

Концепция ГТ-МГР базируется в основном на использовании имеющейся технологии, например, активная зона проскируется с использованием таких же топливных блоков, которые были отработаны на реакторе АЭС «Форт-Сент-Врейн» (США).

Однако несколько новых видов технологии требуют дополнительных разработок. Принципиальными среди них являются пассивный отвод остаточного тепловыделения, плутониевое топливо и использование закрытого цикла Брайтона в системе преобразования энергии. В процессе разработки эскизного и технического проектов установки планируется проведение следующих исследований:

по реакторной системе: исследование топлива для обоснования моделей, описывающих выход продуктов деления, тесты по системе охлаждения корпуса реактора для верификации разработанного оборудования, определения эффективной теплопроводности графитовой активной зоны, эффективности излучательной способности металла корпуса и внутриреакторных конструкций, верификационные исследования подсистем и компонентов реакторной системы: горячего газохода, системы перегрузки топлива и т.д.;

по системе преобразования энергии: обоснование ключевых подсистем и компонентов на полномасштабной интегральной системе при использовании неядерного источника тепла. Кратко эти работы сводятся к следующему: обоснование проектных характеристик генератора, турбокомпрессора, магнитных подшипников, рекуператора, запорной арматуры. Испытания системы преобразования энергии планируется провести для отдельных ее компонентов, используя неядерный разогрев с моделированием статических параметров и ключевых переходных режимов.

Процедура лицензирования будет проводиться параллельно разработке технического проекта с тем, чтобы реактор-прототип удовлетворял требованиям надзорных органов России, США и других стран. Это позволит распространить лицензии на коммерческую установку.

Таким образом, ГТ-МГР является перспективной энергетической установкой, разрабатываемой в рамках международной программы с фирмами США, Франции, Японии. Основные положения этой программы следующие:

ГТ-МГР — наиболее эффективный и безопасный источник энергии для установок следующего столетия. Проект реактора базируется на последних достижениях реакторной технологии в области безопасности, экономики, воздействия на окружающую среду;

ГТ-МГР наилучшим образом подходит для утилизации излишков оружейного плутония, поскольку позволяет не только глубоко выжечь исходный плутоний, но и наработать максимальное количество электроэнергии из этого ценнейшего энергетического продукта по сравнению с другими реакторными системами;

совместная программа разработки реактора лежит в русле российской ядерной программы, нацеленной на повышение безопасности и замещение ранее разработанных реакторных установок, а также сохранение научного и технического потенциала страны.

УДК 621.039.576+621.039.577

РЕАКТОРЫ МАЛОЙ МОЩНОСТИ ДЛЯ УДАЛЕННЫХ РАЙОНОВ СЕВЕРА: БИЛИБИНСКАЯ АТЭЦ И ДРУГИЕ ПРОЕКТЫ

*Баранаев Ю.Д., Долгов В.В., Николенко П.А., Орехов Ю.И., Сергеев Ю.А.,
Шарапов В.Н. (ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского)*

Поисковые работы и демонстрационные АСММ. В октябре 1956 г. было принято правительственное решение о разворачивании в стране работ по созданию атомных станций малой мощности (АСММ). Этому решению предшествовали интенсивные поисковые расчетные исследования и проектно-конструкторские проработки для выяв-

ления и отбора предложений, перспективных для их дальнейшей практической реализации в виде опытных, демонстрационных, а затем и промышленных (коммерческих) образцов. Всего было проработано около 20 вариантов АСММ электрической мощностью 1—1,5 МВт с различными реакторами (на тепловых, промежуточных и быстрых нейтронах) и видами исполнения (стационарные, блочно-транспортные, передвижные, плавучие).

