

повышение устойчивости к возможным нарушениям условий хранения и эксплуатации (в варианте с трубчаткой из высоконикелевого сплава);

упрощение и повышение надежности измерения и регулирования уровня воды.

Имеются возможности для повышения конкурентоспособности реакторной установки в части к.п.д. Они могут быть реализованы в первую очередь путем оптимизации параметров, а также поэтапным совершенствованием конструкции парогенераторов. По надежности и безопасности конструкция горизонтального парогенератора является конкурентоспособной на рынке энергетического оборудования АЭС и имеет важные и принципиальные преимущества перед аналогами.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Трунов Н.Б., Логвинов С.А., Драгунов Ю.Г. Гидродинамические и теплохимические процессы в парогенераторах АЭС с ВВЭР. М.: Энергоатомиздат, 2001.
2. Лукасевич Б.И., Трунов Н.Б., Драгунов Ю.Г., Давиденко С.Е. Парогенераторы реакторных установок ВВЭР для атомных электрических станций. М.: ИКЦ «Академкнига», 2004.
3. Staele R., Gorman J. Quantitative assessment of submodes of stress corrosion cracking on the secondary side of steam generator tubing in pressurized water reactors. — Corrosion, 2003, v. 59, № 11, p. 931—994.
4. Трунов Н.Б., Драгунов Ю.Г. Оптимизация компоновки трубных пучков горизонтальных парогенераторов. — Атомная энергия, 2004, т. 97, вып. 1, с. 9—18.
5. Cochet B., Slama G. Is it possible to prevent secondary side tube corrosion from the design stage? Steam generators repair and replacement. — In: Proc. of IAEA Specialists Meeting. Ostrava, Czech Republic, 1996, p. 163—167.
6. Трунов Н.Б., Денисов В.В., Григорьев В.А. и др. Обеспечение безопасности надежности и ресурса работы трубчатки ПГ АЭС с ВВЭР. — В сб.: 3-я научно-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». ОКБ «Гидропресс», Подольск, 2003, т. 2, с. 195—221.
7. Massoud M., Kao S-P., Todreas N. Evaluation of horizontal steam generator for PWR application. EPRI, Rep. MITNPI-TR-016, 1987.
8. Sakata K., Nakamura Y., Nakamori N. Advanced technologies on steam generators. — In: Proc. of Fourth Intern. Sem. on Horizontal Steam Generators (Study on Thermal-Hydraulic Behaviour of Horizontal Steam Generator). Lappeenranta, Finland, 1997, p. 19—25.
9. Трунов Н.Б., Денисов В.В., Харченко С.А., Лукасевич Б.И. Учет опыта эксплуатации при разработке новых проектов ПГ АЭС с ВВЭР. — Теплоэнергетика, 2006, № 1, с. 38—42.

УДК 621.039.52.034.6:621.039.577—182.3

БЕРЕГОВОЙ ЯДЕРНЫЙ ОПРЕСНИТЕЛЬНЫЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС НА ОСНОВЕ ТРАНСПОРТАБЕЛЬНОГО РЕАКТОРНОГО БЛОКА С СВБР-75/100

*Драгунов Ю.Г., Степанов В.С., Климов Н.Н., Болванчиков С.Н.,
Куликов М.Л. (ОКБ «Гидропресс»), Зродников А.В., Тошинский Г.И.
(ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского)*

Исследования МАГАТЭ, например [1], показали, что ядерные установки, используемые для энергоснабжения опреснительных комплексов, во многих случаях могут успешно конкурировать с традиционными энергоисточниками, работающими на органическом топливе, как по технико-экономическим, так и по экологическим показателям. Длительный опыт эксплуатации БН-350 в Актау (Казахстан) в

комплексе с опреснительными установками подтвердил техническую возможность, а также высокую эффективность и надежность опреснения морской воды с помощью ядерного энергоисточника.

