

С Т А Т Ь И

УДК 621.039.52.034.6

АЭС НА ОСНОВЕ РЕАКТОРНЫХ МОДУЛЕЙ С СВБР-75/100

Зродников А.В., Читайкин В.И., Тошинский Г.И., Григорьев О.Г. (ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского), Драгунов Ю.Г., Степанов В.С., Климов Н.Н. (ОКБ «Гидропресс»), Малышев А.Б., Крушельницкий В.Н., Тах С.М. (ГНИПКИИ «Атомэнергoproject»)

Современная ядерная энергетика, не являясь безальтернативным источником энергии, развивается в жесткой конкуренции с традиционной энергетикой на органическом топливе. В таких условиях экономические показатели должны всегда обеспечивать конкурентоспособность АЭС. Этот аспект развития ядерной энергетике становится все более актуальным в связи с развертыванием строительства парогазовых ТЭС, имеющих значительно более высокие технико-экономические показатели по сравнению с показателями действующих ТЭС.

Одним из путей улучшения экономических показателей АЭС является использование химически инертных тяжелых жидкометаллических теплоносителей: сплава свинец—висмут и свинца. Экономические показатели повышаются за счет исключения многих систем безопасности, а также защитных и локализирующих систем, стоимость которых составляет большую часть стоимости АЭС традиционных типов. Однако разведанные ресурсы висмута не позволяли рассчитывать на использование освоенного свинцово-висмутового теплоносителя в крупномасштабной ядерной энергетике. Свинцовый теплоноситель таких ресурсных ограничений не имеет, но он не освоен.

Последние технико-экономические исследования возможности организации крупнотоннажного производства висмута в России показали, что только на базе разведанных месторождений в Читинской области может быть обеспечено его производство в объемах, достаточных для ввода около 70 ГВт мощностей АЭС с быстрыми реакторами со свинцово-висмутовым теплоносителем. Эти результаты делают целесообразным проведение исследований технической возможности и экономической целесообразности применения в ядерной энергетике, в том числе крупного масштаба уникальной ядерной технологии, освоенной в условиях эксплуатации реакторов атомных подводных лодок.

Краткое описание опыта применения свинцово-висмутового теплоносителя. В начале 50-х гг. США и СССР почти одновременно начали разработку реакторных установок для атомных подводных лодок. В обеих странах работа велась над реакторными установками двух типов — с водо-водяными реакторами и с реакторами, использующими жидкометаллические теплоносители.

В США в качестве жидкометаллического теплоносителя был выбран натрий, обладающий лучшими теплофизическими свойствами по сравнению со свинцово-висмутовым теплоносителем. Были построены наземный стенд—прототип реакторной установки и опытная подводная лодка «Сивулф» («Морской волк»). Однако опыт эксплуатации показал, что выбор пожаро- и взрывоопасного при контакте с воздухом и водой теплоносителя не оправдал себя. После нескольких аварий реакторная установка этой атомной подводной лодки вместе с отсеком была демонтирована и заменена на водо-водяную. В США также велись НИОКР по освоению свинцово-висмутового теплоносителя. Но избранный путь решения коррозионной стойкости конструкционных ма-

териалов, контроля и поддержания качества теплоносителя к положительным результатам не привел, и работы были прекращены.

В СССР в качестве жидкометаллического теплоносителя с самого начала был выбран эвтектический сплав свинца и висмута. При этом также не удалось избежать неудач. В начальный период эксплуатации на опытной атомной подводной лодке проекта 645 в 1968 г. произошла авария с плавлением части активной зоны [1], причина которой была связана со слабой изученностью свинцово-висмутового теплоносителя. После этой аварии были развернуты работы по технологии свинцово-висмутового теплоносителя во многих организациях страны под научным руководством ГНЦ РФ — ФЭИ. В результате проблема была успешно решена, что подтверждено многолетним опытом последующей эксплуатации реакторных установок на атомных подводных лодках. При эксплуатации реакторных установок второго поколения проблем ни с коррозией конструкционных материалов в первом контуре, ни с отступлениями от норм по чистоте контура не было.

Также была обеспечена радиационная безопасность, связанная с образованием ^{210}Po . За весь период эксплуатации реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем, в том числе и в условиях ремонта оборудования первого контура, удаления вытекшего теплоносителя не наблюдалось случаев переоблучения персонала по этому радионуклиду выше допустимых пределов.

Всего было построено восемь атомных подводных лодок с реакторными установками, использующими свинцово-висмутовый теплоноситель, — первая опытная атомная подводная лодка проекта 645 с двумя реакторами, остальные семь проекта 705 — однореакторные. Кроме того, были построены и эксплуатировались два полномасштабных наземных реакторных стенда-прототипа в ФЭИ и НИТИ (г. Сосновый Бор). Общая наработка установок рассматриваемого типа составила около 80 реакторо-лет [1]. В промышленном масштабе была продемонстрирована новая ядерная энергетическая технология, не имеющая аналогов в мировой практике. В настоящее время сложились условия для внедрения этой технологии в гражданскую ядерную энергетику.

