

СВИНЦОВО-ВИСМУТОВЫЕ РЕАКТОРЫ: ИСТОРИЯ СОЗДАНИЯ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ. ЧАСТЬ 2. ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

В.М. Троянов*, Г.И. Тошинский, В.С. Степанов***, В.В. Петроченко****

* АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»,

249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1

** АО «АКМЭ-инжиниринг»

115035, г. Москва, ул. Пятницкая, 13, стр. 1

*** АО «ОКБ «Гидропресс»

142103, Московская обл., г. Подольск, ул. Орджоникидзе, 21



Изложены основные положения концепции проекта реакторной установки гражданского назначения СВБР-100, удовлетворяющей требованиям к ядерным технологиям Generation IV, которая разрабатывается на основе критически проанализированного опыта разработки и эксплуатации РУ со свинцово-висмутовым теплоносителем. Представлены текущий статус проекта и перспективы применения таких РУ в ядерной энергетике (ЯЭ) после демонстрации их надежности и безопасности в условиях эксплуатации опытно-промышленного энергоблока (ОПЭБ).

Ключевые слова: свинцово-висмутовый теплоноситель, реактор, парогенератор, безопасность, активная зона, ядерная энергетика.

ВВЕДЕНИЕ

На основе опыта, накопленного в процессе разработки и эксплуатации реакторных установок (РУ) со свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ), в настоящее время ведется разработка РУ СВБР-100 гражданского назначения. Характерной особенностью этой РУ является высокий уровень внутренней самозащищенности, детерминистически исключая причины наиболее тяжелых аварий, требующих эвакуации населения. Это обусловлено природными свойствами СВТ, очень высокой температурой кипения и химической инертностью при контактах с водой и воздухом, возможных при нарушении герметичности контуров.

В результате отсутствует необходимость поддержания высокого давления в реакторе, исключается кризис кипения и образование водорода. Это позволяет исключить ряд систем безопасности, требующихся в РУ традиционных типов, и удешевить РУ. Выбранная мощность 100 МВт(э) обеспечивает возможность транспортировки реакторного моноблока в заводской готовности различными видами транспорта, в том числе и по железной дороге, что сокращает срок строительства. С другой стороны, при данном уровне мощности (размерах реактора) может быть получен коэффициент воспроизводства в активной зоне на МОКС-топливе выше единицы. При этом в замкнутом ядерном топливном цикле реактор будет работать в режиме топливного самообеспечения, что

© В.М. Троянов, Г.И. Тошинский, В.С. Степанов, В.В. Петроченко, 2022

станет важным при исчерпании ресурсов дешевого природного урана.

На базе испытанного реакторного модуля могут создаваться АЭС различного назначения с мощностью энергоблока, кратной 100 МВт(э), без проведения дополнительных НИОКР.

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ РЕАКТОРОВ С СВТ В ГРАЖДАНСКОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

НАЧАЛО РАБОТ

Период времени между завершением эксплуатации реакторов АПЛ (1996 г.) и началом развертывания работ по СВБР, занявший около десяти лет, пришелся на очень тяжелые годы развала Советского Союза и характеризовался фактически полным прекращением финансирования. За это время общая численность специалистов, работающих по данной тематике, сократилась более, чем в десять раз, но ключевые работники, обладающие критическими знаниями, сохранились.

Первая работа, предложенная ГНЦ РФ – ФЭИ, по которой удалось получить финансирование, это «Технико-экономическое исследование технической возможности и экономической целесообразности реновации второго, третьего и четвертого энергоблоков Нововоронежской АЭС после исчерпания их ресурса с применением атомного паропроизводящего модуля с реактором СВБР-75 мощностью 75 МВт(э) с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут».

В 1995 г. решением директората концерна Росэнергоатом (РЭА), который возглавлял Е.И. Игнатенко, на эту работу было выделено векселями пять миллиардов рублей, вскоре превратившихся в пять миллионов рублей, причем более 90% этих средств было получено по бартеру – металлом, бензином, стройматериалами, которые с большой «усадкой» надо было продавать, чтобы получить деньги. Такая в те годы была экономика страны. Технико-экономическое исследование, показавшее техническую возможность и экономическую целесообразность реновации старых блоков НВАЭС, было выполнено силами ОКБ «Гидропресс», ГНИПКИИ «Атомэнергопроект» и ГНЦ РФ – ФЭИ [1].

Результаты работы были рассмотрены на НТС концерна РЭА в 1998 г., который, в частности, рекомендовал «...продолжить и завершить в 1999 г. исследования и обоснования технико-экономических показателей и размера инвестиций в реконструкцию блока № 2 Нововоронежской АЭС с учетом выполнения сравнительного анализа альтернативных вариантов использования сооружений и оборудования блока № 2 НВАЭС». Однако эта рекомендация не была выполнена.

Далее какие-то средства были получены по проекту МНТЦ (Международного научно-технического центра), платившему деньги в валюте непосредственно специалистам для уменьшения риска их выезда за рубеж и утечки знаний, позволяющих неядерным странам создать ядерное оружие. Один из таких проектов, реализованный сотрудниками ОКБ «Гидропресс» и ГНЦ РФ – ФЭИ, касался создания жидкометаллической (сплав свинец-висмут) мишени мощностью 1 МВт для протонного ускорителя. Другой проект (партнерское соглашение с одной японской компанией) прямо касался разработки модульного быстрого реактора типа СВБР-100. Этот проект участвовал в конкурсе быстрых реакторов, проведенном в Японии после натриевого пожара на быстром реакторе «Монжу». Конкурс был проигран, поскольку Япония взяла курс на восстановление этого реактора. Кроме того, был контракт с японской компанией «Марубени» по выполнению отдельных работ по свинцово-висмутвому теплоносителю.

Это позволило сохранить кадровый потенциал и консолидировать средства, полученные по проекту МНТЦ и японскому контракту, передав часть из них институту «Атомэнергопроект» и ОКБ «Гидропресс», и за счет этого разработать «Концептуальный проект АЭС с двумя блоками электрической мощностью 1600 МВт каждый на базе РУ

СВБР-75/100». Концерн РЭА на эту работу финансирования не выделил, но техническое задание согласовал. Мощность блока была выбрана на уровне 1600 МВт (16 модулей СВБР-75/100) для возможности корректного сопоставления экономических показателей с АЭС на базе двух энергоблоков с реакторами ВВЭР-1500.

При расчете технико-экономических показателей АЭС, разработанной в концептуальном проекте, ГНИПКИИ «Атомэнергопроект» ввел в рассчитанное значение капитальных затрат на строительство двухблочной модульной АЭС СВБР дополнительный запас в 17% на непредвиденные расходы, против нормативного запаса 3%, который был введен для АЭС с двумя блоками ВВЭР-1500. Если этот запас отнести к стоимости «ядерного острова», то он составит 60%. Такой подход вполне правомерен, поскольку все остальные затраты для АЭС СВБР (турбина, генератор, градирня и др.) очень близки к соответствующим затратам для АЭС ВВЭР-1500. Ни одна из девяти организаций-экспертов не высказала замечаний о недостаточности принятого запаса.

