

Коммунизм — это есть Советская власть плюс электрификация всей страны. В. И. Ленин

ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЕ СТРОИТЕЛЬСТВО ЗА РУБЕЖОМ

5 Октябрь 1988

лит 6 раз в год

ОРГАН МИНИСТЕРСТВА ЭНЕРГЕТИКИ И
ЭЛЕКТРИФИКАЦИИ СССР,
ВСЕСОЮЗНОГО НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОГО
ОБЩЕСТВА ЭНЕРГЕТИКОВ
И ЭЛЕКТРОТЕХНИКОВ ИМЕНИ
АКАДЕМИКА Г. М. КРЖИЖАНОВСКОГО

(Приложение к сборнику
«Энергетическое строительство»)

Издание основано в 1959 год

Проект малого ядерного реактора BWR повышенной безопасности (США)

Инж. Г. В. ТОКМАЧЕВ, канд. техн. наук В. А. САВЧЕНКО

Из 404 действующих во всем мире энергоблоков АЭС 311 — с реактором типа LWR, из которых в свою очередь 86 (электрической мощностью 72 309 МВт) оснащены реакторами BWR. Эксплуатационные показатели последних весьма высоки и вполне сопоставимы с аналогичными для энергоблоков с реакторами PWR. Так, в 1987 г. для АЭС с PWR и BWR коэффициент использования установленной мощности был равен: в США — соответственно 0,65 и 0,55; в Японии — 0,79 и 0,77; в ФРГ — 0,78 и 0,81; в Швеции — 0,69 и 0,82; в Швейцарии — 0,83 и 0,87 [1].

Разработка промышленных ядерных реакторов BWR была начата в США в 1957 г. Пуск первой (демонстрационной) АЭС Дрезден электрической мощностью 180 МВт с реактором этого типа состоялся в 1960 г. В конце 1963 г. начала работать АЭС Ойстер Крик, финансирование строительства которой осуществлялось только энергетическими фирмами США без какой-либо государственной дотации.

С этого момента АЭС с реакторами BWR получают широкое распространение в мировой практике и сегодня вполне успешно конкурируют с тепловыми электростанциями.

Хотя для нынешнего поколения этих АЭС оборудование поставляют ряд фирм, тем не менее проект ядерной паропроизводительной установки можно считать практически унифицированным. Ниже рассмотрены проект стандартного реактора BWR-6 электрической мощностью 1220 МВт фирмы «Дженерал электрик» (США) [2] и разработанный на его основе проект перспективного реактора BWR малой мощности с повышенной пассивной безопасностью.

Располагающиеся в активной зоне реактора BWR-6 (рис. 1) твэлы длиной около 3,6 м и внешним диаметром 12,3 мм объединены в топливные каналы квадратного сечения (рис. 2). Каждый канал включает 64 стержня:

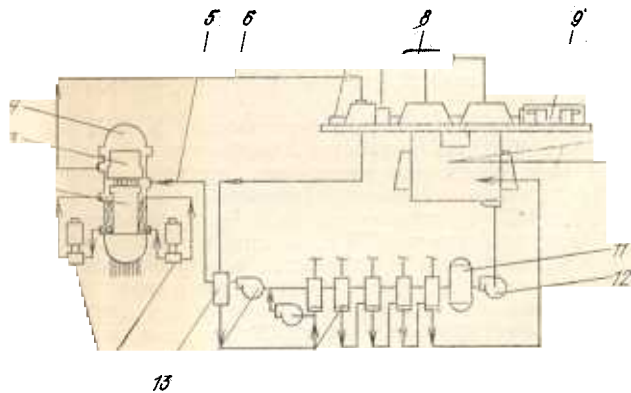


Рис. 1. Общая схема АЭС с реактором BWR-6 фирмы «Дженерал электрик»:

1 — главные циркуляционные насосы; 2 — активная зона реактора; 3 — сепаратор; 4 — корпус реактора; 5 — нитка трубопровода питательной воды; 6 — паропровод; 7 — турбина; 8 — сепаратор-пароперегреватель; 9 — генератор; 10 — конденсатор; 11 — деминерализаторы; 12 — конденсатные насосы; 13 — нагреватели; 14 — пита- тельные насосы