В сентябре 1957 г. вышло правительственное поручение о строительстве первой демонстрационной АСММ, получившей название ТЭС-3. Эта станция электрической мощностью 1500 кВт с водо-водяным реактором была спроектирована и изготовлена в период 1957—1960 гг. Все ее основное оборудование первого контура (реактор, парогенераторы и циркуляционные насосы с необходимой радиационной защитой), турбогенератор, пульт управления и т.д. было размещено на четырех самоходных гусеничных (танковых) платформах с утепленными кузовами вагонного типа. Это преследовало цель предельно сократить объем строительно-монтажных работ на месте ее использования. В конце 1960 г. ТЭС-3 была доставлена в ФЭИ и размещена на площадке действующей первой АЭС [1]. В 1961 г. были осуществлены пусконаладочные работы и 13 октября была начата эксплуатация ТЭС-3, продолжавшаяся в соответствии с намеченной программой до 18 июля 1966 г.

После ТЭС-3 в короткие сроки (1961—1963 гг.) была спроектирована, изготовлена, смонтирована на площадке НИИАРа и выведена на проектные параметры экспериментальная блочно-транспортная АЭС электрической мощностью 750 кВт, известная под названием АРБУС [2]. Она была предназначена для демонстрации и отработки технологии использования в ядерных реакторах органических высококипящих жидкостей в качестве первичного теплоносителя и замедлителя нейтронов. Однако в процессе ее эксплуатации было установлено, что при работе реакторов с органическими теплоносителями на поверхности твэлов образуются нерастворимые отложения коксового типа (явление фаулинга). Был выполнен обширный комплекс исследований по выявлению закономерностей протекания этого процесса, выбраны и опробованы способы очистки активной зоны от образовавшихся отложений, разработан проект атомной станции теплоснабжения с двумя реакторами такого типа (АТУ-15) тепловой мощностью по 15 МВт для поселка золотодобытчиков Многовершинный Хабаровского края. Однако ее строительство не было осуществлено на том основании, что полученные к этому времени (начало 80-х годов) результаты эксплуатации установки АРБУС, а также OMRE и Pigua (США), WR-1 (Канада) заставили усомниться в целесообразности продолжения работ в этом направлении.

В 1965 г. в НИИАРе была введена в действие опытная АЭС электрической мощностью 50 МВт с корпусным водо-водяным кипящим реактором ВК-50 [3]. На этой станции был проведен большой комплекс работ по исследованию и практической отработке режима эксплуатации АЭС с реакторами такого типа. С использованием полученных результатов были выполнены многочисленные проектно-конструкторские проработки, в том числе в 70-х годах для нужд малой энергетики разработан унифицированный ряд корпусных кипящих реакторов единичной электрической мощностью от 12 до 100 МВт с естественной циркуляцией теплоносителя в пределах корпуса реактора. Эти работы также не нашли дальнейшего практического продолжения.

Побудительной причиной разворачивания в стране работ по малой энергетике явилось уже в начале 50-х годов естественное и неизбежное осознание того факта, что колоссальная энергоемкость ядерного топлива может обеспечить преимущества его использования на огромной территории зоны Севера, занимающей около 50% площади России.

Билибинская АТЭЦ. В середине 60-х годов в СССР была поставлена задача перехода от сооружения опытных и демонстрационных АСММ к строительству промышленных АСММ на Севере страны. К этому времени в стране имелся наибольший опыт по АЭС с водо-графитовыми канальными реакторами с твэлами трубчатого типа —

10-летняя эксплуатация Обнинской АЭС, разработка, строительство и пуск в эксплуатацию 1-го (1964 г.) и 2-го энергоблока (1967 г.) Белоярской АЭС. Поэтому было решено первую промышленную АСММ строить с реакторами именно этого типа. Местом строительства был выбран пос. Билибино — административный центр перспективного района золотодобычи и вместе с тем один из наиболее удаленных труднодоступных топливно- и энергодефицитных районов на Чукотке. Для этого района характерны суровые климатические и сложные геологические и гидрологические условия: длительная зима с температурой до -60°C (в то же время летом температура повышается до 30°C), вечномёрзлые грунты, пронизанные линзами льда на большую глубину, маловодность в зимнее время из-за полного промерзания озер и рек. Район удален на большое расстояние от промышленно развитых районов страны и магистральных путей сообщения с ними, в том числе от портов Северного морского пути.