Проведенное сопоставление технико-экономических показателей этих АЭС показало преимущество АЭС с СВБР несмотря на то, что проект РУ СВБР-75/100 был выполнен с большим консерватизмом, что предопределило большой потенциал совершенствования проекта (повышение мощности РУ не менее, чем на 20%, за счет допустимого повышения температуры СВТ без изменения массогабаритных и стоимостных характеристик, переход с насыщенного на перегретый пар и др.) [2].

Результаты концептуального проекта, изложенные в восьми книгах, были рассмотрены на заседании НТС концерна РЭА 27 мая 2002 г. с участием экспертов из девяти организаций. Научно-технический совет, в частности, решил: пункт 2.1. – «Одобрить выполненную в инициативном порядке ГНЦ РФ – ФЭИ, ОКБ «Гидропресс» и ГНИПКИИ «Атомэнергопроект» разработку «Концептуального проекта АЭС с двумя блоками электрической мощностью 1600 МВт каждый на базе РУ СВБР-75/100», в котором показаны возможности одного из новых направлений развития атомной энергетики», и пункт 2.3. – «Для определения целесообразности продления срока службы энергоблоков АЭС с легководными реакторами путем их реновации с использованием альтернативных ядерных технологий рекомендовать ФГУП АЭП, ГНЦ РФ – ФЭИ и ОКБ «Гидропресс» выполнить разработку ОБИН реновации блока № 2 Нововоронежской АЭС на базе РУ СВБР-75/100. Срок – 3-й квартал 2003 г.». Но и это решение не было реализовано.

Далее в 2003 г. у нового министра А.Ю. Румянцева было проведено шестичасовое совещание. Выполненные в инициативном порядке работы по реактору СВБР-75/100 были одобрены, дано указание выделить финансирование, однако практически ничего значимого сделано не было.

Важные для направления СВБР решения состоялись в 2006 г., когда к руководству Федерального агентства по атомной энергии пришла новая команда. Научно-технический совет № 1 рекомендовал направить работы на создание опытно-промышленного энергоблока, и в 2008 г. генеральный директор Госкорпорации «Росатом» С.В. Кириенко и О.В. Дерипаска подписали Протокол о государственно-частном партнерстве – совместном развитии базовой технологии СВБР. Этим событиям предшествовало письмо академиков Г.И. Марчука и В.И. Субботина, направленное в конце 2005 г. Президенту РФ В.В. Путину о необходимости поддержки этой уникальной технологии.

Позднее совместным решением С.В. Кириенко и О.В. Дерипаски для реализации этой технологии было образовано государственно-частное предприятие АО «АКМЭ-инжиниринг».

Основные положения концепции РУ СВБР-100

В основу концепции РУ СВБР-100 были заложены следующие принципиальные положения.

1. Должны быть детерминистически исключены тяжелые аварии, требующие эвакуации населения.

2. Конструкция РУ должна быть моноблочного типа.

3. Габариты основного элемента РУ – реакторного моноблока – должны обеспечивать возможность его транспортировки в сборе с внутрикорпусными устройствами с машиностроительного завода на площадку АЭС железнодорожным транспортом.

4. Применение реактора на быстрых нейтронах, позволяющего иметь низкий запас реактивности и обеспечить эффективное сжигание младших актинидов.

5. РУ без изменения конструкции должна обеспечивать возможность работы с использованием различных видов топлива и в различных топливных циклах с выполнением нормативных требований по безопасности.

6. При использовании МОКС-топлива должен быть обеспечен коэффициент воспроизводства активной зоны (КВА), слегка превышающий единицу, что в замкнутом ядерном топливном цикле (ЯТЦ) позволит работать в режиме топливного самообеспечения.

7. РУ должна быть пригодна для экспортных поставок, в том числе и в развивающиеся страны.

На рисунке 1 представлена фотография ведущих разработчиков РУ СВБР-100.

При разработке РУ СВБР-100 использовался консервативный подход. Он заключался в том, что в проект реактора заложены, в основном, заимствованные или масштабированные с небольшими коэффициентами проверенные опытом эксплуатации РУ транспортных установок и других РУ технические решения.

Это относится практически ко всем основным элементам, узлам и ряду единиц оборудования РУ: топливные таблетки, оболочки твэлов, тепловыделяющие сборки, поглощающие стержни, внутрикорпусные устройства, исполнительные механизмы поглощающих стержней, устройства системы технологии СВТ, парогенераторы с трубами Фильда, сепараторы, конденсаторы автономного расхолаживания, конденсаторы газовой системы, оборудование системы перегрузки топлива и др.

Консервативный подход также характеризуется использованием освоенных режимных параметров по первому и второму контурам и ориентацией на существующие топливную инфраструктуру и технологические возможности машиностроительных предприятий.



Рис. 1. Ведущие разработчики РУ СВБР-100 (фото 2011 г.). Слева направо: сидят В.С. Степанов (ОАО ОКБ Гидропресс), Г.И. Тошинский (ГНЦ РФ – ФЭИ), стоят М.П. Вахрушин, С.Н. Сероштан (ОАО ОКБ «Гидропресс»), А.Е. Русанов, П.Н. Мартынов (ГНЦ РФ – ФЭИ), А.В. Дедуль (ОАО ОКБ «Гидропресс»), О.Г. Комлев (ГНЦ РФ – ФЭИ), Н.Н. Климов (ОАО ОКБ «Гидропресс»)

Такой подход позволяет значительно снизить технический и финансовый риски, уменьшить вероятность ошибок и неудач, характерных при внедрении инновационных ядерных технологий, существенно снизить объем, сроки выполнения и затраты на НИОКР. Ниже приводятся характерные особенности РУ СВБР-100.

