

Россия завершает разработку революционного ядерного реактора четвёртого поколения.

Первые реакторы на быстрых нейтронах появились ещё на заре атомной эры. Целью их создания тогда было расширенное производство плутония для ядерного оружия. Однако уже в 1960-х, с началом массового строительства атомных электростанций, тема получила новое звучание. Дело в том, что в обычных, тепловых, реакторах используется только уран-235, содержание которого в природном уране меньше 1 %. А в реакторах на быстрых нейтронах идёт наработка этого изотопа за счёт деления урана-238. После переработки ОЯТ полученные ядерные материалы можно вновь использовать. Кроме того, с переходом на быстрые реакторы в топливный цикл может быть вовлечён торий-232, запасы которого в несколько раз превышают запасы урана. Перед атомщиками открывался почти неисчерпаемый источник энергии. Попутно решалась проблема хранения ОЯТ. От многообещающей перспективы захватывало дух.

Быстрые реакторы – энергетические реакторы, работающие в отличие от реактора на тепловых нейтронах в основном на быстрых нейтронах, с энергиями более 1 МэВ. Быстрые реакторы обычно работают на плутониевом топливе и, преобразуя U 238, производят плутония больше, чем потребляют, то есть имеют коэффициент воспроизводства больше единицы. Поэтому они называются также реакторами-размножителями, или бридерами (от англ. to breed – размножаться).

Первый экспериментальный реактор на быстрых нейтронах «Клементина» построен в США в 1946 году. В 1951 году запущен энергетический бридер EBR-1 с коэффициентом воспроизводства делящихся ядер больше единицы. Первый советский экспериментальный стенд нулевой мощности БР-1 был пущен в Обнинске в 1956 году.



Реактор «Брест», также известный как «проект Прорыв», призван решить такое огромное количество международных проблем.

Физический пуск реактора БРЕСТ-ОД-300 планируется на 2019 год, энергетический пуск – на 2020 год, говорится в материалах конференции по новой технологической платформе атомной энергетики.

Технический проект реакторной установки (РУ) проекта БРЕСТ-ОД-300 должен быть готов в июне 2014 года, доработанный проект по итогам НИОКР ожидается в декабре 2016 года.

Согласно материалам, в 2015-2018 годах должны быть определены ресурсные характеристики элементов РУ, скорректирован технический проект для получения лицензии на эксплуатацию. Разработка рабочей документации и изготовление оборудования запланированы на 2016-2019 годы.

По проекту в 2013 году уже утверждены технические задания на тепловыделяющие элементы и (ТВЭЛ) и тепловыделяющую сборку (ТВС), создан макет днища корпуса РУ, начаты экспериментальные работы. Ядерные станции дают нашей стране 17% электроэнергии, на Северо-Западе РФ – более 40%. В стране пашут 10 АЭС, 33 энергоблока. Всё это – обычные реакторы так называемого разомкнутого цикла. Они работают на низкообогащённом уране, сильно не дожигают топливо, в результате копятся горы радиоактивных отходов.

Набралось уже 18 тыс. т отработанного урана, и каждый год добавляется 670 тонн. В мире 345 тыс. т этих проблемных отходов, из них 110 тыс. у США. Промышленные технологии переработки есть только у двух стран: России и Франции.

Проблему может решить только реактор нового типа, действующий по замкнутому циклу. Заодно он поможет справиться с утечками военных ядерных технологий. Замкнутые реакторы можно поставлять любым странам, поскольку на них в принципе нельзя получить сырьё для ядерных зарядов.