Сегодня исследования направлены на разработку ядерных опреснительных энергокомплексов для потенциальных потребителей, находящихся, в первую очередь, в развивающихся странах, где может отсутствовать развитая инфраструктура, а также может наблюдаться дефицит высококвалифицированного эксплуатационного персонала. Кроме того, необходимо учитывать, что многие развивающиеся страны расположены в политически нестабильных регионах с повышенной вероятностью саботажа и террористических актов. Из перечисленных условий вытекают требования, которым должна удовлетворять реакторная установка:

она должна иметь небольшую электрическую мощность (10—100 МВт). Для создания энергоблоков различной мощности должен применяться модульный принцип построения, который предполагает использование нескольких одинаковых реакторных установок, работающих на одну или несколько турбоустановок;

она должна обладать свойствами внутренней самозащищенности и пассивной безопасности, которые детерминистически исключают возможность тяжелых аварий с эвакуацией населения, проживающего за пределами территории, при одновременных множественных отказах оборудования, наложении ошибок персонала или злонамеренных действиях людей;

в качестве топлива должен использоваться уран обогащением ниже 20% по ^{235}U , что соответствует рекомендациям МАГАТЭ по режиму нераспространения;

она должна изготавливаться на заводе в стране-поставщике и обеспечивать возможность ее безопасной транспортировки в готовом виде в страну-пользователя и обратно, при этом она является собственностью страны-поставщика и сдается в аренду стране-пользователю на срок, определяемый кампанией активной зоны;

должна быть обеспечена возможность работы без перегрузок топлива на площадке атомной станции.

Перечисленным требованиям удовлетворяют и наиболее подготовлены к практическому внедрению модульные многоцелевые быстрые реакторы малой мощности со свинцово-висмутовым теплоносителем, освоенным в нашей стране применительно к реакторам атомных подводных лодок.

Природные свойства свинцово-висмутового теплоносителя и физические особенности быстрого реактора позволяют создать реакторные установки, в которых наиболее полно реализуется принцип внутренней самозащищенности в отношении тяжелых аварий. В таких установках исключены причины их возникновения, поэтому не требуется большого числа систем безопасности. Это удешевляет строительство и упрощает эксплуатацию ядерно-энергетического комплекса, обеспечивает высокий уровень социальной приемлемости, снижает инвестиционный риск.

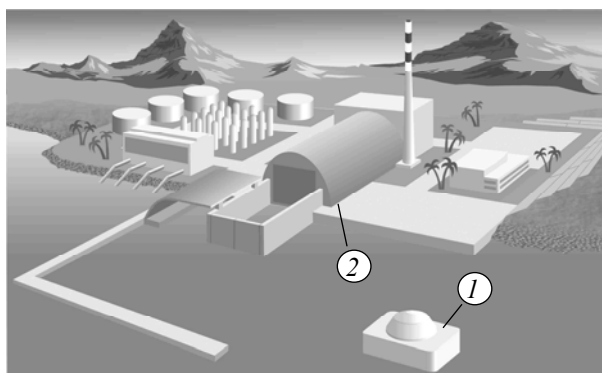
Результаты разработки концептуального проекта модульной АЭС на базе СВБР-75/100, выполненного ФЭИ, ОКБ «Гидропресс» и Атомэнергопроект, показали экономическую эффективность и безопасность предлагаемой технологии [2].

СВБР-75/100 (свинцово-висмутовый быстрый реактор электрической мощностью до 100 МВт) отвечает самым строгим требованиям безопасности, воздействия на окружающую среду и нераспространения делящихся материалов, что позволяет создать береговой ядерный опреснительный энергетический комплекс для исполь-

зования в любом регионе мира. Его концептуальный проект выполнен в 2002 г. ФЭИ, ОКБ «Гидропресс», СПБАЭП, Санкт-Петербургским морским бюро машиностроения «Малахит» и ЦНИИ им. А.Н. Крылова.

Ядерный опреснительный энергокомплекс. Рассматриваемый энергокомплекс предназначен для выработки электроэнергии и опреснения морской воды в условиях неразвитой инфраструктуры и отсутствия централизованной энергосистемы. По своему назначению он предполагает сооружение на площадке, как правило, только одного блока, что требует наличия определенной локальной электросети (рис. 1). В составе комплекса можно выделить два основных элемента: транспортабельный реакторный блок с СВБР-75/100 и береговой стационарный комплекс.

Транспортабельный реакторный блок поставляется по принципу строю—владею—передаю в аренду. Это означает, что поставщик передает заказчику реакторный блок в аренду сроком, определяемым кампанией активной зоны реактора (не менее 8 лет). Поставщик принимает на себя как финансовый, так и радиационный риск, связанный с сооружением, транспортировкой, эксплуатацией реакторного блока, а также и возможными аварийными ситуациями. Размещенный на берегу стационарный комплекс функционирует в течение всего времени эксплуатации и является собственностью страны-пользователя.