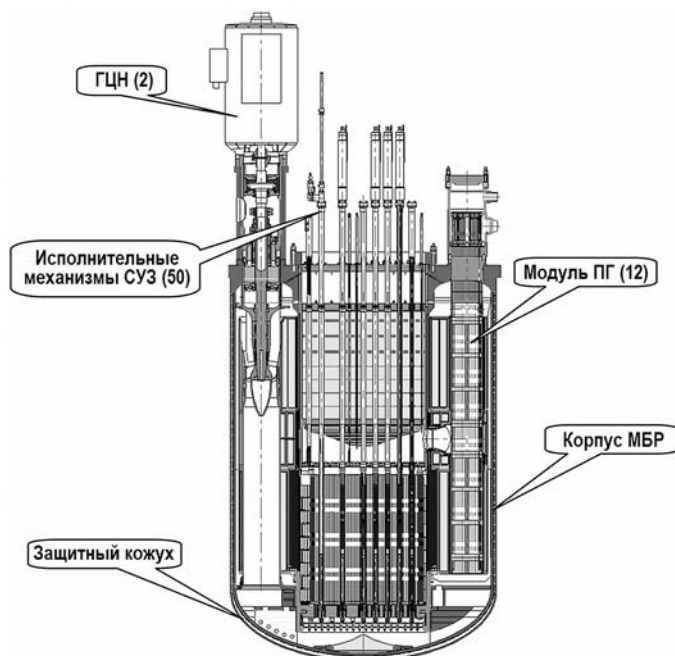


Рис. 2. Схема моноблока реакторного СВБР-100

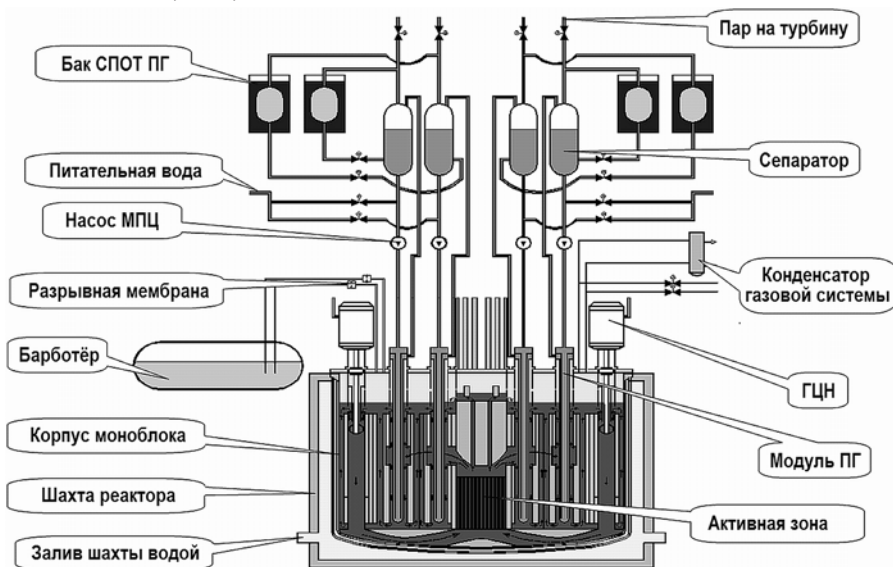


Рис. 3. Принципиальная гидравлическая схема РУ СВБР-100

ОБОСНОВАНИЕ ВЫБОРА УРОВНЯ МОЩНОСТИ

Выбор мощности реактора на уровне 100 МВт(э) или 280 МВт тепловых, а следовательно, и его размеров обусловлен следующими соображениями.

1. Как показывают расчёты, это минимальный уровень мощности, при котором достигается значение КВА больше единицы при использовании МОКС-топлива. Это создаёт возмож-

ность работы реактора в замкнутом ЯТЦ в режиме топливного самообеспечения без потребления природного урана и использования таких реакторов в крупномасштабной ЯЭ.

2. С другой стороны, это максимальная мощность, при которой габаритные размеры реакторного моноблока позволяют транспортировать его в заводской готовности, в том числе и железнодорожным транспортом, что значительно расширяет возможности выбора площадок для строительства атомных станций (АС) и существенно сокращает трудовые затраты и сроки сооружения АС.

3. Выбранный уровень мощности обеспечивает условия пассивного отвода остаточного энерговыделения через корпус реакторного моноблока без опасного повышения температуры твэлов, что принципиально упрощает конструкцию реакторной установки и её систем безопасности.

4. Сравнительно небольшая масса моноблока для данного уровня мощности облегчает решение задачи обеспечения сейсмостойкости РУ.

5. Обеспечивается возможность организации крупносерийного (конвейерного) производства реакторных моноблоков (десятки штук в год) и стабильная загрузка машиностроительных заводов, что значительно снижает затраты на изготовление. Так как для изготовления реакторного моноблока РУ не требуется уникального машиностроительного оборудования, как для корпусов высокого давления легководных реакторов, возникает возможность формирования конкурентного рынка производителей.

6. При данном уровне мощности в соответствии с расчётами обеспечивается продолжительность кампании ~ 50 000 эфф. часов при использовании на первом этапе освоенного оксидного уранового топлива ($K_{BA} = 0,84$).

На рисунках 2, 3 представлены схемы моноблока реакторного и РУ. Их детальное описание приведено в докладе [3].

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И ПОТРЕБЛЕНИЕ ПРИРОДНОГО УРАНА

При работе на оксидном урановом топливе с отложенной переработкой потребление природного урана будет в 2 – 2,5 раза выше, чем у реакторов ВВЭР-1000. Поэтому предусмотрено, что после первых двух кампаний реактор переходит в замкнутый ЯТЦ с использованием собственного плутония и невыгоревшего урана-235. Результаты расчетов показали, что кумулятивное потребление природного урана одним реактором ВВЭР-1000, работающим в открытом топливном цикле с отложенной переработкой отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), и десятью реакторами СВБР-100, начинающими работать на оксидном урановом топливе с переходом в замкнутый ЯТЦ с использованием собственного ОЯТ после второй кампании, сравнивается через 33 года, а за срок службы энергоблока интегральное потребление урана будет на 30% ниже, чем для одного реактора ВВЭР-1000 [4].

Таким образом, появляется возможность построить стратегию замкнутого ЯТЦ, в которой не требуется предварительная дорогостоящая переработка ОЯТ тепловых реакторов с целью выделения из него плутония для снабжения топливом реакторов СВБР-100. Такой подход возможен и для других типов быстрых реакторов, если он будет экономически целесообразным, в рамках единого замкнутого ЯТЦ двухкомпонентной ЯЭ.

Гибкость реактора СВБР-100 по отношению к типу топлива и топливному циклу, реализующаяся в принципе «Работаю на том виде топлива, которое является наиболее эффективным на данном этапе развития ЯЭ», может позволить осуществить своевременный постепенный экономически оправданный (по факту) переход к замкнутому ЯТЦ с одновременным решением проблемы утилизации и захоронения долгоживущих радиоактивных отходов, с учётом того, что в БР младшие актиниды эффективно сжигаются.

Для других видов топлива обеспечиваются [5]:

– $K_{BA} \geq 1$ при использовании МОКС-топлива и работой реактора в замкнутом топливном цикле в режиме топливного самообеспечения при продолжительности кампа-

нии 76000 эфф. часов;

- продолжительностью кампании ~ 76000 эфф. часов при использовании уранового нитридного топлива ($KVA = 0,91$) и запасом реактивности на выгорание меньше $\beta_{эфф}$ или продолжительностью кампании до 150000 эфф. часов;

- $KVA \geq 1$ при использовании смешанного нитридного топлива (СНУП) и работой реактора в режиме топливного самообеспечения при запасе реактивности на выгорание меньше $\beta_{эфф}$ и продолжительностью кампании 76000 эфф. часов, или работой в режиме расширенного воспроизводства с $KVA = 1,13$ при времени удвоения плутония около 45 лет и продолжительности кампании до 200000 эфф. часов.

Конечно, работоспособность топлива при таких кампаниях требует экспериментального подтверждения.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ

Внутренняя самозащищённость

Самозащищённость реактора от аварий типа LOCA

- Использование реактора моноблочного типа с принудительной циркуляцией СВТ в первом контуре, обеспечиваемой двумя насосами с газогерметичными электродвигателями. Корпус реакторного моноблока (МБР) имеет защитный кожух. Трубопроводы и арматура в первом контуре отсутствуют. Всё это исключает течи теплоносителя.