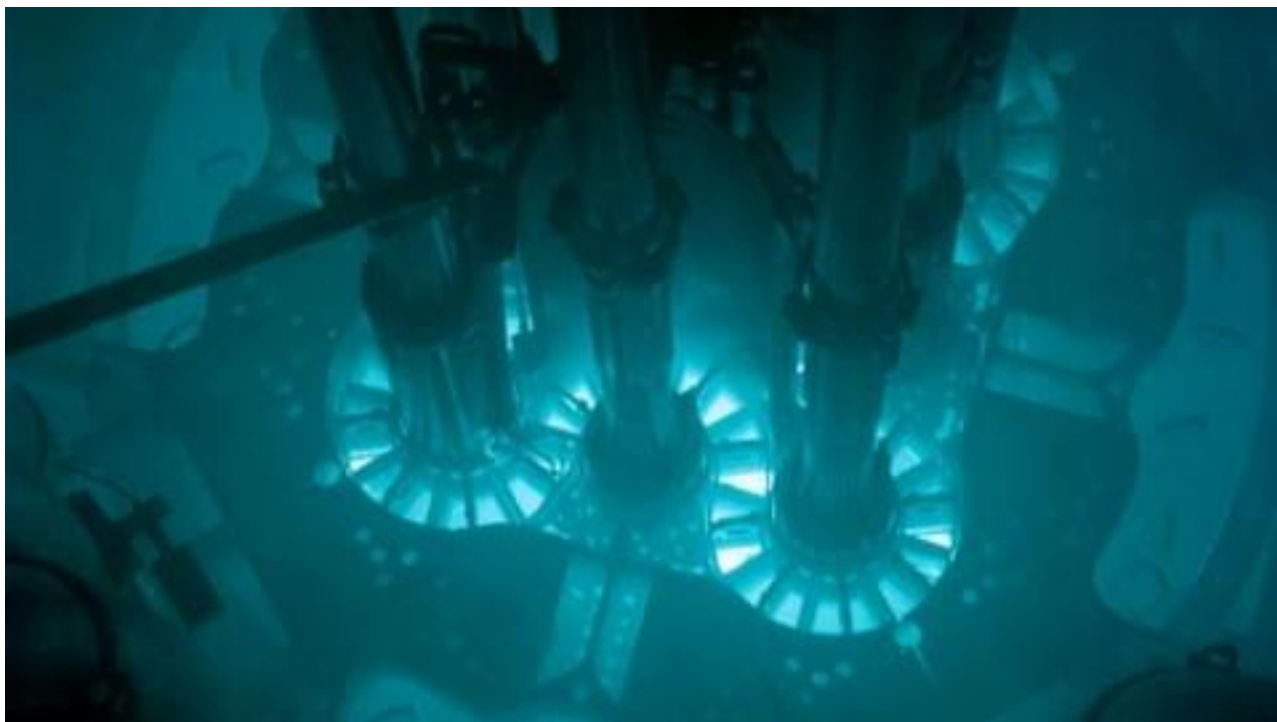
Но главное – безопасность. Замкнутый цикл можно запустить на старом, отработанном топливе. «Даже грубые подсчёты говорят, что запасов отработанного урана, накопленных за 60 лет работы атомной отрасли, хватит на несколько сотен лет генерации», – говорит доктор А. Крюков.

«Брест» и есть тот революционный проект. Работы над ним начались ещё в конце 1980-х гг., их ведёт знаменитый разработчик ядерных установок для подводных лодок НИИ Энерготехники (НИИЭТ). Поворотным моментом стало выступление В. Путина на «саммите тысячелетия» в ООН.

Там он пообещал миру новую ядерную энергетику, чистую, безопасную, исключаящую оружейное применение. Речь шла как раз о «Брестах». С тех пор дело сильно двинулось вперёд. В 2010 г. правительство приняло госпрограмму «Ядерные технологии нового поколения до 2015 года» с бюджетом 160 млрд рублей.

Срок подошёл, проект готов, технические документы уже на госкомиссии. Тем временем Росатом начал строительство завода, на котором отработанное топливо будет превращаться в обогащённые таблетки для «Бреста».

Первый опытный образец получит мощность 300 МВт, серийные «Бресты» будут на 700–1200 мегаватт. Это больше мощности основной тягловой лошадки сегодняшней российской атомной энергетики, реактора ВВЭР-1000.