Р и с. 1. Общий вид ядерного опреснительного энергетического комплекса: 1 — транспортабельный реакторный блок с СВБР-75/100; 2 — береговой стационарный комплекс

После изготовления и заводских испытаний транспортабельный реакторный блок, загруженный свежим топливом и с затвердевшим свинцово-висмутовым теплоносителем, доставляется на ядерный опреснительный энергокомплекс, где устанавливается с помощью шлюзования в закрытый сухой док, который защищает его от внешних воздействий. Размещение на твердом фундаменте в отличие от варианта монтажа на барже обеспечивает высокий уровень защиты от внешних воздействий и упрощает эксплуатацию.

После изготовления и заводских испытаний транспортабельный реакторный блок, загруженный свежим топливом и с затвердевшим свинцово-висмутовым теплоносителем, доставляется на ядерный опреснительный энергокомплекс, где устанавливается с помощью шлюзования в закрытый сухой док, который защищает его от внешних воздействий. Размещение на твердом фундаменте в отличие от варианта монтажа на барже обеспечивает высокий уровень защиты от внешних воздействий и упрощает эксплуатацию.

Реакторная установка эксплуатируется персоналом поставщика. Возможна ее постепенная передача в эксплуатацию персоналу заказчика (арендатора) по мере подготовки местных кадров и получения заказчиком (арендатором) соответствующих лицензий. Операции с радиоактивными веществами, включая перегрузку топлива, на площадке не проводятся, что позволяет снизить требования к обслуживающему персоналу и обеспечить режим нераспространения ядерных материалов.

После окончания кампании реакторный блок шлюзованием переводится на срок примерно 1 год в помещение выдержки, защищенное от внешних воздействий, до затвердевания теплоносителя (температура плавления равна $\sim 125^\circ\text{C}$). Взамен поставляется другой реакторный блок. После выдержки поставщик транспортирует блок с затвердевшим теплоносителем на завод-изготовитель для перегрузки топлива, необходимых ремонтных работ и замены выработавшего ресурс оборудования. При снятии с эксплуатации реакторный блок после необходимой выдержки транс-

портируется в страну-поставщик, после этого радиоактивных веществ на площадке не остается.

Основные характеристики ядерного энергокомплекса следующие:

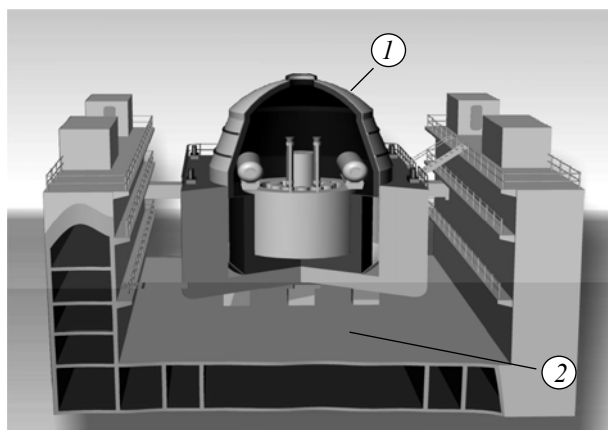
Тепловая мощность СВБР-75/100, МВт . . .	280
Максимальная производительность по пресной воде, тыс. м ³ /сут . . .	200
Электрическая мощность при работе турбогенераторной установки в конденсационном режиме, МВт . . .	80
Отпуск электроэнергии в сеть при максимальной производительности по пресной воде, МВт . . .	9,5

Транспортабельный реакторный блок. Он представляет собой единый комплекс с размещенными на нем СВБР-75/100 и обслуживающими системами. На площадку опреснительного комплекса он перевозится водным транспортом и устанавливается в сухой док берегового комплекса. По окончании кампании активной зоны транспортабельный реакторный блок перевозится на завод-изготовитель для перегрузки топлива, ремонтных и других работ. Для погрузки на транспортное судно (плавучий док), выгрузки и установки в сухой док стационарного берегового комплекса его конструкция предусматривает возможность нахождения на плавучем буксире по акватории завода-изготовителя или акватории, прилегающей к опреснительному комплексу. Для этого предусмотрен понтон, обеспечивающий плавучесть и остойчивость сооружения, а также его непотопляемость в аварийной ситуации. Непотопляемость достигается делением корпуса понтона на отсеки (цистерны), которые во время эксплуатации транспортабельного реакторного блока в составе опреснительного комплекса могут быть заполнены водой в качестве дополнительной радиационной защиты (рис. 2).

