

<https://doi.org/10.52676/1729-7885-2026-1-228-235>
УДК 621.039.7

АНАЛИЗ ВАРИАНТОВ ДАЛЬНЕЙШЕГО ОБРАЩЕНИЯ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БН-350

М. К. Сейсенбаева^{*}, В. А. Поспелов, А. Г. Коровиков

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

** E-mail для контактов: seysenbaeva@nnc.kz*

В статье проведен анализ вариантов дальнейшего обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) реакторной установки БН-350, которая эксплуатировалась в период с 1973 по 1999 годы. На основе сложившегося мирового опыта, рекомендаций международных организаций и требований национального законодательства, а также доступных на сегодняшний день технологий рассмотрены возможные сценарии обращения с ОЯТ реакторной установки БН-350, включая долговременное хранение, переработку и прямое захоронение. Статья направлена на формирование рекомендаций для выработки дальнейшей стратегии обращения с ОЯТ в Республике Казахстан с учетом обеспечения долгосрочной безопасности.

Ключевые слова: реакторная установка БН-350, ОЯТ, хранение, переработка, захоронение.

ВВЕДЕНИЕ

В процессе эксплуатации ядерных реакторных установок образуется отработавшее ядерное топливо (ОЯТ), обладающее высокой радиационной активностью и представляющее потенциальную опасность для здоровья человека и окружающей среды. В этой связи обеспечение безопасности обращения с ОЯТ и радиоактивными отходами (РАО) является ключевой задачей и регламентируется системой норм безопасности Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ).

В соответствии с основополагающими принципами безопасности МАГАТЭ (SF-1) [1], государства-члены обязаны обеспечивать защиту людей и окружающей среды на всех стадиях обращения с радиоактивными материалами. Данные положения конкретизируются в стандарте GSR Part 5 [2], устанавливающем требования по обращению с ОЯТ и РАО до их окончательного захоронения, включая проектирование и эксплуатацию объектов с применением концепции глубокоэшелонированной защиты и оценки рисков. В дополнение к этому Специальное руководство SSG-15 (Rev. 1) [3] предоставляет рекомендации по безопасному хранению ОЯТ на всём протяжении его жизненного цикла. Практика в данной области также основывается на положениях Конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и радиоактивными отходами [4], принятой под эгидой МАГАТЭ, предусматривающей обязательства государств по обеспечению безопасного управления ОЯТ и регулярной отчётности.

Значимость соблюдения указанных требований особенно возрастает для реакторных установок с уникальными характеристиками топлива и эксплуатационного цикла. Одним из таких установок является БН-350 – быстрый реактор с жидкотеплоносительным теплоносителем, который за время эксплуатации в Казахстане с 1973 по 1999 годы, накопил большое количество ОЯТ. С учётом особенностей топли-

ва БН-350, включая повышенное обогащение, наличие плутония и долгоживущих радионуклидов, дальнейшее обращение с данным ОЯТ требует научно обоснованного выбора стратегии, соответствующей международным требованиям безопасности и принципам долгосрочной изоляции радиоактивных материалов.

В связи с этим целью настоящей работы является анализ возможных вариантов дальнейшего обращения с ОЯТ реакторной установки БН-350 в соответствии с требованиями безопасности.

МЕТОД ИССЛЕДОВАНИЯ

В настоящее время в мировой практике сформированы три стратегии обращения с ОЯТ: хранение, переработка и окончательное захоронение. Хранение выполняет функцию промежуточного этапа и обеспечивает безопасную изоляцию топлива. Переработка направлена на извлечение делящихся материалов с целью их повторного использования в топливном цикле, тогда как захоронение предусматривает окончательную изоляцию ОЯТ от окружающей среды без его последующего вовлечения в энергетический оборот. Выбор конкретной стратегии определяется совокупностью технологических, экономических и институциональных факторов, а также требованиями обеспечения долгосрочной радиационной и экологической безопасности.

Хранение является наиболее распространённой и технологически отработанной стратегией обращения с ОЯТ. Независимо от выбранной национальной стратегии (переработка или прямое захоронение), первоначальным этапом всегда является хранение ОЯТ в приреакторных бассейнах выдержки, где топливо охлаждается и снижается уровень его тепловыделения и радиационной активности.

После завершения этапа бассейнового хранения топливо может быть перемещено на внереакторное хранилище, которое реализуется по двум основным технологиям: мокрой и сухой. Мокрое хранение

АНАЛИЗ ВАРИАНТОВ ДАЛЬНЕЙШЕГО ОБРАЩЕНИЯ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БН-350

осуществляется в бассейнах большой ёмкости, размещённых либо на площадке АЭС, либо на централизованных объектах. Примером такого подхода является централизованное хранилище «Клаб» в Швеции [5].