Достоинства реактора:

- естественная радиационная безопасность при любых возможных авариях по внутренним и внешним причинам, включая диверсии, не требующая эвакуации населения;
- долговременная (практически неограниченная во времени) обеспеченность топливными ресурсами за счет эффективного использования природного урана;
- нераспространение ядерного оружия за счет исключения наработки плутония оружейного качества и пристанционной реализации технологии сухой переработки топлива без разделения урана и плутония;
- экологичность производства энергии и утилизации отходов за счет замыкания топливного цикла с трансмутацией и сжиганием в реакторе актиноидов, трансмутацией долгоживущих продуктов деления, очисткой РАО от актиноидов, выдержкой и захоронением РАО без нарушения природного радиационного равновесия;
- экономическая конкурентоспособность за счет естественной безопасности АЭС и технологий топливного цикла, отказа от сложных инженерных систем безопасности, подпитки реактора только ^{238}U , высоких параметров свинца, обеспечивающих закритические параметры паротурбинного контура и высокий КПД термодинамического цикла, удешевления строительства.

Сочетание природных свойств свинцового теплоносителя, мононитридного топлива, физических характеристик быстрого реактора, конструкторских решений активной зоны и контуров охлаждения выводит БРЕСТ на качественно новый уровень естественной безопасности и обеспечивает его устойчивость без срабатывания активных средств аварийной защиты в крайне тяжелых авариях, непреодолимых ни одним из существующих и проектируемых реакторов:

- самоход всех органов регулирования
- отключение (заклинивание) всех насосов первого контура
- отключение (заклинивание) всех насосов второго контура

- разгерметизация корпуса ректора
- разрыв трубопроводов второго контура по любому сечению или трубкок парогенератора

- наложение различных аварий

- неограниченное по времени расхолаживание при полном отключении питания и др.

Даже предельные аварии диверсионного происхождения с разрушением внешних барьеров (здания реактора, крышки корпуса и др.) не приводят к радиоактивным выбросам, требующим эвакуации населения и длительного отчуждения земли.

Выполненные экономические оценки и сравнения подтверждают возможность снижения капитальных затрат на АЭС и стоимости производимой электроэнергии по сравнению с АЭС с реактором ВВЭР.

Реализовать проект НИКИЭТ предлагается путём строительства опытно-демонстрационной станции с реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300 с пристанционным топливным циклом на площадке Белоярской АЭС.

Такой комплекс, расположенный рядом с реактором, — очередное преимущество БРЕСТа с точки зрения создания ЗЯТЦ. По мнению сторонников быстрых энергетических реакторов этого типа, характеристики безопасности делают возможным их строительство вблизи крупных населённых пунктов, в том числе в роли атомных станций теплоснабжения.

- Внутри реактора давление атмосферное -> меньше опасность взрыва (в водных реакторах давление 50-150 атмосфер даже в обычных условиях, а уж при аварии ...).

- Как следствие, нет необходимости в стальном коконе вокруг всей этой байды - огромное давление держать нет необходимости

- Всеядность - 238й уран, которого в природе в десятки раз больше 235го, и плутоний, который в больших количествах нарабатывается в набившем оскомину "отработанном ядерном топливе". То есть, по сути, ОЯТ это практически готовое топливо для реакторов на БН.

Плюс к тому, у данного реактора свинцовый теплоноситель - отлично придумано. Даже в самом крайнем случае активная зона стечёт на дно реактора и автоматически сверху накроется толстым слоем свинца, который заэкранирует радиацию. Плюс к тому, свинец поглощает нейтроны и минимизирует реакции ядерного синтеза. У нынешних реакторов на БН в качестве теплоносителя используется натрий, а он жутко химически активен, в случае прорыва контура входит в бурную реакцию с водой, горит и так далее. Хорошо не ядовит.

Справка:

БРЕСТ — разрабатывающийся в настоящее время в России проект реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем, двухконтурной схемой отвода тепла к турбине и закритическими параметрами пара. Этот проект разрабатывается с конца 80-х годов после специального конкурса, объявленного ГКНТ СССР, однако до сих пор находится в стадии поиска оптимальных решений в области систематизации, организации проектных работ и в части конструкции отдельных элементов реакторной установки и её оборудования. Главный конструктор реакторной установки — НИКИЭТ имени Н. А. Доллежала.

