

15. Митенков Ф.М. Перспективы развития быстрых реакторов-размножителей. — Там же, 2002, т. 92, вып. 6, с. 423—432.
16. Fermi E. Discussion on breeding. Научные труды Энрико Ферми. М.: Наука, 1972, т.2, с. 220—224.
17. The Future of Nuclear Power – an Interdisciplinary MIT Study. Massachusetts Institute of Technology, 2003.
18. Лейпунский А.И., Казачковский О.Д., Митенков Ф.М. и др. Опыт эксплуатации и проектирования быстрых реакторов в СССР. Доклад № A/CONF.49/P/750, IV Межд. конф. по использованию атомной энергии в мирных целях. Женева, Швейцария, 6–16 сентября 1971.
19. Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В. и др. Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России. Монография. М., НИКИЭТ, 1999. 252 с.
20. Адамов Е.О., Брюнин С.В., Орлов В.В. Развитие экспортноориентированной энергетике с использованием энергетического потенциала ядерного оружейного топлива. — Энергетическое строительство, 1993, № 10, с. 11—15.
21. Adamov E.O., Mikhailov V.N., Dyakov A.F., Velikhov E.P. New concept of nuclear involvement in overcoming world energy problems. — In: 16th WEC Congress. Japan, Tokyo, October 8–13, 1995.

УДК 621.039.526

РЕАКТОР БРЕСТ И ПРИСТАНЦИОННЫЙ ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

Глазов А.Г., Леонов В.Н., Орлов В.В., Сила-Новицкий А.Г., Смирнов В.С., Филин А.И., Цикунов В.С.
(НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея)

Ядерный энергетический комплекс. При реализации требований к крупномасштабной ядерной энергетике принципиальным становится вопрос о замкнутом ядерном топливном цикле и регенерации топлива, так как длительность вне реакторной части этого цикла должна быть минимальной.

Время нахождения топлива в быстром натриевом реакторе БН-800 равно 1,4 года. При водно-химической регенерации топлива на централизованном заводе длительность вне реакторной части топливного цикла составит ~7 лет, т. е. вне реактора будет в 5 раз больше топлива, чем в реакторе. При этом на плутонии из облученного топлива тепловых реакторов можно будет ввести в 6 раз меньше быстрых реакторов. Ввод быстрых реакторов на избыточном плутонии из быстрых реакторов также снизится в число раз, определяемое отношением $T_p/(T_p + T_v)$, где T_p – кампания топлива в реакторе; T_v – длительность вне реакторной части топливного цикла, как если бы избыточное воспроизводство (КВ–1) было во столько же раз меньше. Тогда размножение плутония в быстрых реакторах теряет смысл.

Из этого следует, что замкнутый ЯТЦ быстрых реакторов должен быть пристанционным и регенерация должна позволять работать с высокоактивным топливом. В поль-

зу этого говорит и транспортировка свежего и облученного уран-плутониевого топлива на централизованный завод. Транспортировка на один завод (по опыту ВВЭР-440) топлива одного реактора БРЕСТ-1200 потребует 10 железнодорожных составов в год, соответственно для 100 реакторов 1000 составов (примерно шесть составов в день: по три принять и отправить). При этом будут использованы 8000 контейнеров с высокоактивным ядерным топливом (50–100 кг плутония в контейнере), что потребует трудно обеспечиваемых в настоящее время мер по безаварийности, радиационной безопасности и соблюдению режима нераспространения.

При сжигании долгоживущих актиноидов в реакторе в хранилище радиоактивных отходов будут находиться только продукты деления, которые после выдержки в течение 150–200 лет могут быть захоронены в места добычи урана без нарушения природного уровня радиоактивности и дальних перевозок высокоактивных веществ.

Таким образом, ядерный энергетический комплекс должен состоять из АЭС, пристанционного ядерного топливного цикла и хранилища отходов.

Конструкция реакторной установки БРЕСТ-1200. Реакторная установка БРЕСТ-

1200 представляет собой двухконтурный парогенерирующий энергоблок, в состав которого входят реактор с парогенераторами, насосами, оборудованием системы перегрузки ТВС, СУЗ, бетонная шахта с тепловой защитой, паротурбинная установка, системы теплоотвода при расхолаживании, разогрева реактора, защиты реакторной установки от превышения давления, очистки теплоносителя первого контура, очистки газа и другие вспомогательные системы (рис. 1).