Сухое хранение получило широкое распространение с середины 1980-х годов и сегодня рассматривается как предпочтительное решение для долговременного промежуточного хранения. В рамках данной технологии ОЯТ после выдержки в бассейне размещается либо в герметичных металлических контейнерах, либо в бетонных модулях или хранилищах шахтного типа. Контейнерные системы представляют собой многоцелевые конструкции, обеспечивающие радиационную защиту, теплоотвод и герметичность. В мировой практике применяются как транспортно-хранительные контейнеры, так и стационарные системы хранения. Примерами сухого хранения являются объекты на АЭС «Дарлингтон» (Канада), централизованное хранилище «Цвилаг» (Швейцария), а также хранилище в Ахаусе (Германия) [5].

Сухие системы могут быть реализованы в виде (рисунок 1):

- металлических или железобетонных контейнеров;
- специализированных хранилищ;
- вертикальных или горизонтальных бетонных модулей.

Сроки безопасного хранения ОЯТ в сухих системах, согласно современным оценкам и опыту эксплуатации, могут составлять 50–100 лет и более при условии мониторинга состояния контейнеров и поддержания проектных параметров. Хранение

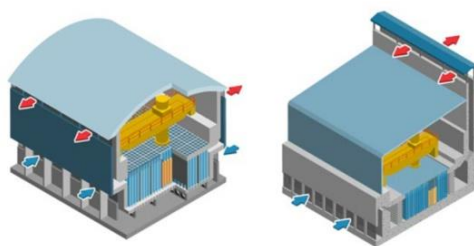
выполняет функцию промежуточного этапа топливного цикла, обеспечивая технологическую гибкость и возможность последующего выбора между переработкой и окончательным захоронением.

Среди стран, эксплуатирующих атомные электростанции, в настоящее время лишь две – Россия и Франция осуществляют переработку как собственного, так и иностранного ОЯТ в промышленных масштабах [6]. В ряде других государств перерабатывающие мощности либо были выведены из эксплуатации, либо используются исключительно для национальных программ. Так, на площадке Селлафилд в Великобритании заводы по переработке ОЯТ «Magnox» и «Thorp» прекратили работу в 2022 и 2018 годах соответственно [7]. В Индии переработка ОЯТ ориентирована преимущественно на топливо тяжеловодных реакторов национальной программы, тогда как Китай находится на этапе активного наращивания перерабатывающих мощностей. Большинство других стран, включая Канаду, Италию, Нидерланды, Швейцарию, Испанию и США, в настоящее время придерживаются стратегии долговременного хранения ОЯТ либо передачи топлива на переработку в другие государства.

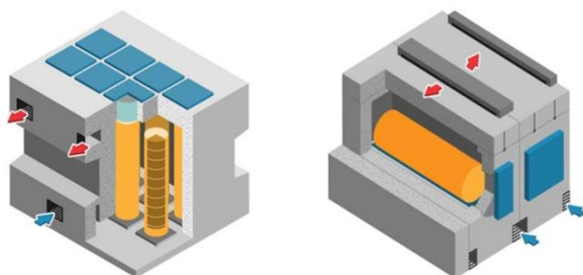
В промышленной практике переработка ОЯТ в настоящее время в основном осуществляется по технологии PUREX, основанной на процессе жидкостной экстракции с использованием экстрагента – раствора трибутилфосфата. Метод осуществляется на многоступенчатых экстракторах непрерывного действия. В результате уран и плутоний очищаются от продуктов деления в миллионы раз [8, 9].



а) металлические контейнеры различных типов



б) здания для хранения ОЯТ в пеналах и без пеналов



в) вертикальные и горизонтальные многосегментные блоки хранения



Рисунок 1. Системы сухого хранения ОЯТ

Прямое захоронение ОЯТ предлагается осуществлять преимущественно посредством размещения отходов в глубоких геологических формациях. Концепция глубинного захоронения основана на принципе многобарьерной защиты, предусматривающем сочетание инженерных и природных (геологических) барьеров, обеспечивающих изоляцию радиоактивных материалов от биосферы на протяжении требуемого временного интервала.

В зависимости от конструктивного исполнения пункты захоронения подразделяются на шахтные и скважинные. В шахтных хранилищах отходы, как правило, размещаются на глубине 500–1000 м, тогда как в скважинных вариантах глубина захоронения может составлять 2000–4000 м. Надёжная защита окружающей среды обеспечивается системой взаимодополняющих барьеров.

К инженерным (искусственным) барьерам относятся:

- иммобилизирующая матрица, в которую заключено радиоактивное вещество;
- герметичный металлический контейнер;
- буферный материал, заполняющий пространство между контейнером и вмещающей породой.

