержки и кондиционирования их отправят на захоронение. Однако с точки зрения снижения затрат на кондиционирование, хранение и захоронение, это далеко от оптимального варианта. Помимо варианта дезактивации металла до уровня, позволяющего его неограниченное дальнейшее использование после вывода из-под радиационного контроля, значительно больший объем загрязненного металла можно вернуть в отрасль, повысив эффективность модели обращения с РАО в целом. Как показывает международный опыт, перспективным является использование металла в качестве упаковок для обращения с РАО или компонентов для них (вкладыш и др.); в виде металлической крошки для строительных нужд и материала для улучшения защитных свойств бетонных контейнеров; металлической арматуры для использования при строительстве ПЗРО, контейнеров и т.д.

Для реакторов типа БН в недалеком будущем возникнет аналогичная ситуация касательно возможности дальнейшего обращения с натриевым теплоносителем [18, 19].

Существующие технологии позволяют выполнить эффективную очистку натрия первого контура. Так использование цезиевых ловушек на БН-350 является одной из технологий, которую можно применить для очистки натрия первого контура РУ БН-600. Для эффективной очистки всего объема натрия от ^{137}Cs может понадобиться до трех ловушек, содержащих по 2,25 кг вспененного углерода. После очистки натрия от ^{137}Cs основным изотопом, создающим повышенный фон, будет ^{22}Na .

Установка МАВР – референтное решение, опробованное на БН-600. Как показывает практика, достаточно будет двух адсорберов МАВР, чтобы очистить натрий первого контура от цезия. Это будут ВАО, которые будут стоять в бассейне выдержки до момента их захоронения, что представляет собой отдельный технологический процесс.

При всей «очевидности» положительного опыта очистки натрия от цезия существует ряд сложностей, заключающихся в образовании высокоактивных отходов, обращение с которыми потребует значительных затрат и отдельных технических решений.

Несколько иначе обстоит дело с натрием второго контура с точки зрения радиационной опасности. В этом случае имеет смысл прорабатывать вопрос временного хранения натрия второго контура для дальнейшего использования в технологиях «БН».

В настоящее время Белоярской АЭС, кафедрой атомных станций и возобновляемых источников энергии УрФУ вместе с рядом профильных организаций научной поддержки уже прорабатываются различные технологии обращения с натрием, позволяющие эффективно решить описанные в данной статье проблемы.

Литература

1. Tashlykov O.L., Seseikin A.N., Klimova V.A., Mahmoud K.A. Optimization of the route of the refueling machine to reduce the refueling time: Case study of the BN-800 reactor. *Nuclear Engineering and Design*. 2025;431:113725, DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113725>
2. Архипов В.М. Техника работы с натрием на АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1986, 136 с.
3. Егоров Ю.А., Носков А.А. Радиационная безопасность на АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1986, 153 с.