Необходимость высокой надежности энергоснабжения и покрытия относительно больших тепловых нагрузок пос. Билибино предопределила выбор типа энергоисточника — АТЭЦ в составе четырех одинаковых энергоблоков. При суммарной установленной электрической мощности энергоблоков 48 МВт отпуск тепла составляет 78 МВт и может быть увеличен максимально до 116 МВт при снижении электрической мощности станции до 40 МВт.

Для Чаун-Билибинской энергосистемы, в составе которой работает Белоярская АТЭЦ, характерна значительная неравномерность суточного графика электрических нагрузок, особенно в летний период: четыре максимума с отношением минимума к максимуму 0,6. С учетом этого была разработана реакторная установка ЭГП-6 с канальным водо-графитовым реактором тепловой мощностью 62 МВт, рассчитанная на систематическую работу в режиме переменных нагрузок, поскольку мощность АТЭЦ составляет значительную долю (около 50%) общей мощности энергосистемы и поэтому энергоблоки должны участвовать в покрытии переменной части графика нагрузки энергосистемы. ЭГП-6 с твэлами трубчатого типа генерирует насыщенный пар по одноконтурной схеме при естественной циркуляции кипящей воды на всех уровнях мощности [4]. В 1974—1976 гг. были последовательно пущены и включены в состав энергосистемы все четыре энергоблока Билибинской АТЭЦ.

В таблице приведены основные показатели электростанций Чаун-Билибинской энергосистемы по данным за 1994 г.

Характеристика электростанций Чаун-Билибинской энергосистемы

Станция	Месторасположение	Установленная мощность, МВт	Выработка, млн. кВт·ч
Билибинская АТЭЦ	пос. Билибино	48,5	218,9
Чаунская ТЭЦ	пос. Певек	40,5	97,0
Плавучая электростанция «Северное сияние»	пос. Зеленый мыс	24,0	5,5

Из таблицы видно, что Белоярская АТЭЦ занимает центральное положение в энергосистеме. На ее долю приходится около 70% выработки электроэнергии электростанциями Чаун-Билибинской энергосистемы и почти все 100% отпуска тепла пос. Билибино.

Чаун-Билибинская энергосистема вытянута вдоль побережья Восточно-Сибирского моря на значительное расстояние и имеет протяженность воздушных линий электропередач (ВЛ-110 кВ), равную Зеленый Мыс — Билибино — 260 км, Билибино — Певек — 495 км, т.е. суммарно 750 км, общая протяженность действующих ВЛ-110 кВ составляет 870 км.

За 23 года, прошедшие со дня пуска, Белоярская АТЭЦ показала высокую надежность работы и эффективность использования. Так, коэффициент использования установленной мощности в течение многих лет был равен около 80—85%, коэффи-

циент готовности около 90—92%. Себестоимость электроэнергии в 1,5—2 раза ниже, себестоимость теплоты, отпускаемой для теплоснабжения, в 2—2,5 раза ниже, чем на дизельных электростанциях и угольных котельных, работавших ранее в пос. Билибино. Отпала необходимость доставки в пос. Билибино по бездорожью более 200 тыс. т угля и дизельного топлива в год. Ядерное же топливо в транспортных контейнерах общей массой около 40 т в год доставляется в Билибино авиатранспортом. Кроме того, использование ядерного топлива существенно улучшило экологическую обстановку в пос. Билибино и его окрестностях: устранены загрязненность золой поверхности земли и зданий, а также смог, обусловленный ранее работой энергоисточников на угле и дизельном топливе [5].