В качестве матриц применяются цементные композиции, битумы, фосфатные и боросиликатные стекла. Расплав матричного материала заливается в контейнер из нержавеющей стали с последующей герметичной сваркой. При необходимости повышения долговечности система может предусматривать использование дополнительного внешнего контейнера из коррозионно-стойких материалов или медных сплавов.

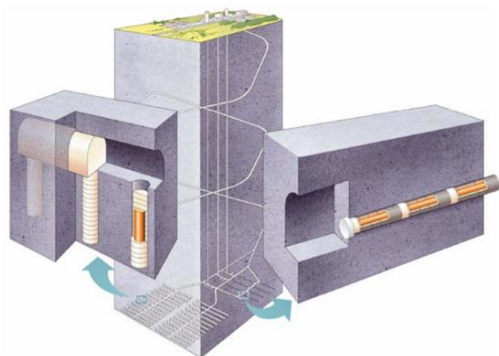
Буферный материал выполняет несколько функций: ограничивает тепловое воздействие, снижает водопроницаемость, стабилизирует химическую среду, перераспределяет механические напряжения и сорбирует радионуклиды. В качестве эффективных буферов для урана и трансурановых элементов широко рассматриваются бентонитовые глины и породы с повышенным содержанием углистого вещества.

Ключевым элементом системы является геологический барьер – толща стабильных горных пород, обеспечивающая изоляцию захоронения от биосферы.

Наиболее современные программы строительства пунктов захоронения РАО и ОЯТ в кристаллических породах основаны на концепции захоронения KBS-3 (рисунок 2), впервые предложенной в 1983 году. Капсула по концепции KBS-3 представляет собой многобарьерную конструкцию, включающую внутреннюю вставку из литой стали (или чугуна), предназначенную для размещения и фиксации отработавших топливных сборок с обеспечением безопасной геометрии. Снаружи вставка герметично заключена в толстостенную медную оболочку, выполняющую функцию основного коррозионно-стойкого барьера при долговременном захоронении в кристаллических породах [10, 11].

Практическая реализация данной концепции в настоящее время наиболее продвинута в Финляндии. В муниципалитете Эурайоки (площадка Олкилуото) сооружено глубокое геологическое хранилище Onkalo, реализуемое компанией Posiva Oy. Объект включает наземный комплекс инкапсуляции и подземную систему размещения капсул на глубине около 430 м в кристаллических породах возрастом порядка 1,8 млрд лет. Проектная вместимость хранилища составляет около 6500 тГМ. По состоянию на конец 2025 г. строительство завершено, ведётся процедура лицензирования эксплуатации. В случае положительного решения эксплуатация Onkalo может начаться в 2026–2027 годах., после чего будут осуществлены первые захоронения ОЯТ с последующим заполнением и герметизацией хранилища на протяжении следующего столетия [12].

Переход к промышленной реализации глубинного захоронения невозможен без проведения масштабных многолетних исследований в реальных геологических условиях. С этой целью в ряде стран созданы подземные исследовательские лаборатории, размещённые в кристаллических, глинистых и соляных формациях.



а) схема KBS-3 вертикальной и горизонтальной концепции захоронения



б) капсула KBS-3

Рисунок 2. Концепция захоронения KBS-3

В таких лабораториях изучаются процессы тепло-выделения от ОЯТ, взаимодействие контейнеров с вмещающей средой, миграция подземных вод и поведение бентонитовых буферов в долгосрочной перспективе. Полученные экспериментальные данные формируют научную основу для подтверждения безопасности проектируемых хранилищ.

АНАЛИЗ ВАРИАНТОВ ДАЛЬНЕЙШЕГО ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БН-350

На основании анализа международной практики обращения с ОЯТ, включая стратегии долговременного хранения, переработки и окончательного захоронения, можно выделить несколько потенциальных направлений дальнейшего обращения с ОЯТ реакторной установки БН-350.

Варианты долговременного хранения

В настоящее время в РК реализуется стратегия сухого контейнерного хранения ОЯТ БН-350. Всё отработавшее топливо реактора извлечено и размещено в герметичных чехлах, заполненных аргоном. Всего было упаковано 479 чехлов с топливом, которые размещены в 60 металлобетонных контейнерах на площадке долговременного хранилища, расположенном на комплексе исследовательских реакторов «Байкал-1» РГП НЯЦ РК.

Проект хранилища и регламент его эксплуатации обеспечивают выполнение регуляторных требований в области радиационной безопасности, физической защиты ядерных материалов и международных обязательств Республики Казахстан по нераспространению ядерных материалов, включая соблюдение гарантий МАГАТЭ. Срок безопасной эксплуатации системы хранения определяется ресурсом используемого транспортного упаковочного комплекта ТУК-123 и составляет не менее 50 лет.