4. Гусев Н.Г., Дмитриев П.П. Радиоактивные цепочки: Справочник. М.: Атомиздат, 1978, 88 с.
5. Колтик И.И. Атомные электростанции и радиационная безопасность. Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2001, 368 с.
6. Ошканов Н.Н. Баканов М.В., Мальцев В.В., Шаманский В.А., Чуев В.В. и др. Основные результаты эксплуатации материалов в первых натриевых контурах установок БН-600 и БОР-60. В сб. докл. III международной конференции «Развитие атомной энергетики на основе замкнутого топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах», 11–12 ноября 2009, г. Москва.
7. Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Полуяков С.А., Ташлыков О.Л., Титов Г.П., Тучков А.М., Щеклеин С.Е. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: учебное пособие. В 2 ч. Ч. 1; под общ. ред. С.Е. Щеклеина, О.Л. Ташлыкова. Екатеринбург: УрФУ, 2013, 548 с. ISBN 978-5-321-02324-2.
8. Ташлыков О.Л. Дозовые затраты персонала в атомной энергетике. Анализ. Путиснижение. Оптимизация. Saarbrücken, Germany: LAP LAMBERT Academic Publishing GmbH & Co. RG. 2011, 232 с. ISBN: 978-3-8443-5472-0.
9. Усынин Г.Б., Кусмарцев Е.В. Реакторы на быстрых нейтронах. М.: Энергоатомиздат, 1985, 288 с.
10. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Шарифьянов Е.В. Инновационное направление развития ядерной энергетики в России и мире. *Альтернативная энергетика и экология (ISJAEЕ)*. 2020;(28-30):47–56. DOI: <https://doi.org/10.15518/isjaee.2020.10.005>
11. Кизин В.Д., Красноярцев Н.В., Поляков В.И., Соболев А.М. Поведение изотопов цезия при очистке натриевого теплоносителя холодными и специальными ловушками. Радиационная безопасность и защита АЭС: сборник статей. М.: Энергоатомиздат, 1987, Вып. 12, с. 35–46.
12. Кизин В.В., Лисицын Е.С., Поляков В.И., Четчин Ю.В. Радиоактивность в первом контуре быстрого реактора БОР-60. *Атомная энергия*. 1978;44(6):492–498. URL: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t44-6_1978/p492/ (дата обращения 16.06.2025).
13. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Развитие системы обращения с радиоактивными отходами в России. Т. 2. (Под общей редакцией Большова Л.А., Крюкова О.В., Лаверова Н.П., Линге И.И.). М.: 2013, 392 с. URL: <https://www.ibrae.ac.ru/docs/Monografii/tom2%20sq.pdf> (дата обращения 16.06.2025).
14. Самойлов А.А., Стрижова С.В., Блохин П.А. Приоритетные направления оптимизации обращения с радиоактивными отходами. Пленарные и секционные доклады XI международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики, 23–24 мая 2018 г.», Москва: АО «Концерн Росэнергоатом», 2018, с. 269–275.
15. Тажибаева И., Пустобаев С., Жанткин Т., Ким А. и др. Обращение с натриевым теплоносителем реактора на быстрых нейтронах БН-350. Алматы: Изд-во «Glory K ltd», 2010, 320 с. ISBN 978-601-278-202-8.
16. Olson W.H., Ruther W.E. Controlling Cesium in the Coolant of the Experimental Breeder Reactor II. *Nuclear Technology*. 1979;46:318–322. DOI: <https://doi.org/10.13182/NT79-A32333>
17. Bechtold R.A., Grenard C.E. FFTF Cesium Trap Design. Installation and Operating Experience. Proceedings of the Fourth International Conference on Liquid Metal Engineering and Technology. 1988, v. 3, pp. 609-1 to 609-10.
18. Носов Ю.В., Ровнейко А.В., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Особенности вывода из эксплуатации быстрых реакторов БН-350, -600. *Атомная энергия*. 2018;125(4):195–199. URL: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t125-4_2018/p195/ (дата обращения 16.06.2025).
19. Rovneiko A.V., Tashlykov O.L., Filin I.A., Khomyakov A.P., Shcheklein S.E., Sesekin A.N. Decontamination of Sodium in the Primary Circuit of Fast Sodium-Cooled Reactors. *Radiochemistry*. 2024;66(5):655–661. DOI: <https://doi.org/10.1134/S1066362224050096>

Поступила в редакцию 10.07.2025
После доработки 06.08.2025
Принята к опубликованию 20.08.2025

Авторы

Сидоров Иван Иванович, директор Белоярской АЭС,

E-mail: sidorov@belnpp.ru

Ташлыков Олег Леонидович, профессор кафедры «Атомные станции и ВИЭ», д.т.н.,

E-mail: o.l.tashlykov@urfu.ru

Щеклеин Сергей Евгеньевич, зав. кафедрой «Атомные станции и ВИЭ», д.т.н.,

E-mail: s.e.shcheklein@urfu.ru

Мокшин Сергей Алексеевич, заместитель главного инженера Белоярской АЭС,

E-mail: mokshin@belnpp.ru

Филин Илья Александрович, заместитель главного инженера Белоярской АЭС,

E-mail: filin@belnpp.ru

UDC 621.039

Disposal of Coolant, Equipment and Metal after the End of Service Life of NPP Power Units