Первоначально проектировалась установка БРЕСТ, обеспечивавшая в составе энергоблока электрическую мощность 300 МВт, позже возник и проект с мощностью энергоблока 1200 МВт, однако на данный момент разработчики сосредоточили свои усилия на менее мощном БРЕСТ-ОД-300 ("опытный демонстрационный"), в связи с отработкой большого количества новых в этой области конструктивных решений и планами опробования их на относительно небольшом и менее дорогом в реализации проекте. Кроме того, выбранная мощность 300 МВт (эл.) и 700 МВт (тепл.) является минимально необходимой для получения коэффициента воспроизводства топлива в активной зоне, равного единице.

Схема закрытого топливного цикла атомной энергетики

Понимание того, что замкнутый цикл использования ядерного топлива является чрезвычайно перспективным в ядерной энергетике и кардинально увеличит эффективность использования природного урана, пришло ещё несколько десятилетий назад. Суть его в том, что из топлива, отработавшего в реакторах на тепловых нейтронах, может быть наработано новое топливо, с помощью реакторов на быстрых нейтронах, например, вследствие следующей ядерной реакции

Непрерывно образующийся в реакторах с высоким коэффициентом воспроизводства (к которым относятся реакторы на быстрых нейтронах) плутоний-239 активно участвует в цепной реакции деления быстрыми нейтронами, что приводит к значительному сокращению потребности в делящихся материалах в активной зоне и за счёт того, что образующиеся новые делящиеся нуклиды актиноидов не полностью расходуются на участие в этом процессе, а накапливаются, позволяет получать сырьё для нового топлива из уже отработавшего свой ресурс, что весьма привлекательно в экономическом плане. Это сырьё можно использовать в смешанном уран-ториево-плутониевом топливе (МОХ-топливо), предназначенном для реакторов на тепловых нейтронах, которое после работы в реакторах на тепловых нейтронах вновь воспроизводится в реакторах на быстрых нейтронах, замыкая таким образом цикл использования ядерного топлива и, во-первых, практически исключить зависимость экономической эффективности АЭС от стоимости урана, а во-вторых, в немалой степени решить проблему радиоактивных отходов. Однако серьёзные технические трудности, возникшие на пути создания полномасштабных энергетических реакторов на быстрых нейтронах, привели к отставанию программы их развития на несколько десятилетий, но по-прежнему во всём мире к ним проявляется широкий интерес.

В проекте БРЕСТ его разработчиками планируется создание «пристанционного топливного цикла», который по их замыслу должен замкнуть цикл использования ядерного топлива, решить проблему радиоактивных отходов и чрезвычайно важную международную проблему нераспространения ядерного оружия.

В 2010 году правительство РФ утвердило федеральную целевую программу «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010—2015 гг. и на перспективу до 2020 г.», в которой был провозглашён курс на создание замкнутого топливного цикла и осуществления проекта коммерческого реактора на быстрых нейтронах. В связи с этим в программе предусмотрена разработка проектов реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым, натриевым и свинцово-висмутовым теплоносителем, что, возможно, приведёт к осуществлению проекта БРЕСТ, однако следует отметить, что, кроме него, в программе будут участвовать и другие инновационные проекты: БН-1200 (с натриевым теплоносителем) и СВБР (со свинцово-висмутовым теплоносителем).

«Естественная безопасность»

Отличительной особенностью проекта является концепция «Естественной безопасности» — термина, введённого в широкий обиход в научно-технических кругах В.В.Орловым и Е.О.Адамовым, разработчиками и популяризаторами проекта БРЕСТ. Под этим понятием подразумевается ядерная и радиационная безопасность за счёт последовательного отказа от любых технических решений, потенциально опасных проектными и запроектными авариями, и организации безопасности за счёт использования природных законов и свойств используемых материалов, что позволит достичь убедительно прогнозируемой безопасности. Другими словами, в проекте БРЕСТ предполагается, что сам реактор и его топливо будут настолько безопасными, что не потребуют большого количества громоздких технических средств, систем и автоматики для обеспечения безопасности, что повлечёт упрощение устройства и удешевление АЭС.