Основные положения проекта реакторной установки СВБР-75/100. При разработке проекта был принят консервативный подход, позволивший, не выходя за пределы освоенных на практике режимных параметров по первому и второму контурам, в максимальной степени использовать освоенные топливные и конструкционные материалы и проверенные на практике принципиальные технические решения по элементам оборудования и схеме реакторной установки. При таком подходе обеспечивается высокая степень преемственности технических решений по отношению к реакторным установкам других типов и прежде всего со свинцово-висмутовым теплоносителем атомных подводных лодок. Кроме того, это уменьшает сроки выполнения, объем и стоимость НИОКР, обеспечивает надежность реакторной установки и безопасность ее эксплуатации, снижает инвестиционный риск.

Консервативный подход вовсе не означает отказ от новых технических решений и призыв к следованию только по эволюционному пути развития ядерной энергетики. Вместе с тем поскольку проверенные практикой технические решения обеспечивают приемлемые технико-экономические показатели АЭС, новые перспективные технические решения в случае, если они придают реакторной установке новые качества, будут использоваться при переходе к следующему поколению реакторных установок данного типа после выполнения соответствующих НИОКР. Такой подход вытекает из анализа истории развития техники, который показывает, что для успешного внедрения новой технологии доля новых, недостаточно отработанных технических решений, в сложных изделиях не должна быть слишком большой. Игнорирование этого положения приведет к значительным задержкам на старте, большому перерасходу материальных и финансовых ресурсов. Поэтому при разработке проекта реакторной установки СВБР-75/100 приоритет отдавался отработанным на практике техническим

решениям, даже если они не обеспечивали достижения наивысших технико-экономических показателей. С учетом сказанного были реализованы следующие основные подходы и технические решения:

моноблочная (интегральная) компоновка оборудования первого контура бассейнового типа с полным исключением арматуры и трубопроводов свинцово-висмутового теплоносителя;

двухконтурная схема теплоотвода;

достаточный уровень естественной циркуляции теплоносителя в теплоотводящих контурах для расхолаживания реактора без опасного перегрева активной зоны;

размещение реакторного моноблока в баке системы пассивного отвода тепла, в котором осуществляется его крепление. Бак, заполненный водой, выполняет также функцию нейтронной защиты;

бескожуховая конструкция тепловыделяющих сборок, что обеспечивает высокий поперечный тепломассообмен и исключает существенный перегрев твэлов при значительных блокировках расхода на входе в активную зону;

парогенератор, работающий по схеме с многократной естественной циркуляцией с выработкой насыщенного пара, что обеспечивает наилучшие ресурсные и эксплуатационные характеристики, в частности, устойчивую работу реакторной установки на любом уровне мощности, простоту поддержания теплоносителя в жидком состоянии на малой мощности;

тихоходный газогерметичный электродвигатель главного циркуляционного насоса мощностью не более 500 кВт. Это исключает необходимость уплотнения вращающихся валов, позволяет применить шарикоподшипники с консистентной смазкой и обеспечить необходимый противокавитационный подпор на всасе рабочего колеса насоса за счет гидростатического давления столба теплоносителя;

возможность ремонта или замены оборудования реакторной установки;

единовременная перегрузка топлива по окончании кампании;

возможность использования различных видов топлива (UO_2 , смешанное оксидное топливо с оружейным или реакторным плутонием, нитридное топливо) без изменения конструкции реактора и при удовлетворении требований безопасности.

С учетом более высокой стоимости свинцово-висмутового теплоносителя по сравнению со свинцовым в проекте были разработаны меры по уменьшению удельной массы теплоносителя в реакторной установке.

Анализ опыта разработки реакторных установок различной мощности [2] показывает, что удельная масса свинцово-висмутового теплоносителя снижается при уменьшении номинальной мощности реакторной установки. Вместе с тем на пути снижения удельной массы теплоносителя есть ограничение, связанное с тем, что при малых размерах нельзя обеспечить коэффициент воспроизводства активной зоны равным единице. Из расчетов следует, что оптимальный диаметр активной зоны должен быть не менее 1600—1700 мм при высоте 900 мм. Такие размеры обеспечивают достижение эквивалентной электрической мощности реактора около 100 МВт. При этом $\text{КВА} \approx 1$ достигается не только для смешанного нитридного топлива, но и для менее плотного, но хорошо освоенного уран-плутониевого. Указанное положение выполняется при объемной доле топлива не ниже 55—60%.