Реакторная установка размещена в прочном герметичном защитном контейнере, выдерживающем внутреннее давление до 1 МПа. Кроме оборудования и систем, непосредственно с ней связанных, внутри контейнера расположено вспомогательное оборудование — автономная система вентиляции, кондиционирования, очистки воздуха, противопожарная система, система дозиметрического контроля, внешняя

радиационная защита, настилы, трапы, грузоподъемное устройство для выполнения возможного мелкого ремонта, телекамеры для визуального контроля за обстановкой внутри контейнера.

Унифицированный многоцелевой СВБР-75/100. Он может почти без изменения использоваться в составе модульных АС различной мощности и назначения. При этом в СВБР-75/100 заложена возможность использования различного топлива (диоксида уранового, смешанного с оружейным или реакторным плутонием, смешанного с актиноидами, нитридного)



Р и с. 2. Размещение транспортабельного реакторного блока (1) на судне (2)

без изменения конструкции реактора и при удовлетворении требований безопасности.

Оборудование первого контура имеет интегральную компоновку в едином корпусе с нагруженным защитным кожухом в виде реакторного моноблока с полным исключением арматуры и трубопроводов (рис. 3). Реакторный моноблок размещен в водяном баке системы пассивного отвода тепла.

СВБР-75/100 удовлетворяет высоким требованиям безопасности, включая терпимость к ошибкам персонала и устойчивость к отказам оборудования, саботажу и другим злонамеренным действиям благодаря внутренне присущим свойствам самозащищенности, обусловленным сочетанием типа реактора, свойств теплоносителя первого контура и конструкции:

такие особенности быстрых реакторов, как отсутствие эффектов отравления, малый плотностной эффект реактивности, компенсация процессов выгорания топлива наработкой плутония, позволяют иметь оперативный запас реактивности в работающем реакторе меньше $1\beta_{эф}$ и, следовательно, исключить возможность разгона реактора на мгновенных нейтронах. Реализация этой возможности достигается применением исполнительных механизмов с эффективностью менее $1\beta_{эф}$, имеющих индивидуальные приводы, и специальным алгоритмом управления;

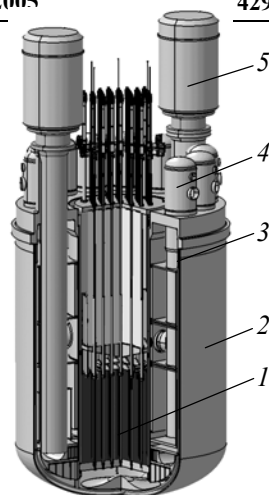
высокая температура кипения теплоносителя ($\sim 1670^\circ\text{C}$) позволяет исключить аварии, связанные с кризисом теплосъема в активной зоне, и иметь низкое давление в первом контуре в режимах нормальной эксплуатации и при любых аварийных ситуациях;

интегральная (моноблочная) компоновка оборудования первого контура в едином прочном корпусе моноблока, имеющем защитный кожух, исключает аварии с потерей теплоносителя. Малый свободный объем полости между основным корпусом и защитным кожухом исключает потерю теплоносителя и осушение активной зоны при нарушении герметичности основного корпуса моноблока в гипотетической запроектной аварии;

развитая естественная циркуляция теплоносителя в обоих контурах и размещение реакторного моноблока в баке с запасом воды позволяют осуществлять пассивное расхолаживание реактора в случае отказа всех активных систем отвода тепла (постулированное наложение нескольких исходных событий) с периодом невмешательства не менее 5 сут;

отрицательные обратные связи по реактивности снижают мощность реактора в случае несанкционированного извлечения стержней СУЗ при постулированном несрабатывании аварийной защиты до уровня, не приводящего к разрушению активной зоны;

химическая инертность теплоносителя при взаимодействии с водой и воздухом, контакт с которыми возможен при разгерметизации контура, исключает возможность возникновения химических взрывов и пожаров по внутренним причинам.