В качестве топлива рассматривается хорошо совместимое с свинцом и материалом оболочки ТВЭЛ высокоплотное ($14,3 \text{ г/см}^3$) и высокотеплопроводное (20 Вт/(м·К)) мононитридное смешанное топливо (UN–PuN–Np, Am, Cm и др.), материал оболочки – хромистая ферритно-мартенситная сталь [1].

Для снижения температуры топлива, а также выхода продуктов деления из топлива под оболочку зазор между топливом и оболочкой заполнен свинцом, обеспечивающим хороший тепловой контакт топлива с теплоносителем. В целях увеличения проходного сечения по теплоносителю, повышения мощности, отводимой естественной циркуляцией свинца, исключения потери охлаждения в ТВС при перекрытии расхода все ТВС выполняются бескожуховыми.

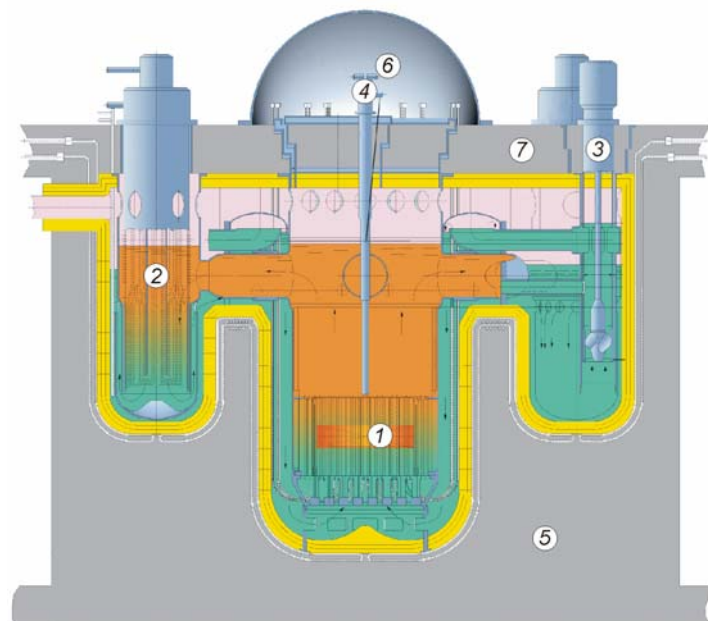


Рис. 1. БРЕСТ-1200: 1 – активная зона; 2 – парогенератор; 3 – насос; 4 – перегрузочная машина; 5 – шахта реактора; 6 – герметизирующий колпак; 7 – верхняя плита перекрытия

Вместо обычного выравнивания радиального распределения энерговыделения обогащением топлива применено трехзонное выравнивание подогрева свинца и температуры оболочек ТВЭЛов путем профилирования энерговыделения и расхода свинца в ТВС за счет использования ТВЭЛов разного диаметра, но с одинаковым содержанием плутония. Это обеспечивает хорошее выравнивание и стабильность температуры свинца на выходе из активной зоны и температуры оболочек ТВЭЛов.

Использование химически инертного высококипящего расплавленного свинца позволяет отказаться от трехконтурной схемы отвода тепла и перейти на двухконтурную схему с паровым перегревом пара и догревом питательной воды до 613 К острым паром.

Тепло от активной зоны реактора отводится принудительной циркуляцией свинца насосами. Циркуляция через активную зону и парогенераторы осуществляется не напором насосов, а создаваемой ими разницей уровней "холодного" и "горячего" теплоносителя. При этом исключается неравномерность расхода свинца через парогенераторы при остановке одного или нескольких насосов и обеспечивается инерция расхода при быстрой остановке насосов за счет выравнивания уровней теплоносителя в напорной и всасывающей камерах ($\sim 20 \text{ с}$).

Для снижения последствий аварии с разрывом труб парогенераторов применена интегрально-петлевая компоновка первого контура, при которой парогенераторы и главный циркуляционный насос вынесены за пределы основного корпуса реактора. Такая компоновка вместе с выбранной схемой циркуляции свинца и сбросом пара из корпуса реактора в барботеры исключает попадание в активную зону опасного количества пара и опрессовку корпуса реактора.