Ключевой особенностью применяемой технологии является использование металлобетонного контейнера двухцелевого назначения, который может использоваться как для хранения топлива, так и для его транспортировки. Контейнер выполняет основную защитную функцию, обеспечивая радиационную безопасность и физическую защиту топлива. Все технические средства, необходимые для проведения погрузочно-разгрузочных операций и транспортировки контейнеров автомобильным и железнодорожным транспортом, сохранены и находятся в законсервированном состоянии.

Основными операционными расходами при данном варианте обращения с ОЯТ реакторной установки БН-350 являются расходы на эксплуатацию хранилища, проведение периодического контроля и осмотра основных технических характеристик контейнеров, а также продление сроков действия сертификатов на транспортные упаковочные комплекты в соответствии с требованиями законодательства Республики Казахстан.

Наряду с действующей стратегией хранения до 50 лет рассматривается возможность продления сроков

хранения ОЯТ. Такой сценарий может быть реализован либо в существующем хранилище, либо в новом специализированном объекте, который может быть построен на другой площадке на территории Казахстана в случае вывода из эксплуатации комплекса «Байкал-1» или невозможности дальнейшей эксплуатации существующего хранилища. Реализация подобного варианта потребует подтверждения технического состояния контейнеров и их защитных свойств, а при необходимости – разработки новых упаковочных решений и переупаковки топлива.

В случае невозможности дальнейшего использования ТУК-123 и существующего хранилища потребуются создание специальной инфраструктуры для переупаковки ОЯТ в новые контейнеры (радиационно-защитные камеры пеналы и чехлы). После размещения предварительно упакованного ОЯТ реакторной установки БН-350 в транспортные упаковочные контейнеры производится их транспортировка и размещение в заново спроектированном и построенном хранилище. Принимая во внимание текущие планы по развитию атомной энергетики в стране, ОЯТ реакторной установки БН-350 может быть консолидировано на площадке с ОЯТ атомных станций, наработанным и размещенным на хранение к тому времени.

В качестве альтернативного направления можно рассмотреть возможность размещения ОЯТ реакторной установки БН-350 в международном хранилище отработавшего топлива. Реализация такого варианта предполагает подтверждение соответствия существующих контейнеров требованиям международных хранилищ либо разработку новых упаковок, соответствующих международным стандартам. Предпосылками к рассмотрению данного варианта является наличие стран, располагающими относительно небольшими запасами ОЯТ, и имеющимися инициативами по созданию многонациональных пунктов захоронения ОЯТ [13]. При этом, создание международного хранилища отработавшего топлива может являться одним из этапов в реализации представленной концепции. Однако, на текущий момент данная концепция требует более детальной проработки и пересмотра международных договоров и соглашений, выработки технических решений и построения устойчивой финансовой модели реализации проекта. С учетом того, что во многих странах мира законодательно запрещено возить ОЯТ на захоронение, перспектива создания подобного хранилища крайне маловероятна.

Таким образом, существующая система сухого контейнерного хранения ОЯТ реакторной установки БН-350 на сегодня обеспечивает безопасное и контролируемое размещение топлива и создаёт технологическую основу для реализации различных стратегий дальнейшего обращения. При этом, в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ данное решение является промежуточным решением и не может быть конечной точкой обращения с ОЯТ.

Варианты переработки

Одним из возможных направлений обращения с ОЯТ реакторной установки БН-350 является его переработка с последующим извлечением урана и плутония и переработкой образующихся высокоактивных радиоактивных отходов (ВАО).

Теоретически подобный вариант может быть реализован на территории Казахстана. Однако в настоящее время Казахстан не располагает промышленными мощностями такого типа. Кроме того, экономическая целесообразность строительства национального завода по переработке ОЯТ реакторной установки БН-350 по технологии PUREX представляется ограниченной. Строительство и эксплуатация завода по переработке ОЯТ требует огромных капиталовложений. Французский завод La Hague, один из крупнейших в мире коммерческих заводов по переработке, оценивается в более чем €20 млрд капитальных затрат [14]. Некоторые эксперты оценивают их в диапазоне от \$40 млрд до \$150 млрд для крупного коммерческого завода [15]. Помимо капитальных затрат, существуют значительные операционные расходы, включающие оплату высококвалифицированного персонала, энергетические затраты, утилизацию ВАО, а также постоянные инвестиции в исследования и разработки для повышения эффективности и безопасности процессов. Годовые эксплуатационные расходы того же завода La Hague оцениваются примерно в \$1 млрд в год [16]. Еще одним немаловажным фактором, который необходимо учитывать, является соблюдение режима нераспространения и передачи чувствительных технологий переработки ОЯТ. При использовании технологии PUREX процесса на перерабатывающих заводах из ОЯТ, наряду с ураном, выделяется плутоний оружейного качества, что может стать препятствием для поддержки реализации такого проекта на мировой арене, в первую очередь среди ключевых стран группы ядерных поставщиков.