Снижение удельной массы свинцово-висмутового теплоносителя в быстрых реакторах малой мощности, для которых удельная энергонапряженность активной зоны в несколько раз ниже, чем для быстрых реакторов с натриевым теплоносителем, достигается также исключением внутриреакторного хранилища отработавшего ядерного топлива и внутриреакторных механизмов перегрузки топлива (вращающиеся пробки и др.). Топливо в этом случае перегружается один раз за кампанию активной зоны с помощью специального перегрузочного оборудования, единый комплект которого используется для перегрузки топлива всех реакторов, входящих в состав энергоблока,

по технологии, близкой к технологии перегрузки топлива реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем на атомных подводных лодках.

Еще одним путем снижения удельной массы теплоносителя является увеличение его средней скорости в реакторной установке и уменьшение длины контура циркуляции. На этом пути также имеются ограничения, вытекающие вследствие необходимости выполнения требований безопасности. Первое требование связано с поддержанием мощности реактора в режиме естественной циркуляции теплоносителя не ниже $3\% N_{\text{ном}}$, что исключает опасное повышение температуры при остановке главных циркуляционных насосов. Второе требование связано с необходимостью достижения свободного всплытия пузырей пара теплоносителя на его свободные уровни при разрыве трубок парогенератора. Это важно для исключения заноса пара в активную зону и недопустимого повышения давления в корпусе моноблока. Необходимость удовлетворения указанным требованиям привела к разработке схемы циркуляции теплоносителя, при которой 90% общего гидравлического сопротивления первого контура составляет гидравлическое сопротивление активной зоны и только 10% — парогенератора, где скорость теплоносителя значительно ниже. При этом прокачка теплоносителя через активную зону происходит за счет напора насосов, через парогенератор — за счет разности уровней теплоносителя в соответствующих полостях.

С учетом перечисленных конструктивных особенностей удельная масса висмута для реакторной установки СВБР-75/100 составила ~ 1100 т/ГВт.

Следует отметить, что низкая (25—30%) объемная доля теплоносителя в активной зоне (тесная решетка твэлов) и удельная масса теплоносителя не ухудшают характеристик безопасности реакторной установки СВБР-75/100 в случае не только остановки насосов и разрыва трубок парогенератора, но и несанкционированного ввода положительной реактивности. Последнее связано с сильной отрицательной обратной связью, характерной для реакторов малой мощности, и небольшим временем запаздывания ее составляющей по температуре входа теплоносителя в активную зону (расширение нижней решетки) в совокупности с достаточной теплоаккумулирующей способностью моноблока. При выбранной электрической мощности 100 МВт обеспечиваются:

продолжительность кампании ~ 53 тыс. эф. ч при использовании освоенного оксидного уранового топлива ($K_{\text{ВА}} = 0,87$);

$K_{\text{ВА}} \geq 1$ при использовании смешанного уран-плутониевого топлива и работа реактора в замкнутом топливном цикле в режиме топливного самообеспечения;

$K_{\text{ВА}} \geq 1$ при внедрении смешанного нитридного топлива и работа реактора в режиме топливного самообеспечения при запасе реактивности на выгорание меньше $\beta_{\text{эф}}$ или работа в режиме расширенного воспроизводства с $K_{\text{ВА}} = 1,13$ при времени удвоения плутония около 45 лет;

запас реактивности на выгорание меньше $\beta_{\text{эф}}$ и продолжительность кампании ~ 80 тыс. эф. ч при использовании уранового нитридного топлива;

пассивное расхолаживание реактора с отводом теплоты через корпус моноблока в бак системы пассивного отвода тепла без превышения допустимой температуры оболочек твэлов (период невмешательства не менее 5 сут);

полное заводское изготовление реакторного моноблока и высокая серийность производства реакторных установок (что повышает качество работ и снижает стоимость);

возможность транспортировки реакторного моноблока железнодорожным, автомобильным или водным транспортом (в том числе с топливом в ядерно- и радиационно безопасном состоянии за счет замораживания свинцово-висмутового теплоносителя в корпусе моноблока, что удовлетворяет также требования нераспространения делящихся материалов);

возможность значительного сокращения срока строительства блока АЭС за счет поставки модулей высокой заводской готовности и резкого уменьшения объема монтажных работ. Срок строительства блока АЭС в этом случае будет определяться сроком

строительства машинного зала и монтажа турбоустановки. Это улучшает условия получения кредитов на строительство АЭС и уменьшает срок окупаемости капиталовложений;

снижение удельной металлоемкости и удельного потребления теплоносителя по сравнению с реакторной установкой большей мощности;

возможность реновации блока АЭС с заменой реакторных установок через 50—60 лет на новые. Это отдалает на 50 лет необходимость создания замещающих мощностей;