Внутрикорпусное хранилище отработавшего топлива, удаленное от активной зоны и защищенное от нейтронов, позволяет ускорить и упростить выгрузку облученного топлива из реактора путем его предварительной выдержки ($\sim 0,5$ года) до тепловыделения, допускающего проведение перегрузоч-

ных и транспортных операций без принудительного охлаждения.

Невысокое давление в свинцовом контуре и относительно высокая температура замерзания свинца способствуют самозалечиванию трещин, а вместе с заглублением реактора, при котором свинец находится на уровне земли, исключает аварии с потерей охлаждения, расплавлением ТВЭЛов, истечением радиоактивного свинца в помещения реакторной установки.

Большие размеры и масса реактора создают трудности с изготовлением, транспортировкой, монтажом и сейсмической устойчивостью конструкции. В БРЕСТ-1200 принято бассейновое расположение реактора, насосов и парогенераторов непосредственно в бетонной шахте с тепловой защитой без металлического корпуса. Температура бетона в допустимых пределах поддерживается естественной циркуляцией воздуха по трубам Ду120. Железобетонный массив изнутри имеет стальную облицовку толщиной 8–10 мм.

Топливо в реакторе БРЕСТ-1200 перегружается напольной машиной. Внутриреакторная перегрузка включает в себя операции по загрузке свежих ТВС, блоков отражателя и органов СУЗ из внутриреакторного хранилища в активную зону, выгрузку облученных ТВС и других элементов из активной зоны во внутриреакторное хранилище. Внутриреакторная перегрузка проводится с помощью поворотных пробок и внутриреакторной машины, установленной на малой поворотной пробке.

Расчеты аварийных ситуаций, включая тяжелые аварии, подтверждают устойчивость к ним реактора и исключение радиоактивных выбросов, требующих эвакуации населения [2].

Для обоснования проекта ядерного энергетического комплекса с реактором БРЕСТ-1200 необходимо создание опытно-демонстрационного комплекса, основными задачами которого являются комплексные физические, теплогидравлические и технологические исследования в условиях реактора, ресурсные испытания, демонстрация устойчивости

реактора к тяжелым аварийным исходным событиям, в том числе без срабатывания СУЗ, освоение пристанционного ЯТЦ и обращения с радиоактивными отходами. В этой связи разработан проект ядерного энергетического комплекса с реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300 (рис. 2, 3) с пристанционным ЯТЦ для площадки Белоярской АЭС в составе:

технических проектов реакторной установки, парогенератора, насоса, перекрытия,



Рис. 2. Ядерный энергетический комплекс с реактором БРЕСТ-ОД-300: 1 – реактор; 2 – турбоустановка; 3 – комплекс хранения и переработки радиоактивных отходов; 4 – комплекс пристанционного ядерного топливного цикла

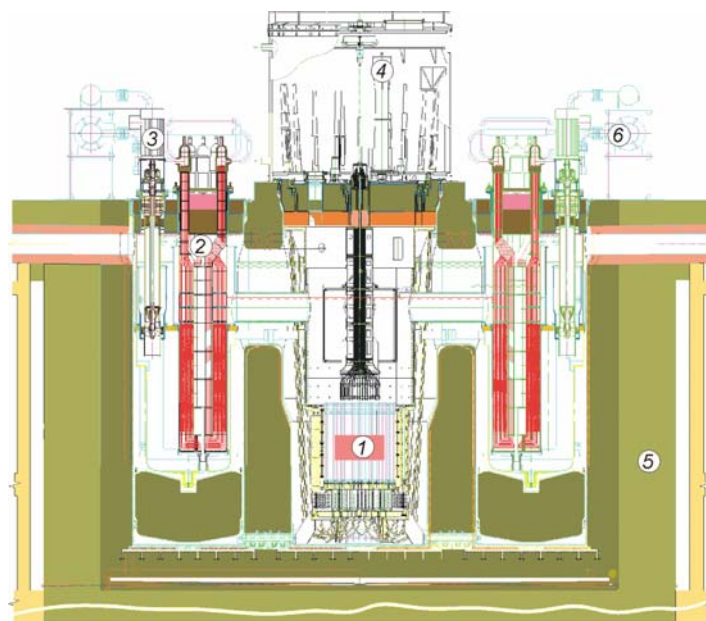


Рис. 3. Реактор БРЕСТ-ОД-300: 1 – активная зона; 2 – парогенератор; 3 – насос; 4 – перегрузочная машина; 5 – шахта; 6 – система релаксирования