Более реалистичным вариантом является переработка ОЯТ реакторной установки БН-350 на существующих зарубежных предприятиях. Как было отмечено выше, всего несколько стран в мире занимаются переработкой ОЯТ. Среди них только Россия и Франция принимают ОЯТ других стран на переработку. При этом необходимо отметить, что более 95 % перерабатываемого топлива в мире относится к ОЯТ легководных и газо-графитных реакторов с остаточным обогащением по U^{235} , не превышающим 1%. Реакторная установка БН-350 относится к реакторам на быстрых нейтронах и в отличие от легководных реакторов имеет существенно большее обогащение как свежего топлива (до 33%), так и ОЯТ ~ 10%. Переработка данного типа ОЯТ представляет более сложную задачу из-за повышенного обогащения ОЯТ, которое требует специальных мер по обеспечению ядерной безопасности переработки ОЯТ. Опыт промышленной переработки ОЯТ быстрых реакторов имеется

только у Российской Федерации, на регулярной основе осуществляется переработка ОЯТ БН-600, а ранее перерабатывалось ОЯТ БН-350. Во Франции ведется переработка ОЯТ реактора Феникс, остановленного в 2010 году. На текущий момент данных о наличии на перерабатывающих мощностях Франции технологической линии для ОЯТ быстрых реакторов нет. Но учитывая имеющийся опыт и реализацию программы по созданию быстрых реакторов, можно предположить, что вариант с переработкой ОЯТ реакторной установки БН-350 во Франции, в принципе, технически реализуем.

Таким образом, наиболее очевидным вариантом является переработка ОЯТ реакторной установки БН-350 в Российской Федерации на заводе РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк» (г. Озёрск, Челябинская область), поскольку проектом изначально предусматривалась переработка топлива именно на этом предприятии. Техническая реализуемость данного варианта обусловлена наличием необходимой транспортной инфраструктуры, включая обращение с транспортным упаковочным комплектом ТУК-123.

Переработка ОЯТ реакторной установки БН-350 во Франции на заводе La Hague также может быть рассмотрена ввиду её технической реализуемости. Однако реализация подобного варианта будет значительно сложнее с организационной и логистической точки зрения, поскольку потребует согласования транзитной транспортировки топлива через территории нескольких государств, а также выполнения дополнительных процедур сертификации транспортных упаковок и транспортных средств в соответствии с законодательством Франции. К преимуществам переработки ОЯТ реакторной установки БН-350 во Франции можно отнести потенциальную возможность реализации его энергетического потенциала, то есть продуктов переработки – регенерированного урана и плутония. Во Франции хорошо развито промышленное изготовление МОКС-топлива. По последним данным на заводе Melox ежегодно производится до 75 тонн МОКС-топлива, с максимально возможной проектной производительностью до 195 тонн МОКС-топлива в год [17]. Большая часть МОКС-топлива используется на французских АЭС.

В целом, при рассмотрении варианта переработки ОЯТ реакторной установки БН-350 необходимо учитывать, что в соответствии с требованиями законодательства Российской Федерации и Франции высокоактивные отходы, образующиеся в процессе переработки, должны быть возвращены собственнику ОЯТ. Данное обстоятельство требует дополнительной проработки вопроса обращения с возвращенными ВАО в Казахстане, включая их хранение и окончательное захоронения в соответствии с требованиями законодательства.

Варианты окончательного захоронения

В мировой практике в качестве наиболее безопасной долгосрочной технологии рассматривается раз-

мещение ОЯТ или ВАО в глубоких геологических формациях. В качестве вариантов глубинного захоронения ОЯТ реакторной установки БН-350 рассматриваются захоронение в пунктах захоронения шахтного типа, глубоких скважинах как на территории Казахстана, так и в международном пункте захоронения.

Создание пункта глубинного геологического захоронения шахтного типа требует проведения длительных (несколько десятков лет) и дорогостоящих исследований, направленных на обоснование безопасности выбранных площадок, а также разработки соответствующей нормативной и технологической базы. Стоимость строительства пункта глубинного захоронения в Финляндии на площадке Олкилуото составляет около €3,5 млрд [18] без учета проведения научно-исследовательских работ. Поэтому необходимо выполнить экономическую оценку целесообразности строительства пункта захоронения для относительно небольшого количества ОЯТ.