Таким образом, вот уже более 20 лет Билибинская АТЭЦ наглядно демонстрирует достоинства использования ядерных энергоисточников в экстремально сложных условиях, характерных для труднодоступных и изолированных районов Крайнего Севера. Это свидетельствует о реальности строительства и успешной эксплуатации АСММ в этом регионе, потенциально являющимся значительным рынком для АСММ.

Новые проекты и перспективы использования АСММ. В конце 70-х — первой половине 80-х годов был проведен детальный анализ возможных перспективных уровней электрических и тепловых нагрузок населенных пунктов зоны Севера СССР и способов удовлетворения этих потребностей. Анализ показал, что примерно для 90 населенных пунктов при рассмотрении их энергоснабжения на период до 2010 г. в качестве альтернативных вариантов следует принять использование ядерных энергоисточников. При этом было установлено, что исходя из характерной концентрации электрических и тепловых нагрузок в этом регионе и условий конкурентоспособности АСММ следует ожидать преимущественного использования АТЭЦ с энергоблоками единичной электрической мощностью 6, 12, 25 и 40 МВт и АСТ с реакторами единичной тепловой мощностью от 30—50 до 100—150 МВт [6].

На основе результатов этой работы в 1985 — начале 1986 г. при подготовке программы строительства в СССР атомных станций на период до 2000 г. был составлен согласованный с промышленностью специальный раздел этой программы, предусматривающий разработку технико-экономического обоснования сооружения АСММ в 33 пунктах зоны Севера. Реализация этой программы позволила бы отказаться от доставки в районы Севера 240 млн т дальнепривозного органического топлива (в пересчете на условное топливо) при сроке окупаемости всех капиталовложения в АСММ около 5 лет.

Авария на Чернобыльской АЭС перечеркнула все разработанные планы развития ядерной энергетики в стране, включая программу строительства АСММ. Однако жизнь продолжается и ставит на повестку дня как первоочередные, так и долгосрочные задачи. Так, через 6—8 лет закончится проектный срок эксплуатации всех энергоблоков Билибинской АТЭЦ. Анализ ситуации, складывающейся в Чаун-Билибинской энергосистеме, указывает на безусловную необходимость иметь в пос. Билибино за пределами этого срока (т.е. после 2005 г.) мощный энергоисточник на ядерном топливе. Учитывая успешный опыт более чем 40-летней эксплуатации водо-графитового реактора Обнинской АЭС, начаты работы по обоснованию продления эксплуатации АТЭЦ по меньшей мере до 2015 г. Вместе с тем еще в 80-е годы была поставлена задача разработки проекта реактора и энергоблока для второй очереди АТЭЦ. К настоящему времени разработаны технические проекты реакторной установки АТУ-2 с канальным водо-графитовым реактором и энергоблока с таким реактором для второй очереди Билибинской АТЭЦ электрической мощностью 28 МВт при отпуске теплоты 58 МВт (при работе в конденсационном режиме электрическая мощность составляет 40 МВт) [6, 7].

Опыт создания и эксплуатации ТЭС-3 позволил существенно уточнить основные научно-технические принципы создания водо-водяных реакторов для АСММ и на этой основе уже к середине 60-х годов разработать концепцию и перейти к проектированию корпусных саморегулирующихся водо-водяных реакторов с интегральной компоновкой оборудования с естественной циркуляцией теплоносителя первого контура, получив-

ших название АБВ. В 60, 70 и 80-х годах были разработаны многочисленные проекты АБВ в диапазоне единичной электрической мощности от 1,5 до 12 МВт и проекты АСММ (АТЭЦ и АСТ) с такими реакторами в наземном, подземном, наплавном и плавучем исполнении [6]. Здесь нужно отметить завершенную в 1994 г. разработку детальных технических проектов реакторной установки АБВ- 67-01 [8, 9] и плавучей АТЭЦ «Волнолом-3» с двумя такими реакторами электрической мощностью 2×6 МВт и отпуском тепла до 2×12 Гкал/ч [10].