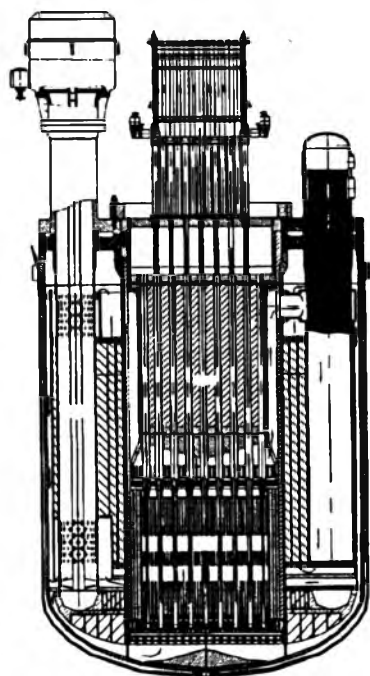
значительное снижение затрат на вывод блока из эксплуатации, так как после вывоза моноблока в здании главного корпуса не остается радиоактивных материалов;

возможность реновации блоков АЭС с легководными реакторами, срок службы реакторных установок которых исчерпан, путем размещения необходимого числа реакторных установок СВБР-75/100 в освобождаемых помещениях парогенераторов и главных циркуляционных насосов.

Как показал опыт эксплуатации реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем на атомных подводных лодках, жидкие радиоактивные отходы образуются в небольшом количестве по сравнению с легководными реакторами. Это значительно сокращает число спецхимводоочисток и удешевляет АЭС.

Большее выгорание топлива в СВБР-75/100 по сравнению с легководными реакторами уменьшает объем хранилищ отработавшего ядерного топлива в расчете на 1 ГВт·год выработанной электроэнергии.

Основные характеристики реакторной установки СВБР-75/100 таковы (рис. 1):



Р и с. 1. Продольный разрез реакторного моноблока

Тепловая мощность (номинальная), МВт . . .	280
Паропроизводительность, т/ч . . .	580
Давление генерируемого насыщенного пара, МПа . . .	9,5
Температура питательной воды, °С . . .	240,9
Расход теплоносителя первого контура, кг/с . . .	11 760
Температура теплоносителя первого контура, вых./вх. °С . . .	482/320
Размеры активной зоны: диаметр×высота, м . . .	1,645×0,9
Число твэлов . . .	12 114
Число стержней СУЗ . . .	37
Средняя энергонапряженность активной зоны, кВт/дм ³ . . .	140
Средняя линейная нагрузка на твэл, кВт/м . . .	~24,3
Интервал времени между перегрузками, лет . . .	~8
Загрузка топлива (UO ₂) по урану: масса, кг/обогащение, % . . .	9144/16,1
Число модулей парогенераторов . . .	2×6
Число ГЦН . . .	2
Мощность и напор ГЦН, кВт/МПа . . .	450/0,55
Кампания активной зоны, тыс. эф. ч . . .	53
Количество свинцово-висмутового теплоносителя в первом контуре, м ³ . . .	18
Габариты реакторного моноблока: диаметр×высота, м . . .	4,53×7,55

Основные положения безопасности модульной АЭС на основе быстрых реакторов с теплоносителем свинец—висмут. Природные свойства свинца и висмута, физические особенности быстрых реакторов в сочетании с интегральной (моноблочной) компоновкой всего оборудования первого контура позволили детерминистически исключить возможность некоторых тяжелых аварий.

Физико-химические и термодинамические свойства свинцово-висмутového теплоносителя позволяют в наиболее полной степени удовлетворить требованиям безопасности. Невозможность вскипания теплоносителя повышает надежность теплоотвода от активной зоны и безопасность в связи с отсутствием кризиса теплосъема. Низкое давление в первом контуре позволяет уменьшить толщину стенок корпуса моноблока и не вводить ограничения на скорость изменения температуры по условиям термодинамической прочности. Теплоноситель слабо взаимодействует с водой и воздухом. Аварийные процессы, связанные с потерей герметичности первого контура и межконтурными течами парогенератора, протекают без выделения водорода и каких-либо экзотермических реакций. В составе активной зоны и реакторной установки отсутствуют материалы, выделяющие водород в результате термического и радиационного воздействия и химических реакций с теплоносителем. Все это исключает возможность возникновения химических взрывов и пожаров по внутренним причинам.

В случае отказа всех систем аварийного расхолаживания и полном обесточивании блока (постулированная авария) исключение разрушения активной зоны под воздействием остаточного энерговыделения и сохранение целостности корпуса моноблока достигаются пассивным путем за счет аккумулялирования тепла внутриреакторными конструкциями и теплоносителем и отводом тепла через корпус моноблока к баку системы пассивного отвода тепла.

Исключительно простая схема реакторной установки СВБР-75/100, отсутствие специальных систем безопасности, обусловленные развитыми свойствами самозащитенности, резко снижают вероятность ошибок персонала, последствия которых не влияют на безопасность, а могут привести лишь к экономическим потерям, связанным с необходимостью внепланового ремонта.

Безопасность реакторной установки не зависит от состояния оборудования и систем турбоустановки. Основные системы, важные для безопасности, срабатывают пассивно и не зависят от действий персонала (правильных или ошибочных).