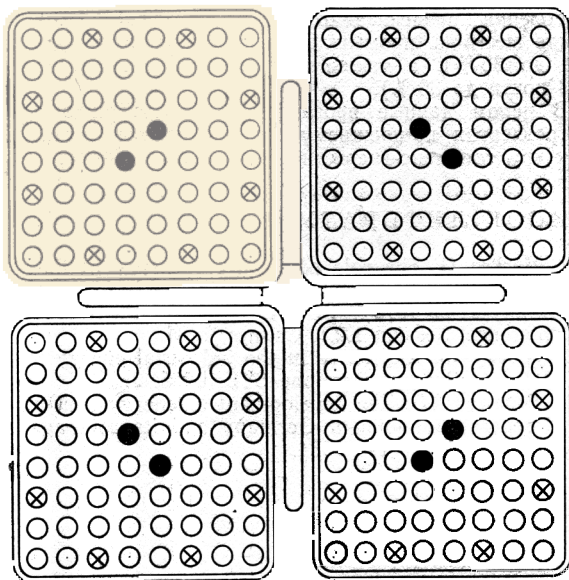


Рис. 2. Типичная конфигурация топливного канала из четырех ТВС для реактора BWR фирмы «Дженерал элек- трик»:

○ — твэлы; ● — стержни с водой; ⊗ — стягивающие стержни

54 твэла, 8 стягивающих стержней и 2 стержня с водой в центральных частях тепловыделяющих сборок (ТВС) для выравнивания поля энерговыделений. Оболочка твэлов изготавливается из сплава циркалой-2. Ядерное топливо обогащается до 2—3 % по ^{235}U . Некоторые твэлы содержат также гадолиний (выгорающий поглотитель). Через 12 или 18 мес работы реактора 25—30 % твэлов с максимальным выгоранием (до 38 ГВт·сут/т) выгружаются и заменяются новыми, остальные просто переставляются.

Между квадратными топливными каналами устанавливаются крестообразные поглощающие стержни, содержащие карбид бора. Они вводятся в активную зону снизу, для чего используется гидравлический привод.

Активная зона с поглощающими стержнями и расположенными над ней сепарационными устройствами размещается в корпусе реактора, который изготовлен из марганцевомолибденоникелевой стали и облицован изнутри аустенитной нержавеющей сталью. Стандартный корпус реактора BWR-6 имеет высоту 22 и диаметр 6 м при толщине стен около 150 мм. Сверху корпус закрывается

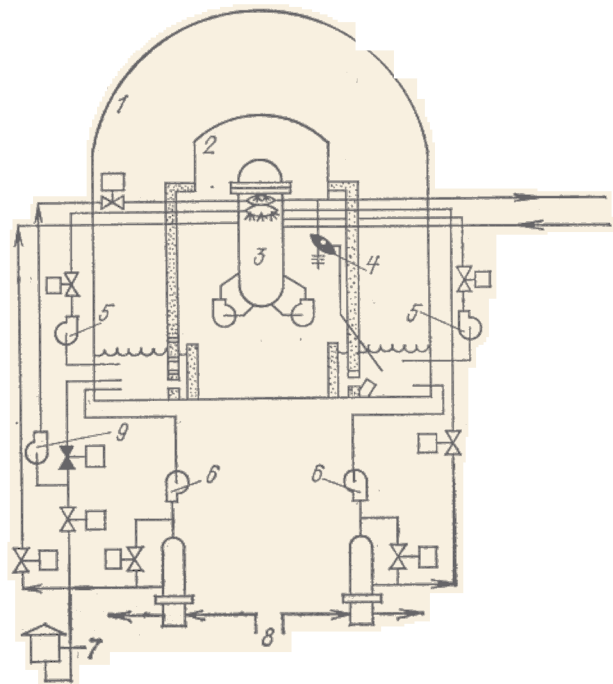


Рис. 3. Защитная оболочка реактора энергоблока Mark III с системами аварийного охлаждения и отвода остаточных тепловыделений:

1 — железобетонная защитная оболочка со стальной облицовкой; 2 — шахта реактора; 3 — корпус реактора; 4 — предохранительный клапан аварийного сброса давления; 5 — низконапорная спринклерная система охлаждения активной зоны; 6 — система отвода остаточных тепловыделений; 7 — накопительный конденсатный бак; 8 — система технического водоснабжения; 9 — высоконапорная спринклерная система охлаждения активной зоны

крышкой, которая удаляется при перегрузке ядерного топлива.