Р и с. 3. Моноблок СВБР-75/100: 1 — активная зона; 2 — защитный кожух; 3 — корпус; 4 — модуль парогенератора; 5 — главный циркуляционный насос

Способность теплоносителя удерживать продукты деления (иод, цезий, актиноиды, кроме радиоактивных благородных газов) резко снижает радиационные последствия аварий при постулированной течи теплоносителя;

схема циркуляции теплоносителя в моноблоке и большая разность плотности пароводяной смеси и теплоносителя предотвращают попадание пароводяной смеси в активную зону при межконтурных течах парогенератора. Конденсаторы газовой системы, конденсирующие пароводяную смесь при течи парогенератора, и трубопроводы с разрывными мембранами, которые соединяют газовую полость над уровнем теплоносителя в моноблоке и бак с запасом воды, выполняющий в этом случае функцию барботера, ограничивают давление в корпусе моноблока;

конструктивное выполнение внутрикорпусной защиты моноблока, принятые показатели качества котловой воды и соотношение давления в первом и втором контурах реакторной установки с постоянным превышением его значения во втором контуре исключают возможность радиоактивного загрязнения вырабатываемого пара не только в нормальных условиях эксплуатации, но и при появлении межконтурной негерметичности трубной системы парогенератора;

низкий запас энергии, аккумулированной в первом контуре (низкое давление), ограничивает масштаб разрушения реакторной установки только силами внешнего воздействия. Размещение СВБР-75/100 в прочном герметичном защитном контейнере транспортабельного реакторного блока и транспортабельного реакторного блока в защитном сооружении берегового комплекса надежно защищает реакторную установку от внешних воздействий.

Высокий потенциал безопасности, присущий СВБР-75/100, характеризуется тем, что даже при постулированном наложении таких исходных событий, как разрушение перекрытия здания сухого дока и защитного контейнера транспортабельного реакторного блока, крупная разгерметизация газовой системы первого контура с прямым контактом зеркала теплоносителя с атмосферным воздухом, не происходит ни разгона реактора, ни его взрыва, ни пожара, а выброс радионуклидов в окружающую среду ниже того уровня, при котором требуется эвакуация населения с прилегающих территорий.

Основные характеристики СВБР-75/100 следующие:

Паропроизводительность, т/ч . . .	458
Давление свежего пара, МПа . . .	5
Свежий пар . . .	Насыщенный
Кампания активной зоны, тыс. эф. ч . . .	70 (для первой), 100 (для последующих)
Габаритные размеры, мм:	
диаметр . . .	7000
высота . . .	11 500
Масса, т . . .	~700

Стационарный береговой энергетический комплекс. Береговые сооружения ядерного опреснительного энергокомплекса включают в себя защитный сухой док с системой установки транспортабельного реакторного блока в рабочее положение, защитную площадку для его выдержки после окончания кампании активной зоны, машинный зал с турбогенераторной установкой, пункт управления, электрораспределительные устройства, водозаборный и водосбросный комплексы, опреснитель-

ный комплекс, хранилища пресной воды, пускорезервную котельную, сооружения инфраструктуры и физической защиты всей площадки.

Опреснительный комплекс. Он состоит из установок двух типов — дистилляционной многоступенчатого испарения и обратноосмотической. Их установленная производительность по пресной воде одинакова и составляет по 50% производительности комплекса. Комбинированные схемы опреснительного комплекса повышают экономичность при одновременном обеспечении необходимого качества получаемой воды. Солеосодержание воды, опресненной с помощью дистилляционной установки, составляет 20 мг/л, обратноосмотической — 200 мг/л. Водозаборные и водосбросные сооружения обеих установок общие.

Вода после опреснительных установок в зависимости от условий контракта может:

- подвергаться дополнительной обработке для получения питьевой воды;
- дополнительно проходить через ступени очистки в целях получения теплоносителя для энергетических установок (дистиллята или бидистиллята);
- использоваться для орошения с добавлением азота, фосфора, калия.

Учитывая, что питьевая вода по составу должна соответствовать национальным нормативам или нормативам Всемирной организации здравоохранения, в установке для приготовления питьевой воды опресненная вода при необходимости обеззараживается, насыщается соединениями кальция до гигиенических норм, а также может с учетом требований заказчика насыщаться углекислым газом. Обеззараживание проводится путем хлорирования (или более дорогостоящего озонирования), воздействия ультрафиолетового излучения и обработкой ионами серебра.