Sidorov I.I.¹, Tashlykov O.L.², Shcheklein S.E.², Mokshin S.A.¹, Filin I.A.¹

¹ Beloyarsk NPP,

Post office box 149, 624250 Zarechny, Sverdlovsk reg., Russia

² Ural Federal University,

19 Mira St., 620062 Yekaterinburg, Russia

Abstract

The use of liquid metals as a coolant in fast neutron reactors is substantiated. The main properties of liquid metal sodium as a coolant, its advantages and disadvantages are described. Information on the amount of radioactive contamination of sodium and surfaces of equipment and pipelines of sodium circuits is given. The data on the dependence of the composition of deposits on temperature is presented. Information on methods of sodium cleaning from impurities is summarized. The technology of sodium cleaning from cesium using MAVR small-sized adsorbers and cesium accumulating traps is considered in detail. The results of sodium purification before draining the first circuit are presented using the example of the BN-350 reactor plant. The importance of sodium purification from cesium isotopes before decommissioning fast sodium reactors (FSR) to reduce personnel dose loads is shown.

The importance of increasing the efficiency of the radioactive waste management model by returning the maximum possible volume of contaminated metal to the industry is substantiated. The results of the work performed within the framework of preparation of the first stage power units of the Beloyarsk NPP for decommissioning after the final shutdown of the AMB-100 and AMB-200 reactors are summarized, including work on dismantling equipment and systems that are not involved in the decommissioning work.

Keywords: liquid metal coolant; fast neutron reactor; sodium purification from cesium; radioactive waste, liquid radioactive waste (LRW), processing and conditioning of radioactive waste, decommissioning

For citation: Sidorov I.I., Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Mokshin S.A., Filin I.A. Disposal of Coolant, Equipment and Metal after the End of Service Life of NPP Power Units. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2025;3:186–201. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.13> (in Russian).

References

1. Tashlykov O.L., Sesekin A.N., Klimova V.A., Mahmoud K.A. Optimization of the route of the refueling machine to reduce the refueling time: Case study of the BN-800 reactor. *Nuclear Engineering and Design*. 2025;431:113725, DOI:<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113725>
2. Arkhipov V.M. Technique of working with sodium at NPPs. Moscow, Energoatomizdat, 1986, 136 p. (in Russian).
3. Egorov Yu.A., Noskov A.A. Radiation safety at nuclear power plants. Moscow: Energoatomizdat, 1986, 153 p. (in Russian).
4. Gusev N.G., Dmitriev P.P. Radioactive chains: Handbook. Moscow, Atomizdat, 1978, 88 p. (in Russian).
5. Koltik I.I. Nuclear power plants and radiation safety. Yekaterinburg, UGTU-UPI Publ., 2001, 368 p. (in Russian).
6. Oshkanov N.N., Bakanov M.V., Maltsev V.V., Shamansky V.A., Chuev V.V. et al. Main results of exploitation of materials in the first sodium circuits of BN-600 and BOR-60 units. Proceedings of the 3rd International conference 'Development of nuclear energy based on a closed fuel cycle with fast neutron reactors', 11–12 November 2009, Moscow (in Russian).
7. Beltyukov A.I., Karpenko A.I., Poluyaktov S.A., Tashlykov O.L., Titov G.P., Tuchkov A.M., Shcheklein S.E. Nuclear Power Plants with Fast Neutron Reactors with Sodium Coolant: A Textbook. In 2 parts. Part 1. Yekaterinburg, UrFU Publ., 2013, 548 p. ISBN 978-5-321-02324-2 (in Russian).
8. Tashlykov O.L. Dose costs of personnel in nuclear power engineering. Analysis. Ways of reduction. Optimization. Saarbrücken, Germany, LAP LAMBERT Academic Publishing GmbH & Co. RG, 2011, 232 p. ISBN: 978-3-8443-5472-0 (in Russian).
9. Usynin G.B., Kusmartsev E.V. Fast Neutron Reactors. Moscow, Energoatomizdat, 1985, 288 p. (in Russian).
10. Tashlykov O.L., Shcheklein S.E., Sharifyanov E.V. Innovative direction of the development of nuclear power in Russia and in the world (environmental acceptability of nuclear power of the XXI century). *Alternative Energy and Ecology (ISJAE)*. 2020;(28-30):47–56. DOI: <https://doi.org/10.15518/isjaee.2020.10.005> (in Russian).
11. Kizin V.D., Krasnoyartsev N.V., Polyakov V.I., Sobolev A.M. Behavior of cesium isotopes during purification of sodium coolant with cold and special traps. Radiation safety and protection of nuclear power plants. Moscow, 1987, iss. 12, pp. 35–46 (in Russian).
12. Kizin V.D., Lisitsyn E.S., Polyakov V.I., Chechetkin Yu.V. Radioactivity in the primary circuit of the BOR-60 fast reactor. *Atomic Energy*. 1978,44:571–578. DOI: <https://doi.org/10.1007/BF01117858>
13. Nuclear legacy issues and solutions. Development of a radioactive waste management system in Russia. Vol. 2. Under the general editorship of Bolshov L.A., Kryukov O.V., Laverov N.P., Linge I.I. Moscow. 2013, 392 p. URL: <https://www.ibrae.ac.ru/docs/Monografii/tom2%20sq.pdf> (accessed Jun 16, 2025) (in Russian).
14. Samoilov A.A., Strizhova S.V., Blokhin P.A. Priority areas for optimizing radioactive waste management. Proc. of International Scientific and Technical Conference 'Safety, Efficiency and Economics of Nuclear Power Industry', 23–24 May 2018. Moscow. «Rosenergoatom» JSC, 2018, pp. 269–275 (in Russian).