- Природные свойства СВТ – отсутствие избыточного давления и химическая инертность при контакте с водой и воздухом, возможном в условиях аварии. Это при моноблочной конструкции РУ устраняет возможность потери СВТ с плавлением активной зоны, взрыва реактора и пожаров (отсутствует выделение водорода) по внутренним причинам.

Совместимость теплоносителя с рабочим телом второго контура и с топливом

- РУ выполнена по двухконтурной схеме. Промежуточный контур не требуется. ПГ работает с многократной принудительной циркуляцией с выработкой сухого насыщенного пара. Совместимость топлива (UO_2) с СВТ исключает перерастание аварийной ситуации с потерей герметичности оболочки твэла в аварию с выходом большой радиоактивности в теплоноситель.

Самозащищённость реактора от аварий типа LOHS, ULONS

- Во всех теплоотводящих контурах обеспечен уровень естественной циркуляции теплоносителей, достаточный для отвода остаточного тепловыделения. Отвод тепла через ПГ обеспечивается четырьмя независимыми каналами системы пассивного отвода тепла (СПОТ) за счет испарения воды в баках СПОТ с отводом пара в атмосферу с периодом невмешательства 72 часа. При постулированном отказе четырех каналов предусмотрен залив шахты реакторного моноблока водой с отводом остаточного тепловыделения через корпус МБР, воздушный зазор и защитный кожух с отводом образующегося пара в атмосферу. Период невмешательства – 24 часа и может быть повышен при увеличении объёма шахты МБР. Управление этой аварией, которая рассматривается как запроектная, обеспечивается подпиткой баков СПОТ или шахты МБР от аварийных источников водо- и электроснабжения (например, пожарные автоцистерны и др.).

Самозащищённость от реактивностных аварий и аварий типа УТОР

- Реактор обладает отрицательным пустотным эффектом реактивности и отрицательным температурным коэффициентом реактивности.

- Кроме стержней аварийной защиты (АЗ), срабатывающих по электрическим сигналам, реактор оснащен дополнительной прямодействующей системой АЗ (ДАЗ), не имеющей электрических приводов, стержни которой срабатывают по повышению температуры СВТ (плавкие замки).

Самозащищённость от аварий типа ULOF

- При одновременной остановке двух насосов и несрабатывании основной аварийной защиты самозащищённость РУ обеспечивается пассивно за счет срабатывания стержней ДАЗ, инерционного выбега насосов и естественной циркуляции теплоносителей в теплоотводящих контурах.

Самозащищённость от аварий с течью трубок ПГ (SGTR)

- Для локализации аварии с течью трубок ПГ в газовой системе первого контура предусмотрены конденсаторы пара, а в случае их отказа предусмотрен пассивный сброс парогазовой смеси через разрывные мембраны при повышении давления в газовой системе выше 0,3 МПа в барботёр. Схема циркуляции СВТ в МБР обеспечивает эффективную гравитационную сепарацию пузырей пара на свободном уровне СВТ под крышкой МБР. Как показал опыт эксплуатации реакторов с СВТ на АПЛ, при малой течи ПГ (до 10 кг/ч) нет необходимости останавливать РУ.

Самозащищённость от несанкционированного «замораживания» СВТ в РУ

- Самозащищённость от несанкционированного «замораживания» СВТ в РУ при неработающем реакторе и низком уровне остаточного энерговыделения обеспечивается нулевым изменением объема СВТ при переходе из жидкого в твердое состояние. Сохранение работоспособности оборудования при «замораживании-размораживании» СВТ подтверждено не только экспериментально на крупномасштабных моделях, но и в условиях эксплуатации РУ АПЛ.

Барьеры глубоко эшелонированной защиты

Исключение выхода радиоактивности в окружающую среду обеспечивается системой эшелонированных защитных барьеров в глубину, включающей в себя следующие элементы.

- Топливную таблетку из UO_2 , химически совместимую с СВТ, удерживающую основную часть накопленных продуктов деления.

- Оболочку твэла, выполненную из коррозионно-стойкой в СВТ стали феррито-мартенситного класса, выдерживающей без повреждения аварийный перегрев до $900^\circ C$ в течение пяти минут. Коррозионная стойкость стали ЭП-823Ш при наличии защитной оксидной плёнки подтверждена испытаниями на базе 50000 часов (продолжительность кампании на оксидном урановом топливе) при температуре $600^\circ C$. Установлено, что антикоррозионное оксидное покрытие на поверхности стали обладает свойством «самозалечивания» при механическом повреждении (при условии поддержания требуемой концентрации кислорода в теплоносителе первого контура).

- СВТ, удерживающий в себе йод, цезий и другие продукты деления (кроме газообразных), которые могут попасть в него в случае потери герметичности оболочек твэлов. Полоний-210, образующийся в СВТ при облучении нейтронами висмута, находится в очень низкой концентрации ($1 \cdot 10^{-6}$) и образует термодинамически стойкое интерметаллическое соединение со свинцом. Эти факторы снижают испарение полония из СВТ в $1 \cdot 10^9$ раз по сравнению с чистым полонием, что обеспечивает сравнительно благоприятную радиационную обстановку при постулированной разгерметизации первого контура или трубопроводов газовой системы, работающих без избыточного давления.

Полоний определяет радиационную обстановку при разгерметизации газовой системы РУ и требует обеспечения соответствующих мер радиационной безопасности. Такие меры были разработаны и реализованы при эксплуатации РУ АПЛ с СВТ. Они оказались весьма эффективными, так как никто из лиц персонала (как военного, так и гражданского), принимавших участие в ликвидации последствий аварии (в реакторный отсек стенда 27/ВТ вытекло около 20-ти тонн радиоактивного СВТ), не получил дозу внутреннего облучения полонием, превышающую допустимую.

- Герметичный корпус МБР, оснащенный защитным кожухом, и трубопроводы газовой системы, исключающие выход радиоактивности в бокс РУ.
- Герметизированный бокс РУ, защищенный от внешних воздействий железобетонным перекрытием толщиной 1,5 м, находящийся под небольшим разрежением относительно помещения центрального зала, создаваемым системой вентиляции с выбросом воздуха в атмосферу через вентиляционную трубу через систему фильтров.
- Защитную железобетонную оболочку здания толщиной 1,5 м, предназначенную для дополнительной защиты от внешних воздействий (падение самолета).

Радиоэкологическая безопасность

• На этапе хранения отработавшего ядерного топлива исключение выхода радиоактивности обеспечивается тем, что выгруженная из реактора тепловыделяющая сборка (ТВС) погружается в стальной пенал, заполненный жидким свинцом, который помещается в ячейку хранилища, где отвод остаточного энерговыделения осуществляется пассивно за счет естественной циркуляции атмосферного воздуха. При этом на пути выхода радиоактивности в окружающую среду имеются четыре барьера безопасности: топливная таблетка, оболочка твэла, затвердевший свинец и герметичный пенал.