Исключение разгона реактора на мгновенных нейтронах в случае несанкционированного ввода положительной реактивности при постулированном отказе всех приводов аварийной защиты обеспечивается специальным алгоритмом управления компенсирующими стержнями, заложенным в систему автоматического управления, когда при работе реактора на номинальной мощности в течение определенного периода времени (около четырех месяцев) запас реактивности, которым может управлять оператор, значительно меньше $\beta_{эф}$. Кроме того, эффективность любого стержня значительно ниже $\beta_{эф}$, скорость перемещения поглощающих стержней, извлекаемых последовательно, технически ограничена. Поэтому вводимая положительная реактивность успевает компенсироваться обратными связями без опасного повышения температуры активной зоны.

На случай несрабатывания аварийной защиты по причинам, связанным со сверхнормативными воздействиями (например, деформация сервоприводов), предусмотрены плавкие замки, соединяющие стержень со штангой привода. При достижении температуры теплоносителя более 700 °С стержни аварийной защиты отделяются от штанг и падают в активную зону под действием силы тяжести.

Полный пустотный эффект реактивности реактора для рассмотренных топливных загрузок отрицателен, локальный положительный пустотный эффект реактивности активной зоны меньше $\beta_{эф}$ и не может реализоваться в связи с высокой точкой кипения теплоносителя и отсутствием возможности появления пузырей газа или пара в большом количестве.

Исключение заноса воды или пара в активную зону при большой течи парогенератора и связанной с этим возможностью опрессовки корпуса моноблока, рассчитанного на максимально возможное при этом давление, достигается схемой циркуляции теплоносителя, при которой пузыри пара восходящим потоком теплоносителя выбрасы-

ваются на свободный уровень теплоносителя, откуда пар поступает в систему аварийных конденсаторов, при их постулированном отказе — через разрывные мембраны в барботер, в качестве которого используется бак системы пассивного отвода тепла.

Анализ показал, что ни при каких отказах оборудования, ошибках персонала и их сочетаниях активная зона не может расплавиться. Отрицательные обратные связи по реактивности снижают мощность до уровня, не приводящего к разрушению активной зоны даже при несрабатывании всех систем остановки реактора и полном обесточивании.

Дополнительными барьерами системы обеспечения безопасности служат отдельные бетонные боксы реакторных установок, ограничивающие выброс радионуклидов в центральный реакторный зал, и защитная оболочка центрального зала над всеми реакторными установками, основным назначением которой является защита от внешних воздействий. Для реакторных установок с теплоносителем свинец—висмут отсутствуют радиоактивные выбросы высокого давления при аварийной разгерметизации первого контура, возможные для легководных реакторов. Поэтому защитную оболочку блока и помещения реакторной установки не требуется рассчитывать на воздействие внутреннего давления. Не требуется также создания двойной защитной оболочки с водяным охлаждением.

Полученные результаты позволяют сделать вывод, что безопасность реакторов СВБР-75/100 выше, чем легководных и натриевых быстрых, и может быть продемонстрирована на практике на этапе опытной эксплуатации с имитацией различных проектных исходных событий и их наложений.

Высокий потенциал безопасности, присущий реакторной установке рассматриваемого типа, характеризуется тем, что даже при постулированном наложении таких исходных событий, как разрушение защитной оболочки, повреждение перекрытия бокса реакторной установки и крупная разгерметизация газовой системы первого контура с прямым контактом зеркала теплоносителя в корпусе моноблока с атмосферным воздухом, возможная в случае диверсии, не происходит ни разгона реактора, ни его взрыва, ни пожара, выброс радионуклидов ниже того уровня, при котором требуется эвакуация населения прилегающих территорий. Это исключает необходимость разработки соответствующих мероприятий по линии МЧС.

Обоснование модульной АЭС на базе реакторных установок СВБР-75/100. В работе [3] отмечается, что модульное заводское изготовление ядерно-энергетических систем и их монтаж на площадке заменят дорогостоящие методы строительства. Экономические преимущества модульного принципа сооружения АЭС отмечаются и в работе [4].

Сокращение инвестиционного цикла строительства АЭС, обеспечиваемое модульной структурой АЭС и заводской поставкой готовых модулей, имеет важное значение для приближения технико-экономических показателей АЭС к соответствующим показателям парогазовых станций с короткими инвестиционными циклами [5].

Для стран, энергосистемы которых имеют высоковольтные линии электропередач с большой пропускной способностью, экономически эффективным будет использование модульных энергоблоков большой мощности, поскольку с увеличением мощности энергоблока экономические показатели будут улучшаться. Максимально возможная мощность энергоблока модульного типа будет ограничиваться максимально возможной (или оптимальной по технико-экономическим показателям) мощностью турбогенератора, а не максимально возможной мощностью реактора.