Изучение условий и особенностей теплоснабжения небольших поселков в районах Севера показало, что для этих целей во многих случаях могут быть с успехом применены АСТ с интегральными реакторами бассейнового типа. т.е. без избыточного давления в первом контуре. Такие АСТ обладают внутренне присущими им важнейшими достоинствами с точки зрения безопасности: исключается возможность осушения активной зоны при разгерметизации первого контура, исключаются теплоотводные аварии за счет большой теплоаккумулирующей емкости воды в бассейне. Эти качества подводят такие установки к уровню предельной безопасности. В 80-х годах были разработаны первые технические предложения по таким реакторам тепловой мощностью 10 МВт. В начале 90-х годов выполнен эскизный проект реактора мощностью 20 МВт. Эти реакторы известны под названием РУТА [11]. Ведется работа по выяснению финансовых (инвестиционных) возможностей строительства АСТ с четырьмя РУТА тепловой мощностью по 55 МВт в Апатитах Мурманской обл. и демонстрационной АСТ с реактором тепловой мощностью 30 МВт на площадке ГНЦ РФ — ФЭИ.

Реакторные установки, о которых говорилось, предназначены и разработаны специально для АСММ. Технические, технологические, конструкционные решения, принятые в этих проектах, обеспечивают экономическую эффективность АСММ, надежность в эксплуатации, высокую радиационную безопасность персонала и населения, что позволяет размещать станции в непосредственной близости к потребителю.

Вместе с тем в последние годы появились многочисленные разработки конверсионного характера, ориентированные на создание АСММ с реакторами, используемыми в других целях (для судовых, космических энергоустановок и др.). Диапазон электрической мощности таких АСММ широк — от нескольких киловатт до нескольких десятков мегаватт. Здесь особо следует выделить наиболее подготовленные к практической реализации проектные проработки и предложения по созданию АСММ с реакторной установкой КЛТ- 40, хорошо зарекомендовавшей себя при эксплуатации в качестве энергетической установки на атомных ледоколах типа «Таймыр» и лихтеровозе—контейнеровозе «Севморпуть» [12, 13].

В результате осуществления конверсионных программ появились предложения по использованию в малой энергетике реакторов с жидкотеплоносителями (натрий, эвтектический сплав свинец—висмут). Доведены до стадии эскизного проекта работы по созданию АСММ «Ангстрем» с теплоносителем свинец—висмут. Проектом этой установки предусматривается широкое использование оборудования, материалов и других технических решений, апробированных на практике, в процессе длительной эксплуатации аналогов — энергетических установок подводных лодок [14].

Заключение. Коренная перестройка общественно-политической и хозяйственной системы в России и как следствие изменение внутренних и внешних экономических взаимоотношений, радикальные структурные изменения в сфере промышленного производства, стремление регионов к хозяйственной самостоятельности, тенденции к значительному изменению хозяйственной специализации некоторых районов, в том числе Крайнего Севера, приводят к заметному изменению потребностей в электроэнергии и теплоте — все это заставляет заново пересматривать ранее намеченные первоочередные и перспективные планы строительства АСММ.

Тем не менее можно сказать, что рано или поздно энергоснабжение российского Севера в заметной мере станет осуществляться на основе АСММ. Кроме этого, имеются

серьезные предпосылки к использованию АСММ для теплоснабжения небольших городов, поселков и промышленных предприятий, расположенных в зонах централизованного энергоснабжения, но испытывающих значительные трудности с топливоснабжением теплогенерирующих установок, т.е. отопительных и/или промышленно-отопительных котельных: сюда следует отнести, например, некоторые районы Дальнего Востока.

Одной из значительных и перспективных областей применения АСММ может стать обессоливание морской воды и других сильно минерализованных и засоленных вод (шахтных и т.п.).