Отличительной особенностью реакторов BWR является использование струйных насосов, расположенных в кольцевом пространстве между корпусом реактора и активной зоной и обеспечивающих циркуляцию основного объема теплоносителя через активную зону. Достаточно эффективный теплоотвод от твэлов позволяет ограничиться всего двумя внешними рециркуляционными петлями, по которым прокачивается 30 % общего объема теплоносителя. Расход теплоносителя через активную зону регулируется путем изменения расхода во внешних рециркуляционных петлях за счет парового коэффициента реактивности. Изменяя расход через активную зону, можно управлять мощностью реактора без перемещения поглощающих стержней в режиме следования за нагрузкой. Так, при уменьшении нагрузки на турбогенератор давление пара перед турбиной растет, регулируемый клапанами расход воды во внешних рециркуляционных петлях уменьшается и как следствие становится меньше и расход теплоносителя через активную зону, что приводит к увеличению паросодержания теплоносителя и уменьшению мощности реактора.

Насыщенный пар направляется к турбине непосредственно из реактора. Поэтому особый интерес представляет степень радиоактивности воды в конденсатно-питательном тракте, которая определяется содержащимися в ней примесями и реакцией (n, p) кислорода, в результате которой образуется азот ^{16}N с периодом полураспада 7,2 с. Многолетний опыт эксплуатации реакторов BWR показал, что вследствие малой продолжительности периода полураспада ^{16}N опасность радиационного облучения персонала при обслуживании турбины, конденсатора и питательных насосов минимальна.

Рассмотрим организацию аварийного охлаждения реактора и отвода от него остаточных тепловыделений. При авариях с потерей теплоносителя и нарушении теплоотвода от реактора эти функции выполняют несколько систем

(рис. 3). В случае сохранения высокого давления в реакторе в работу вступают высоконапорная система орошения активной зоны. Насосы этой системы забирают воду из баков запаса конденсата, а при необходимости — из бассейна, расположенного внутри защитной оболочки, и подают ее в спринклерные коллекторы над активной зоной. Разбрызгивание воды предотвращает повреждение твэлов, если происходит их оголение.

При низком давлении в реакторе начинают функционировать низконапорные системы орошения и впрыска в активную зону. Понижение давления в реакторе при необходимости может быть осуществлено принудительно путем сброса пара в бассейн защитной оболочки через предохранительные клапаны. Низконапорная система орошения подает воду в те же спринклерные коллекторы над активной зоной, что и высоконапорная. Система впрыска, имеющая трехканальное исполнение, может отводить тепло от реактора через теплообменники, установленные на двух каналах (третий канал в резерве). Вода в обе системы подается из бассейна защитной оболочки.

При аварии с потерей теплоносителя паропроводы и питательные трубопроводы перекрываются двумя группами изолирующих клапанов, и пар локализуется в пределах защитной оболочки, имеющей двойные стены: внешнюю из железобетона и внутреннюю из стали. В зазоре между этими стенами с помощью вентиляционных систем постоянно поддерживается пониженное давление. Поэтому радиоактивные газы, попадающие в этот зазор, фильтруются и не загрязняют окружающую среду. Ядерный реактор вместе с системой рециркуляции помещен еще в один внутренний сухой герметичный бокс, сообщающийся с внутренним объемом защитной оболочки через отверстия под уровнем воды в бассейне (см. рис. 3). Пар, выходящий из реактора в этот бокс, барботируется через бассейн и частично конденсируется. Дополнительная конденсация пара (и, следовательно, понижение давления) под защитной оболочкой и тепловод из ее атмосферы производится еще одной спринклерной системой, разбрызгивающей воду бассейна в воздушном пространстве защитной оболочки.

В настоящее время в различных странах предпринимаются многочисленные попытки создать более совершенные и безопасные ядерные реакторы. Можно сказать, что сейчас решается вопрос, по какому пути развития пойдет ядерная энергетика. Известны принципиально новые проекты реакторов с повышенной пассивной безопасностью. Вместе с тем ведутся работы и в направлении совершенствования рассмотренного выше стандартного ядерного реактора BWR, в области проектирования, конструирования и эксплуатации которого накоплен значительный опыт. Однако эти разработки ведутся в основном применительно к реакторам средней и малой мощности, что обусловлено относительно небольшим финансовым риском, с которым связано их сооружение.