шахты реактора, перегрузочной машины, систем разогрева, приема, подготовки и заполнения теплоносителем, компенсации давления, очистки радиоактивного газа, обработки теплоносителя газовыми смесями, воздушного охлаждения шахты, нормального и аварийного расхолаживания, локализации течи парогенератора;

проектов АЭС и пристанционного ЯТЦ (генплан, технологические решения, главный корпус, машинный зал и второй контур, строительные решения, проект организации строительства, предварительный отчет обоснования безопасности, оценка воздействия на окружающую среду, проектно-изыскательские работы, технические проекты оборудования пристанционного ЯТЦ – разделки ТВС, регенерации топлива, изготовления твэлов и ТВС, оборудования по переработке радиоактивных отходов).

Основные технические характеристики реакторов следующие:

	БРЕСТ-1200	БРЕСТ-ОД-300
Мощность, МВт:		
тепловая ...	2800	700
электрическая ...	1200	300
Активная зона:		
диаметр, мм ...	4750	2100
высота, мм ...	1100	
Диаметр твэла, мм ...	9,4 – 9,8 – 10,5	
Шаг твэлов в квадратной решетке, мм ...	13	
Топливо ...	UN+PuN	
Топливная загрузка (U+Pu)N, т ...	60	17,6
Содержание плутония, Np, Am, Cm и др., % тяж. ат ...	13,5	
Интервал между перегрузками, эф. сут ...	300	
Среднее выгорание выгружаемых ТВС, % тяж. ат ...	6,2	
Максимальное выгорание в выгружаемых ТВС, % тяж. ат ...	10,2	
Длительность кампании, эф. сут ...	1500	
КВА ...	~1,05	
Коэффициент использования мощности ...	0,82	
К.п.д. нетто энергоблока, % ...	~43	

Проект АЭС с реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300. Энергоблок БРЕСТ-ОД-300 спроектирован как опытно-демонстрационный и после проведения исследований будет переведен в промышленную эксплуатацию с выдачей энергии в энергосистему. Тепловая схема двухконтурная, в первом контуре – свинец требуемой чистоты, во втором – вода–пар сверхкритических параметров. Второй контур нерадиоактивный и состоит из парогенераторов, главных паропроводов, системы питательной воды и одного турбоагрегата. Водно-химический режим второго контура, освоенный на блоках ТЭС сверхкритического давления, – нейтрально-кислородный без деаэратора. Серийная турбоустановка К-300-240-3 разработки ОАО "Ленинградский металлический завод" содержит паровую турбину с системами валоповорота, смазки, регулирования и гидроподъема роторов и др. В отличие от существующих проектов АЭС на второй контур не возлагается функция аварийного отвода тепла.

Проектирование строительных конструкций главного корпуса выполнено с учетом норм проектирования сейсмостойких атомных станций. В качестве проектного принято землетрясение силой 6 баллов, в качестве максимально расчетного – 7 баллов по шкале MSK-64. Пространственная система конструкций здания реактора для обеспечения их надежной работы решена в монолитном железобетоне. Для уменьшения инерционных сейсмических сил здание спроектировано симметричным с размерами в плане 65×74 м, разделенным перекрестными вертикальными несущими диафрагмами.

Пристанционный ядерный топливный цикл [3]. Технический проект пристанционного ЯТЦ БРЕСТ-ОД-300 разрабатывался на принципах естественной безопасности:

детерминистическое исключение тяжелых радиационных, ядерных аварий при переработке и изготовлении ядерного топлива путем создания ядерно безопасных аппаратов. Критическая масса сферы с бетонным отражателем из топлива равновесного состава составляет ~1100 кг, в переработке находится до трех облученных ТВС с общей массой ядерного материала около 373 кг;

высокий уровень радиоактивности топлива 50—500 Ки/кг, облегчающий его защиту от краж;

исключение обогащения урана и выделения плутония, отказ от межобъектовой транспортировки свежего и облученного ядерного топлива;

упрощение обращения с радиоактивными отходами за счет их фракционирования, трансмутации актиноидов и долгоживущих продуктов деления в ядерном реакторе;

уран-плутониевое топливо равновесного состава с добавлением обедненного или природного урана.