На сегодняшний день в Казахстане не ведутся работы по выбору потенциальных площадок и геологических сред для оценки их пригодности для размещения глубинного пункта захоронения шахтного типа. Между тем, к потенциальному району размещения пункта захоронения относится территория бывшего Семипалатинского испытательного полигона. На участке Акбота-Западный плагиограниты слагают порядка 90% площади, расширенной до 25 км². Бурением структурной скважины на участке Акбота-Западный глубиной 250 м вскрыты плотные плагиограниты до глубины забоя, и тем самым установлена природа блоков высокого электрического сопротивления, выделенных и прослеженных до глубины не менее 800 м. Изучение физических и физико-механических свойств плагиогранитов позволило установить их высокую плотность, низкую водопроницаемость, высокую механическую устойчивость, что позитивно характеризует район расположения. Гранит-порфиры горного массива Косшоки также имеют значительное распространение на прилегающей площади [19, 20].

Захоронение ОЯТ в глубоких скважинах представляется на сегодняшний день технически сложной технологией для реализации, находящейся на стадии разработки. Концепцией предполагается бурение скважин небольшого диаметра, до 0,5 м. Бурение глубоких скважин большего диаметра увеличивает риск разрушения скважины и возникновения разломов от эффекта давления в пласте на глубине. Кроме того, больший диаметр скважины требует более тяжелых обсадных труб и увеличивает затраты. В отличие от пунктов захоронения ОЯТ в шахтах скважинное хранилище не требует создание подземной исследовательской лаборатории. Считается, что безопасность обеспечивается общей концепцией и техническими решениями. Чехлы с ОЯТ, вертикально размещенные один над другим, в скважине окружаются глиняным буфером, а уплотненный бентонит помещается между чехлами. Чехлы и буфер будут деформироваться и перераспределяться в течение време-

ни и не будут значительно предотвращать утечку радионуклидов. Однако верхние 2 км скважины герметизируются комбинацией разбухающей глины, асфальта и бетона, и такая система герметизации должна хорошо функционировать свыше 10⁶ лет [21].

В перспективе возможно рассмотреть размещение ОЯТ реакторной установки БН-350 в международном пункте захоронения, рассмотренном в варианте длительного хранения ОЯТ. Но как уже было отмечено, перспектива реализации такого варианта на сегодняшний день низкая.

В общем, с учетом исчерпания запасов урана, наращиванием мировых мощностей атомной энергетики, а также развитием новых технологий в реакторостроении, стратегия прямого захоронения не может являться оптимальной, вследствие отказа от использования ценных компонентов ОЯТ, которые можно использовать для производства нового топлива.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенный анализ возможных стратегий дальнейшего обращения с ОЯТ реакторной установки БН-350 показывает, что каждая из рассмотренных альтернатив обладает определенными преимуществами и ограничениями. Варианты долговременного хранения обеспечивают высокий уровень безопасности и технологической реализуемости, однако не решают проблему окончательного обращения с топливом, фактически лишь откладывая принятие окончательного решения на более поздний срок.

Варианты окончательного захоронения соответствуют современным международным концепциям обращения с ВАО, однако их реализация требует проведения масштабных и длительных геологических исследований, значительных финансовых затрат, а также разработки соответствующей нормативной и технологической базы. Важно отметить, что захоронение ОЯТ не является оптимальной стратегией, т. к. наступает эра повторного использования ценных компонентов ОЯТ.

Среди рассмотренных вариантов переработки наиболее реалистичным представляется переработка ОЯТ реакторной установки БН-350 с использованием существующих мировых мощностей. Выбор данного варианта основывается на соответствии международным обязательствам Республики Казахстан и рекомендациям МАГАТЭ, требованиям национального законодательства, техническую реализуемость. Данный вариант обладает наибольшей степенью технической готовности, опирается на доступную инфраструктуру транспортировки и обращения с ОЯТ.

Работа проводилась при финансовой поддержке Комитета науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан в рамках программы BR2493104 «Проведение исследований в обоснование выбора эффективных и оптимальных способов и технологий обращения с ОЯТ реакторной установки БН-350».