В университете штата Огайо (США) создан проект, который базируется на концепции интегральной двухконтурной четырехпетлевой АЭС и представляет собой синтез ядерного реактора BWR с рядом конструкций, присущих АЭС с другими широко распространенными типами реакторов (в основном PWR и HTGR). Активная зона реактора тепловой мощностью 1000 МВт представляет собой уменьшенный вариант активной зоны рассмотренного выше реактора BWR-6. В ней расположены 304 тепловыделяющие сборки, укороченные на 0,4 м по сравнению с ТВС реактора BWR-6. Диаметр активной зоны 3,25, высота 2,8 м. Эти размеры выбраны в целях минимизации гидравлического сопротивления первого контура [3].

Важной особенностью проекта является многокамерная конструкция из предварительно напряженного железобетона (подобная конструкции корпуса реактора HTGR), которая выполняет функции корпуса реактора, защитной оболочки и биологической защиты. Эта конструкция помещена в бассейн с водой, используемой для аварийного охлаждения активной зоны. Активная зона находится в центральной большой камере корпуса (рис. 4), а вокруг нее симметрично расположены 12 меньших камер, так называемых камер-спутников с теплообменниками и запасами воды. Еще две небольшие камеры, в которых находится система аварийного охлаждения активной зоны (САОАЗ),

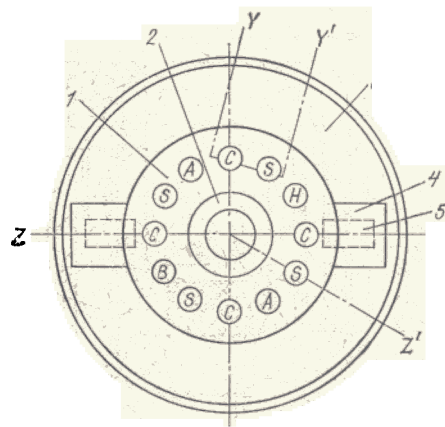


Рис. 4. Компоновка первого контура малого реактора BWR: 1 — железобетонный корпус реактора; 2 — шахта реактора; 3 — гидроемкость сброса давления; 4 — железобетонный корпус САОАЗ; 5 — шахта для компонентов САОАЗ; А — баки гидроемкости; В — система впрыска бора; С — конденсатор-испаритель; Н — теплообменник системы водоочистки; S — охладитель

расположены на уровне земли. Все камеры, кроме одной, связаны с центральными каналами, облицованными сталью для предотвращения теплового старения и просачивания воды.

В не связанной непосредственно с активной зоной камере находится регенеративный теплообменник, в котором вода, направляемая в систему водоочистки теплоносителя первого контура, охлаждается и дросселируется до низких давлений, прежде чем выйдет из бетонного корпуса. В другой камере размещается система впрыска раствора бора, которая выполняет функции аварийной защиты реактора при отказе управляющих стержней. Еще две камеры используются в качестве гидроаккумуляторов. Они предназначены для поддержания превышения уровня воды над активной зоной не менее чем на 7,5 м, что обеспечивается свободным перетоком воды из камер при переходных процессах, связанных с изменением объема теплоносителя первого контура.

В остальных восьми камерах размещаются теплообменники четырех петель первого контура, предназначенные для выработки пара во втором контуре (по одному охладителю-подогревателю и конденсатору-испарителю на петлю). Теплоноситель первого контура, имеющий на выходе из активной зоны паросодержание 16,5 %, поднимается вертикально (рис. 5, 6) к конденсаторам-испарителям, где переходит в состояние насыщения, а затем, пройдя через ближайшие охладители-подогреватели и охладившись на 10 °С, попадает в активную зону. По трубкам теплообменника прокачивается вода второго контура, а в межтрубном пространстве циркулирует теплоноситель первого контура.

Для повышения безопасности эксплуатации АЭС исключен ряд активных систем ядерного реактора BWR-6 и предусмотрена только естественная циркуляция теплоносителя первого контура во всех режимах работы. Для организации естественной циркуляции проведен расчет гидравлических потерь в этом контуре и оптимизирована конструкция теплообменников (общее количество труб и шаг их расположения). Гидравлические потери в первом контуре при работе реактора с номинальной нагрузкой составили 52 кПа. Попутно решена задача регулирования расхода теплоносителя через активную зону в режиме следования за нагрузкой со скоростью до 5 % в минуту. Дело в том, что средняя скорость прохождения теплоносителя на опускном участке первого контура составляет 0,9 м/с. В итоге охлажденный теплоноситель поступает из этого участка в активную зону через 30 с, а система начинает саморегулироваться после изменения нагрузки через 1 мин, т. е. с запаздыванием, что нельзя считать удовлетворительным. Для повышения скорости реагирования системы на изменение нагрузки в каждой петле между теплообменниками установлены клапаны для управления расходом. Если