Годовая производственная программа цикла предусматривает регенерацию и изготовление 29 ТВС БРЕСТ-ОД-300 и 259 ТВС БН-800. При этом разделяются, регенерируются и изготавливаются три типоразмера твэлов и ТВС для реактора БРЕСТ и два вида твэлов для быстрого натриевого реактора.

В технический проект оборудования пристанционного ядерного топливного цикла входят аппарат для растворения ТВС, установки регенерации топлива (электролизер), получения моонитридов, кассетного пресса, печи удаления связующего материала и спекания непрерывного действия, оборудование камеры сборки, герметизации и контроля твэлов, оборудование участка изготовления ТВС, проекты систем управления.

Пристанционный ЯТЦ БРЕСТ-ОД-300 разбит на две очереди:

первая включает участки для изготовления порошка из исходных ядерных материалов, таблеток, твэлов, ТВС и предназначена для изготовления первых топливных загрузок БРЕСТ-ОД-300 (145 ТВС, 17,6 т) и БН-800 (776 ТВС, 31,7 т) в течение года;

вторая включает участки разделки и регенерации облученного топлива, ее ввод планируется через 3 года после ввода первой очереди.

Элементы ядерных энергетических комплексов БРЕСТ-1200 и БРЕСТ-ОД-300 находятся на разных стадиях разработки: БРЕСТ-1200 – на концептуальном уровне, по АЭС, пристанционному ЯТЦ и переработке отходов выполнено технико-экономическое исследование для площадки Ново-Воронежской АЭС в целях последующего экономического срав-

нения. Исследования проводились в предположении разработки новых нормативов для реакторов естественной безопасности.

Состояние НИОКР. До 2002 г. были возвращены полномасштабные НИОКР по всем элементам ядерного энергетического комплекса. Однако в связи с сокращением финансирования в настоящее время продолжают только реакторные испытания твэлов с моонитридным уран-плутониевым топливом на реакторе БОР-60, испытания по изучению влияния свинца на длительные механические свойства и характеристики циклической прочности конструкционных материалов 10X15H9C3Б и 10X9HСМФБ (ЦНИИ КМ «Прометей») и разработка рабочей документации автоматической промышленной цепочки по изготовлению твэлов (СвердНИИхиммаш). Остальные НИОКР остановлены на следующих стадиях. По технологии теплоносителя [4] закончены все НИР, подготовлена вторая редакция регламента по обращению с свинцовым теплоносителем, на 50% изготовлен представительный стенд для окончательного обоснования технологии теплоносителя. Необходимо продолжить НИОКР по отработке конкретных узлов реактора.

Завершены коррозионные испытания на стенде СМ-2 в ФЭИ (~16,6 тыс. ч), получены положительные результаты по обоснованию коррозионной стойкости стали. Глубина окисленного поверхностного слоя стали ЭП-823 составила 2–10 мкм при допустимом значении 100 мкм с внутренней и внешней стороны за 40 тыс. ч. В дальнейшем необходимо продолжить коррозионные испытания под нагрузкой (тепловой поток, давление) и испытания отдельных узлов реактора.

НИКИЭТом совместно с ФЭИ, ВНИИНМ, НИИАРом и другими предприятиями разработан, изготовлен и испытан в реакторе БОР-60 автономный канал с свинцовым теплоносителем (АКСТ), в котором можно испытывать твэлы с нитридным уран-плутониевым топливом в условиях, приближенных к БРЕСТ-ОД-300 (внутренний подслон твэла, внешнее обтекание циркулирующим свинцом с поддержанием кислородного режима). Испытания показали возможность конструктивного совмещения разнородных металлических теп-

лоносителей – натрия и свинца. Видимых коррозионных повреждений колеса насоса, чехла ТВС, дистанционирующих решеток и твэлов, несмотря на колебание кислорода в теплоносителе, не обнаружено, герметичность твэлов не нарушена. Конструкция канала показала возможность в дальнейшем проведения на нем комплексных испытаний [5].