Экономические показатели. Затраты на создание и эксплуатацию ядерного опреснительного энергокомплекса для пользователя следующие: капитальные ~7,8 млрд руб., в том числе береговые сооружения 1,8, оборудование дистилляционной опреснительной установки 3,6, обратноосмотической — 2,4, ежегодные издержки ~900 млн руб., из них арендная плата за транспортабельный реакторный блок с учетом транспортировки ~360 млн руб., стоимость эксплуатации и обслуживания всего комплекса ~540 млн руб. Стоимость сооружения транспортабельного реакторного блока для поставщика составит ~1,32 млрд руб., включая стоимость первой топливной загрузки. Срок окупаемости, ставка по кредиту определяются пользователем для конкретной площадки размещения ядерного опреснительного энергокомплекса в зависимости от тарифов на пресную воду. Так, при цене пресной воды 30 руб./м³, сроке окупаемости проекта 12 лет может быть приемлема ставка по кредиту до 10% годовых. Ежегодная арендная плата 360 млн руб. позволит поставщику привлекать инвестиции для строительства транспортабельного реакторного блока на основе коммерческого кредита, пользователю — обеспечить конкурентные цены производимых продуктов, например, пресная вода ~30 руб./м³ и электроэнергия ~1,05 руб./(кВт·ч) и коммерческую привлекательность проекта, например, срок окупаемости проекта 12 лет при процентной ставке по кредиту на заемный капитал 10%.

Заключение. Предложенная концепция берегового ядерного опреснительного энергетического комплекса с размещенными на берегу опреснительными установками двух типов и турбогенераторной установкой, создаваемыми за счет средств

страны-пользователя, и транспортабельным реакторным блоком, снабжающим паром турбогенераторную установку и сдаваемым в аренду страной-поставщиком, в максимальной степени снижает риск страны-пользователя, поскольку риск, связанный с ядерной частью комплекса, принимает на себя страна-поставщик транспортабельного реакторного блока. Оценки экономической эффективности показали, что при существующих тарифах на пресную воду и электрическую энергию в развивающихся странах его эксплуатация будет рентабельна как для страны-пользователя, так и для страны-поставщика, в том числе и при финансировании строительства береговой части опреснительного энергокомплекса и транспортабельного реакторного блока за счет кредитов на возвратной основе при приемлемых ставках, составляющих ориентировочно 5—8% для береговой части в развивающихся странах и 15% для транспортабельного реакторного блока в нашей стране. Предложенный к использованию СВБР-75/100, обладая высокоразвитыми свойствами внутренней самозащищенности и пониженным риском несанкционированного распространения делящихся материалов, обеспечивает высокую социальную приемлемость опреснительного комплекса и создает условия для его использования в развивающихся странах, в том числе и политически нестабильных регионов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Technical** and Economic Evaluation of Potable Water Production Through Desalination of Seawater by Using Nuclear Energy and other Means. IAEA-TECDOC-666. Vienna, 1992.
2. Зродников А.В., Читайкин В.И., Тошинский Г.И. и др. АЭС на основе реакторных модулей СВБР-75/100. — Атомная энергия, 2001, т. 91, вып. 6, с. 415—425.

УДК 621.1.039.534

РАЗРАБОТКА И ВНЕДРЕНИЕ ТВС-2М ДЛЯ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ

Драгунов Ю.Г., Рыжов С.Б., Васильченко И.Н., Кобелев С.Н.

Отраслевой программой «Эффективное топливоиспользование на АЭС на период 2002—2005 годы и на перспективу до 2010 года» предусмотрено внедрение на Балаковской АЭС топливных циклов, обеспечивающих увеличенный КИУМ (коэффициент использования установленной мощности). Первыми шагами для достижения поставленной цели явились разработка и внедрение ТВС с жестким каркасом — ТВС второго поколения, получившей название ТВС-2. Она спроектирована для 4-годового топливного цикла и 3×350 эф. сут с выгоранием до 55 МВт·сут/кг. Прогнозируемый за время эксплуатации прогиб оси ТВС не превысит 5 мм.

ТВС-2 по сравнению со штатно эксплуатируемой усовершенствованной ТВС имеет следующие основные конструктивные решения:

образован жесткий сварной каркас (дистанционирующие решетки приварены к направляющим каналам) для обеспечения сопротивляемости изгибающим и крутящим нагрузкам;