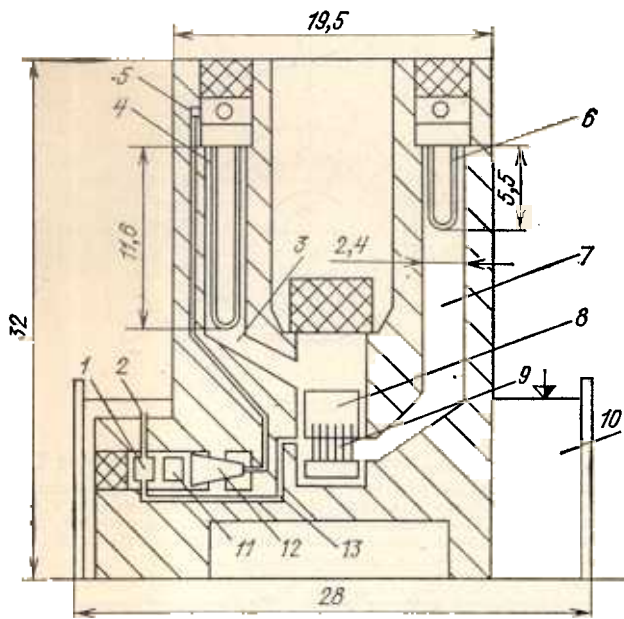


Рис. 5. Поперечный разрез первого контура малого реактора BWR:

1 — насос САОАЗ; 2 — всас охлаждающей воды в САОАЗ; 3 — паропровод; 4 — конденсатор-охладитель; 5 — трубопровод подачи свежего пара на турбину; 6 — охладитель; 7 — опускной канал; 8 — активная зона реактора; 9 — регулирующие стержни; 10 — гидроёмкость сброса давления; 11 — генератор САОАЗ; 12 — турбина САОАЗ; 13 — нитка трубопровода возврата воды в реактор

клапан находится в нормальном эксплуатационном положении, то гидравлические потери при прохождении потока через клапан составляют 9 кПа, а при полном открытии клапана — 3 кПа, чем и достигается быстрое увеличение расхода теплоносителя на 5 %.

Каждый теплообменник первого контура размещается в отдельной камере, т. е. изолированно. Доступ в камеры осуществляется через съёмные люки из предварительно напряженного железобетона, располагаемые в верхней части камер. Для облегчения технического обслуживания и ремонта теплообменники выполнены с U-образными трубками; все подсоединения выполняются только в верхней части.

Второй контур (см. рис. 6) подобен контуру, применяемому на АЭС с реакторами PWR. Четыре питательных насоса подают воду в теплообменники соответствующих петель первого контура по независимым трубопроводам. В охладителе-подогревателе она нагревается до температуры насыщения, а в конденсаторе-испарителе полностью испаряется, и пар направляется в турбину. Турбина состоит из трех цилиндров — высокого, среднего и низкого давления. Давление пара на входе в цилиндры соответственно 5,03, 1,34 и 0,165 МПа. Отработанный пар (давление 90 кПа, влажность 12,9 %) сбрасывается в конденсатор турбины, откуда конденсат через пять подогревателей (проядя которые он нагревается до 196 °С) подается на всас питательных насосов. Коэффициент полезного действия термодинамического цикла составляет 34 %. Поскольку приблизительно 10 % вырабатываемой АЭС электроэнергии будет уходить на собственные нужды, ее КПД нетто при электрической мощности 240 МВт составит 29 %.

Рассмотрим системы и средства, обеспечивающие безопасность при работе АЭС в переходных режимах и в аварийных ситуациях (см. рис. 5, 6). При нормальном или аварийном останове реактора уровень теплоносителя над активной зоной немедленно падает до 10,5 м вследствие уменьшения паросодержания. При таком уровне теплоносителя им будет покрыто более половины теплообменной поверхности конденсаторов-испарителей. Так как максимальные остаточные тепловыделения в активной зоне со-