Вышеуказанное понятие не является нововведением для ядерной энергетике и широко используется уже несколько десятилетий, имея в нормативной технической документации название «внутренняя самозащищённость». На свойстве внутренней самозащищённости в немалой степени основана безопасность практически всех современных реакторов, наиболее показательным его примером могут служить их отрицательные температурные, мощностные и другие эффекты реактивности — обратные нейтронно-физические связи реакторов, на которых основана устойчивость реакторов.

Таким образом, концепцию «естественной безопасности» нужно рассматривать не в качестве оригинальной идеи, а в развитии устойчивого направления в конструировании ядерных реакторов, возможно качественного прорыва в этом направлении, по крайней мере, по утверждениям его создателей.

Особенности конструкции

Реактор является установкой бассейнового типа, то есть корпус реактора конструктивно исключается — в шахту из теплоизоляционного бетона (изнутри покрытого металлическим лайнером)

залит свинец (теплоноситель), в который опущены активная зона, парогенератор, насосы и другие системы. Циркуляция свинца в контуре осуществляется за счет создаваемой насосами разности его горячего и холодного уровней.

К особенностям реактора следует также отнести конструкцию твэлов. Если традиционно выравнивание тепловыделения по радиусу реактора достигается за счет изменения обогащения урана в твэлах, то в реакторе с полным воспроизводством плутония в активной зоне выгодно применять твэлы различного диаметра (9,1мм, 9,6мм, 10,4мм). В качестве топлива используется монокристаллическая композиция уран-плутония и минорных актиноидов. Реактор способен за одну кампанию «сжигать» до 80 кг как «собственных» актиноидов, так и полученных из облученного ядерного топлива других АЭС.

Другой особенностью проекта является примыкание комплекса по переработке облученного топлива непосредственно к реактору. Это даёт возможность передавать топливо на переработку, исключая дорогостоящую и небезопасную дальнюю его транспортировку.

Осуществление естественной безопасности

Сочетание природных свойств свинцового теплоносителя, монокристаллического топлива, физических характеристик быстрого реактора, конструкторских решений активной зоны и контуров охлаждения по утверждениям разработчиков выводит БРЕСТ на качественно новый уровень безопасности и обеспечивает его устойчивость (ядерную безопасность) без срабатывания активных средств аварийной защиты в крайне тяжелых авариях. Это планируется осуществить за счёт:

- использования кипящего при высокой температуре (примерно 2024 К), радиационно-стойкого и слабо-активируемого свинцового теплоносителя, химически пассивного при контакте с водой и воздухом, что должно позволить осуществить теплоотвод при низком давлении и исключить пожары, химические и тепловые взрывы при разгерметизации контура, течах парогенератора и перегревах теплоносителя;

- использования плотного (теоретическая плотность (без пористости) – 14,3 г/см³) монокристаллического топлива, работающего при относительно низких температурах (максимальная температура менее 1150К при температуре плавления 3100К), что должно обеспечивать малые величины радиационного распухания (примерно 1% на 1% выгорания топлива) и выхода газовых продуктов деления (менее 10% от образовавшихся), тем самым должно исключаться контактное воздействие топлива на оболочку твэлов, которая нагружается лишь к концу кампании избыточным газовым давлением менее 2 МПа;

- использованием бесчехловых ТВС с широкой решёткой твэлов в активной зоне умеренной энергонапряжённости (максимальная примерно 200 МВт/м³), что должно исключать потерю теплоотвода при локальном перекрытии проходного сечения в ТВС и обеспечивать высокий уровень естественной циркуляции теплоносителя (отметим, что в последнем варианте проекта БРЕСТ рассматривается использование в активной зоне чехловых шестигранных ТВС, которые не обеспечивают теплоотвод при перекрытии проходного сечения, например, окислами свинца);