• Долговременная радиоактивность СВТ, обусловленная образованием при облучении нейтронами висмута долгоживущего изомера $^{210\text{m}}\text{Bi}$ с периодом полураспада около 3 млн. лет (альфа-распад), достигает через тысячу лет облучения на полной мощности значения радиоактивности природного урана (без учета радиоактивности находящихся в равновесии продуктов радиоактивного распада его изотопов). Принимая во внимание, что по окончании срока службы реакторного моноблока СВТ после соответствующего рафинирования будет повторно использоваться в новых моноблоках, эту долгоживущую радиоактивность нужно будет учитывать при окончательном захоронении СВТ в виде твердого радиоактивного отхода.

• В процессе эксплуатации практически не образуется жидких радиоактивных отходов, так как перегрузка топлива осуществляется без удаления теплоносителя из первого контура и его последующей дезактивации, при которой образуется большое количество ЖРО.

Толерантность к экстремальным внешним воздействиям

Для оценки потенциала безопасности реактора СВБР-100 в 2003 г. был выполнен предварительный расчетный анализ последствий постулированной тяжелой аварии [6] при сочетании таких событий, как

- разрушение защитной оболочки здания реактора;
- разрушение железобетонного перекрытия реакторного бокса;
- разрушение трубопроводов газовой системы реакторного моноблока, размещенного в бетонной шахте ниже уровня земли, с прямым контактом свободного уровня свинцово-висмутového теплоносителя под крышкой моноблока с атмосферным воздухом;
- полное обесточивание АЭС.

Такое сочетание исходных событий возможно лишь при экстремальных событиях: военные действия, террористические акты, чрезвычайно редкие природные катастрофы и т.п. Результаты выполненного расчетного анализа показали, что даже в таком случае при самых неблагоприятных атмосферных условиях отселения населения за пределами трехкилометровой зоны не требуется.

Из проведенного анализа следует, что РУ СВБР-100 не является усилителем внешних воздействий. Поэтому масштаб повреждений будет определяться только энергией внешнего воздействия. РУ этого типа обеспечивают повышенную устойчивость

не только в случаях единичных отказов оборудования и ошибок персонала, но и в случаях умышленных злонамеренных действий, когда все специальные системы безопасности, работающие в режиме ожидания, могут быть преднамеренно выведены из строя. Катастрофические аварии типа Чернобыльской или Фукусимы, а также пожары, подобные случившемуся на реакторе «Монжу», здесь невозможны в принципе. Это особенно важно при строительстве АЭС в развивающихся странах с высоким уровнем террористической угрозы.

При использовании таких реакторов в будущей ЯЭ может быть реализован постфукусимский призыв группы международных экспертов «НИКОГДА БОЛЬШЕ» [7].

Детерминистическое исключение тяжелых аварий

Легководные реакторы типа ВВЭР/PWR, составляющие основу ЯЭ, работают надежно и удовлетворяют современным требованиям безопасности, количественным критерием которой является значение вероятности тяжелой аварии, требующей эвакуации населения. Однако методы вероятностного анализа безопасности (ВАБ) не являются убедительными для населения, испытывающего чувство радиофобии, и теряют смысл, когда исходные события тяжелых аварий являются не случайными (отказы оборудования, ошибки персонала), а вызваны злонамеренными действиями (саботаж, диверсии), когда все системы безопасности, находящиеся в режиме ожидания, могут быть преднамеренно выведены из строя и открыты транспортные проёмы в защитной оболочке. Такие АЭС в руках террористов могут стать орудием политического шантажа, что стало причиной рассмотрения этой проблемы в МАГАТЭ [8].

Результаты обоснования безопасности методами ВАБ, который узаконен в нормативной документации применительно к тяжёлым авариям, вероятность которых имеет очень низкое значение ($1 \cdot 10^{-5}$ на реактор-год), не обладают необходимой степенью убедительности. Это связано с большим многообразием и сложностью процессов, протекающих в условиях тяжелой аварии, отсутствием ряда необходимых для расчёта исходных данных и большой неопределённостью имеющихся данных.

Указанная вероятность тяжелой аварии, характеризующая среднюю частоту ее реализации, является социально приемлемой для существующего количества работающих в мире энергоблоков (около 500) и среднего времени их функционирования. При таком количестве энергоблоков и регламентированной вероятности тяжелой аварии $1 \cdot 10^{-5}$ на реактор-год тяжелые аварии могут происходить с периодичностью 200 лет. Это гораздо больше продолжительности жизни человека, в памяти которого столь отдаленные события имеют малую значимость.

Однако, при возрастании количества энергоблоков в будущем до 10000 (такое количество энергоблоков необходимо, чтобы ЯЭ выполнила свою миссию по сокращению выброса углерода) средняя периодичность реализации тяжелых аварий составит уже 10 лет, что совершенно неприемлемо.

Вместе с тем в восприятии населения возможность катастрофических последствий ядерной аварии гораздо важнее очень низкой вероятности ее реализации [9]. Именно в этом проявляется явление радиофобии. Важность этого аспекта безопасности ЯЭ подчеркивается также в документе МАГАТЭ [10].

Тем не менее, методы ВАБ были и остаются полезными, а во многих случаях и единственными инструментами количественной оценки характеристик безопасности. Однако с их помощью для существующих типов РУ невозможно обосновать исключение реализации маловероятной тяжелой аварии. Это не способствует снижению радиофобии населения, в том числе в ряде стран, испытывающих дефицит электроэнергии и являющихся потенциальным рынком для строительства АЭС.

Гораздо проще убедить население в безопасности АЭС, не прибегая к методам ВАБ, а опираясь на жизненный опыт людей: если в реакторе нет высокого давления и не образуется водород, то не может быть взрывов и пожаров, чреватых выбросами радиоактивности.

Удовлетворение основным требованиям к инновационным ядерным энергетическим системам IV поколения

Эффективное использование энергетического потенциала природного урана. Реактор СВБР-100 удовлетворяет этому требованию, поскольку в замкнутом ЯТЦ при использовании смешанного уран-плутониевого топлива он работает в режиме топливного самообеспечения, имея коэффициент воспроизводства активной зоны, слегка превышающий единицу.

Принципиально более высокий уровень безопасности. Благодаря использованию химически инертного свинцово-висмутового теплоносителя с очень высокой температурой кипения реактор СВБР-100 удовлетворяет этому требованию за счет высокого уровня внутренней самозащищённости реактора, обусловленного очень низким значением запасенной потенциальной энергии в теплоносителе (для сравнения значения потенциальной энергии, аккумулированной в теплоносителе, составляют около 20 ГДж/м³, 10 ГДж/м³ и 1 ГДж/м³ для воды, натрия и тяжелого жидкометаллического теплоносителя (ТЖМТ) соответственно [11]).