ЛИТЕРАТУРА / REFERENCES

1. IAEA. Fundamental Safety Principles. (Safety Fundamentals Series; No. SF-1) – Vienna : IAEA, 2006..
2. IAEA. Predisposal Management of Radioactive Waste. (Safety Standards Series; No. GSR Part 5). – Vienna : IAEA, 2009.
3. IAEA. Storage of Spent Nuclear Fuel. (Safety Standards Series; No. SSG-15 (Rev.1)) – Vienna : IAEA, 2020.
4. IAEA. The Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. – Vienna : IAEA, 1997.
5. Руководство по вариантам и системам хранения отработавшего топлива / МАГАТЭ. – Вена : МАГАТЭ, 2025. [Rukovodstvo po variantam i sistemam khraneniya otrabotavshogo topliva / MAGATE. – Vena : MAGATE, 2025.] (In Russ.) – (STI/DOC/010/240/3). – ISBN 978-92-0-436124-7.
6. Обзор ядерных технологий / МАГАТЭ. – Вена : МАГАТЭ, 2025. [Obzor yadernykh tekhnologiy / IAEA. – Vienna : IAEA, 2025.] – (GC(69)/INF/9).
7. CNNC Overseas. – URL: https://en.cnn.com.cn/ru/2022-07/22/c_791592.htm (дата обращения: 12.01.2026).
8. Ed W.W. Science and Technology of Tributyl Phosphate / W.W. Ed, J.D. // CRC Press. – Florida : CRC Press, 1990. – Vol. 3, No. 2. – P. 11.
9. Birkett J., Carrott M.J., Fox O.D. [et al.]. Recent developments in the Purex process for nuclear fuel reprocessing: Complexant based stripping for uranium/plutonium separation // *Chimia*. – 2005. – Vol. 59, No. 12. – P. 898.
10. Choice of method – evaluation of strategies and systems for disposal of spent nuclear fuel / Svensk Kärnbränslehantering AB. – October 2010. – (SKB P-10-47). – ISSN 1651-4416.
11. Балихин А.В. О состоянии и перспективах развития методов переработки отработавшего ядерного топлива. Обзор // Комплексное использование минерального сырья. – 2018. – № 1. [Balikhin A.V. O sostoyanii i perspektivakh razvitiya metodov pererabotki otrabotavshogo yadernogo topliva. Obzor // Kompleksnoe ispol'zovanie mineral'nogo syr'ya. – 2018. – No. 1.] (In Russ.)
12. Финляндия запустит хранилище ядерного топлива в 2026 году. [Finlyandiya zapustit khranilishche yadernogo topliva v 2026 godu.] (In Russ.) – URL: <https://realnoevremya.ru/news/384626-finlyandiya-zapustit-hranilishche-yadernogo-topliva-v-2026-godu> (дата обращения: 12.01.2026).
13. Zagar T. Разработка концепции многонационального хранилища: изучение альтернативных подходов к финансированию многонационального хранилища = Development of Multinational Repository concept: Exploring Alternative Approaches to Financing Multinational Repository / International Framework for Nuclear Energy Cooperation (IFNEC) // Международная конференция по обращению с отработавшим топливом ядерных энергетических реакторов (24-28 июня 2019 г., Вена, Австрия). – Vienna : IAEA, 2019. – URL: https://www.ifnec.org/ifnec/jcms/g_12434/iaea-cn272-id120-zagar-ppt (дата обращения: 12.01.2026).
14. The La Hague reprocessing plant: expansion and continued operation until at least 2100. – Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH. – URL: <https://www.grs.de/en/news/la-hague-reprocessing-plant-expansion-and-continued-operation-until-at-least-2100> (дата обращения: 12.01.2026).
15. OECD Nuclear Energy Agency. The Economics of the Back End of the Nuclear Fuel Cycle. Nuclear Development, – Paris : OECD Publishing, 2014. – URL: <https://doi.org/10.1787/9789264208520-en> (дата обращения: 12.01.2026).
16. Bunn M. [et al.]. The Economics of Reprocessing vs Direct Disposal of Spent Nuclear Fuel. – Cambridge, MA : Project on Managing the Atom, Harvard University, 2003. – URL: <https://www.belfercenter.org/publication/economics-reprocessing-vs-direct-disposal-spent-nuclear-fuel> (дата обращения: 12.01.2026).
17. Производство МОКС-топлива во Франции в 2024 году осталось на уровне 2023 года. – 2025. [Proizvodstvo MOKS-topliva vo Frantsii v 2024 godu ostalos' na urovne 2023 goda.] (In Russ.) – URL: <https://www.atomic-energy.ru/news/2025/02/11/153360> (дата обращения: 14.01.2026).
18. Финляндия построит самое дорогостоящее хранилище для отработанного ядерного топлива. – 2025. [Finlyandiya postroit samoe dorogostoyashchee khranilishche dlya otrabotannogo yadernogo topliva.] (In Russ.) – URL: https://elektrovesti.net/46809_finlyandiya-postroit-samoe-dorogostoyashchee-khranilishche-dlya-otrabotannogo-yadernogo-topliva (дата обращения: 10.01.2026).
19. Пестов Е.Ю., Тореев В.Ю., Великанов А.Е. [и др.]. Развитие геолого-геофизических методов изучения и оценки кристаллических горных пород СИП для экологически безопасной изоляции РАО : отчет о НИР (окончательный по теме 04.02.Н за 2009-2011 гг.) / ДГП ИГИ НЯЦ РК. – Курчатов, 2011. – 81 с. – (№ ГР 0109РК00472 ; Инв. № 0211РК00528). – Фонды НЦ НТИ. [Pestov E.Yu., Toreev V.Yu., Velikanov A.E. [i dr.]. Razvitie geologo-geofizicheskikh metodov izucheniya i otsenki kristallicheskikh gornykh porod SIP dlya ekologicheskii bezopasnoy izolyatsii RAO : otchet o NIR (okonchatel'nyy po teme 04.02.N za 2009-2011 gg.) / DGP IGI NYaTs RK. – Kurchatov, 2011. – 81 s. – (№ GR 0109RK00472 ; Inv. № 0211RK00528). – Fondy NTs NTI.] (In Russ.)
20. Пестов Е.Ю., Бахтин Л.В., Русинова Л.А. [и др.]. Развитие геолого-геофизических методов изучения и оценки кристаллических горных пород СИП для экологически безопасной изоляции РАО : промежуточный отчет по теме 04.02.Н за 2012 г. / РГП ИГИ АРКАЭ. – Курчатов, 2013. – 74 с. – (№ ГР 0112РК00760 ; Инв. № 0213РК00351). – Фонды КазГосИНТИ. [Pestov E.Yu., Bakhtin L.V., Rusinova L.A. [i dr.]. Razvitie geologo-geofizicheskikh metodov izucheniya i otsenki kristallicheskikh gornykh porod SIP dlya ekologicheskii bezopasnoy izolyatsii RAO : promezhutochnyy otchet po teme 04.02.N za 2012 g. / RGP IGI ARKAE. – Kurchatov, 2013. – 74 s. – (№ GR 0112RK00760 ; Inv. № 0213RK00351). – Fondy KazGosINTI.] (In Russ.)
21. Глубокие скважины: альтернатива для окончательного захоронения ОЯТ / Шведский Совет по ядерным отходам. – 2007. – (KASAM 2007). [Glubokie skvazhiny: al'ternativa dlya okonchatel'nogo zakhoroneniya OYaT / Shvedskiy Sovet po yadernym otkhodam. – 2007. – (KASAM 2007).] (In Russ.)