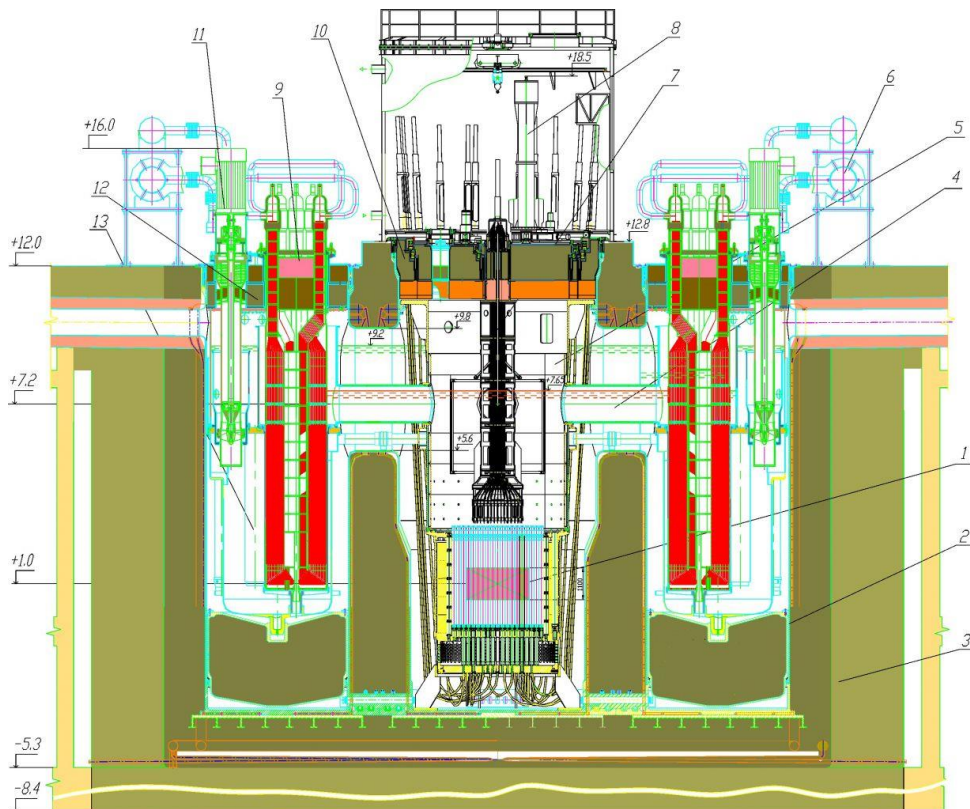
- выбора конструкции активной зоны со свинцовым отражателем, состав и геометрия которых должны обеспечивать полное воспроизводство топлива (коэффициент воспроизводства около 1), небольшие по величине и отрицательные по мощности, температурный и пустотный эффекты реактивности (отметим, что коэффициент реактивности по изменению плотности свинца в активной зоне положителен, а остальные коэффициенты – отрицательны), которые должны позволять иметь небольшой суммарный запас реактивности для исключения неконтролируемого разгона реактора на мгновенных нейтронах при непредусмотренном выводе из активной зоны органов регулирования;

- использования устройств пассивной обратной связи реактивности с расходом теплоносителя через активную зону (УПОС) в виде каналов, связанных с первым контуром и заполненных свинцом до определённого уровня, зависящего от расхода теплоносителя через активную зону и влияющего на утечку нейтронов и реактивность;

- использования пассивной системы внешнего воздушного аварийного охлаждения реактора через корпус (в последнем варианте проекта БРЕСТ для аварийного охлаждения предусмотрена система, состоящая из воздушных теплообменников типа "труба Фильда", погруженных в теплоноситель первого контура в периферийные полости реактора);

- конструкции контура охлаждения с наличием разных уровней в опускной и подъёмной ветвях, что обеспечивает плавный переход к естественной циркуляции при нарушении принудительной [1] (при этом выбег расхода через активную зону за счёт выравнивания уровней при быстром отключении циркуляционных насосов составляет 20–30 секунд).

Общий вид реактора БРЕСТ-300



- | | | |
|---------------------------|--|----------------------------------|
| 1. Зона активная | 5. Корзина активной зоны | 9. Парогенератор |
| 2. Блок корпусов | 6. Система расхолаживания | 10. Перекрытие верхнее |
| 3. Шахта реактора | 7. Колонна измерительная | 11. Главная циркуляционный насос |
| 4. Трубопровод коллектора | 8. Машина внутриреакторная перегрузочная | 12. Блок парогенератора-ГЦН |
| | | 13. Фильтр |

Реактор БРЕСТ-1200