Повышенное сопротивление к распространению ядерных делящихся материалов. Этому требованию реактор СВБР-100 удовлетворяет благодаря отсутствию воспроизводящих экранов, в которых может накапливаться плутоний оружейного качества, использованию урана с обогащением ниже 20% при работе на оксидном урановом топливе, большой продолжительности кампании (семь – восемь лет) без перегрузки топлива и отсутствию технических возможностей доступа к топливу в процессе кампании.

Принципиально более высокий уровень технологичности. Выполнение этого требования обеспечивается за счет полного заводского изготовления основного элемента РУ – реакторного моноблока и возможности его доставки на площадку АС в высокой готовности по железной дороге или другими видами транспорта.

Приемлемые технико-экономические показатели. Этому требованию реактор СВБР-100 удовлетворяет благодаря

- отсутствию многих систем безопасности, необходимых для традиционных типов реакторов, в связи с высоким значением запасенной в теплоносителе первого контура таких реакторов потенциальной энергии;
- высокой серийности производства, обусловленной малым уровнем мощности реактора и высокой потребностью в энергоблоках малой и средней мощности;
- отсутствию необходимости проведения НИОКР и сооружения демонстрационного прототипа за счет использования в составе энергоблоков атомных станций различной мощности испытанного унифицированного реакторного модуля мощностью 100 МВт(э);
- сокращению продолжительности инвестиционного цикла.

Концепция коммерциализации

Опыт эксплуатации реакторов с СВТ на транспортных установках учтён в максимальной степени при разработке РУ СВБР-100. Однако условия эксплуатации оборудования РУ транспортных установок и РУ АЭС значительно различаются. Для РУ транспортных установок характерен режим эксплуатации, в основном, на низких уровнях мощности при пониженных температурах СВТ, в то время как для РУ АЭС характерен режим эксплуатации, в основном, на номинальной мощности.

Кроме того, требования к ресурсу оборудования РУ АЭС существенно выше, чем к РУ транспортных установок. Требуют прямого подтверждения также технико-экономические показатели.

Всё это делает необходимым создание опытно-промышленного энергоблока с РУ СВБР-100. Следует подчеркнуть, что затраты на сооружение опытно-промышленного энергоблока (прототипа) являются одноразовыми, так как на базе испытанного унифицированного реакторного модуля могут создаваться ядерные энергоблоки различной мощности и назначения без проведения дополнительных крупномасштабных НИОКР.

На опытно-промышленной РУ, которая будет оснащена дополнительными датчиками и устройствами, могут быть продемонстрированы в контролируемых условиях свойства внутренней самозащищённости и пассивной безопасности реакторной установки при сочетаниях отказов оборудования, ошибок персонала и моделирования умышленных злонамеренных действий.

После проведения испытаний опытно-промышленного энергоблока и подтверждения проектных характеристик РУ СВБР-100 будет готова к коммерциализации и широкому применению в составе энергоблоков АС различной мощности и назначения.

Текущий статус проекта и направления развития [12]

Состояние проекта

Проект СВБР-100 реализует АО «АКМЭ-инжиниринг», являющееся государственно-частным предприятием, образованным на паритетной основе Госкорпорацией «Росатом» и АО «Иркутскэнерго».

В настоящее время АО «АКМЭ-инжиниринг»

– признано эксплуатирующей организацией на этапах размещения и сооружения ОПЭБ с РУ СВБР-100;

– имеет право владеть на правах собственности ядерными материалами и ядерными установками;

– получило лицензию Ростехнадзора на выполнение работ и оказания услуг эксплуатирующей организации при строительстве атомных станций;

– получило лицензию Ростехнадзора на размещение ядерной установки в г. Дмитровград Ульяновской области.

Основными задачами текущего этапа проекта являются определение возможностей по привлечению дополнительного финансового партнера (возможно и зарубежного), а также оптимизация решений ОПЭБ с целью снижения стоимости. Кроме того, необходимо определить облик серийных атомных станций (САС) малой и средней мощности с РУ СВБР в соответствии с рекомендациями отраслевых экспертов и НТС № 8 Госкорпорации «Росатом» от 15.09.2015 г., который должен обеспечить их конкурентоспособность и инвестиционную привлекательность.

Проектная документация разработана в требуемом объеме. В составе проектной документации разработаны 12 разделов, включающие в себя 210 томов и описывающие архитектурно-строительные, конструктивные, технологические и прочие решения ОПЭБ. В рамках подготовки к лицензированию ОПЭБ разработаны начальные версии предварительного отчета по обоснованию безопасности и вероятностного анализа безопасности первого уровня.

Анализ разработанной проектной документации выявил основные направления оптимизации: снижение стоимости оборудования ОПЭБ, уменьшение удельных показателей (размеры площадки, объем основных зданий ядерного острова, масса тепломеханического оборудования к установленной мощности) и стоимости строительно-монтажных работ (СМР), снижение численности персонала и увеличение установленной электрической мощности.

Существенное влияние на проектные решения оказала технология обращения со свежим и отработавшим ядерным топливом. Так, например, высотные габариты реакторного здания определяются размерами перегрузочного оборудования, а габариты реакторного здания в плане определяются потребностями обеспечения транспортно-технологических операций по хранению свежих ТВС, отработавших ТВС и размещения перегрузочного оборудования. Для САС технические решения, принятые для ОПЭБ, будут оптимизированы.

Основные направления дальнейшего совершенствования проекта

Основные системные возможности улучшения технико-экономических характеристик (ТЭХ) САС состоят в использовании

- возможности увеличения мощности реактора за счет снятия избыточного консерватизма и использования ряда технических решений;
- высокого уровня заводской готовности реактора, исключающего необходимость трудоёмких монтажных работ на первом контуре, позволяющего существенно сократить срок сооружения САС;
- эффекта модульности (мощностной ряд АС с мощностью кратной 100 МВт(э) на основе единого модуля, использование блочного и станционного оборудования для всех модулей РУ, входящих в состав ядерной паропроизводящей установки (ЯППУ));
- эффекта масштаба производства (серийность, «кривая обучения»);
- многоцелевого применения РУ (производство электроэнергии, тепла, пресной воды, реновация блоков АЭС ВВЭР-440, а, возможно, и ВВЭР-1000, реакторы которых исчерпали срок службы).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. На основании критически проанализированного опыта эксплуатации ведется разработка проекта РУ гражданского назначения (СВБР-100) модульного типа, удовлетворяющей требованиям Generation IV.

2. РУ СВБР-100 может работать в замкнутом ЯТЦ в режиме топливного самообеспечения. Она не позволяет получить короткое время удвоения плутония, как в освоенных БР с натриевым теплоносителем, но благодаря природным свойствам СВТ может обеспечить более высокий уровень безопасности и позволяет улучшить технико-экономические показатели.

3. РУ СВБР-100 может работать без изменения конструкции на разных видах топлива в различных топливных циклах, обеспечивая постепенный экономически обоснованный переход к замкнутому ЯТЦ при соответствующем возрастании стоимости природного урана и затрат на хранение ОЯТ тепловых реакторов.