На существующем уровне технических возможностей турбостроительных предприятий России электрическая мощность энергоблока может быть принята равной 1600 МВт. В концептуальном проекте двухблочной АЭС, разработанном ГНЦ РФ — ФЭИ, ОКБ «Гидропресс» и ГНИПКИИ «Атомэнергопроект», в состав энергоблока входят ядерная паропроизводящая установка, состоящая из 16 реакторных установок СВБР-75/100 (реакторных модулей), и одна турбоустановка мощностью 1600 МВт.

При выборе мощности блока АЭС учитывали, что удельные капитальные затраты по реакторному отделению будут уменьшаться при увеличении мощности блока. Это связано с тем, что при увеличении числа модулей в реакторном отделении стоимость оборудования и обеспечивающих систем, размещенных за пределами помещений реакторных установок, возрастает незначительно. Поэтому их вклад в удельные капитальные затраты по реакторному отделению будет уменьшаться. К таким системам и оборудованию относятся оборудование для перегрузки топлива, приема теплоносителя и его подачи в моноблоки при первоначальном заполнении и др. Соответственно будет уменьшаться и вклад в удельные капитальные затраты стоимости строительных объемов, необходимых для размещения этих систем.

Модульный принцип построения АЭС является экономически эффективным только при использовании реакторов, в которых наиболее полно реализованы свойства внутренней самозащищенности в отношении тяжелых аварий. Прежде всего это относится к авариям с потерей теплоносителя типа LOCA, преодоление которых для легководных реакторов требует большого числа систем безопасности, локализации аварий и др., не требующихся для реакторных установок СВБР-75/100. Это значительно сокращает строительные объемы по реакторному отделению, защитной оболочке и удельное потребление железобетона.

Ядерной паропроизводящей установкой управляет оператор от общего задатчика мощности. При возникновении неисправности аварийная реакторная установка автоматически выводится из рабочего режима.

Простота схемы и однотипность реакторных установок позволяют сократить численность эксплуатационного и обслуживающего персонала (штатный коэффициент) блока модульной АЭС по сравнению с численностью персонала блока АЭС с одной реакторной установкой большой мощности, имеющей большое число систем безопасности, систем локализации аварий, управляющих и обеспечивающих систем.

Модульная структура энергоблока при большой продолжительности работы реактора без перегрузки топлива позволяет обеспечить коэффициент использования установленной мощности около 85%. При поочередной остановке реакторных установок на перегрузку мощность энергоблока снижается незначительно. Одновременные последовательные перегрузки топлива каждой реакторной установки, входящей в состав ядерной паропроизводящей установки, эквивалентны режиму частичных перегрузок реактора большой мощности (1600 МВт) при ежегодных перегрузках примерно 1/8 части топлива. Продолжительность и периодичность плановых обслуживаний и плановых ремонтов определяются требованиями оборудования турбоустановки.

Лицензирование строительства энергоблока большой мощности модульного типа будет существенно упрощено в случае сооружения одной опытно-промышленной реакторной установки или головного модульного энергоблока малой мощности с соответствующей сертификацией реакторной установки. Малая мощность определяет соответственно и сравнительно небольшую стоимость их сооружения (см. таблицу, рис. 2, 3).

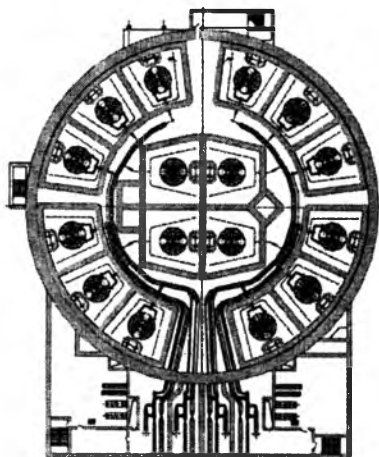
Технико-экономические расчеты показывают, что по данным, полученным на этапе концептуального проекта, АЭС с двумя блоками электрической мощностью 1600 МВт каждый на базе реакторных установок типа СВБР-75/100 имеет лучшие технико-экономические показатели по сравнению с АЭС на базе легководных реакторов большой мощности и сопоставимые с показателями ТЭС с 10 блоками ПГУ-325, работающими на природном газе.

Необходимо, однако, отметить, что достоверность экономических показателей для легководных реакторов, прошедших несколько поколений в своем развитии, выше, чем для АЭС с реакторными установками СВБР-75/100, для которых отсутствует опыт практической реализации. Но тем не менее этот проект АЭС, представляющий по существу разработку первого поколения, основанную на консервативном подходе, имеет большой потенциал для совершенствования.