Во ВНИИНМ создана технологическая цепочка и изготовлены 15 твэлов с уран-плутониевым топливом [6]. В НИИАРе изготовлены и испытываются в реакторе БОР-60 две экспериментальные ТВС [7]. В июне 2007 г. извлекли первый твэл с 3%-ным выгоранием для проведения исследований и регенерации топлива электрохимическим способом. После испытаний в БОР-60 необходимы испытания уран-плутониевого топлива в БН-600.

В ФЭИ изготовлен полномасштабный стенд для исследования теплообмена и его устойчивости в парогенераторе (вода закритических параметров – свинец), проведены тепло-гидравлические эксперименты на электрообогреваемых макетах ТВС для получения замыкающих зависимостей и гидравлических характеристик решеток [8], восстановлено производство датчиков для контроля кислорода в свинце. Проведены экспериментальные исследования на БФС для развития константного и программного обеспечения, их верификации и аттестации для оценки анализа точности прогнозирования основных нейтронно-физических параметров БРЕСТ-ОД-300 [9].

В СвердловНИИхиммаше изготовлен и испытан полномасштабный автоматический макет промышленной цепочки по изготовлению топливных таблеток [10].

В Институте реакторных материалов (г. Заречный) изготовлен, но не смонтирован стенд на ИВВ-2М для проведения экспериментальных работ по исследованию свойств конструкционных материалов и изучению процессов активации теплоносителя и массопереноса радионуклидов при моделировании в системе свинец–газовая фаза–конструкционные материалы [11].

Во ВТИ им. Ф.Э.Дзержинского изготовлены полномасштабные стенды для исследования смешивающего подогревателя питательной воды и паро-паровой теплообменник,

проведена первая серия экспериментов [12]. В ЦКБМ разработан и частично изготовлен стенд для испытаний перегрузочной машины.

В НИИАРе проведены эксперименты по циклической стойкости твэлов при замерзании и плавлении свинцового подслоя, а также аварийным скачкам температуры для обоснования работоспособности твэлов в экспериментальной ТВС для испытаний в реакторе БОР-60.

В НГТУ (г. Нижний Новгород) проведены исследования по влиянию концентрации кислорода в свинце на теплообмен [13], а также эксперименты по поведению свинца при разрывах трубок парогенератора [14].

На заводах разработаны технология изготовления стали 10X15H9C3B и 10X9HСМФБ и технические условия на необходимый сортамент.

Экспертиза. В 2001 г. была проведена экспертиза проекта ядерного энергетического комплекса с реактором БРЕСТ-ОД-300, в которой приняли участие 107 специалистов и независимых экспертов. Экспертиза не выявила принципиальных проблем, препятствующих осуществлению проекта. Заключительные выводы экспертизы следующие:

1) разработчикам проекта БРЕСТ-ОД-300: завершить обоснование прочности и сейсмостойкости реакторной установки, анализ аварии с разрывом труб парогенераторов, доработать проект активной зоны с учетом особенностей первой загрузки;

подготовить обоснование представительности проведения запланированной комплексной экспериментальной отработки теплоносителя и гидродинамики первого контура;

подготовить предложения по графику проведения НИОКР с описанием основных стендов и целесообразной последовательности разработки проекта;

2) рассмотреть материалы проекта БРЕСТ-ОД-300, результаты их экспертизы и предложения по п. 1 рекомендательной части настоящего протокола на НТС №1 Агентства с предварительным рассмотрением соответствующих вопросов на НТС №4.

Проведенная ранее экспертиза энергетического отделения РАН сделала аналогичные выводы.