4. РУ СВБР-100, как и другие РУ с ТЖМТ, имеет наименьший запас потенциальной энергии, аккумулированной в теплоносителе, что позволяет реализовать в максимальной степени свойства внутренней самозащищённости и пассивной безопасности, исключить причины и смягчить последствия тяжелых аварий, требующих эвакуации населения. РУ такого типа будут обладать свойствами робастности, которые обеспечивают их повышенную устойчивость не только в случаях единичных отказов оборудования и ошибок персонала (влияние человеческого фактора), но и в случаях умышленных злонамеренных действий. Такие качества РУ с ТЖМТ должны позволить преодолеть радиофобию населения, вновь усилившуюся после аварии на АЭС Фукусима, что очень важно для устойчивого развития ЯЭ. Цель безопасности будущей ЯЭ не должна иметь слабых звеньев. Как сказал третий Генеральный директор МАГАТЭ Ханс Бликс «Авария где-то – это авария везде».

5. Модульная структура ЯППУ энергоблока создает возможность перехода на

прогрессивные технологии типового проектирования энергоблоков различной мощности на базе серийно изготавливаемых в заводских условиях «стандартных» реакторных модулей и поточные методы выполнения строительного-монтажных работ. Это позволит значительно сократить сроки строительства АЭС, а также перейти к техническому обслуживанию реакторных модулей на сервисной основе для снижения численности эксплуатационного персонала и соответствующих затрат.

6. Консервативный подход, принятый при разработке РУ для опытно-промышленного энергоблока (ОПЭБ), предопределил высокий потенциал дальнейшего совершенствования РУ (переход на перегретый пар и др.). Реализация намеченных мер, требующая выполнения соответствующих НИОКР, позволит приблизить удельные капитальные затраты в строительство модульной АЭС и сроки строительства к значениям, характерным для парогазовых тепловых электростанций (ТЭС). Это повысит конкурентоспособность АЭС на рынке инвестиций и будет при широком внедрении этой ядерной энергетической технологии сдерживать рост цен на электроэнергию. Затраты на создание ОПЭБ носят однократный характер, так как на базе испытанного «стандартного» реакторного модуля могут создаваться ядерные энергоблоки различных мощностей и назначения без проведения масштабных дополнительных НИОКР.

7. Технология СВБР, не обремененная в силу высокого уровня внутренней самозащищенности большими затратами на обеспечение безопасности, обладающая преимуществами модульности, обеспечивающая более высокие параметры пара по сравнению с водоохлаждаемыми реакторами (для САС), а значит и более высокий КПД, может позволить с большей вероятностью достичь требуемых значений LCOE по сравнению с другими ядерными энергетическими технологиями.

8. РУ с СВБР-100, как и другие инновационные реакторы, требуют этапа своего освоения, включая получение реального опыта эксплуатации в составе ОПЭБ. После получения необходимого опыта РУ СВБР-100 могут быть использованы для создания модульных АЭС малой и средней мощности, работающих в локальных или региональных энергосистемах в режиме следования за нагрузкой и вырабатывающих наряду с электрической энергией тепловую энергию, позволяющих замещать угольные ТЭС, являющиеся основными загрязнителями окружающей среды. Широкого внедрения таких реакторов в ЯЭ можно ожидать после подтверждения ТЭХ на ОПЭБ на горизонте 2035 г.

Литература

1. *Toshinsky G.I., Komlev O.G., Stepanov V.S., Krushelnitsky V.N. et al.* Renovation of the «Old» NPP Units as a Way to Increase Cost Effectiveness of Nuclear Power. / Proc. of the GLOBAL 2005, Tsukuba, Japan, Oct 9-13, 2005, Paper No. 276.
2. *Zrodnikov A.V., Toshinsky G.I., Dragunov Yu.G., Stepanov V.S. et al.* Nuclear Power Development in Market Conditions with Use of Multi-Purpose Modular Fast Reactors SVBR-75/100. // Nuclear Engineering and Design. – 2006. – Vol. 236. – PP. 1490-1502. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2006.04.005>.
3. *Джангобегов В.В., Степанов В.С., Дедуль А.В. и др.* Реакторная установка СВБР-100 для модульных АЭС малой и средней мощности / Труды IV Конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-2013)» 23-26 сентября 2013. Доклад № 10. – Т. 1. – С. 77-86. – Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2014.
4. *Zrodnikov A.V., Toshinsky G.I., Komlev O.G., Melnikov K.G., Novikova N.N.* Fuel Cycle for Reactor SVBR-100. // Journal of Material Science and Engineering B1. – 2011. – PP. 929-937.
5. *Novikova N.N., Komlev O.G., Toshinsky G.I.* Neutronic and Physical Characteristics of Reactor SVBR-75/100 with Different Types of Fuel. / Proc. of the ICAPP'06, Reno, NV USA, June 4-8, 2006, Paper No. 6355.
6. *Болховитинов В.Н., Панкратов Д.В., Ефимов Е.И., Леванов В.И., Тошинский Г.И.,*

Рябая Л.Д. Оценка радиационных последствий крупной разгерметизации газовой системы первого контура РУ СВБР-75/100 с одновременным перегревом теплоносителя до 600°С. // Российский научно-технический форум «Ядерные реакторы на быстрых нейтронах». Доклад № 2203. CD-ROM. – Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2003.

7. NEVER AGAIN: An Essential Goal for Nuclear Safety. Электронный ресурс: <http://www.thehindu.com/news/resources/article1682986.ece> (дата доступа 14.09.2011).

8. Advanced Nuclear Plant Design Options to Cope with External Events. IAEA-TECDOC-1487. – Vienna: IAEA, February 2006. Электронный ресурс: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1487_web.pdf (дата доступа 14.09.2011).

9. Forsberg C., Weinberg A. Advanced Reactors, Passive Safety and Acceptance of Nuclear Energy. // Annual Review of Energy. – 1990. – Vol. 15. – PP. 133-152. DOI: <https://doi.org/10.1146/annurev.eg.15.110190.001025>

10. INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Safety of Nuclear Reactors. IAEA-TECDOC-1902. – Vienna: IAEA, 2020. Электронный ресурс: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1902web.pdf> (дата доступа 14.09.2011).

11. Toshinsky G.I., Komlev O.G., Tormyshev I.V., Petrochenko V.V. Effect of Potential Energy Stored in Reactor Facility Coolant on NPP Safety and Economic Parameters. // World Journal of Nuclear Science and Technology. – 2013. – Vol. 3. – No. 2. – PP. 59-64. DOI: <https://doi.org/10.4236/wjnst.2013.32010>.

12. Petrochenko V.V., Grigoriev S.A., Komlev O.G., Kondaurov A.V., Toshinsky G.I. SVBR Project: Status and Possible Development. / Proc. of the Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development FR17. Paper IAEA-CN245-90. Электронный ресурс: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/49/086/49086080.pdf (дата доступа 14.09.2011).

Поступила в редакцию 16.09.2021 г.