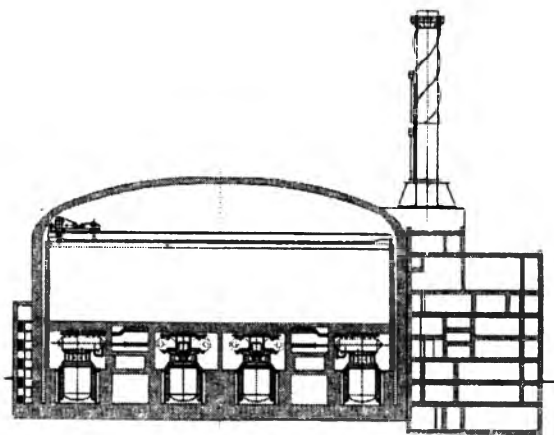
**Основные технико-экономические показатели двухблочной АЭС
с разными реакторными установками**

Характеристика	АЭС с		
	СВБР-75/100	ВВЭР-1500	ВВЭР-1000
Тепловая мощность реактора, МВт	280	4180	3000
Число реакторов в одном блоке АЭС	16	1	1
Суммарная тепловая мощность реакторов энергоблока, МВт	4480	4180	3000
Установленная электрическая мощность энергоблока на клеммах генератора, МВт	1625	1479	1068
Среднее обогащение топлива подпитки ^{235}U , %	16	4,4	4
Средняя глубина выгорания (стационарный цикл), МВт·сут/т урана	71 448	52 500	43 000
Срок службы энергоблока, лет	50	50	40
Коэффициент использования установленной мощности, %	85	85	80
Расход электроэнергии на собственные нужды, % выработки	4,5	5,7	6,43
Годовой отпуск электроэнергии с шин АЭС, млн кВт·ч	23 111	20 770	13 991
К.п.д. (энергоблока) нетто, %	35,5	33,3	33,3
Удельные капиталовложения в строительство, руб./кВт* (в ценах 1991 г.)	661,5	749,8	819,3
Удельная численность промышленно-производственного персонала, чел./МВт*	0,334	0,368	0,511
Проектная себестоимость отпускаемой электроэнергии, коп./(кВт·ч) (в ценах 2001 г.)	43,9	45,4	49,1

*Удельные показатели отнесены к сумме установленной мощности энергоблока на клеммах генератора и мощности питательного турбонасоса.



Р и с. 2. План главного корпуса реакторного отделения блока СВБР-1600



Р и с. 3. Продольный разрез главного корпуса реакторного отделения блока СВБР-1600

Основные этапы внедрения. Внедрение предлагаемых АЭС в ядерную энергетику страны должно быть постепенным, несмотря на высокую степень преемственности по принципиальным техническим решениям, близость их масштабных факторов, высокие показатели безопасности и привлекательные технико-экономические показатели, полученные на этапе разработки концептуального проекта двухблочной АЭС модульного типа с энергоблоками электрической мощностью 1600 МВт. При этом должны учитываться реальное состояние, потребности и инвестиционные возможности.

В качестве первого шага по внедрению модульных АЭС в ядерную энергетику целесообразно осуществить реновацию уже остановленного 2-го блока Нововоронежской АЭС с размещением в боксах парогенераторов и главных циркуляционных насосов четырех реакторных установок СВБР-75/100. Такой блок следует рассматривать как головной. При этом средства, которые необходимо затратить на снятие блока с эксплуатации, будут использованы на продление срока службы на 30 лет, а его эксплуатация после ввода на электрической мощности 300 МВт позволит за 7—8 лет окупить затраты на реновацию. Это необходимо для того, чтобы с минимальным экономическим риском получить в реальных условиях эксплуатации АЭС подтверждение характеристик надежности оборудования, экономических показателей, а также для демонстрации в контролируемых условиях высоких свойств внутренней самозащищенности во всевозможных аварийных ситуациях, моделируемых на реально работающей реакторной установке.

Определенные этапы должны быть и для реализации различных ядерных топливных циклов. При существующем соотношении цен на природный уран и услуги по его обогащению, с одной стороны, и стоимостью переработки, рефабрикации топлива и обращения с радиоактивными отходами, с другой, на первом этапе внедрения экономически целесообразным будет использование уранового оксидного топлива с отложенной переработкой и хранением отработавшего топлива в «сухих» хранилищах. Продолжительность этого этапа может составить несколько десятилетий. В более отдаленном будущем по мере исчерпания ресурсов дешевого природного урана станет экономически целесообразным переход на замкнутый топливный цикл. Можно рассчитывать, что к этому времени будут отработаны малоотходные безводные методы переработки с высокой степенью защиты от несанкционированного распространения плутония и экологически безопасные и экономически эффективные способы обращения с долгоживущими компонентами радиоактивных отходов.