**БН-350 РЕАКТОР ҚОНДЫРҒЫСЫНЫҢ ПАЙДАЛАНЫЛҒАН ЯДРОЛЫҚ ОТЫНЫМЕН
ОДАН ӘРІ ЖҰМЫС ІСТЕУ НҰСҚАЛАРЫН ТАЛДАУ**

М. К. Сейсенбаева*, В. А. Поспелов, А. Г. Коровиков

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

** Байланыс үшін E-mail: seysenbaeva@nnc.kz*

Мақалада 1973-1999 жылдар аралығында пайдаланылған БН-350 реактор қондырғысының пайдаланылған ядролық отынымен (ПЯО) одан әрі жұмыс істеу нұсқаларына талдау жасалды. Қалыптасқан әлемдік тәжірибе, халықаралық ұйымдардың ұсынымдары мен ұлттық заңнама талаптары, сондай-ақ бүгінгі күні қолжетімді технологиялар негізінде ұзақ уақыт сақтауды, қайта өңдеуді және тікелей көмуді қоса алып, БН-350 реактор қондырғысының ПЯО-мен жұмыс істеудің ықтимал сценарийі қаралды. Мақала ұзақ мерзімді қауіпсіздікті қамтамасыз етуді ескере отырып, Қазақстан Республикасында ПЯО-мен жұмыс істеудің әрі қарайғы стратегиясын әзірлеу үшін ұсынымдар қалыптастыруға бағытталған.

Түйін сөздер: БН-350 реактор қондырғысы, ПЯО, сақтау, қайта өңдеу, көму.

**ANALYSIS OF OPTIONS FOR FURTHER MANAGEMENT OF SPENT NUCLEAR FUEL
FROM THE BN-350 REACTOR FACILITY**

M. K. Seisenbaeva*, V. A. Pospelov, A. G. Korovikov

Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

** E-mail for contacts: seysenbaeva@nnc.kz*

The paper analyzes the options for further management of spent nuclear fuel (SNF) from the BN-350 reactor facility, which was in operation from 1973 to 1999. Based on the established international experience, recommendations of international organizations and requirements of national legislation, as well as the technologies currently available, possible scenarios for the management of the spent nuclear fuel from the BN-350 reactor facility, including the long-term storage, processing and direct disposal, have been considered. The paper is oriented at forming the recommendations for developing a further strategy for the SNF management in the Republic of Kazakhstan, taking into account long-term safety.

Keywords: BN-350 reactor facility, SNF, storage, processing, disposal.