Авторы

Троянов Владимир Михайлович, научный руководитель, доктор технических наук,
E-mail: vmtroyanov@ipre.ru

Тошинский Георгий Ильич, советник генерального директора АО «АКМЭ-инжиниринг» и АО «ГНЦ РФ – ФЭИ им. А.И. Лейпунского», профессор, доктор технических наук
E-mail: toshinsky@ipre.ru,

Степанов Владимир Сергеевич, советник начальника отделения
E-mail: stepanov@grpress.podolsk.ru,

Петrochenko Владимир Викторович, генеральный директор, кандидат технических наук
E-mail: V.Petrochenko@svbr.org

LEAD-BISMUTH COOLED REACTORS: HISTORY OF DEVELOPMENT AND PROSPECTS FOR EVOLUTION.

Part 2: PROSPECTS FOR EVOLUTION

Troyanov V.M.* , Toshinsky G.I.*,**, Stepanov V.S.***, Petrochenko V.V.**

* SSC RF – IPPE JSC,

1 Bondarenko Sq., 249033 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

** AKME-Engineering JSC

13 Pyatnitskaya Str., bldg. 1, 115035 Moscow, Russia

*** OKB Hidropress JSC

21 Ordzhonikidze Str., 142103 Podolsk, Moscow Reg., Russia

ABSTRACT

The main provisions of the concept of a civilian reactor facility (SVBR-100) that meet the requirements for Generation IV nuclear technologies, which is being developed on the basis of a critically analyzed experience in the development and operation of RFs with lead-bismuth coolant (LBC), are presented. The current status of the project and the prospects for the use of such RFs in nuclear power (NP) after demonstrating their reliability and safety in the operating conditions of an experimental-industrial power unit (EIPU) are presented.

The characteristic features of this reactor facility are a high level of inherent self-protection, which deterministically excludes the causes of the most severe accidents requiring the evacuation of the population. This is due to the natural properties of LBC, a very high boiling temperature and chemical inertness in contact with water and air, which are possible in case of a breach of the tightness of the circuits.

The selected capacity of 100 MW(e) provides the possibility of transporting the reactor monoblock in factory readiness by various modes of transport, including by rail, which reduces the construction term. On the other hand, at a given power level (reactor dimensions), the core breeding ratio by using the MOX fuel can be higher than unity. At the same time, in a closed nuclear fuel cycle, the reactor will operate in the fuel self-supply mode, which will become important when the resources of cheap natural uranium are exhausted.

Key words: lead-bismuth coolant, reactor, steam generator, safety, core, nuclear power.

REFERENCES

1. Ignatenko Ye.I., Zrodnikov A.V., Toshinsky G.I., Komlev O.G., Dragunov Yu.G., Stepanov V.S., Krushelnitsky V.N., Vikin V.A. Renovation of the «Old» NPP Units as a Way to Increase Cost Effectiveness of Nuclear Power. *Proc. of the GLOBAL 2005, Tsukuba, Japan, Oct 9-13, 2005, Paper No. 276.*
2. Zrodnikov A.V., Toshinsky G.I., Komlev O.G., Dragunov Yu.G., Stepanov V.S., Klimov N.N., Kopytov I.I., Krushelnitsty V.N. Nuclear Power Development in Market Conditions with Use of Multi-Purpose Modular Fast Reactors SVBR-75/100. *Nuclear Engineering and Design*. 2006, v. 236, pp. 1490-1502; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2006.04.005>.
3. Dzangobegov V.V., Stepanov V.S., Dedul, A.V., Klimov N.N., Bolvanchikov S.N., Vahrooshin M.P. Reactor Facility SVBR-100 for Modular-Type Small-and-Medium Power Nuclear Power Plants. *Proceeding of the IV Conference «Heavy Liquid-Metal Coolants in Nuclear Technologies (HLMC-2013)», September 23-26, 2013.* Paper no. 10, v. 1, pp. 77-86. Obninsk. GNTs RF – FEI, 2014 (in Russian).

4. Zrodnikov A.V., Toshinsky G.I., Komlev O.G., Melnikov K.G., Novikova N.N. Fuel Cycle for Reactor SVBR-100. *Journal of Material Science and Engineering B1*. 2011, pp. 929-937.
5. Novikova N.N., Komlev O.G., Toshinsky G.I. Neutronic and Physical Characteristics of Reactor SVBR-75/100 with Different Types of Fuel. *Proc. of the ICAPP'06, Reno, NV USA, June 4-8, 2006*, Paper no. 6355.
6. Bolhovitinov V.N., Pankratov D.V., Yefimov Ye.I., Levanov V.I., Toshinsky G.I., Ryabaya L.D. Assessment of Radiation Consequences Caused by Large Tightness Failure in the Primary Circuit Gas System of RF SVBR-75/100 with Simultaneous Coolant Heating up to 600°C. *Proc. of the IIIrd Conference Heavy-Liquid Metal Coolants in Nuclear Technologies (HLMC-2003) within the Frameworks of Russian Scientific and Technical Forum on Nuclear Fast Neutron Reactors, Dec. 4-12, 2003, Paper No. 2203, CD-ROM*. Obninsk. GNTs RF – FEL, 2003 (in Russian)
7. NEVER AGAIN: An Essential Goal for Nuclear Safety. Available at: <http://www.thehindu.com/news/resources/article1682986.ece> (accessed Sep. 14, 2011).
8. Advanced Nuclear Plant Design Options to Cope with External Events. *IAEA-TECDOC-1487*. Vienna: IAEA, February 2006.
9. Forsberg C., Weinberg A. Advanced Reactors, Passive Safety and Acceptance of Nuclear Energy. *Annual Review of Energy*. 1990, v. 15, pp. 133-152; DOI: <https://doi.org/10.1146/annurev.eg.15.110190.001025>.
10. INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Safety of Nuclear Reactors. *IAEA-TECDOC-1902*. Vienna. IAEA, 2020. Available at: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1902web.pdf> (accessed Sep. 14, 2011).
11. Toshinsky G.I., Komlev O.G., Tormyshev I.V., Petrochenko V.V. Effect of Potential Energy Stored in Reactor Facility Coolant on NPP Safety and Economic Parameters. *World Journal of Nuclear Science and Technology*. 2013, v. 3, no. 2, pp. 59-64. DOI: <https://doi.org/10.4236/wjnst.2013.32010>.
12. Petrochenko V.V., Grigoriev S.A., Komlev O.G., Kondaurov A.V., Toshinsky G.I. SVBR Project: Status and Possible Development. *Proc. of the Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development FR17*. Paper IAEA-CN245-90. Available at: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/49/086/49086080.pdf (accessed Sep. 14, 2011).

Authors

Troyanov Vladimir Mikhailovich, Scientific Supervisor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: vmtroyanov@ippe.ru

Toshinsky Georgy Ilyich, Director General Advisor AKME-Engineering JSC and Director General Advisor SSC RF – IPPE n.a. A.I. Leipunsky JSC, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: toshinsky@ippe.ru

Stepanov Vladimir Sergeevich, Head of Department Advisor

E-mail: stepanov@grpress.podolsk.ru

Petrochenko Vladimir Viktorovich, Director General, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: V.Petrochenko@svbr.org