Другие возможные области применения реакторных установок СВБР-75/100. Разработанную для модульной АЭС реакторную установку, в первую очередь, целесообразно использовать для последовательной реновации блоков АЭС с легководными реакторами, выработавших срок службы, что экономически значительно эффективней по сравнению со строительством новых замещающих мощностей. Учитывая высокую степень внутренней самозащищенности таких реакторных установок, их также целесообразно использовать и для нужд малой энергетики. В России — это региональные АТЭЦ электрической мощностью 200—600 МВт, которые требуется размещать вблизи городов. Срок строительства региональных АТЭЦ и их полная стоимость будут значительно ниже, чем АЭС большой мощности. Строительство может быть осуществлено за счет финансовых ресурсов субъектов Российской Федерации, в том числе акционерного капитала. За рубежом — это энергокомплексы для выработки электроэнергии, тепла и опреснения воды. Маркетинговые исследования, выполненные МАГАТЭ, показывают, что в развивающихся странах, не имеющих мощных линий электропередач, есть обширный рынок для реакторов малой электрической мощности 100 МВт. Однако они должны удовлетворять жестким требованиям нераспространения делящихся материалов, в частности, должна быть исключена перегрузка топлива в стране-пользователе. Это возможно при большой продолжительности кампании и возможности доставки реакторного блока в ядерно- и радиационно безопасном состоянии в страну-поставщик для перегрузки топлива и повторной транспортировки в страну-пользователя. Кроме того, обогащение урана должно быть ниже 20%. Реакторная установка СВБР-75/100 удовлетворяет этим требованиям.

Высокие потребительские качества реакторной установки СВБР-75/100 позволяют России, пока еще монопольно владеющей этой уникальной реакторной технологией, успешно конкурировать с развитыми зарубежными странами в важном секторе рынка высокой ядерной технологии.

С учетом сказанного реакторную установку СВБР-75/100 следует также рассматривать в качестве одной из возможностей реализации инициативы президента России.

Заключение. Результатами концептуального проекта модульной АЭС показаны: техническая возможность и экономическая целесообразность использования быстрых реакторов с теплоносителем свинец—висмут СВБР-75/100, разработанных на базе освоенных топливных и конструкционных материалов и технологии, в ядерной энергетике России (модульные АЭС, реновация АЭС с легководными реакторами, региональные АТЭЦ);

возможность использования реакторных установок СВБР-75/100 в перспективных ядерных топливных циклах (смешанное уран-плутониевое, нитридное топливо) с достижением $K_{BA} \geq 1$;

возможность и целесообразность использования этих реакторных установок в составе опреснительных энергокомплексов за рубежом, что расширяет экспортные возможности отрасли.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Громов Б.Ф., Григорьев О.Г., Дедуль А.В. и др. Анализ опыта эксплуатации реакторных установок с теплоносителем свинец—висмут и имевших место аварий. — В кн.: Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях. ТЖМТ-98. Обнинск, 1999, т. 1, с. 63—69.
2. Григорьев О.Г., Тошинский Г.И., Легуенко С.К. Потребность в висмуте при серийном применении РУ СВБР-75 для решения различных задач. — Там же, т. 2, с. 556—563.
3. Лэнгли А. Ядерная промышленность США в переходный период. — Журнал Ядерного общества России, 2000, № 5—6, с. 34—36.
4. Савелли Ф. Экономика ядерной энергетики в странах ОЭСР. — Там же, с. 36—40.
5. Сидоренко В., Чернилин Ю. Свободный рынок электроэнергии и возможные последствия. — Там же, с. 26—33.

Поступила в Редакцию 21.09.01

УДК 621.039.58

МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА РАЗРУШЕНИЯ РЕАКТОРА 4-го ЭНЕРГОБЛОКА ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС

Киселев А.Н., Чечеров К.П. (РНЦ «Курчатовский ин-т»)

Представления о развитии аварии в 1986 г. Первоначально при анализе процессов протекания аварии на Чернобыльской АЭС приходилось разрабатывать гипотетические представления, так как получить достоверные данные о послеаварийном состоянии разрушенной реакторной установки было чрезвычайно трудно вследствие исключительно сложных радиационных условий. Зафиксированная мощность экспозиционной дозы излучения в обслуживаемых до аварии помещениях 4-го энергоблока в июне 1986 г. достигала 10^4 Р/ч [1]. Очевидно, что в апреле 1986 г. в тех же местах она должна была превышать 10^5 Р/ч. Только через 2 года после аварии летом—осенью 1988 г. в шахту реактора впервые удалось заглянуть с помощью перископа и видеокамеры через пробуренные исследовательские скважины и установить, что она пуста [2]. В апреле—мае 1986 г. можно было только предполагать масштаб и характер разрушения активной зоны, всей реакторной установки, ее плавления, а также проплавления перекрытий подреакторных помещений в системе локализации аварии и попадания расплавленной топливосодержащей массы в воду бассейна-барботера и далее в грунтовые воды. В связи с такими предположениями худшие опасения связывали со вскипанием воды в бассейне-барботере при попадании в нее расплава топлива и повторным мощным радиоактивным выбросом из разрушенного блока. После спуска воды из бассейна-барботера предполагалось, что расплав, пройдя железобетонный фундамент, может достичь уровня грунтовых вод.