15. Tazhibaeva I., Pustobaev S., Zhantikin T., et al. The Handling with Sodium Coolant at Fast Reactor BN-350. Almaty. Glory K ltd Publ., 2010, 320 p. ISBN 978-601-278-202-8 (in Russian).
16. Olson W.H., Ruther W.E. Controlling Cesium in the Coolant of the Experimental Breeder Reactor II. *Nuclear Technology*. 1979;46:318–322. DOI: <https://doi.org/10.13182/NT79-A32333>
17. Bechtold R.A., Grenard C.E. FFTF Cesium Trap Design. Installation and Operating Experience. Proc. of the Fourth International Conference on Liquid Metal Engineering and Technology. 1988, v. 3, pp. 609-1 to 609-10.
18. Nosov Y.V., Rovneiko A.V., Tashlykov O.L., Shcheklein S.E. Decommissioning features of BN-350, -600 fast reactors. *Atomic energy*. 2019;125:219–223. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-019-00470-z>
19. Rovneiko A.V., Tashlykov O.L., Filin I.A., Khomyakov A.P., Shcheklein S.E., Sesekin A.N. Decontamination of Sodium in the Primary Circuit of Fast Sodium-Cooled Reactors. *Radiochemistry*, 2024;66(5):655–661. DOI: <https://doi.org/10.1134/S1066362224050096>

Authors

Ivan I. Sidorov, Director of Beloyarsk NPP,

E-mail: sidorov@belnpp.ru

Oleg L. Tashlykov, Professor of the Nuclear Power Plants and Renewable Energy Sources Department, Dr. Sci. (Engineering),

E-mail: o.l.tashlykov@urfu.ru

Sergei E. Shcheklein, Head of the Nuclear Power Plants and Renewable Energy Sources Department, Dr. Sci. (Engineering),

E-mail: s.e.shcheklein@urfu.ru

Sergei A. Mokshin, Deputy Chief Engineer of Beloyarsk NPP,

E-mail: mokshin@belnpp.ru

Ilya A. Filin, Deputy Chief Engineer of Beloyarsk NPP,

E-mail: filin@belnpp.ru