Как известно, СССР явился пионером в крупномасштабном производстве пресной воды на основе применения ядерного топлива. В 1973 г. в Казахстане был введен в эксплуатацию первый и до сих пор единственный в мире крупный промышленный водоопреснительный комплекс с быстрым БН-350 с жидкометаллическим (натриевым) теплоносителем. Многолетний опыт эксплуатации этого комплекса, многочисленные отечественные и зарубежные проектные проработки опреснительных установок с различными типами реакторов, детальное изучение проблемы в рамках исследовательских программ МАГАТЭ позволяют считать ядерные реакторы экономически перспективными источниками энергоснабжения опреснительных установок. В ходе исследования сформировался устойчивый интерес к использованию в указанных целях реакторов небольшой мощности, обеспечивающих возможность производства пресной воды на обширных территориях с децентрализованным энергоснабжением, что характерно для многих вододефицитных районов мира [15—18].

К местам, испытывающим острый недостаток пресной воды, относятся и некоторые приполярные районы нашей планеты. В этой связи можно вспомнить, что первой установкой, опресняющей морскую воду с помощью энергии (тепла) реактора, была дистилляционная система с мгновенным вскипанием, установленная в Антарктиде в составе армейской АЭС РМ-3А на исследовательской станции США в Мак-Мердо [19].

Поселок Мыс Шмидта, расположенный на берегу Чукотского моря, не имеет надежных источников пресной воды круглогодичного действия, и его водоснабжение связано с большими трудностями. В настоящее время здесь размещена плавучая газотурбинная электростанция «Северное сияние», работающая на дизельном топливе и почти выработавшая свой ресурс. Оценки показывают, что было бы уместно рассмотреть вариант замещения этой станции плавучей атомной станцией электро-, тепло- и водоснабжения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Синев Н.М., Красин А.К., Бычков И.Ф. и др. Малогабаритная атомная электростанция ТЭС-3. — Труды 3-й Межд. конф. по использованию атомной энергии в мирных целях. Женева, 1964, т. 6, с. 462.
2. Полушкин К.К., Емельянов И.Я., Деленс П.А. и др. Атомная электростанция «АРБУС» с органическим теплоносителем и замедлителем. — Там же, т. 5, с. 487.
3. Соколов И.Н., Грицков В.И., Богданович П.Н. и др. Опытный реактор корпусного типа для изучения вопросов кипения и перегрева пара. — Там же, т. 6, с. 237.
4. Абрамов В.М., Богданов Н.В., Бондаренко А.В. и др. Атомная энергетическая установка с водографитовым реактором для комбинированной выработки электроэнергии и тепла. — Труды симп. по малым и средним энергетическим реакторам. Вена, МАГАТЭ, 1971, с. 363.
5. Долгов В.В., Минашин М.Е., Веретенников Г.А., Солдатов Г.Е. Опыт эксплуатации Билибинской АТЭЦ. — Атомная энергия, 1984, т. 56, вып. 6, с. 370.
6. Sargeev Yu.A. Current status and prospects of small nuclear power plants utilization in the USSR. — In: Proc. Intern. Meet. SR/TIT. Tokyo, 1991. Potential of small nuclear reactors for future clean and safe energy sources. Elsevier science publishers B.V. Amsterdam, 1992, p. 79—88.
7. Алексеев А.И., Михан В.И., Черкашов Ю.М., Петренко В.Ф. Реакторная установка повышенной безопасности АТУ-2 для электро- и теплоснабжения. — Энергет. строительство, 1994, № 4.
8. Митенков Ф.М. и др. Электростанция малой мощности с реактором АБВ. — В кн.: Сб. докладов Техн. комитета МАГАТЭ по концепции интегральной конструкции перспективных водоохлаждаемых реакторов. Обнинск, 16—20 мая 1994 г.