Заключение. Выполненные НИИОКР по обоснованию ядерного энергетического комплекса реакторной установки БРЕСТ подтверждают возможность демонстрации и отработки на нем физики и техники быстрых реакторов естественной безопасности, однако, требуется их завершение.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Рогозкин Б.Д., Степеннова Н.М., Прошкин А.А. Мононитридное топливо для быстрых реакторов. — Атомная энергия, 2003, т. 95, вып. 3, с. 209—221.
2. Орлов В.В., Смирнов В.С., Филин А.И. и др. Детерминистическая безопасность реакторов БРЕСТ. — В сб.: 11-я Межд. конф. по ядерной технике. Токио, Япония, 20–23 апреля, 2003, ICONE11-36415.
3. Глазов А.Г., Полуэктов П.П., Леонтьев В.Ф., Каримов Р.С. Топливный цикл реакторов БРЕСТ. Решение проблем РАО и нераспространения. — Там же, ICONE11-36405.
4. Орлов Ю.И., Мартынов П.Н., Емельянцева З.И. и др. Обоснование технологии свинцового теплоносителя. — Там же, ICONE11-36408.
5. Сила-Новицкий А.Г., Юрченко А.Д., Костюков Ю.А. и др. Дореакторные и реакторные испытания макетов твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 в автономном свинцовоохлаждаемом канале реактора БОР-60. — Там же, ICONE11-36414.
6. Сила-Новицкий А.Г., Костюков Ю.А., Рогозкин Б.Д. и др. Результаты изготовления смешанного мононитридного топлива и макетов твэл РУ БРЕСТ-ОД-300 для испытаний в составе ЭТВС реактора БОР-60. Годовой отчет НИКИЭТ, 2005, с.19—20.
7. Сила-Новицкий А.Г., Костюков Ю.А., Ревякин С.Г., Ефимов В.Н. Первый этап облучения макетов твэлов РУ БРЕСТ-ОД-300 в составе ЭТВС реактора БОР-60. Годовой отчет НИКИЭТ, 2006, с.19—20.
8. Смирнов В.П., Жуков А.В., Сила-Новицкий А.Г. и др. Теплогидравлические исследования активной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300. — В сб.: 11-я Межд. конф. по ядерной технике, Токио, Япония, 20–23 апреля, 2003, ICONE11-36407.
9. Смирнов В.С., Лопаткин А.В., Матвиенко И.П. и др. Экспериментально-расчетное обоснование нейтронно-физических характеристик реактора БРЕСТ-ОД-300. — Там же, ICONE11-36412.
10. Глазов А.Г., Гузанов В.Н., Каримов Р.С. Пусконаладка опытного оборудования для таблеточного участка ПЯТЦ БРЕСТ-ОД-300. Годовой отчет НИКИЭТ, 2006, с.17—19.
11. Кобзев П. В., Леонов В.Н., Хачересов Г.А. и др. Петлевая установка для исследования переноса радиоактивности в тяжелом теплоносителе. — В сб.: Теплогидравлические аспекты безопасности ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах. Обнинск, 16–18 ноября 2005, докл. 3.5.
12. Филин А.И., Кубинцев Б.Б., Нестеров Ю.В. и др. Основные технические решения по второму контуру для АЭС с реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300. — Труды ЦКТИ «Совершенствование электрооборудования, энерготехнологий, тепловых схем и режимов работы энергоустановок». С.-Петербург, 2002, с. 15–18.
13. Семенов А.В., Савинов С.Ю., Безносков А.В. Экспериментальные исследования теплоотдачи от свинцового теплоносителя при регулировании содержания в нем примесей кислорода. — В сб.: Теплогидравлические аспекты безопасности ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах. Обнинск, 16–18 ноября 2005, докл. 1.24.
14. Бокова Т.А., Безносков А.В., Кобзев П.В. и др. Экспериментальные исследования напряженно-деформированного состояния трубной системы ПГ РУ БРЕСТ-ОД-300 при аварии «течь ПГ». — Там же, докл. 2.27.

УДК 621.039.516.4

ВОЗМОЖНОСТИ РЕАКТОРОВ БРЕСТ И ТРАНСМУТАЦИОННОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА В УСЛОВИЯХ РЕАЛИЗАЦИИ СОВРЕМЕННЫХ ПЛАНОВ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*Лопаткин А.В., Орлов В.В., Лукасевич И.Б., Зайко И.В., Ганев И.Х.
(НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея)*

Согласно плану развития ядерной энергетики России в первой половине XXI века [1] предполагается интенсивный ввод тепловых реакторов на основе имеющихся запасов природного урана. После 2030 г. намечен ввод быстрых реакторов, которые по мере их

развития аккумулируют в своем замкнутом топливном цикле плутоний из отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов и решат проблему сжигания долгоживущих нуклидов, образующихся в ядерной энергетике. В программе [2] приведен уточненный на современ-