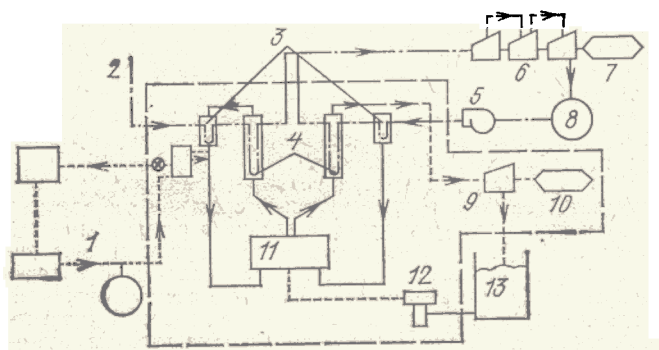


Рис. 6. Схема технологических потоков на АЭС:

1 — система водоочистки; 2 — вторичная петля возврата воды; 3 — сепаратор-пароперегреватель; 4 — конденсатор-испаритель; 5 — питательный насос; 6 — турбина; 7 — генератор; 8 — главный конденсатор; 9 — турбина САОАЗ; 10 — генератор САОАЗ; 11 — активная зона реактора; 12 — насос САОАЗ; 13 — гидроёмкость сброса давления

ставят 7 % номинальной тепловой мощности, то этого количества теплоносителя достаточно при условии обеспечения его циркуляции. Циркуляция организуется путем открытия окон, связывающих конденсаторы-испарители с охладителями-подогревателями соответствующей петли на высоте 7,5 м над активной зоной. Окна открываются пассивно под действием гидродинамических сил. Дело в том, что при работе реактора между указанными теплообменниками существует перепад давления, равный 14 кПа. Он исчезает при падении уровня теплоносителя. Когда теплоноситель охладится до комнатной температуры, отвод остаточных тепловыделений обеспечивает восьмая часть поверхности теплообменников, которая еще остается залита водой.

Система аварийного охлаждения активной зоны (САОАЗ) состоит из двух параллельно установленных насосов с турбоприводами (см. рис. 5). Пар на турбине САОАЗ начинает поступать при повышении давления в активной зоне через два управляющих клапана, расположенных в каждой камере с конденсатором-испарителем. Насосы имеют также электродвигатели, которые могут получать питание и от внешних источников электроэнергии. Они подают воду из бассейна, окружающего бетонный корпус реактора, в охладители-подогреватели. Система аварийного охлаждения предназначена для отвода тепла в течение 3 сут в случае полного отказа второго контура. Предполагается, что за это время хотя бы одна из четырех петель этого контура будет восстановлена. Аварии с потерей теплоносителя первого контура практически исключены, так как вероятность разрушения бетонного корпуса бесконечно мала — 10^{-15} . Возможны лишь небольшие утечки через системы водоочистки, однако они легко локализируются без каких-либо последствий.

В предложенном проекте почти все элементы ЯППУ независимы или связаны между собой минимальным количеством трубопроводов и легко извлекаются через люки в железобетонном корпусе. Это обуславливает возможность изготавливать их полностью в заводских условиях и просто замены на площадке в случае необходимости. Таким образом, срок службы АЭС определяется сроком службы незаменимого корпуса, который, по предварительной оценке, составит 50—60 лет. Налицо значительный прогресс: срок службы эксплуатирующихся ныне АЭС — 20—30 лет.

Итак, предлагаемый малый реактор BWR безопаснее, чем стандартный BWR-6. Это достигнуто в результате уменьшения вероятности аварий с большими потерями теплоносителя (благодаря применению железобетонного корпуса специальной конструкции), отказа от многих эксплуатационных систем. К тому же организация естественной циркуляции теплоносителя первого контура исключила необходимость использования рециркуляционных насосов, а применение системы аварийного охлаждения активной зоны, приводимой в действие паром от реактора, позволило отказаться от ряда защитных систем безопасности и ди-

зель-генераторов (в итоге вероятность расплавления активной зоны намного уменьшилась по сравнению с существующей для легководных реакторов). Следует отметить также, что при проектировании теплообменников первого контура принят модульный принцип. Габариты модулей позволяют полностью изготавливать агрегаты на заводах, что, несомненно, приведет к снижению стоимости и сокращению сроков сооружения АЭС. Исключение многих систем упростит эксплуатацию и техническое обслуживание электростанции. Эти обстоятельства с учетом увеличения срока

службы АЭС позволяют рассчитывать на конкурентоспособность предложенного проекта.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Atomwirtschaft — Atomtechnik. 1988. Bd 33. N 3. S. 144—151.
2. Atomwirtschaft — Atomtechnik. 1987. Bd 32. N 8—9. S. 431—433.
3. Nuclear Technology. 1987. Vol. 79. N 1. P. 51—65.