9. Design description of ABV-type reactor. Design and development status of small and medium reactor system 1995. IAEA-TECDOC-881, 1996, p. 302—316.
10. Baranaev Yu.D., Vorobiev V.M., Fadeev Yu.P. Small floating nuclear plant with new generation reactors ABV- type: state of development and prospects of employment. — In: Intern. Conf. POLARTECH-96, Sept. 24—26, 1996, St. Petersburg, Russia.
11. RUTA-20 reactor system description and development status. Design and development status of small and medium reactor systems 1995. IAEA-TECDOC-881, 1996, p. 487— 505.
12. Митенков Ф.М., Ардабьевский А.А., Васюков В.И. и др. Ядерная паропроизводящая установка повышенной безопасности типа КЛТ-40. — Энергет. строительство, 1993, № 5.
13. Ignatenko E.I. e.a. Floating nuclear power units for remote and developing regions. — In: Intern. Conf. POLARTECH-96, Sept. 24—26, 1996, St. Petersburg, Russia.
14. Громов Б.Ф., Беломытцев Ю.С., Губарев В.А. и др. Реакторные установки с внутренне присущей безопасностью, охлаждаемые сплавом свинец—висмут. — Атомная энергия, 1994, т. 76, вып. 4, с. 332—339.
15. Use of Nuclear Reactors for Seawater Desalination. IAEA-TECDOC-574, Vienna, 1990.
16. Technical and Economic Evaluation of Potable Water Production Through Desalination of Seawater by Using Nuclear Energy and Other Means. IAEA-TECDOC-666, 1992.
17. Options Identification Programme for Demonsration of Nuclear Desalination. IAEA-TECDOC-898, 1996.
18. Floating nuclear energy plants for seawater desalination. — In: Proc. Techn. Comm. meeting. Obninsk, 29—31 May 1995. IAEA-TECDOC-940, 1997.
19. Desalination: reactor gets new role. — Nucleonics, 1962, v. 20, № 10, p. 25

УДК 621.039.544.8

РЕАКТОРНЫЕ И ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ РБМК С УРАН-ЭРБИЕВЫМ ТОПЛИВОМ

*Менькин Л.И., Токарев В.И., Трубина В.К.,
Тимохин А.Н., Кузнецов В.Р. (Свердл. филиал НИКИЭТа),
Николаев В.А., Купалов-Ярополк А.И., Иванов А.В. (НИКИЭТ)*

В настоящее время проводятся работы по переводу РБМК на топливо, содержащее выгорающий поглотитель эрбий, для повышения безопасности и экономичности. В РНЦ «Курчатовский ин-т» и НИКИЭТе проводили расчетные исследования альтернативных вариантов снижения парового коэффициента. Было показано, что среди других выгорающих поглотителей эрбий выделяется наличием резонанса при 0,47 эВ в сечении поглощения изотопа ^{167}Er . Поскольку в РБМК средняя температура графита на 200 °С выше средней температуры воды, при обезвоживании происходит сдвиг спектра в сторону этого резонанса, что обеспечивает дополнительную составляющую парового эффекта реактивности. Добавление эрбия в виде Er_2O_3 в топливо снижает паровой коэффициент реактивности до уровня, при котором в активную зону не требуется устанавливать дополнительные поглотители. Кроме того, наличие выгорающего поглотителя в свежих ТВС существенно снижает их мощность и вносимую при перегрузках реактивность. Все это в значительной мере упрощает перегрузку и контроль за энергораспределением в активной зоне. Введение эрбия в количестве 0,41% по массе сохраняет конструкцию всех блоков, годовая выгода составляет 4 млн дол. на один блок РБМК-1000 за счет увеличения глубины выгорания.

Для обоснования основных характеристик уран-эрбиевого топлива на стадии разработки технического проекта ТВС предусмотрены сравнительные экспериментальные исследования твэлов со штатным топливом, содержащим эрбий. Одним из важнейших параметров, определяющих работоспособность твэла, является газовыделение из топлива. Необходимость проведения экспериментов с твэлами при выгорании до проектного подтверждена при сравнительных испытаниях свежего и выгоревшего топлива в условиях реактивной аварии, а также при термических испытаниях.